

No.	2F4-共通 2_Rev. 1	分類：共通
タイトル	<p>震災の影響を踏まえた経年劣化事象において、震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象及び震災によって使用環境が変化し進展が考えられる事象について</p>	
説明	<p>震災の影響を踏まえた経年劣化事象においては、震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象と、震災によって使用環境が変化し進展が考えられる事象が挙げられる。</p> <p>具体的な事象と対策は下記のとおりである。</p> <p>①震災による通常環境からの乖離で進展が考えられる事象</p> <p>(1)津波の浸水による影響</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機器の腐食 ・動的機器の摺動部アブレイブ摩耗 ・電気・計装品の絶縁特性低下・特性変化 ・コンクリートの強度低下 <p>対策：震災の影響を受けた機器については、震災直後の外観点検やその後の分解点検等において既に健全性を確認しており、その実施状況については共通3にて説明する。</p> <p>②震災によって使用環境が変化し進展が考えられる事象</p> <p>(1)通常停止機器の長期間運転による劣化（摩耗，絶縁特性低下）</p> <p>対策：通常停止から通常運転に変更となる機器については、特別な保全計画において、点検周期の見直しを行なっている。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

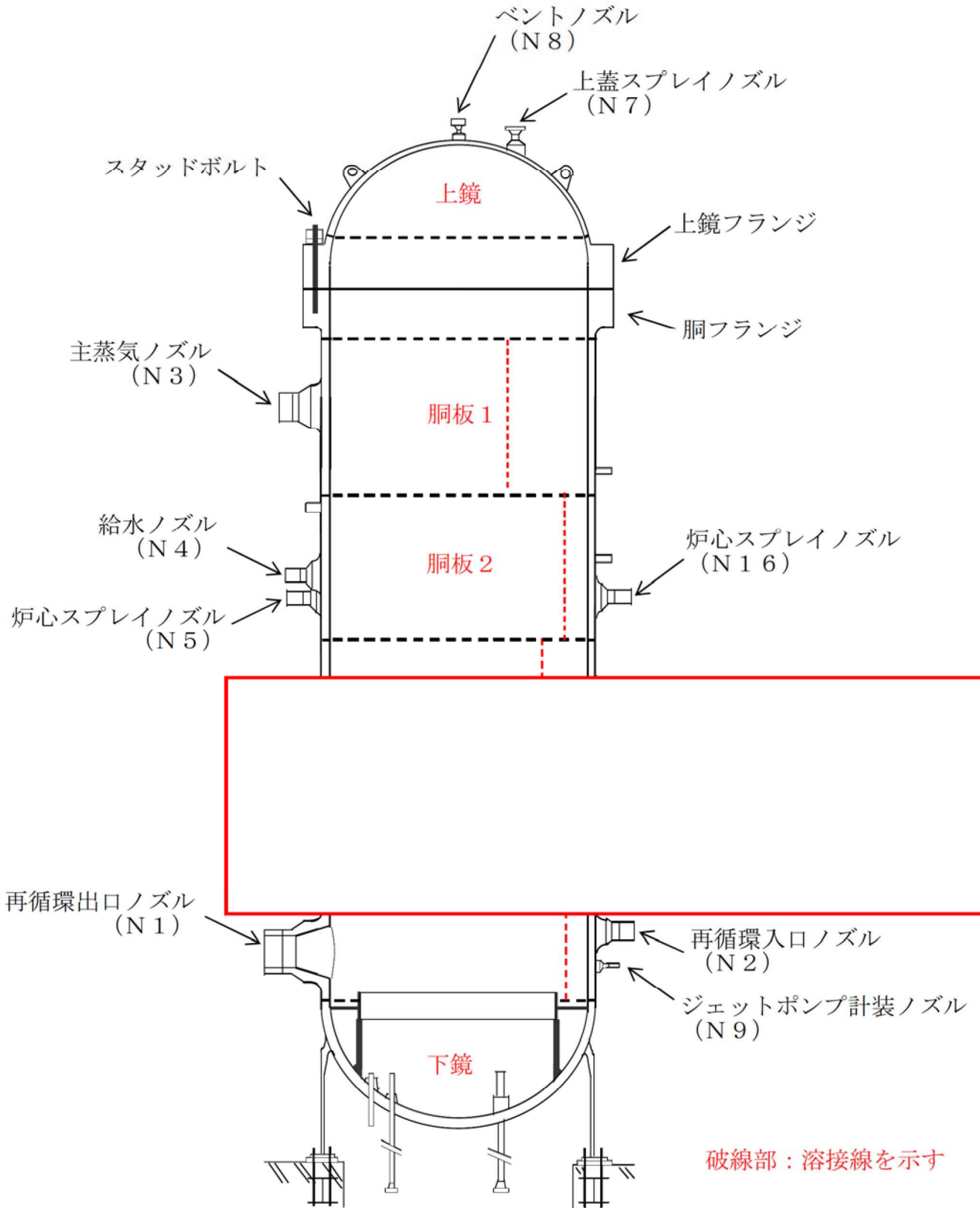
No.	2F4-低サイクル疲労 2_Rev. 1	分類：共通
タイトル	ステンレス鋼クラッドにより接液しないことを理由に環境疲労評価を行っていない部位のステンレス鋼クラッド健全性確認方法について	
説明	<p>原子炉圧力容器の内面で炭素鋼及び低合金鋼は、次の部分を除きステンレス鋼クラッドが施工されている。</p> <div data-bbox="376 741 1410 875" style="border: 2px solid red; height: 60px; width: 100%;"></div> <p>ステンレス鋼クラッドが施工されている下鏡については、環境疲労評価を実施し問題のないことを確認している。</p> <p>ステンレス鋼クラッドの健全性については、社団法人日本機械学会 JSME S NA1「発電用原子力設備規格 維持規格」に準拠し、定期事業者検査の炉内構造物検査として以下の検査を実施し異常のないことを確認している。</p> <p>試験カテゴリーG-B-1 沸騰水型原子炉圧力容器内部の構造物・取付け物</p> <p>原子炉圧力容器 容器内部</p> <p>圧力容器胴内面の肉盛（パッチ） 遠隔目視試験（VT-3）</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

No.	2F4-中性子照射脆化 1_Rev. 1	分類：容器（原子炉压力容器）
タイトル	原子炉压力容器内面で照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ をこえる範囲及び炉心領域について	
説明	<p>平成 27 年 8 月 25 日時点において、原子炉压力容器内面で照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ をこえる範囲の主な部位と照射量を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・胴板 3, 4 : 約 $4.1 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ ・ 低圧注水ノズル (N 6) : <input type="text"/> $\text{n/m}^2/\text{s}$ (中性子束) $\times 17.45 \text{EFPY}$ <input type="text"/> n/m^2 <input type="text"/> $\text{n/m}^2/\text{s}$ (中性子束) $\times 17.45 \text{EFPY}$ <p>以下、参考として、主な炉内構造物における照射量を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心シュラウド : 約 $5.5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$ ・上部格子板 : 約 $5.5 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ ・周辺燃料支持金具 : 約 $5.5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$ ・炉心支持板 : 約 $5.5 \times 10^{23} \text{n/m}^2$ ・制御棒案内管 : 約 $5.5 \times 10^{23} \text{n/m}^2$ <p>なお、炉心領域を示した図（原子炉压力容器のプレートナンバーやノズルの番号、照射量 $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ をこえる範囲）については添付に示す。</p> <p>また、板厚及びクラッド厚さを以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・板厚 : <input type="text"/> mm (最小値) ・クラッド厚さ : <input type="text"/> mm (最小 <input type="text"/> mm) <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2F4-中性子照射脆化 1-①_Rev. 1 : 原子炉压力容器概要図 <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



原子炉圧力容器概要図

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-中性子照射脆化 3_Rev. 1	分類：容器（原子炉压力容器）																	
タイトル	監視試験片の化学成分について																		
説明	<p>監視試験片の化学成分は以下のとおり。</p> <p style="text-align: right;">(単位：重量%)</p> <table border="1" data-bbox="360 745 1401 1016"> <thead> <tr> <th data-bbox="360 745 622 824">区分</th> <th data-bbox="622 745 836 824">S i</th> <th data-bbox="836 745 1027 824">P</th> <th data-bbox="1027 745 1219 824">N i</th> <th data-bbox="1219 745 1401 824">C u</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="360 824 622 920">母 材</td> <td data-bbox="622 824 836 920">0.26</td> <td data-bbox="836 824 1027 920">0.005</td> <td data-bbox="1027 824 1219 920">0.68</td> <td data-bbox="1219 824 1401 920">0.03</td> </tr> <tr> <td data-bbox="360 920 622 1016">溶接金属</td> <td data-bbox="622 920 836 1016">0.32</td> <td data-bbox="836 920 1027 1016">0.007</td> <td data-bbox="1027 920 1219 1016">0.98</td> <td data-bbox="1219 920 1401 1016">0.03</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>				区分	S i	P	N i	C u	母 材	0.26	0.005	0.68	0.03	溶接金属	0.32	0.007	0.98	0.03
区分	S i	P	N i	C u															
母 材	0.26	0.005	0.68	0.03															
溶接金属	0.32	0.007	0.98	0.03															

No.	2F4-中性子照射脆化 5	分類：容器（原子炉压力容器）	
タイトル	これまでに取り出した監視試験片の取出時期と EFPY の対応及び JEAC4201 記載の取出時期との対応について		
説明	これまでに取り出した監視試験片は、第 1 回 <input type="text"/> 加速照射、第 2 回 <input type="text"/> <input type="text"/> の 2 回である。		
		取出時期(年月)	EFPY
	第 1 回 <input type="text"/> 加速照射	<input type="text"/>	JEAC4201 (年度)
	第 2 回 <input type="text"/>		電力自主
			6EFPY (1991)
			以上

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-中性子照射脆化 6	分類：容器（原子炉圧力容器）
タイトル	近傍にノズルのような大きな応力集中源がある場合の健全性評価結果について	
説明	<p>低圧注水ノズル（以下N6ノズル）の評価にあたって非延性破壊防止の観点で破壊靱性上最も厳しい運転条件である耐圧試験圧力（<input type="text"/> MPa）で実施した。</p> <p>評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ H27.8.25時点のEFPY：18 EFPY（17.45） ・ 関連温度初期値：<input type="text"/> °C ・ 化学成分（母材）：Cu=<input type="text"/> mass% ， Ni=<input type="text"/> mass% ・ 板厚：t=<input type="text"/> mm ， 1/4t位置での深さ：a=t/4=<input type="text"/> mm ・ N6ノズル部の中性子束 ϕ：<input type="text"/> n/cm²/s ・ 1/4t位置での中性子束：<math>\phi_c = \text{<input type="text"/>} \cdot \exp(-0.24a/25.4) = \text{<input type="text"/>}</math> n/cm²/s <p>平成27年8月25日時点のN6ノズルの関連温度移行量は<input type="text"/> °Cとなる。</p> <p>関連温度及びそれを決定するために求めたマージン並びに設定根拠（過程）を示した計算書を添付に示す。</p> <p>また、N6ノズルの破壊力学的検討によるマージン（°C）は、<input type="text"/> °Cとなった。</p> <p>計算根拠は以下のとおり。</p> $1/0.036 \times \ln((K_I - 36.48)/22.78) = \text{} \text{ } ^\circ\text{C} \text{ (} \text{} \text{ } ^\circ\text{C)}$ <ul style="list-style-type: none"> ・ 応力拡大係数 K_I は、<input type="text"/> (MPa\sqrt{m}) <p>なお、応力拡大係数 K_I (MPa\sqrt{m}) は JEAC4206-2007 付属書 F-4200 の手法により算出した。計算過程を以下に示す。</p> $K_I = f \times F \times \sigma_h \times \sqrt{(\pi \times a)} \div \sqrt{1,000}$ <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全係数 (f)：<input type="text"/> ・ 係数 (F)：<input type="text"/> (半径 $r_n = \text{ノズル内半径}$ <input type="text"/> mm) + 0.29 \times <input type="text"/> mm (ノズルコーナ曲率半径)) ・ 応力 (σ_h)：<input type="text"/> (N/mm²) ・ π：3.141593 ・ 仮想欠陥寸法 (a)：<input type="text"/> mm (板厚)/16 	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-中性子照射脆化 6	分類：容器（原子炉压力容器）												
説明 (続き)	<p>以下にN 6 ノズルの関連温度予測値をまとめる。</p> <p style="text-align: center;">N 6 ノズルの関連温度予測値</p> <table border="1" data-bbox="359 443 1401 683"> <thead> <tr> <th data-bbox="359 443 553 562">関連温度 初期値 (°C)</th> <th data-bbox="553 443 745 562">関連温度 移行量 (°C) *</th> <th data-bbox="745 443 936 562">関連温度 (°C)</th> <th data-bbox="936 443 1201 562">破壊力学的検討による マージン (°C)</th> <th data-bbox="1201 443 1401 562">最低使用温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5" data-bbox="359 562 1401 683" style="text-align: center;">[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：压力容器内壁面からの板厚 1/4 深さでの予測値</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2F4-中性子照射脆化 6-①：JEAC4201-2007 及び JEAC4201-2007 [2013 追補版] に基づく関連温度移行量評価(18EFPY) <p style="text-align: right;">以 上</p>				関連温度 初期値 (°C)	関連温度 移行量 (°C) *	関連温度 (°C)	破壊力学的検討による マージン (°C)	最低使用温度 (°C)	[Redacted]				
関連温度 初期値 (°C)	関連温度 移行量 (°C) *	関連温度 (°C)	破壊力学的検討による マージン (°C)	最低使用温度 (°C)										
[Redacted]														

[Redacted] 内は商業機密に属しますので公開できません

JEAC4201-2007 及び JEAC4201-2007 [2013 追補版] に基づく関連温度移行量評価 (18EFPY)

1. 国内脆化予測法について

母材等、溶接金属と同様に JEAC4201-2007 附属書 B に規定されている国内脆化予測法に基づき、N6 ノズル部の評価を行う。

2. 関連温度移行量の評価手法

母材等、溶接金属と同様手法にて、N6 ノズル部の評価を行う。

3. 4号機の関連温度移行量評価

平成 27 年 8 月 25 日時点 (17.45EFPY) における ΔRT_{NDT} 予測値の算出過程を示す。

(1) N6 ノズル部の評価

4号機 N6 ノズル部のデータは次の通りである。

板厚： $t = \square$ mm、1/4t 位置での深さ： $a = t/4 = \square$ mm

N6 ノズル部の中性子束 ϕ ： \square n/cm²/s、

1/4t 位置での中性子束： $\phi_0 = \square \cdot \exp(-0.24a/25.4) = \square$ n/cm²/s

Cu = \square mass%、Ni = \square mass%

17.45EFPY に近い 18EFPY、Cu = \square mass% における表の読み値と、Ni に対して比例補間した値は表の通りとなる。JEAC4201-2007 附属書 B の式 (5) より、中性子束 $\phi_0 = \square$ n/cm²/s に対する ΔRT_{NDT} 計算値は次の通りである (小数点第 2 位を切り上げ)。

ΔRT_{NDT}

表 4号機 N6 ノズル部の Ni に対する補間後の ΔRT_{NDT} 計算値

JEAC4201-2007 の 脆化予測評価表 (対応する中性子束 n/cm ² /s)	Ni [mass%]	
	ΔRT_{NDT} (読み値) [°C]	ΔRT_{NDT} (補間後の値) [°C]
附属書表 B-2100-2 (\square) (\square)		
附属書表 B-2100-2 (\square) (\square)		

(2) マージンの算出

炉壁試験片による実測値は 1 個しかないため、マージン M_R は以下の通りである。

$M_R = \square$ °C

以上より、N6 ノズル部の ΔRT_{NDT} 予測値は、 \square [°C]

以上

No.	2F4-中性子照射脆化 7_Rev. 1	分類：容器（原子炉压力容器）																							
タイトル	現時点（平成 27 年 8 月 25 日時点）の関連温度，上部棚吸収エネルギーの予測，破壊力学的検討によるマージン及び胴の最低使用温度の計算過程について																								
説明	<p>福島第二 4 号炉における原子炉压力容器胴の中性子照射脆化について以下に示す。</p> <p>○適用規格について 最低使用温度及び上部棚吸収エネルギーの評価においては，下記の規格に基づき評価を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007） ・原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007） <p>○健全性評価における胴内表面の照射量及び評価に用いた板厚 1/4 深さ位置での中性子照射量について</p> <table border="1" data-bbox="395 1025 1090 1196"> <tr> <td>胴内表面の中性子照射量</td> <td>$4.1 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ (>1MeV)</td> </tr> <tr> <td>評価に用いた板厚 1/4 深さ位置での中性子照射量</td> <td>$2.8 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ (>1MeV)</td> </tr> </table> <p>○原子炉压力容器の炉心領域部材料の化学成分について (単位：重量%)</p> <table border="1" data-bbox="389 1317 1090 1444"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>Si</th> <th>P</th> <th>Ni</th> <th>Cu</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>母材</td> <td>0.26</td> <td>0.005</td> <td>0.68</td> <td>0.03</td> </tr> <tr> <td>溶接金属</td> <td>0.32</td> <td>0.007</td> <td>0.98</td> <td>0.03</td> </tr> </tbody> </table> <p>○EFPYについて</p> <table border="1" data-bbox="395 1525 1082 1653"> <thead> <tr> <th>EFPY</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>17.45 (18*)</td> <td>平成 27 年 8 月 25 日時点</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：「JEAC4201-2007 附属書表 B-2100-2 原子炉压力容器に対する ΔRT_{NDT} 計算値」で ΔRT_{NDT} 計算値を算出する際に適用した EFPY 値を示す。</p> <p>平成 27 年 8 月 25 日時点の EFPY は，18 EFPY である。 平成 23 年 3 月 11 日までの 4 号機の総発電量=168,088,440 MWh。これ以降，東北地方太平洋沖地震により発電はしていない。 このため，平成 27 年 8 月 25 日時点の EFPY=総発電量/(1100×365×24)=17.45EFPY これを切り上げ 18EFPY としている。</p>		胴内表面の中性子照射量	$4.1 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ (>1MeV)	評価に用いた板厚 1/4 深さ位置での中性子照射量	$2.8 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ (>1MeV)	区分	Si	P	Ni	Cu	母材	0.26	0.005	0.68	0.03	溶接金属	0.32	0.007	0.98	0.03	EFPY	備考	17.45 (18*)	平成 27 年 8 月 25 日時点
胴内表面の中性子照射量	$4.1 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ (>1MeV)																								
評価に用いた板厚 1/4 深さ位置での中性子照射量	$2.8 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ (>1MeV)																								
区分	Si	P	Ni	Cu																					
母材	0.26	0.005	0.68	0.03																					
溶接金属	0.32	0.007	0.98	0.03																					
EFPY	備考																								
17.45 (18*)	平成 27 年 8 月 25 日時点																								

No.	2F4-中性子照射脆化7_Rev.1	分類：容器（原子炉压力容器）																																														
説明 (続き)	<p>○評価結果について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最低使用温度 <p>JEAC4206-2007 及び JEAC4201-2007 により求めた関連温度移行量，関連温度，最低使用温度は，以下のとおり。なお，計算過程を 2F4-照射脆化7-①に添付する。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価時期</th> <th>材 料</th> <th>関連温度 初期値 (°C)</th> <th>関連温度 移行量 (°C)*</th> <th>関連温度 (°C)</th> <th>破壊力学的 検討による マージン(°C)</th> <th>胴の最低 使用温度(°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">平成 27 年 8 月 25 日時点</td> <td>母材</td> <td>-40</td> <td>25</td> <td>-15</td> <td rowspan="3">24</td> <td rowspan="3">9</td> </tr> <tr> <td>溶接金属</td> <td>-65</td> <td>25</td> <td>-40</td> </tr> <tr> <td>熱影響部</td> <td>-40</td> <td>25</td> <td>-15</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">*：压力容器内壁面から板厚 1/4 深さでの予測値</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上部棚吸収エネルギー予測値 <p>上部棚吸収エネルギー予測値は，以下のとおりです。JEAC4206-2007 で規定されている 68 J を上回っている。なお，計算過程を 2F4-照射脆化7-②に添付する。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>方向</th> <th>初期値</th> <th>平成 27 年 8 月 25 日時点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>母材</td> <td>T 方向</td> <td>199</td> <td>171</td> </tr> <tr> <td>溶接金属</td> <td>溶接線に直角方向</td> <td>202</td> <td>166</td> </tr> <tr> <td>熱影響部</td> <td>溶接線に直角方向</td> <td>216</td> <td>185</td> </tr> </tbody> </table> <p>○破壊力学的検討によるマージンについて</p> <p>最低使用温度＝関連温度＋破壊力学的検討によるマージン</p> <p>ここで，破壊力学的検討によるマージン＝$1/0.036 \times \ln((K_{IC} - 36.48)/22.78) =$ °C</p> <p style="text-align: right;">K_{IC}：破壊靱性値 MPa</p> <p>応力拡大係数K_Iは，JEAC4206-2007 A-3222の(7)式によります。また，A-3222の(1)項の内容により，K_{IC}としてK_Iを使用している。</p> $K_I = 1.5 \cdot K_{IP} + K_{Iq}$ $= 1.5 \cdot M_m \cdot \sigma_M + (2/3) \cdot M_m \cdot \sigma_q$ $= 1.5 \times \text{ } + (2/3) \times \text{ }$ $= \text{ }$ <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="2">応力 (N/mm²)</th> <th rowspan="2">応力拡大係数K_I</th> </tr> <tr> <th>σ_M</th> <th>σ_q</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;"> </td> <td style="text-align: center;"> </td> <td style="text-align: center;"> </td> </tr> </tbody> </table>		評価時期	材 料	関連温度 初期値 (°C)	関連温度 移行量 (°C)*	関連温度 (°C)	破壊力学的 検討による マージン(°C)	胴の最低 使用温度(°C)	平成 27 年 8 月 25 日時点	母材	-40	25	-15	24	9	溶接金属	-65	25	-40	熱影響部	-40	25	-15		方向	初期値	平成 27 年 8 月 25 日時点	母材	T 方向	199	171	溶接金属	溶接線に直角方向	202	166	熱影響部	溶接線に直角方向	216	185	応力 (N/mm ²)		応力拡大係数K _I	σ _M	σ _q	 	 	
評価時期	材 料	関連温度 初期値 (°C)	関連温度 移行量 (°C)*	関連温度 (°C)	破壊力学的 検討による マージン(°C)	胴の最低 使用温度(°C)																																										
平成 27 年 8 月 25 日時点	母材	-40	25	-15	24	9																																										
	溶接金属	-65	25	-40																																												
	熱影響部	-40	25	-15																																												
	方向	初期値	平成 27 年 8 月 25 日時点																																													
母材	T 方向	199	171																																													
溶接金属	溶接線に直角方向	202	166																																													
熱影響部	溶接線に直角方向	216	185																																													
応力 (N/mm ²)		応力拡大係数K _I																																														
σ _M	σ _q																																															
 	 	 																																														

 内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-中性子照射脆化 7_Rev. 1	分類：容器（原子炉圧力容器）
説明 (続き)	<p data-bbox="375 367 512 400">【添付資料】</p> <ul data-bbox="391 407 1394 521" style="list-style-type: none"><li data-bbox="391 407 1394 479">・2F4-中性子照射脆化 7-①_Rev. 1：JEAC4201-2007 及び JEAC4201-2007 [2013 追補版] に基づく関連温度移行量評価（18EFPY）<li data-bbox="391 488 1147 521">・2F4-中性子照射脆化 7-②：上部棚吸収エネルギー予測値評価 <p data-bbox="1307 568 1394 602" style="text-align: right;">以上</p>	

JEAC4201-2007 及び JEAC4201-2007 [2013 追補版] に基づく関連温度移行量評価 (18EFPY)

1. 4号機の関連温度移行量評価

JEAC4201-2007 附属書 B に規定される国内脆化予測法に基づき評価を行う。

平成 27 年 8 月 25 日時点 (17.45EFPY) における ΔRT_{NDT} 予測値の算出過程を示す。

板厚： $t = \square$ mm、1/4t 位置での深さ： $a = t/4 = \square$ mm、

胴板内面の中性子束 ϕ ： \square n/cm²/s、

1/4t 位置での中性子束： $\phi_c = \square \cdot \exp(-0.24a/25.4) = \square$ n/cm²/s

①脆化予測評価表の選定

4号機第2回監視試験より、1/4t (t：板厚) 位置での中性子束 $\phi_c = \square$ n/cm²/s であるため、 $\phi_a = 4.0 \times 10^8$ n/cm²/s、 $\phi_b = 6.5 \times 10^8$ n/cm²/s に対応した表を選定する。

② ΔRT_{NDT} 計算値の算出

(1) 母材部及び熱影響部の評価

4号機母材部及び熱影響部の化学成分は次の通りである。

Cu=0.03 mass%、Ni=0.68 mass%

17.45EFPY に近い 18EFPY、Cu= \square mass% における表の読み値と、Ni に対して比例補間した値は表 1 の通りとなる。JEAC4201-2007 附属書 B の式 (3) より、中性子束 $\phi_c = \square$ n/cm²/s に対する ΔRT_{NDT} 計算値は次の通りである (小数点第 2 位を切り上げ)。

ΔRT_{NDT}

表 1 4号機母材部及び熱影響部の Ni に対する補間後の ΔRT_{NDT} 計算値

JEAC4201-2007 の 脆化予測評価表 (対応する中性子束 n/cm ² /s)	Ni [mass%]	
	ΔRT_{NDT} (読み値) [°C]	ΔRT_{NDT} (補間後の値) [°C]
附属書表 B-2100-2 (\square) \square		
附属書表 B-2100-2 (\square) \square		

(2) 溶接金属の評価

4号機溶接金属の化学成分は次の通りである。

Cu= \square mass%、Ni= \square mass%

18 EFPY、Cu= \square mass%、Ni= \square mass% における表の読み値は表 2 の通りとなる。

JEAC4201-2007 附属書 B の式 (3) より、中性子束 $\phi_c = \square$ n/cm²/s に対する ΔRT_{NDT} 計算値は次の通りである (小数点第 2 位を切り上げ)。

ΔRT_{NDT}

内は商業機密に属しますので公開できません

表2 4号機溶接金属の化学成分に対する ΔRT_{NDT} 計算値

JEAC4201-2007 の 脆化予測評価表 (対応する中性子束 $n/cm^2/s$)	Ni [mass%]	
	ΔRT_{NDT} (読み値) [°C]	ΔRT_{NDT} (補間後の値) [°C]
附属書表 B-2100-2 <input type="text"/>		
附属書表 B-2100-2 <input type="text"/>		

③ マージンの算出

炉壁試験片による実測値は1個しかないため、マージン M_R は以下の通りである。

$M_R = \text{} \text{ } ^\circ\text{C}$

JEAC4201-2007 附属書 B の式 (2) より求めた ΔRT_{NDT} 予測値と、炉壁試験片による実測値を表3に示す。

ΔRT_{NDT} 予測値は監視試験による実測値を上回っており M_R を求めなおす必要はない。

表3 4号機 ΔRT_{NDT} 予測値と実測値の比較

	ΔRT_{NDT} 予測値 [°C]	第2回試験 (炉壁試験片) での ΔRT_{NDT} 実測値 [°C]
母材		2
溶接金属		12
熱影響部		-11

以上

内は商業機密に属しますので公開できません

上部棚吸収エネルギー予測値評価

中性子照射による上部棚吸収エネルギー（USE：Upper Shelf Energy）の低下について評価した結果は表1の通りである。なお、予測値は小数点以下第1位を切り捨てている。

表1 USE 予測値

	方 向	初期値	平成27年8月25日時点
母材	T方向(主圧延方向に直角な方向)	199	171
溶接金属	溶接線に直角方向	202	166
熱影響部	溶接線に直角方向	216	185

最も上部棚吸収エネルギーが低下するのは溶接金属の値であり、建設時（未照射材）で202J、平成27年8月25日時点で166J程度となっている。なお、いずれもJEAC4206規定の68Jを上回っている。これらの導出に必要な事項を以下に示す。

USE調整値(J) = USE初期値 × (1 - ΔUSE予測値/100)、ΔUSE予測値 = C₀ + [CF_U] × [FF_U] + Mu

C₀：母材は□、溶接金属は□

ここで、[CF_U]は表2に示す化学成分、[FF_U]は中性子照射量（平成27年8月25日時点）4.1 × 10²¹n/m²をパラメータとしてそれぞれ算出した。

Muは監視試験による最大のΔUSEの実測値が上記のΔUSE予測値を上回った場合は実測値を包絡するようにMuを定めることが定められており、これに従いMu（実測値包絡）を定めた。

表3に監視試験データを示すが、USE実測値が初期値より大きいものがあり、この値を使用した方法によりMuを設定すると負の値となり、適切な予測ができない可能性があるため、Mu（実測値包絡）はΔUSEの実測値が2個未満の場合に規定される式 [Mu = 2σ_{ΔU} (σ_{ΔU}：母材(熱影響部含む)は6.9%、溶接金属は7.5%)] により設定している。なお、予測値は小数点以下第2位を切り上げている。また、表4にΔUSE算出のためのパラメータを示す。

表2 RPV胴板材料の化学成分（単位：wt%）

	Si	P	Ni	Cu
母材	0.26	0.005	0.68	0.03
溶接金属	0.32	0.007	0.98	0.03
熱影響部	0.26	0.005	0.68	0.03

表3 監視試験データ

回 数	上部棚吸収エネルギー(J)		
	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	199	202	216
第1回(加速)	188	176	185
2回	222	212	223

表4 ΔUSE算出のためのパラメータ

	CF _U	平成27年8月25日時点		
		FF _U	M _U (実測値包絡)	ΔUSE 予測値(%)
母材				
溶接金属				
熱影響部				

以上

□内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-中性子照射脆化8	分類：容器（原子炉压力容器）
タイトル	至近の供用期間中検査における超音波探傷検査，漏えい検査の要領及び結果について	
説明	<p>原子炉压力容器の供用期間中検査については，社団法人日本機械学会 JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年改訂版）」に準拠し，第4号機第17保全サイクル定期事業者検査のクラス1機器供用期間中検査として検査を実施した。</p> <p>原子炉压力容器の超音波探傷検査，漏えい検査を実施し判定基準を満足していることを確認している。</p> <p>【超音波探傷検査】</p> <p>B-A 原子炉压力容器の炉心外周域耐圧部分の溶接継手 2 継手</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-IASCC9	分類：機械設備（制御棒）																																	
タイトル	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																																		
説明	<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> <table border="0"> <tr><td>炭素</td><td><input type="text"/></td><td>以下</td></tr> <tr><td>シリコン</td><td><input type="text"/></td><td>以下</td></tr> <tr><td>マンガン</td><td><input type="text"/></td><td>以下</td></tr> <tr><td>クロム</td><td><input type="text"/></td><td></td></tr> <tr><td>モリブデン</td><td><input type="text"/></td><td></td></tr> <tr><td>チタン</td><td><input type="text"/></td><td></td></tr> <tr><td>コバルト</td><td><input type="text"/></td><td>以下</td></tr> <tr><td>アルミニウム</td><td><input type="text"/></td><td></td></tr> <tr><td>ニッケル</td><td><input type="text"/></td><td></td></tr> </table> <p>○機械的性質</p> <table border="0"> <tr><td>引張強さ</td><td><input type="text"/></td><td>N/mm² 以上</td></tr> <tr><td>硬度</td><td><input type="text"/></td><td>以上</td></tr> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>		炭素	<input type="text"/>	以下	シリコン	<input type="text"/>	以下	マンガン	<input type="text"/>	以下	クロム	<input type="text"/>		モリブデン	<input type="text"/>		チタン	<input type="text"/>		コバルト	<input type="text"/>	以下	アルミニウム	<input type="text"/>		ニッケル	<input type="text"/>		引張強さ	<input type="text"/>	N/mm ² 以上	硬度	<input type="text"/>	以上
炭素	<input type="text"/>	以下																																	
シリコン	<input type="text"/>	以下																																	
マンガン	<input type="text"/>	以下																																	
クロム	<input type="text"/>																																		
モリブデン	<input type="text"/>																																		
チタン	<input type="text"/>																																		
コバルト	<input type="text"/>	以下																																	
アルミニウム	<input type="text"/>																																		
ニッケル	<input type="text"/>																																		
引張強さ	<input type="text"/>	N/mm ² 以上																																	
硬度	<input type="text"/>	以上																																	

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-IASCC10	分類：機械設備（制御棒）
タイトル	熱中性子照射量により定めた運用基準の内容，並びに制御棒の取替運用基準である $1.5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ （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 ^{10}B の減損（^{10}B の流出も考慮）により相対価値が 10%減少したときの核的寿命」と「^{10}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 ^{10}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 $1.5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 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"> ・高速中性子束/熱中性子束 約 3.4 ・高速中性子束 約 $1.2 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ （出典：工認） ・熱中性子束 約 $3.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ （出典：工認） <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 $1.5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$（熱中性子照射量）は，IASCC の感受性に影響が現れる $5.0 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$（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 style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-IASCC11	分類：機械設備（制御棒）
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，並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>	

No.	2F4-IASCC12	分類：機械設備（制御棒）
タイトル	<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>	
説明	<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ーシース溶接部近傍の IASCC と推定されるひびは，局所的なひびであり，主要部品は問題ないことから制御棒の機能上問題とならない。</p> <p>また，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，定期検査毎にそれぞれ停止余裕検査及び制御棒駆動機構機能検査により確認し，これまで問題が生じていない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

No.	2F4-IASCC13	分類：機械設備（制御棒）
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	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がないため、IASCC の発生・進展の可能性は小さい。 <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-絶縁低下 1	分類：共通
タイトル	<p>絶縁低下事象における冷温停止状態の点検頻度設定の基本的な考え方及び代表機器の機器名、保全項目（点検手法）、判定基準、冷温停止時の点検頻度ならびに断続的運転評価よりも冷温停止状態維持評価の方が使用条件の厳しくなる機器及び点検頻度設定の考え方について</p>	
説明	<p>①冷温停止状態における点検頻度設定の基本的な考え方は、以下に記載の通り。</p> <p>東日本大震災により、機器の状態が変化したため、現在の機器状態を考慮した点検方式に変更した。</p> <p>具体的には、サイクルで点検周期を定めていた機器は1サイクルを17ヶ月に換算することにより、これまでの点検周期とほぼ同じ期間で点検することとなるため、品質は維持できると判断した。</p> <p>また、低圧ポンプモータなどの機器で、振動診断が可能なものは、「状態監視保全」を採用しているが、絶縁抵抗測定は電源盤の点検に合わせ85ヶ月にて実施している。</p> <p>なお、FCS ブロア入口ガス温度計測装置などの一部の機器は、「止める・冷やす・閉じ込める」に直接影響がないことから、「異常兆候検知後」の点検としている。</p> <p>②代表機器の機器名、保全項目（点検手法）、判定基準、冷温停止時の点検頻度については、添付のリストに記載の通り。</p> <p>添付資料：2F4-絶縁低下 1-①</p>	

No.	2F4-絶縁低下 1	分類：共通
<p>説明 (続き)</p>	<p>③断続的運転評価よりも冷温停止状態維持評価の方が使用条件の厳しくなる機器及び点検頻度設定の考え方については、以下に記載の通り。</p> <p>(1) 残留熱除去系ポンプモータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・点検頻度 <ul style="list-style-type: none"> 震災前：本格点検 6 定検，一般点検 2 定検の都度 安定停止維持の状態：本格点検 85 ヶ月（5 定検相当）の都度 ・点検頻度設定の考え方 <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプモータの点検頻度は、当社ガイド（運用実績）により設定している。 震災前は、「高圧電動機－屋内設置－常時停止－重要度高」の категорияに属し、その点検頻度は本格点検 6 定検，一般点検 2 定検としている。 一方，安定停止維持の状態では，短期間ではあるが連続運転となったことから，同ガイドの「高圧電動機－屋内設置－常時運転－重要度高－予備機有り」の categoriaに属することとなり，その点検頻度は本格点検 5 定検，一般点検 2 定検となっている。 上記の categoriaに属する機器としては，低圧復水ポンプモータがあり，同モータはプラント運転期間(13 ヶ月)において連続運転となる。 この低圧復水ポンプモータの連続運転実績を基に残留熱除去系ポンプモータの安定停止維持の状態での点検頻度を，連続運転実績×ガイド（運用実績）の点検頻度(5 定検)から 85 ヶ月とした。 なお，一般点検については，その後の技術検討により，点検による機能回復がないこと等から実施しないこととしている。 	

No.	2F4-絶縁低下 1	分類：共通
説明 (続 き)	<p>(2) 残留熱除去冷却水ポンプモータ, 残留熱除去冷却海水ポンプモータ, 非常用補機冷却水ポンプモータ, R/B RHR ポンプ A/B 室空調機モータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・点検頻度 (残留熱除去冷却水ポンプモータ) 震災前：本格点検 6 定検の都度 安定停止維持の状態：異常兆候を検知後※ ・点検頻度 (残留熱除去冷却海水ポンプモータ) 震災前：本格点検 6 定検の都度 安定停止維持の状態：異常兆候を検知後※ ・点検頻度 (非常用補機冷却水ポンプモータ) 震災前：本格点検 6 定検の都度 安定停止維持の状態：異常兆候を検知後※ ・点検頻度 (R/B RHR ポンプ A/B 室空調機モータ) 震災前：本格点検 5 定検の都度 安定停止維持の状態：異常兆候を検知後※ <p>※CBM (状態基準保全) によって異常兆候を検知した場合に分解点検を行うこととしている。</p> <p>なお、絶縁特性の低下については、CBM では検知困難であるが、ポンプモータの電源供給元の電源盤の定期点検 (85 ヶ月毎) において負荷側の絶縁抵抗測定を実施しており、絶縁特性低下の検知は可能。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

2F4 絶縁低下事象における代表機器リスト(機器名, 保全項目・判定基準・頻度)

*1: 判定基準は目安値

評価書大分類	評価書小分類	代表機器名	保全項目 (点検手法)	判定基準*1 (単位: MΩ)	冷温停止時 点検頻度	備考
ポンプモータ	高圧ポンプモータ	残留熱除去系ポンプモータ	絶縁抵抗測定	□ 以上	85ヶ月	
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	中央制御室冷水ポンプモータ	絶縁抵抗測定	□ 以上	85ヶ月	
ポンプモータ	低圧ポンプモータ	原子炉冷却材浄化系再循環ポンプモータ	絶縁抵抗測定	□ 以上	85ヶ月	
ケーブル	高圧ケーブル	高圧難燃CVケーブル	絶縁抵抗測定	□ 以上	68ヶ月	
ケーブル	低圧ケーブル	難燃PNケーブル	絶縁抵抗測定	□ 以上	23ヶ月	
ケーブル	低圧ケーブル	難燃CVケーブル	絶縁抵抗測定	□ 以上	85ヶ月	
ケーブル	低圧ケーブル	難燃FVケーブル	絶縁抵抗測定	□ 以上	85ヶ月	
ケーブル	同軸ケーブル	難燃二重同軸ケーブル(シース: 難燃ビニル)	絶縁抵抗測定	□ 以上	23ヶ月	
ケーブル	同軸ケーブル	難燃六重同軸ケーブル	絶縁抵抗測定	芯線-シールド □ 以上 シールド-大地 □ 以上	23ヶ月	
ケーブル	同軸ケーブル	難燃複合同軸ケーブル	絶縁抵抗測定	□ 以上	23ヶ月	
ケーブル	ケーブル接続部	端子台接続	絶縁抵抗測定	□ 以上	異常兆候 検知後	
ケーブル	ケーブル接続部	直ジョイント接続	絶縁抵抗測定	□ 以上	異常兆候 検知後	
ケーブル	ケーブル接続部	同軸コネクタ接続	絶縁抵抗測定	芯線-シールド □ 以上 シールド-大地 □ 以上	23ヶ月	
計測制御装置	FCSブロー入口ガス温度計測装置	温度検出器(熱電対式)	絶縁抵抗測定	□ 以上	異常兆候 検知後	
計測制御装置	サフレーションプール水温度計測装置	温度検出器(测温抵抗体式)	絶縁抵抗測定	□ 以上	23ヶ月	
計測制御装置	換気系排気筒入口放射線計測装置	サンプルポンプモータ(低圧, 交流, 全閉)	絶縁抵抗測定	□ 以上	23ヶ月	
計測制御装置	格納容器内水素濃度計測装置	サンプルポンプモータ(低圧, 交流, 全閉)	絶縁抵抗測定	□ 以上	異常兆候 検知後	
計測制御装置	格納容器内酸素濃度計測装置	サンプルポンプモータ(低圧, 交流, 全閉)	絶縁抵抗測定	□ 以上	異常兆候 検知後	
電源設備	高圧閉鎖配電盤	非常用M/C (VCB)/支持サポート, 投入コイル, 引外しコイル, 断路部	絶縁抵抗測定	□ 以上	85ヶ月	
電源設備	高圧閉鎖配電盤	非常用M/C (VCB)/主回路導体支持碍子, 主回路断路部, 計器用変流器(貫通形), 計器用変圧器	絶縁抵抗測定	□ 以上	85ヶ月	

□ 内は商業機密に属しますので公開できません

評価書大分類	評価書小分類	代表機器名	保全項目 (点検手法)	判定基準*1 (単位:MΩ)	冷温停止時 点検頻度	備考
電源設備	動力変圧器	非常用P/C変圧器(シリコン乾式)/変圧器コイル	絶縁抵抗測定	[Redacted]	以上	85ヶ月
電源設備	動力変圧器	非常用P/C変圧器(シリコン乾式)/支持碍子	絶縁抵抗測定		以上	85ヶ月
電源設備	動力変圧器	非常用P/C変圧器(シリコン乾式)/ファンモータ(低圧, 交流, 全閉)	絶縁抵抗測定		以上	85ヶ月
電源設備	動力変圧器	非常用P/C変圧器(モールド乾式)/変圧器コイル	絶縁抵抗測定		以上	85ヶ月
電源設備	動力変圧器	非常用P/C変圧器(モールド乾式)/支持碍子	絶縁抵抗測定		以上	85ヶ月
電源設備	低圧閉鎖配電盤	非常用P/C/投入コイル, 引外しコイル	絶縁抵抗測定		以上	85ヶ月
電源設備	低圧閉鎖配電盤	非常用P/C/断路部, 絶縁支持板	絶縁抵抗測定		以上	85ヶ月
電源設備	低圧閉鎖配電盤	非常用P/C/計器用変圧器, 計器用変流器(貫通形)	絶縁抵抗測定		以上	85ヶ月
電源設備	モータコントロールセンタ	非常用MCC/変圧器, 限流リアクトル, 水平母線取付サ	絶縁抵抗測定		以上	85ヶ月
電源設備	空気冷却横軸回転界磁三相交流	非常用ディーゼル発電設備(A, B号機)/固定子コイル, 口出線・接続部品, 回転子コイル	絶縁抵抗測定		以上	136ヶ月 又は85ヶ月 又は68ヶ月
電源設備	空気冷却横軸回転界磁三相交流	非常用ディーゼル発電設備(A, B号機)/励磁用可飽和変流器, リアクトル, 励磁用変圧器, 計器用変圧器, 計器用変流器(貫通形)	絶縁抵抗測定		以上	68ヶ月
電源設備	RPS-MGセット	RPS-MGセット発電機/固定子コイル, 回転子コイル, 口出線・接続部品	絶縁抵抗測定		以上	34ヶ月
電源設備	RPS-MGセット	RPS-MGセット励磁機/固定子コイル, 回転子コイル	絶縁抵抗測定		以上	34ヶ月
電源設備	RPS-MGセット	RPS-MGセット駆動モータ/固定子コイル, 口出線・接続部	絶縁抵抗測定		以上	34ヶ月
電源設備	CVCF	バイタル電源用CVCF/計器用変流器, 変圧器	絶縁抵抗測定		以上	51ヶ月
電源設備	サイリスタ整流回路充電器盤	125V充電器盤/変圧器	絶縁抵抗測定		以上	51ヶ月
電源設備	計測用変圧器	中央制御室計測用変圧器/変圧器コイル, 支持碍子	絶縁抵抗測定		以上	85ヶ月
容器	電気ペネトレーション	モジュール型核計装用電気ペネトレーション/同軸ケーブル, シール材	絶縁抵抗測定		以上	異常兆候 検知後
弁	電動弁駆動部	残留熱除去系停止時冷却ライン内側隔離弁用駆動部/固定子コイル, 口出線・接続部品, プレーキ電磁コイル	絶縁抵抗測定	以上	85ヶ月	
弁	電動弁駆動部	高圧炉心スプレイ系圧力抑制室側吸込弁用駆動部/固定子コイル, 口出線・接続部品, プレーキ電磁コイル	絶縁抵抗測定	以上	85ヶ月	

[Redacted] 内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-絶縁低下 3	分類：共通																																	
タイトル	震災時に津波により浸水し交換・補修した電気設備（ケーブル、配電盤、電動機等）及びその設置場所について																																		
説明	<p>震災時に津波により浸水した電気設備（ケーブル、配電盤、電動機等）の設置場所については、添付資料「2F4-絶縁低下 3-①, ②」に提示の通り。 また、交換・補修した電気設備は以下の通り。</p> <table border="0" data-bbox="387 824 1313 1265"> <thead> <tr> <th data-bbox="387 824 879 857"><浸水した電気設備></th> <th data-bbox="879 824 1082 857"><対応></th> <th data-bbox="1082 824 1313 857"><備考></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="387 857 879 891">非常用補機冷却水ポンプモータ (A)</td> <td data-bbox="879 857 1082 891">補修</td> <td data-bbox="1082 857 1313 891">洗浄, ワニス塗布</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 891 879 925">残留熱除去冷却水ポンプモータ (A~D)</td> <td data-bbox="879 891 1082 925">補修</td> <td data-bbox="1082 891 1313 925">洗浄, ワニス塗布</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 925 879 958">残留熱除去冷却海水ポンプモータ (A~D)</td> <td data-bbox="879 925 1082 958">補修</td> <td data-bbox="1082 925 1313 958">洗浄, ワニス塗布</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 958 879 992">高圧ケーブル (P/C4C-2, P/C4D-2)</td> <td data-bbox="879 958 1082 992">取替</td> <td data-bbox="1082 958 1313 992"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 992 879 1025">低圧ケーブル (Hx/B)</td> <td data-bbox="879 992 1082 1025">取替</td> <td data-bbox="1082 992 1313 1025"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1025 879 1059">ケーブルトレイ (T/B~Hx/B)</td> <td data-bbox="879 1025 1082 1059">補修</td> <td data-bbox="1082 1025 1313 1059">洗浄, 補修塗装</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1059 879 1093">電線管 (T/B~Hx/B)</td> <td data-bbox="879 1059 1082 1093">補修</td> <td data-bbox="1082 1059 1313 1093">洗浄, 補修塗装</td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1093 879 1126">動力変圧器 (4C-2, 4D-2)</td> <td data-bbox="879 1093 1082 1126">取替</td> <td data-bbox="1082 1093 1313 1126"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1126 879 1160">P/C (4C-2, 4D-2)</td> <td data-bbox="879 1126 1082 1160">取替</td> <td data-bbox="1082 1126 1313 1160"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="387 1160 879 1193">MCC (4C-2-1, 4D-2-1)</td> <td data-bbox="879 1160 1082 1193">取替</td> <td data-bbox="1082 1160 1313 1193"></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="376 1310 512 1344">【添付資料】</p> <ul data-bbox="395 1350 1366 1429" style="list-style-type: none"> ・2F4-絶縁低下 3-①：福島第二原子力発電所 4号機 津波による浸水エリア図 ・2F4-絶縁低下 3-②：福島第二原子力発電所 4号機 建屋内浸水エリア図 <p data-bbox="1321 1473 1406 1507" style="text-align: right;">以 上</p>		<浸水した電気設備>	<対応>	<備考>	非常用補機冷却水ポンプモータ (A)	補修	洗浄, ワニス塗布	残留熱除去冷却水ポンプモータ (A~D)	補修	洗浄, ワニス塗布	残留熱除去冷却海水ポンプモータ (A~D)	補修	洗浄, ワニス塗布	高圧ケーブル (P/C4C-2, P/C4D-2)	取替		低圧ケーブル (Hx/B)	取替		ケーブルトレイ (T/B~Hx/B)	補修	洗浄, 補修塗装	電線管 (T/B~Hx/B)	補修	洗浄, 補修塗装	動力変圧器 (4C-2, 4D-2)	取替		P/C (4C-2, 4D-2)	取替		MCC (4C-2-1, 4D-2-1)	取替	
<浸水した電気設備>	<対応>	<備考>																																	
非常用補機冷却水ポンプモータ (A)	補修	洗浄, ワニス塗布																																	
残留熱除去冷却水ポンプモータ (A~D)	補修	洗浄, ワニス塗布																																	
残留熱除去冷却海水ポンプモータ (A~D)	補修	洗浄, ワニス塗布																																	
高圧ケーブル (P/C4C-2, P/C4D-2)	取替																																		
低圧ケーブル (Hx/B)	取替																																		
ケーブルトレイ (T/B~Hx/B)	補修	洗浄, 補修塗装																																	
電線管 (T/B~Hx/B)	補修	洗浄, 補修塗装																																	
動力変圧器 (4C-2, 4D-2)	取替																																		
P/C (4C-2, 4D-2)	取替																																		
MCC (4C-2-1, 4D-2-1)	取替																																		

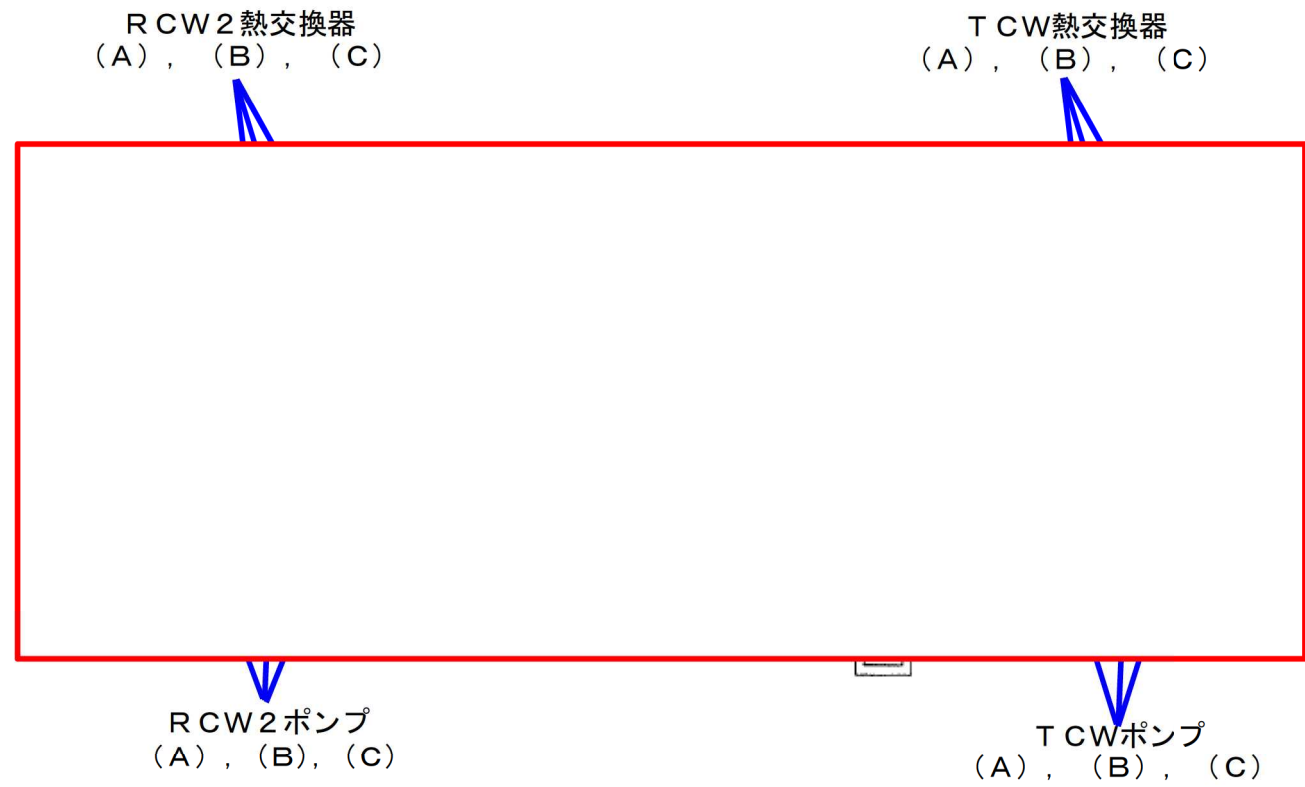
福島第二原子力発電所 4号機
津波による浸水エリア図

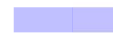
添付資料：2F4-絶縁低下3-①

青色塗り：津波により浸水したエリア
黄色塗り：津波の遡上により浸水したエリア



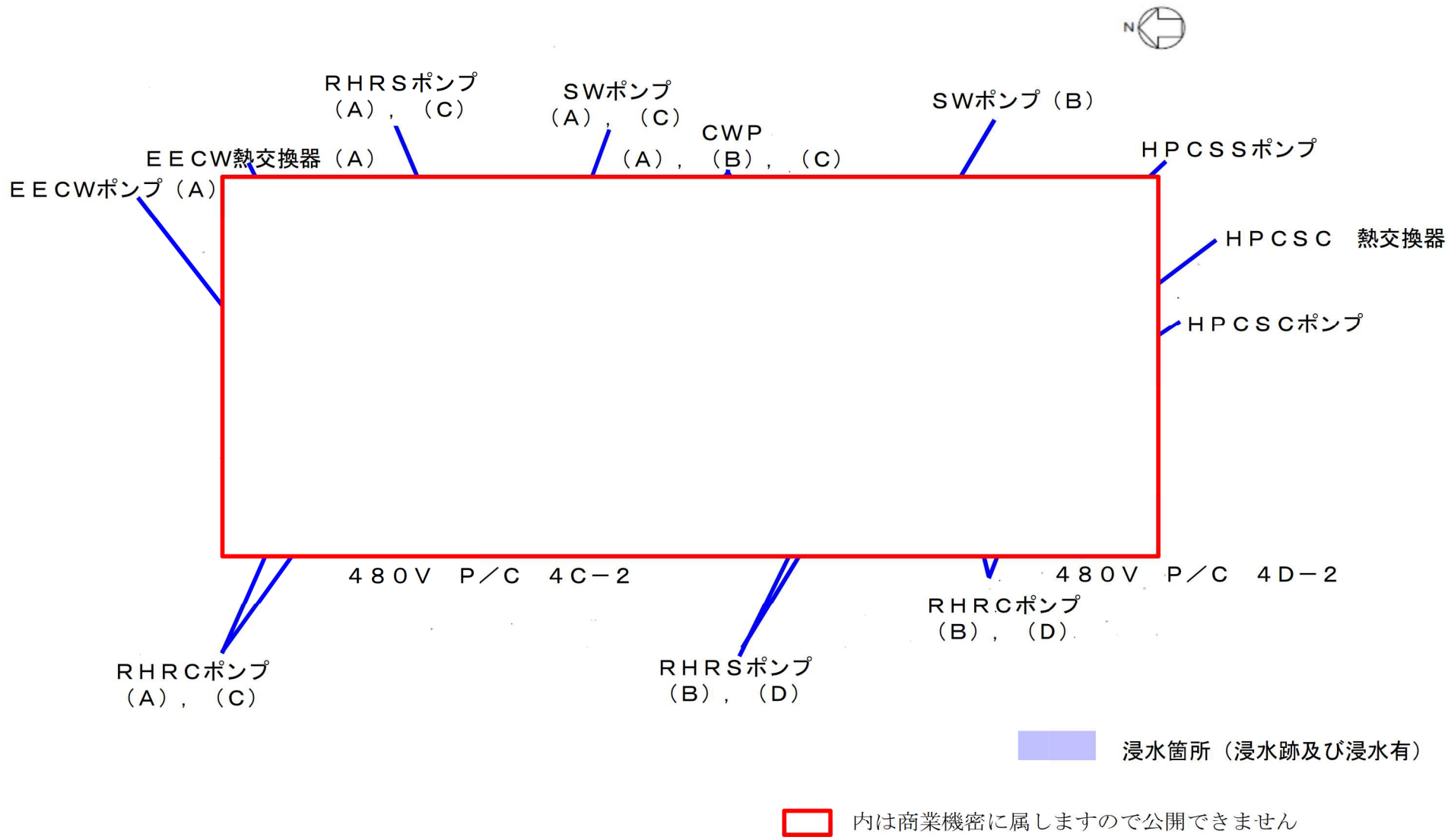
内は商業機密に属しますので公開できません



 浸水箇所（浸水跡及び浸水有）

 内は商業機密に属しますので公開できません

4号機 海水熱交換器建屋地下1階



4号機 海水熱交換器建屋1階



EECW熱交換器 (B)



RHRC熱交換器
(A), (C)

RHRC熱交換器
(B), (D)

■ 浸水箇所 (浸水跡及び浸水有)

□ 内は商業機密に属しますので公開できません

4号機 海水熱交換器建屋2階

No.	2F4-絶縁低下 4	分類：共通	
タイトル	震災時に津波により浸水し交換・補修した電気設備（ケーブル、配電盤、電動機等）に対する健全性の評価内容について		
説明	震災時に津波により浸水し交換・補修した電気設備（ケーブル、配電盤、電動機等）に対する健全性の評価内容は以下の通り。		
	浸水した電気設備	健全性評価	対応/備考
	非常用補機冷却水ポンプモータ（A）	工場にて電動機補修（洗浄、ワニス塗布）を実施し現場にて実負荷運転を行い異常ないことを確認した。	補修/洗浄、ワニス塗布
	残留熱除去冷却水ポンプモータ（A～D）	工場にて電動機補修（洗浄、ワニス塗布）を実施し現場にて実負荷運転を行い異常ないことを確認した。	補修/洗浄、ワニス塗布
	残留熱除去冷却海水ポンプモータ（A～D）	工場にて電動機補修（洗浄、ワニス塗布）を実施し現場にて実負荷運転を行い異常ないことを確認した。	補修/洗浄、ワニス塗布
	高圧ケーブル（P/C4C-2, P/C4D-2）	高圧ケーブルの取替を実施し現場にて絶縁測定を行い異常ないことを確認した。	取替
	低圧ケーブル（Hx/B）	低圧ケーブルの取替を実施し現場にて絶縁測定を行い異常ないことを確認した。	取替
	ケーブルトレイ（T/B～Hx/B）	ケーブルトレイ補修（洗浄、補修塗装）を実施し外観検査を行い異常ないことを確認した。	補修/洗浄、補修塗装
	電線管（T/B～Hx/B）	電線管補修（洗浄、補修塗装）を実施し外観検査及び塩分試験を行い異常ないことを確認した。	補修/洗浄、補修塗装
	動力変圧器（4C-2, 4D-2）	動力変圧器の新製取替を実施し現場にて耐電圧試験を行い異常ないことを確認した。	取替
	P/C（4C-2, 4D-2）	P/Cの新製取替を実施し現場にて受電試験を行い異常ないことを確認した。	取替
	MCC（4C-2-1, 4D-2-1）	MCCの新製取替を実施し現場にて受電試験を行い異常ないことを確認した。	取替
	以 上		

No.	2F4-絶縁低下 7_Rev. 1	分類：弁（電動弁用駆動部）
タイトル	電動弁用駆動部評価における原子炉格納容器内設置の震災時の通常運転時と異なる環境（温度・圧力・湿分）について	
説明	<p>電動弁用駆動部評価における震災時の原子炉格納容器内の環境（温度・圧力・湿分）については、以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・温度 <ul style="list-style-type: none"> 通常運転時：約 60 °C 震災時　　：約 120 °C（最大） 設計値　　：171 °C（圧力格納容器） <li style="padding-left: 2em;">174 °C（電動弁用駆動部）※ ※長期健全性試験による ・圧力 <ul style="list-style-type: none"> 通常運転時：約 108 kPa(abs) 震災時　　：約 331 kPa[abs]（最大） 設計値　　：411 kPa(abs) {3.16 kg/cm²g} ・湿分 <p>原子炉格納容器内の湿分については記録はないが、原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇を抑制するためのスプレイは実施していないことから、影響はないものと判断する。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-絶縁低下 9_Rev. 1	分類：ケーブル（低圧ケーブル）
タイトル	原子炉格納容器内に布設されている難燃 PN ケーブルにおける震災時の通常運転時と異なる環境（温度・圧力・湿分）について	
説明	<p>原子炉格納容器内に布設されている難燃 PN ケーブルの震災時の環境（温度・圧力・湿分）については、以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・温度 <ul style="list-style-type: none"> 通常運転時：約 60 °C 震災時：約 120 °C（最大） 設計値：171 °C（圧力格納容器） 171 °C（難燃 PN ケーブル）※ ※長期健全性試験による ・圧力 <ul style="list-style-type: none"> 通常運転時：約 108 kPa(abs) 震災時：約 331 kPa[abs]（最大） 設計値：411 kPa(abs) {3.16 kg/cm²g} ・湿分 <p>原子炉格納容器内の湿分については記録はないが、原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇を抑制するためのスプレーは実施していないことから、影響はないものと判断する。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-コンクリート鉄骨3 [腐食1] Rev.1	分類：鉄骨構造物									
タイトル	鉄骨構造物の目視点検結果及び補修計画並びに補修実績について										
説明	<p>鉄骨構造物について、定期的実施している「建築設備点検業務（平成26,27年度）他5件」による目視点検の結果のうち、補修を要する主なものを以下に示す。</p> <p>鉄骨構造物の目視点検結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象構造物</th> <th>場所</th> <th>部位</th> <th>形状・寸法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R/B</td> <td colspan="3" rowspan="2" style="border: 2px solid red;"></td> </tr> <tr> <td>T/B</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、補修の計画については、点検結果に基づき補修の必要性を判断し計画することにしており、現在、補修計画を検討中である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>		対象構造物	場所	部位	形状・寸法	R/B				T/B
対象構造物	場所	部位	形状・寸法								
R/B											
T/B											

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-コンクリート鉄骨4[アルカリ骨材1]Rev. 1	分類：コンクリート構造物									
タイトル	平成 17 年に実施した促進膨張試験の方法及び結果について										
説明	<p>福島第二 4 号炉のコンクリートについては、平成 17 年 2 月に建物、構造物からコンクリートコア供試体を採取し、「アルカリ骨材反応を生じたコンクリート構造物のコア資料による膨張率の測定方法（案）（JCI-DD2）」により促進膨張試験を実施した。</p> <p>建物、構築物の試験結果において、最大値のものを以下に示す。</p> <p>促進膨張試験結果</p> <table border="1" data-bbox="443 904 1316 1032"> <thead> <tr> <th>建物・構築物</th> <th>採取位置</th> <th>全膨張率 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R/B</td> <td>1 階</td> <td>0.018</td> </tr> <tr> <td>SWP/D</td> <td>南側連絡ダクト</td> <td>0.013</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>		建物・構築物	採取位置	全膨張率 (%)	R/B	1 階	0.018	SWP/D	南側連絡ダクト	0.013
建物・構築物	採取位置	全膨張率 (%)									
R/B	1 階	0.018									
SWP/D	南側連絡ダクト	0.013									

No.	2F4-コンクリート鉄骨 5[アルカリ骨材 2] Rev. 1	分類：コンクリート構造物
タイトル	アルカリ骨材反応に起因するひび割れは確認されていないとする根拠について	
説明	<p>「原子力発電所建築設備点検マニュアル」及び「原子力発電所土木設備点検マニュアル」に基づき、定期的を実施している「建築設備点検業務（平成 26, 27 年度）他 5 件」並びに「土木設備点検業務（平成 27 年度）他 3 件」による目視点検の結果、アルカリ骨材反応に起因するひび割れは確認されていない。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-コンクリート鉄骨6 [凍結融解1]	分類：コンクリート構造物
タイトル	凍結融解に起因するひび割れは確認されていないとする根拠について	
説明	<p>「原子力発電所建築設備点検マニュアル」及び「原子力発電所土木設備点検マニュアル」に基づき、定期的を実施している「建築設備点検業務（平成 26, 27 年度）他 5 件」並びに「土木設備点検業務（平成 27 年度）他 3 件」による目視点検の結果、凍結融解に起因するひび割れは確認されていない。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-コンクリート鉄骨8 [中性化2]	分類：コンクリート構造物
タイトル	中性化の評価点を選定した過程について	
説明	<p>中性化の評価対象部位は、屋外と屋内では鉄筋位置に対する中性化深さと鉄筋腐食開始の関係が異なることから、各々に対して評価対象部位を抽出した。</p> <p>1. 屋内の評価対象部位</p> <p>① 環境測定</p> <p>中性化の進展度合いは、空気環境条件（温度・湿度・二酸化炭素濃度）の影響を受けることから、室内環境を測定した。</p> <p>測定箇所を選定にあたっては下記 a, b を原則に、その他 c～f を加味し、計 31 箇所にて測定を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 仕上げに無塗装部がある室 b. 空調系統区分毎に 1 箇所以上 c. 各建屋の代表エリア（各系統・各階の主要部） d. 既往の PLM で代表部位とされたエリア e. パッケージ空調機のある室 f. 人・車の往来の多い箇所 <p>② 評価対象の選定過程</p> <p>中性化の評価対象は、上記の環境測定の結果をもとに、影響が大きいとされた箇所の他、仕上げ材の有無も考慮して、森永式の予測により中性化が進展しやすい環境下にあると想定される複数箇所を選定し、中性化深さを測定した。</p> <p>その結果、各構造物の屋内における平均中性化深さは、添付資料 8-① に示す通りであり、中性化深さの平均値が最も大きい原子炉建屋北西階段室を評価対象とした。</p> <p>2. 屋外の評価対象部位</p> <p>屋外環境については、各対象構造物においてほぼ同一であり、屋外構造物について中性化深さを測定した結果を添付資料 8-① に示す。</p> <p>建物においては、最小かぶり厚さが同一であることから、タービン建屋外壁を評価対象とした。また、構築物は、調査年とかぶり厚さの相違等を考慮して、非常用ガス処理系配管ダクト及び軽油タンク配管トレンチを評価対象とした。</p>	

No.	2F4-コンクリート鉄骨 8 [中性化 2]	分類：コンクリート構造物
<p>説 明 (続 き)</p>	<p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2F4-コンクリート鉄骨 8-①：コンクリートの中性化深さ実測値及び評価対象部位の選定 <p style="text-align: right;">以 上</p>	

表 1-1 コンクリートの中性化深さ実測値及び評価対象部位の選定

環境	種別	対象構造物	測定位置	運転開始 または 使用開始 年月	調査時点の中性化深さ			かぶり 厚さ (cm)	選定
					調査時期	経過 年数	実測値 (cm)		
屋内	建物	原子炉建屋						4.0	○
		タービン建屋						4.0	
		海水熱交換器建屋						4.0	
屋外	建物	原子炉建屋						4.0	
		タービン建屋						4.0	○
		海水熱交換器建屋						4.0	
	構築物	取水構造物						5.0	
		復水貯蔵 タンク基礎						8.0	
		非常用ガス処理系 配管ダクト						8.0	○
		海水配管ダクト (南側)						8.0	
		海水配管ダクト (北側)	8.0						
		軽油タンク基礎	9.0						
		軽油タンク 配管トレンチ	4.0	○					

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-コンクリート鉄骨9 [塩分浸透1]	分類：コンクリート構造物
タイトル	塩分浸透の評価点を選定した過程について	
説明	<p>評価点の位置については、海水や飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物に加え、海側に面する壁を有する建物（原子炉建屋、タービン建屋、海水熱交換器建屋）を対象に、塩化物イオン濃度の測定を行った。</p> <p>その結果、取水構造物では気中帯、干満帯、海中帯、建物では海水熱交換器建屋 1 階南側外壁とした。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-コンクリート鉄骨 11 [共通 3]	分類：コンクリート構造物					
タイトル	コンクリートの圧縮強度試験結果（表 2.3-1）における，すべての対象構造物の運転開始以降に実施した破壊試験の方法，位置及び結果について						
説明	運転開始以降に実施した破壊試験の試験位置，試験結果を以下に示す。						
	コンクリートの圧縮強度試験結果（建物）						
	対象構造物	部位	平均圧縮強度 (N/mm ²)				設計基準強度 (N/mm ²)
			H10 年度	H15 年度	H20 年度	H27 年度	
	R/B						23.5
T/B					27.5		
					23.5		
Hx/B					22.1		

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-コンクリート鉄骨 11 [共通 3]	分類：コンクリート構造物	
説明 (続 き)	コンクリートの圧縮強度試験結果 (構築物)		
	対象構造物	部位	平均圧縮強度 (N/mm ²)
			H24 年度
	SP		22.1
	CST/B&D		
	SGTS/D		
SWP/D			
OT/B&T			
<p>なお、試験方法については、建物及び構築物で JIS A 1107 『コンクリートからのコアの採取方法及び圧縮強度試験方法』, JIS A 1108 『コンクリートの圧縮強度試験方法』に準拠し実施した。</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

No.	2F4-コンクリート鉄骨 18 [中性化 3]	分類：コンクリート構造物					
タイトル	運転開始以降に実施した中性化深さの測定方法，位置及び結果について						
説明	運転開始以降に実施した中性化深さの測定について，位置及び結果を以下に示す。						
	コンクリートの中性化深さ測定結果（建物）						
	対象構造物	部位	中性化深さ (cm) 実測値				かぶり 厚さ (cm)
			H10 年度	H15 年度	H20 年度	H27 年度	
	R/B					4.0	
T/B	4.0						
Hx/B	4.0						

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-コンクリート鉄骨 18 [中性化 3]		分類：コンクリート構造物			
説 明 (続 き)	コンクリートの中性化深さ測定結果 (構築物)					
	対象構造物	部位	中性化深さ (cm) 実測値			かぶり 厚さ (cm)
H8 年度			H24 年度	H27 年度		
	SP					5.0 *3
	CST/B&D					8.0
	SGTS/D					8.0
	SWP/D					8.0
	OT/B&T					9.0
						4.0
	<div style="border: 1px solid red; width: 100px; height: 20px; margin-bottom: 5px;"></div> <p>*3:実測値をもとに推定したかぶり厚さ</p> <p>なお、測定方法については、建物で JIS A 1152 『コンクリートの中性化深さの測定方法』、構築物で JIS A 1152 『コンクリートの中性化深さの測定方法』及び NDIS 3419 『ドリル削孔粉を用いたコンクリート構造物の中性化深さ試験方法』に準拠して実施した。</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

No.	2F4-コンクリート鉄骨 20 [中性化 5]	分類：コンクリート構造物
タイトル	中性化の評価点における目視点検結果及び補修計画，補修実績について	
説明	<p>点検並びに補修については、「原子力発電所建築設備点検マニュアル」及び「原子力発電所土木設備点検マニュアル」に基づき、定期的を実施している。</p> <p>「建築設備点検業務（平成 26, 27 年度）他 5 件」並びに「土木設備点検業務（平成 27 年度）他 3 件」より実施した目視点検の結果，中性化による鉄筋腐食に起因するよ うなひび割れは確認されていない。</p> <p>なお，ひび割れ等の補修については，点検結果に基づき補修の必要性を判断し計画， 実施している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-コンクリート鉄骨 21 [塩分浸透 2]	分類：コンクリート構造物																																						
タイトル	運転開始以降に実施した塩化物イオン濃度の測定方法，位置及び結果について																																							
説明	<p>運転開始以降に実施した塩化物イオン濃度の測定について，位置及び結果を以下に示す。（津波により浸水したコンクリートひび割れ部を含む）</p> <p>塩化物イオン濃度測定結果（建物）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">対象構造物</th> <th rowspan="2">部位</th> <th colspan="6">鉄筋位置での塩化物イオン濃度(%)</th> </tr> <tr> <th>H10 年度</th> <th>H15 年度</th> <th>H20 年度</th> <th>H24 年度</th> <th>H26 年度</th> <th>H27 年度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R/B</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>T/B</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Hx/B</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		対象構造物	部位	鉄筋位置での塩化物イオン濃度(%)						H10 年度	H15 年度	H20 年度	H24 年度	H26 年度	H27 年度	R/B								T/B								Hx/B							
対象構造物	部位	鉄筋位置での塩化物イオン濃度(%)																																						
		H10 年度	H15 年度	H20 年度	H24 年度	H26 年度	H27 年度																																	
R/B																																								
T/B																																								
Hx/B																																								

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-コンクリート鉄骨 21 [塩分浸透 2]	分類：コンクリート構造物														
説 明 (続 き)	塩化物イオン濃度測定結果 (構築物)															
	対象構造物	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">部 位</th> <th colspan="3">鉄筋位置での塩化物イオン濃度 (%)</th> </tr> <tr> <th>H8 年度</th> <th>H24 年度</th> <th>H26 年度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>取水構造物</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>海水配管ダクト</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	部 位	鉄筋位置での塩化物イオン濃度 (%)			H8 年度	H24 年度	H26 年度	取水構造物				海水配管ダクト		
部 位	鉄筋位置での塩化物イオン濃度 (%)															
	H8 年度	H24 年度	H26 年度													
取水構造物																
海水配管ダクト																
	<p>なお、測定方法については、JIS A 1154『硬化したコンクリート中に含まれる塩化物イオンの試験方法』に準拠して実施した。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>															

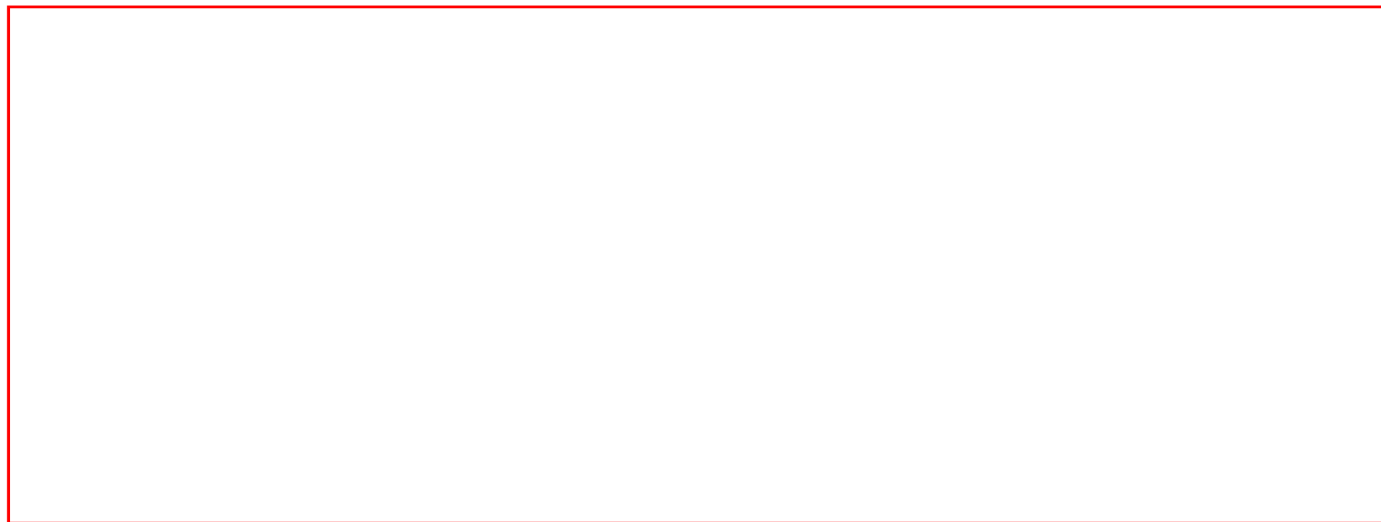
内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-コンクリート鉄骨 23 [塩分浸透 4]	分類：コンクリート構造物
タイトル	津波により浸水した部位の浸水状況（浸水場所，浸水高さ，浸水時間等）について	
説明	<p>津波による建物の浸水状況として，海水熱交換器建屋の浸水高さは約 <input type="text"/> cm であり，範囲（平面，断面）を添付資料 23-① に示す。</p> <p>また，構築物の浸水状況として，海水配管ダクトの浸水高さは「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における平成 23 年度東北地方太平洋沖地震により発生した津波の調査結果に係る報告（その 2）」より，北側ダクトで約 <input type="text"/> cm，南側ダクトで約 <input type="text"/> cm であった。</p> <p>なお，浸水期間については，海水熱交換器建屋で平成 23 年 3 月 11 日～平成 23 年 3 月 31 日，海水配管ダクト北側で平成 23 年 3 月 11 日～平成 23 年 4 月 30 日，海水配管ダクト南側で平成 23 年 3 月 11 日～平成 23 年 5 月 10 日であった。</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2F4-コンクリート鉄骨 23-①：平成 23 年東北地方太平洋沖地震により発生した津波により浸水した範囲 <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



4号機海水熱交換器建屋 地下1階平面図



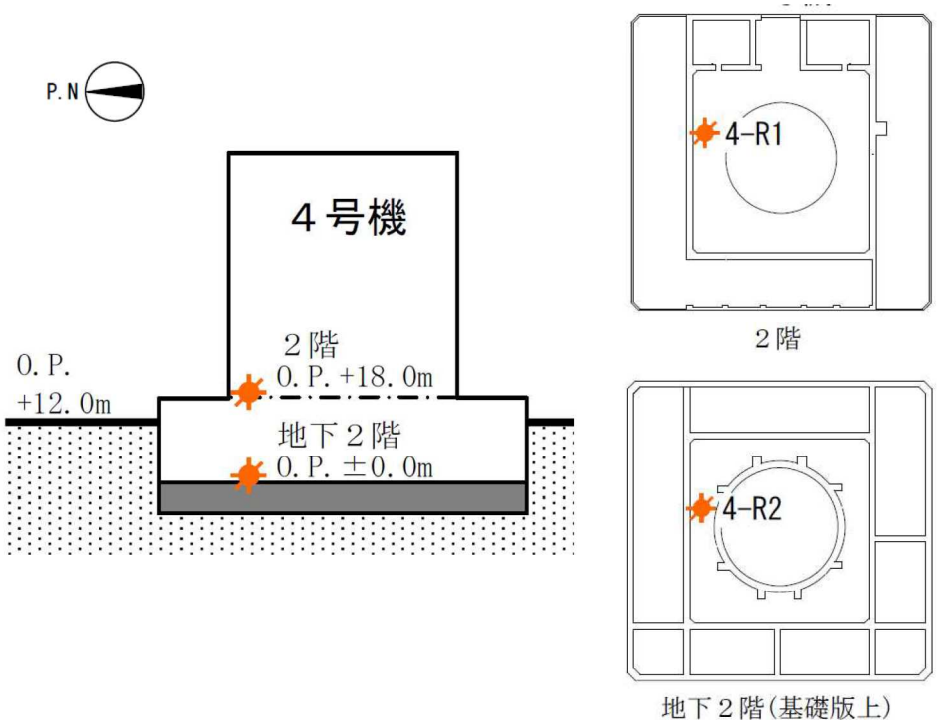
4号機海水熱交換器建屋 断面図

『平成23年東北地方太平洋沖地震により発生した津波により浸水した範囲』

内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-コンクリート鉄骨 25 [塩分浸透 6]	分類：コンクリート構造物
タイトル	塩分浸透の評価点における目視点検結果及び補修計画，補修実績について	
説明	<p>点検並びに補修については、「原子力発電所建築設備点検マニュアル」及び「原子力発電所土木設備点検マニュアル」に基づき，定期的を実施している。</p> <p>「建築設備点検業務（平成 26, 27 年度）他 5 件」並びに「土木設備点検業務（平成 27 年度）他 3 件」より実施した目視点検の結果，塩分浸透による鉄筋腐食に起因するようなひび割れは確認されていない。</p> <p>なお，ひび割れ等の補修については，点検結果に基づき補修の必要性を判断し計画，実施している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-その他 4 [腐食 (全面腐食) 2] <u>Rev. 1</u>	分類：機械設備 (基礎ボルト)
タイトル	基礎ボルトの腐食 (全面腐食) について、塗装のない大気接触部における現状保全の実施状況 (点検結果を含む) について	
説明	<p>基礎ボルトの塗装のない大気接触部 (直上部) については、取付状態では点検不可であるが、外観点検で基礎ボルト外面に著しい腐食がないことを確認することにより、当該部についても、健全であることを確認している。</p> <p>保全の実施状況については、状態基準保全 (巡視点検) の外観確認にて異常がないことを確認している。</p> <p>プラント運転中は各機器等の点検頻度に合わせて、基礎ボルトに腐食、損傷、緩み等の異常がないことを確認しており、支持機能が健全であることを確認している。</p> <p>また、震災後に地震・津波による影響を確認するため、基礎ボルトに緩み、損傷等の異常がないことを確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

No.	2F4-耐震3	分類：耐震安全性評価（共通）
タイトル	東北地方太平洋沖地震による地震動（水平，鉛直）と設計地震動（Ss）との大小関係（建屋応答スペクトル図，観測点位置図等）について	
説明	<p>・地震観測点について 4号炉の観測点位置は，図1の通り。</p>  <p>図1 4号機原子炉建屋の地震観測点配置図</p>	

No.	2F4-耐震3	分類：耐震安全性評価（共通）
<p>説明 (続き)</p>	<p>・東北地方太平洋沖地震による地震動と設計用地震動 (Ss) の比較について 図2に原子炉建屋基礎版上, 図3に原子炉建屋2階の応答スペクトル比較図を示す。 原子炉建屋2階のNS方向において, 東北地方太平洋沖地震による地震動が一部の周期帯で設計用地震動を上回っているものの, 概ね同程度以下となっている。</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">(a) NS 方向</p> <p style="text-align: center;">(b) EW 方向</p> <p style="text-align: center;">(c) UD 方向</p> <p>図2 4号機原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル (減衰率5%)</p>	

No.	2F4-耐震3	分類：耐震安全性評価（共通）
説明 (続き)	<div style="display: flex; justify-content: space-between; align-items: flex-start;"> <div style="width: 30%;"> <p>— 4-R1 観測点</p> <p>— 基準地震動 Ss-1</p> <p>- - - 基準地震動 Ss-2</p> <p>- · - 基準地震動 Ss-3</p> </div> <div style="width: 65%;"> <p>(a) NS 方向</p> <p>(b) EW 方向</p> <p>(c) UD 方向</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図3 4号機原子炉建屋2階の加速度応答スペクトル（減衰率5%）</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

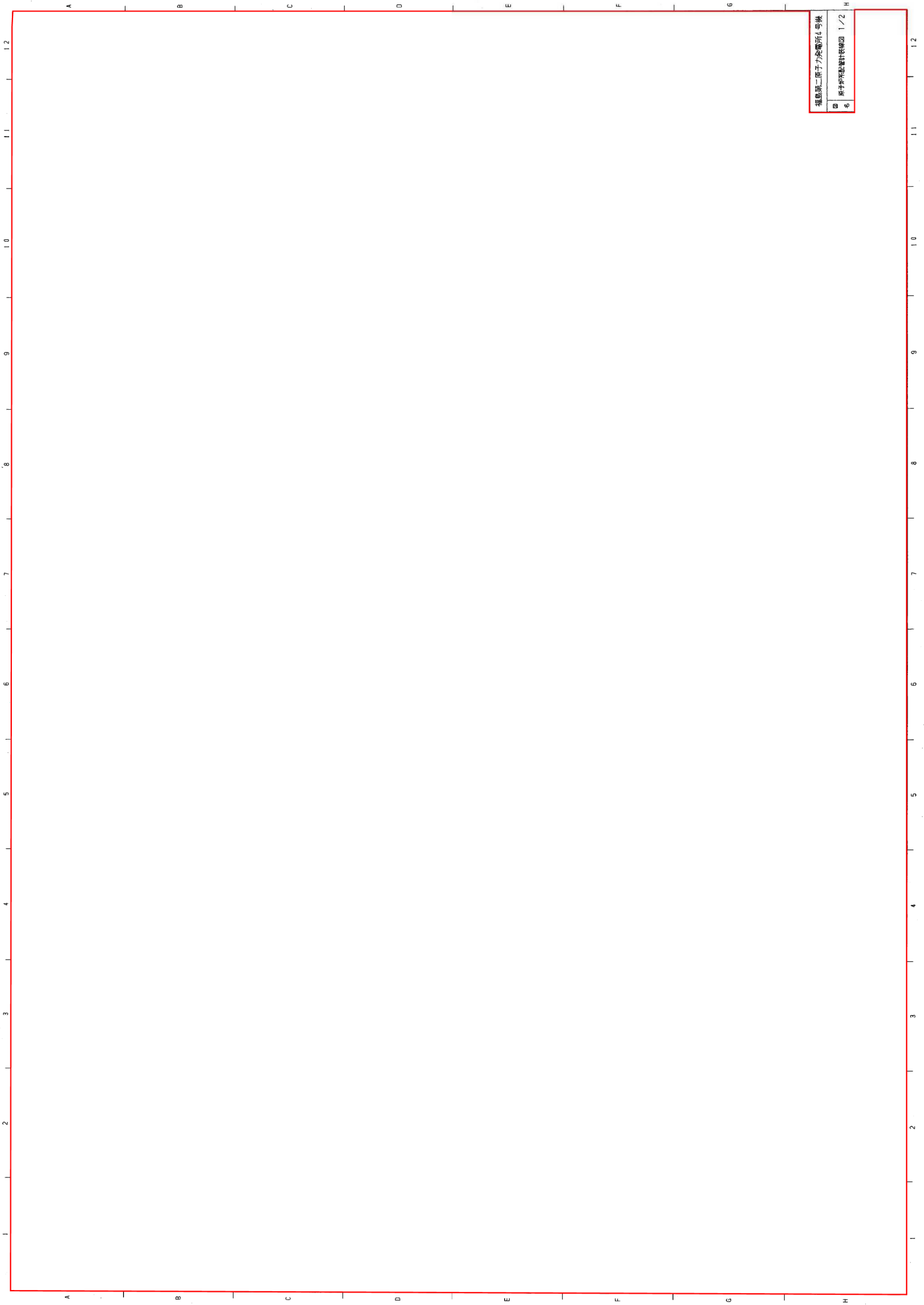
No.	2F4-耐震4	分類：耐震安全性評価（共通）
タイトル	<p>現行の JEAG4601 に基づく標準的な手法以外の値を適用したケース（設計用減衰定数，地震応答解析手法，等価繰り返し回数）の適用内容について</p>	
説明	<p>現行の JEAG4601 に基づく標準的な手法以外の値を適用したケース（設計用減衰定数，地震応答解析手法）及び適用内容は，以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価項目：配管疲労評価，炭素鋼配管の腐食 ・対象系統：給水系，原子炉再循環系 ・適用項目：減衰定数（S_s：0.5～3.0 %） ・適用規格：日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」 <p>ただし，設計地震動 S_1 については，解析用に整理された減衰定数が 0.5 %及び 1.0 %のみのため，JEAC4601-2008 にて 0.5 %に適合しないものは一律 1.0 %を採用。</p> <p>[参考] 各系統における配管解析に用いた減衰定数</p> <p>① 給水系 S_s：2.5 % ， S_1：1.0 % ② 原子炉再循環系 S_s：2.5 %</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-耐震9	分類：耐震安全性評価（共通）
タイトル	安定停止の維持状態での劣化の想定期間について、本冊（表）と別冊（表2）との相違点について	
説明	<p>別冊（表2）「安定停止の維持状態での劣化の想定期間」と本冊（33頁の表）「安定停止の維持状態での劣化の想定期間」の相違点とその理由は、以下の通り。</p> <p>【相違点】 別冊（表2）には、劣化事象の詳細として、IASCCの亀裂進展の想定期間が記載されているが、本冊（33頁の表）には記載がない。</p> <p>【理由】 劣化事象のうちIASCC・照射脆化における中性子照射による劣化の想定期間は、本冊（表）と別冊（表2）に示す通り、震災以降プラントが停止していることから震災に伴うプラント停止までを想定している。</p> <p>IASCC・照射脆化については、技術評価に基づく計画的な点検を実施することで原子炉の安全性は維持されと考えられるが、耐震安全性評価では保守的な評価となるよう、震災時点からプラント運転開始後40年時点までの停止期間においてもIASCCによる亀裂が進展するものと仮定し、評価を実施している。</p> <p>このため、IASCC・照射脆化の劣化の想定期間として耐震安全性評価において保守的に設定した「IASCCの亀裂進展」については、評価条件を明確にするため別冊（表2）にて個別に記載している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-耐震 11	分類：耐震安全性評価（配管）								
タイトル	炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））に対する評価の具体的内容について									
説明	<p>炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））に対する評価の具体的内容を以下に示す。</p> <p>1. 評価仕様</p> <ul style="list-style-type: none"> ・適用地震動：基準地震動 S_s ($S_s-1\sim 3$)，基準地震動 S_1（建設時） ・減衰定数：JEAC4601-2008 に基づく（ただし，基準地震動 S_1 は 0.5 % に適合しないものは一律 1.0 % を適用） ・評価用肉厚：必要最小肉厚 <p>2. 解析モデル及び系統毎のモデル数</p> <p>3 次元多質点梁モデルによるスペクトルモーダル解析にて評価を実施した。なお，系統毎のモデル数は下表となる（添付資料 2F4-耐震 11-①参照）。</p> <p style="text-align: center;">表 1 系統毎のモデル数</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>モデル名</th> <th>モデル数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">給水系</td> <td style="border: 2px solid red;"></td> <td rowspan="3">3</td> </tr> <tr> <td></td> </tr> <tr> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>3. ラインの抽出根拠及び減肉の種別</p> <p>安定停止維持に必要な設備の中で，以下の条件に適合するラインを評価対象とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・材質：炭素鋼（対策材やライニング配管を除く） ・運転状態：常時運転（安定停止中において配管内部に流体が流れている運転状態） ・管理ランク：FAC-2，FAC-S（発電用原子力設備規格 配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NH1-2006）に基づく） ・流体状態：高温（95 °C 以上）または高圧（1.9 MPa 以上） <p>4. 評価対象としたラインに係る耐震重要度区分ごとの対象及び評価対象部位</p> <p>クラス区分，耐震重要度区分の範囲及び評価対象部位については，添付資料 2F4-耐震 11-②の通りとなる。</p>		系統	モデル名	モデル数	給水系		3		
系統	モデル名	モデル数								
給水系		3								

内は商業機密に属しますので公開できません

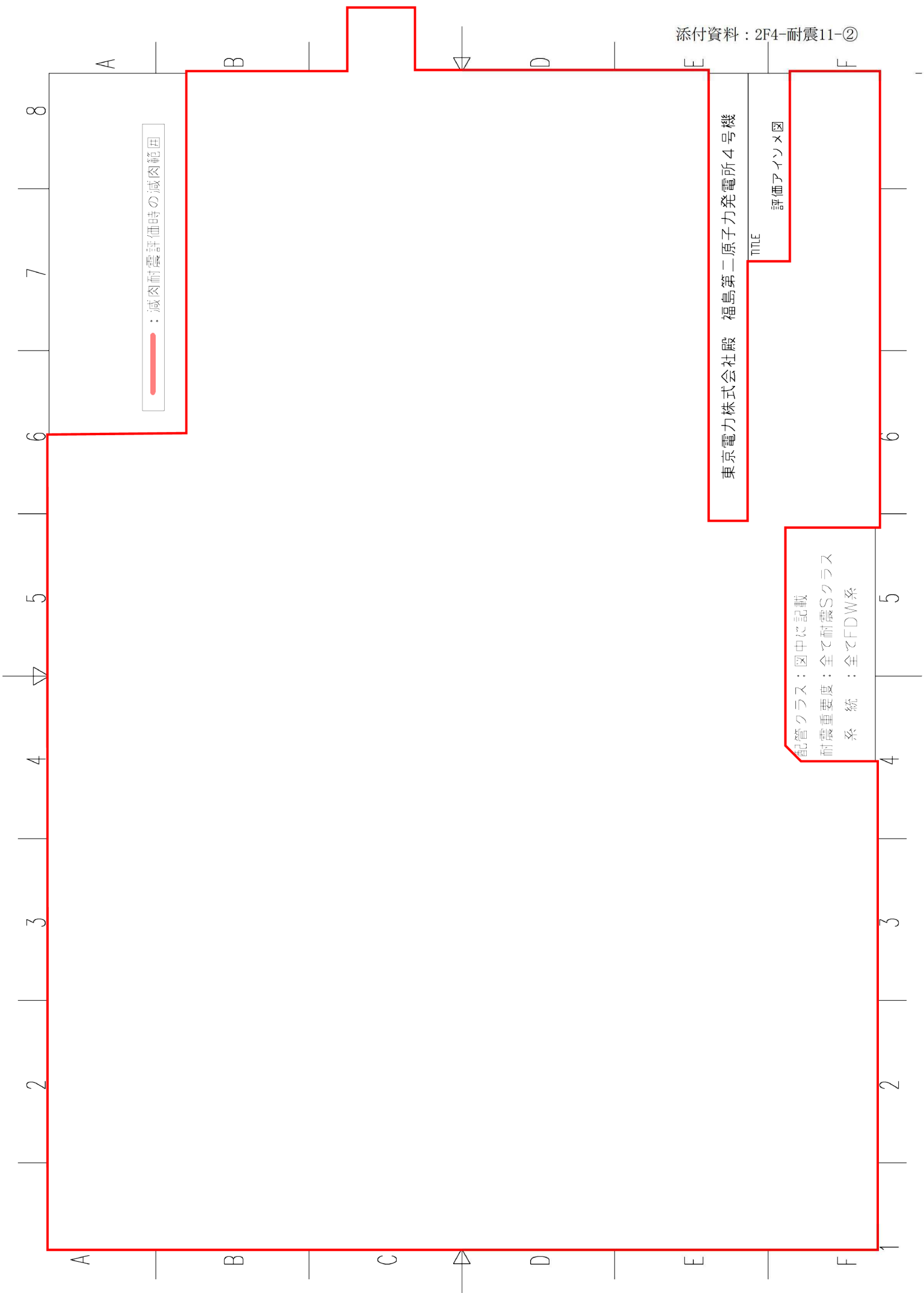
No.	2F4-耐震 11	分類：耐震安全性評価（配管）				
<p>説 明 (続 き)</p>	<p>5. 評価結果</p> <p>評価対象ラインの応力評価の結果を整理した応力値一覧を添付資料 2F4-耐震 11-③に示す。なお、耐震安全性評価書では、応力値一覧で整理した応力比（発生応力値/許容応力値）が最も大きい評価点の値を記載している。</p> <p>また、耐震安全性評価書に記載している応力評価結果と評価点の位置情報との関係を、添付資料 2F4-耐震 11-②にて以下のように示す。</p> <p>○：一次応力，○：一次＋二次応力</p> <table border="1" data-bbox="422 645 1141 683"> <tr> <td>評価条件</td> <td>クラス区分</td> <td>許容応力状態</td> <td>発生応力/許容応力</td> </tr> </table> <p>6. 添付資料</p> <p>(1) 2F4-耐震 11-①「評価対象 P&ID」</p> <p>(2) 2F4-耐震 11-②「給水系（FDW）モデル図」</p> <p>(3) 2F4-耐震 11-③「減肉耐震評価結果（応力値一覧表）」</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>		評価条件	クラス区分	許容応力状態	発生応力/許容応力
評価条件	クラス区分	許容応力状態	発生応力/許容応力			



福島第二原子力発電所 ② 原子炉設置設計図面 1/2

福島第二原子力発電所4号機	
②	復元、格納容器密封検査
名	3 / 4

11
10
9
8
7
6
5
4
3
2
1



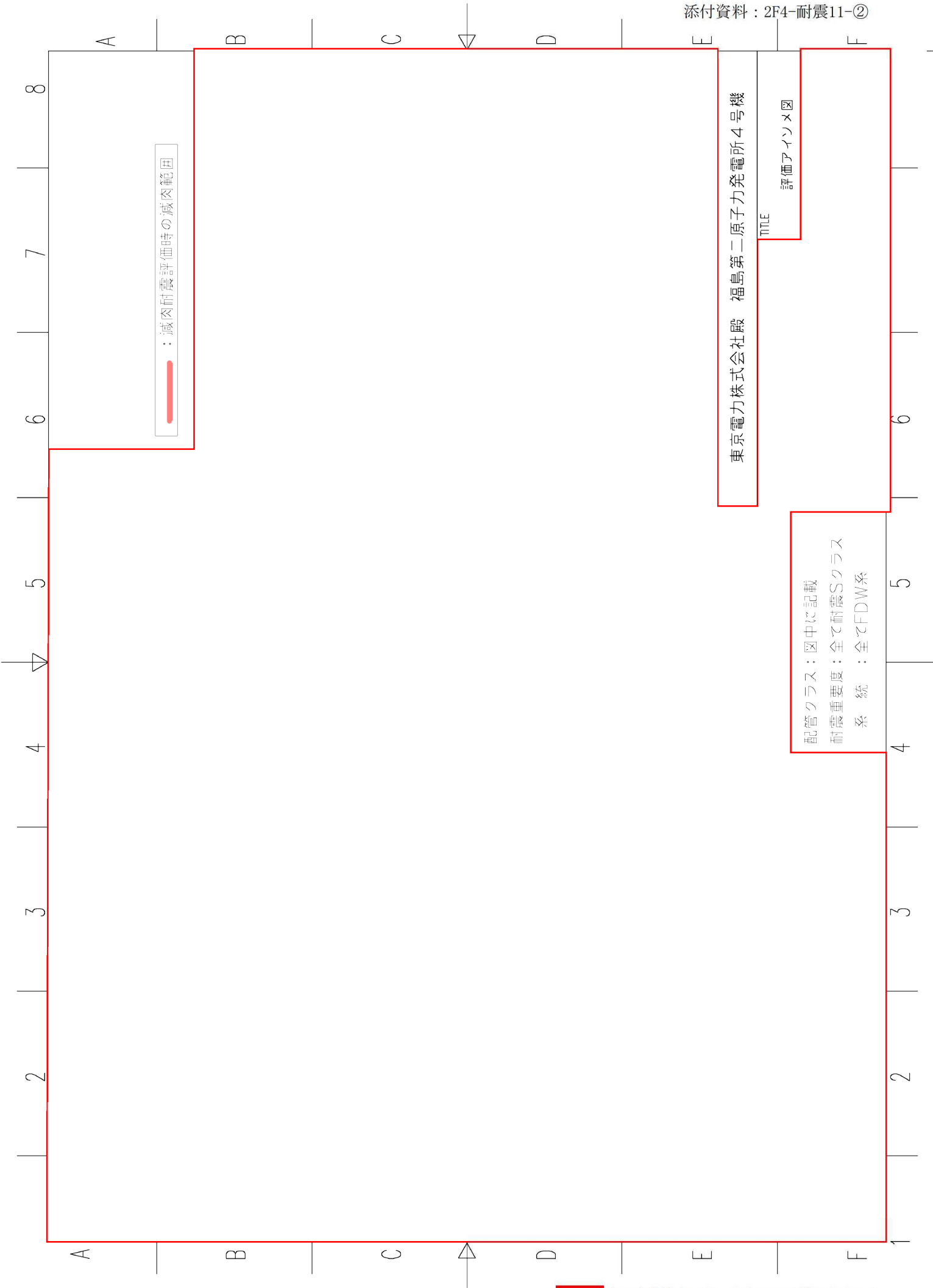
：減肉耐震評価時の減肉範囲

東京電力株式会社 福島第二原子力発電所4号機

TITLE

評価アイコンメ図

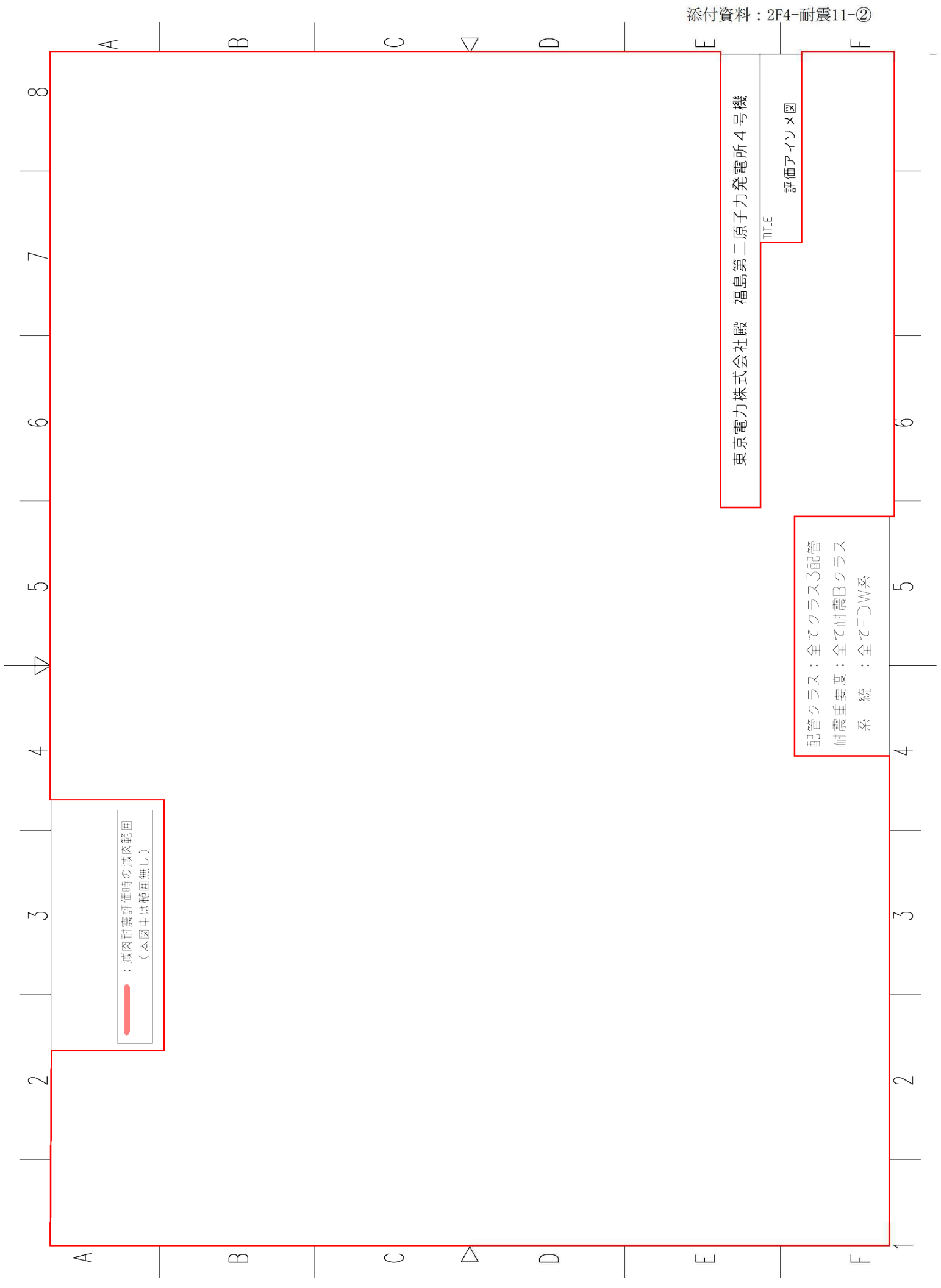
配管クラス：図中に記載
 耐震重要度：全て耐震Sクラス
 系統：全てFDW系



：減肉耐震評価時の減肉範囲

配管クラス：図中に記載
耐震重要度：全て耐震Sクラス
系統：全てFDW系

東京電力株式会社 福島第二原子力発電所4号機
TITLE
評価アイコン図



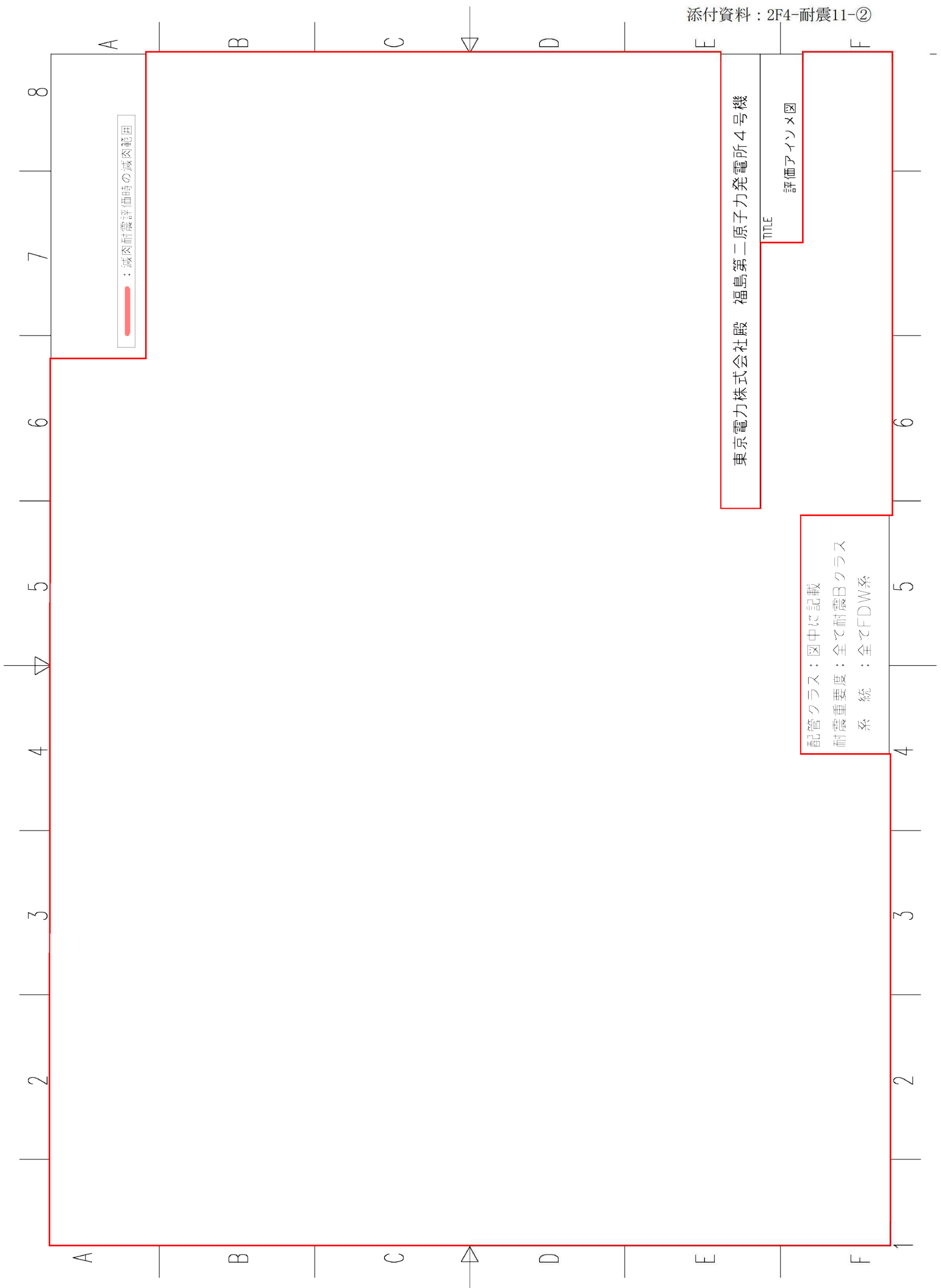
：減肉耐震評価時の減肉範囲
 (本図中は範囲無し)

東京電力株式会社 福島第二原子力発電所4号機

TITLE

評価アイコンメタ

配管クラス：全てクラス3配管
 耐震重要度：全て耐震Bクラス
 系統：全てFDW系



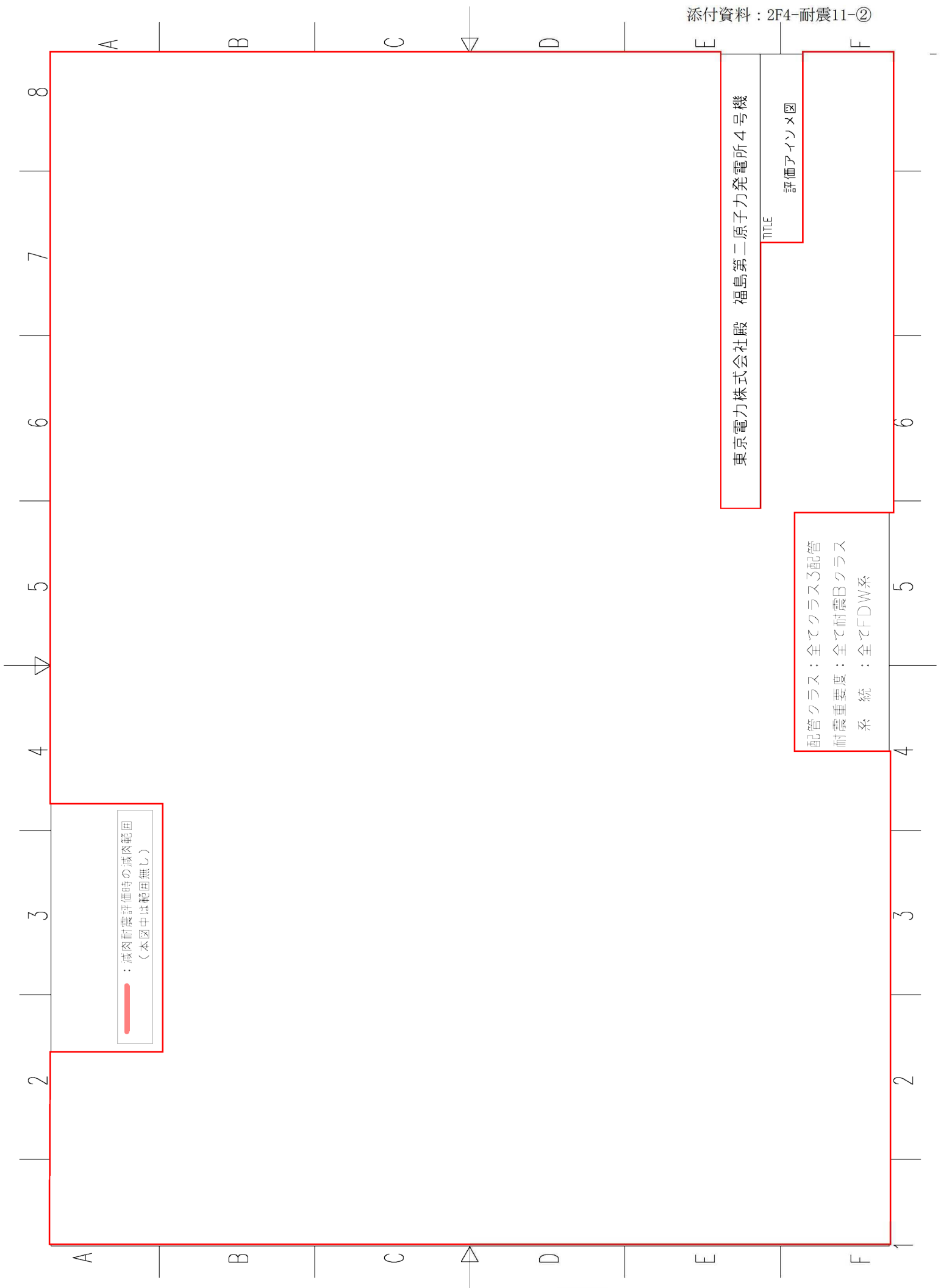
：減肉耐震評価時の減肉範囲

東京電力株式会社 福島第二原子力発電所4号機

TITLE

評価アイコン図

配管クラス：図中に記載
 耐震重要度：全て耐震Bクラス
 系統：全てFDW系



：藏肉耐震評価時の藏肉範囲
 (本図中は範囲無し)

東京電力株式会社 福島第二原子力発電所4号機

TITLE

評価アイコンメロ

2F-4PLM減肉耐震評価結果（応力値一覧表）

安定停止維持バウンダリ内
FDW系モデルについて解析結果の比較を行う。

[比較結果]

許容応力状態Ⅲ_AS(Cs), 一次応力の解析結果を以下に示す。

評価箇所	機器区分	耐震クラス	t _{sr} ^{*2}		40年		応力比 ^{*3}		順位		
			評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	t _{sr}	40年	t _{sr}
[Redacted]	77A1	S	[Redacted]	73	310	-	-	0.24	-	C1-S-1	-
	77A2	S	[Redacted]	90	209	-	-	0.43	-	C2-S-1	-
	77A1	S	[Redacted]	73	310	-	-	0.24	-	C1-S-1	-
	77A2	S	[Redacted]	90	209	-	-	0.43	-	C2-S-1	-

- *1： 評価点は最大発生応力点を示す
- *2： t_{sr}（必要最小肉厚）による解析結果を示す
- *3： 応力比は最大発生応力/許容応力を示す

許容応力状態Ⅲ_AS(Cs), 一次+二次応力の解析結果を以下に示す。

評価箇所	機器区分	耐震クラス	t _{sr} ^{*2}		40年		応力比 ^{*3}		順位		
			評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	t _{sr}	40年	t _{sr}
[Redacted]	77A1	S	[Redacted]	117	414	-	-	0.28	-	C1-S-1	-
	77A2	S	[Redacted]	69	418	-	-	0.17	-	C2-S-1	-
	77A1	S	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	-	-	[Redacted]	-	[Redacted]	-
	77A2	S	[Redacted]	69	418	-	-	0.17	-	C2-S-1	-

- *1： 評価点は最大発生応力点を示す
- *2： t_{sr}（必要最小肉厚）による解析結果を示す
- *3： 応力比は最大発生応力/許容応力を示す

許容応力状態Ⅳ_AS(Ds), 一次応力の解析結果を以下に示す。

評価箇所	機器区分	耐震クラス	t _{sr} ^{*2}		40年		応力比 ^{*3}		順位		
			評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	t _{sr}	40年	t _{sr}
[Redacted]	77A1	S	[Redacted]	77	414	-	-	0.19	-	C1-S-1	-
	77A2	S	[Redacted]	94	380	-	-	0.25	-	C2-S-1	-
	77A1	S	[Redacted]	77	414	-	-	0.19	-	C1-S-1	-
	77A2	S	[Redacted]	94	380	-	-	0.25	-	C2-S-1	-

- *1： 評価点は最大発生応力点を示す
- *2： t_{sr}（必要最小肉厚）による解析結果を示す
- *3： 応力比は最大発生応力/許容応力を示す

2F-4PLM減肉耐震評価結果（応力値一覧表）

安定停止維持バウナダリ内
FDW系モデルについて解析結果の比較を行う。

[比較結果]

許容応力状態IV_AS(Ds), 一次+二次応力の解析結果を以下に示す。

評価箇所	機器区分	耐震クラス	tsr ^{*2}			40年			応力比 ^{*3}		順位	
			評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	tsr	40年	tsr	40年
[Redacted]	77A1	S	[Redacted]	142	414	-	-	-	0.34	-	C1-S-1	-
	77A2	S	[Redacted]	74	418	-	-	-	0.18	-	C2-S-1	-
	77A1	S	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	-	-	-	[Redacted]	-	[Redacted]	-
	77A2	S	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	-	-	-	[Redacted]	-	[Redacted]	-

- *1： 評価点は最大発生応力点を示す
- *2： tsr（必要最小肉厚）による解析結果を示す
- *3： 応力比は最大発生応力/許容応力を示す

許容応力状態B_AS(Cs), 一次応力の解析結果を以下に示す。

評価箇所	機器区分	耐震クラス	tsr ^{*2}			40年			応力比 ^{*3}		順位	
			評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	評価点番号 ^{*1}	最大発生応力(MPa)	許容応力(MPa)	tsr	40年	tsr	40年
[Redacted]	77A2	B ^{*4}	[Redacted]	83	209	-	-	-	0.40	-	C2-B-1	-
	77A2	B ^{*5}	[Redacted]	83	209	-	-	-	0.40	-	C2-B-1	-

- *1： 評価点は最大発生応力点を示す
- *2： tsr（必要最小肉厚）による解析結果を示す
- *3： 応力比は最大発生応力/許容応力を示す
- *4： R/Bの耐震条件による解析結果を示す
- *5： T/Bの耐震条件による解析結果を示す

No.	2F4-耐震 12	分類：耐震安全性評価（配管）
タイトル	原子炉冷却材浄化系配管（炭素鋼配管）の（流れ加速型腐食（FAC））を耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象としていない評価について	
説明	<p>日本機械学会「BWR配管減肉管理技術規格」（JSME S NH1-2006）では、原子炉冷却材浄化系は、配管減肉管理の対象系統範囲には設定されていない。</p> <p>ただし、社内指針（配管減肉管理指針（改訂09））においては、水素注入を実施した場合、原子炉水の溶存酸素濃度が低下し、減肉が発生する可能性があることから、水素注入プラントに限り、配管減肉管理を実施することとしている。</p> <p>2F4については現在までに水素注入を実施しておらず、上記規格及び社内指針に従って原子炉冷却材浄化系配管を配管減肉管理の対象として設定していないことから、原子炉冷却材浄化系配管における炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食（FAC））については、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として抽出していない。</p> <p>なお、震災前の計画では2F4についても水素注入を実施する予定であったことから、知見拡充のため、原子炉冷却材浄化系配管の肉厚測定を実施しており、その結果、有意な減肉は確認されていない。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	