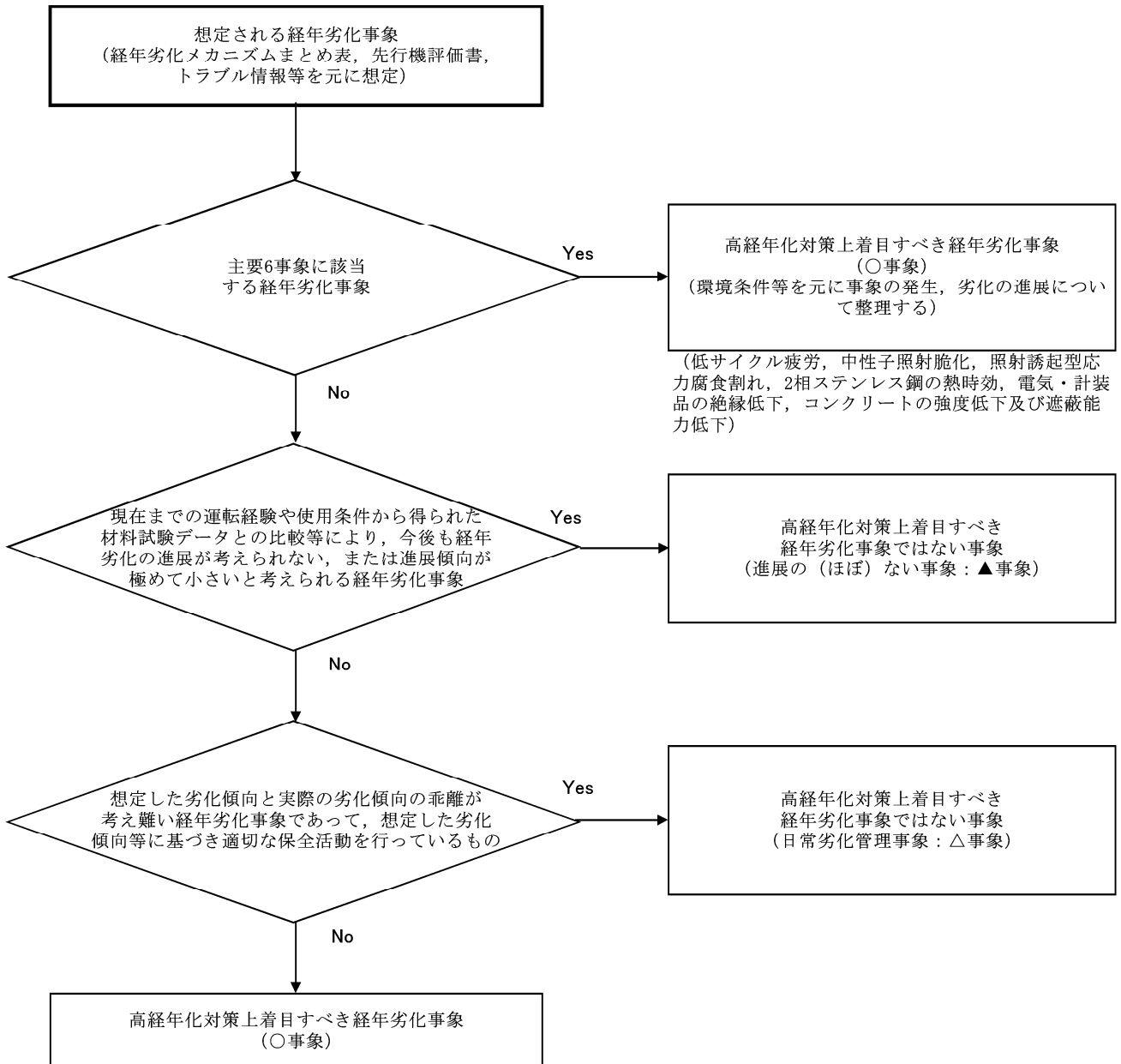


No.	2F4-共通 1	分類：共通
タイトル	<p>その他の経年劣化事象（6事象以外の経年劣化事象）のうち、日常劣化管理事象（△事象）と日常劣化管理事象以外（▲事象）の分類・整理及び先行号炉（2F3）の高経年化技術評価との考え方の違いについて</p>	
説明	<p>その他の経年劣化事象（6事象以外の経年劣化事象）のうち、日常的な保守管理において時間経過に伴う特性変化に対応して経年劣化が確実に実施されているその他の経年劣化事象（日常劣化管理事象：△事象）とそうでないその他の経年劣化事象（日常劣化管理事象以外：▲事象）については、添付資料①「2F4PLM 経年劣化事象の分類」に従い分類される。その一例を以下に示す。</p> <p>【日常劣化管理事象】（添付資料における△事象）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基礎ボルト，支持脚（スライド部）等の腐食（全面腐食） ・弁箱・弁ふた，配管等の炭素鋼の腐食（流れ加速型腐食（FAC）） ・ステンレス鋼機器隙間部の腐食（孔食・隙間腐食） ・ステンレス鋼機器の粒界型応力腐食割れ ・主軸，羽根車等の摺動部の摩耗 ・電源設備の操作機構の固着 ・すべり軸受の摩耗及びはく離 ・計測制御設備の指示計の特性変化 等 <p>【日常劣化管理事象以外】（添付資料における▲事象）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炭素鋼部位の接液部の腐食（全面腐食） ・羽根車の腐食（キャビテーション） ・ステンレス鋼部位の粒界型応力腐食割れ（低温環境） ・ステンレス鋼部位の貫粒型応力腐食割れ（五ほう酸ナトリウム水環境） ・熱交換器伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ ・ポンプモータ主軸の摩耗及び高サイクル疲労割れ ・弁体及び弁座シート面の摩耗 ・スプリングのへたり 等 	

No.	2F4-共通 1	分類：共通
<p>説明 (続 き)</p>	<p>2F4 高経年化技術評価については、基本的には先行号炉（2F3）と同様の考え方に基づき評価を実施している。</p> <p>ただし、2F4 では高経年化技術評価の6事象化に伴い、主要な6事象を除く○事象について、以下の経年劣化事象の分類に基づき評価の見直しを行っている。</p> <p>◆主要な6事象に該当しない事象については、以下の通り「高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（△事象、▲事象）」として分類し、該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（○事象）とした。</p> <p>○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（日常劣化管理事象以外：▲事象）</p> <p>○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（日常劣化管理事象：△事象）</p> <p>添付資料：2F4-共通 1-① 2 F 4 P L M 経年劣化事象の分類</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

2 F 4 P L M 経年劣化事象の分類



No.	2F4-共通 2	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>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 style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-低サイクル疲労 1	分類：共通
タイトル	環境疲労評価を実施している機器・部位についての評価手法及び環境疲労評価による疲労累積係数と東北地方太平洋沖地震による疲労累積係数との合計値について	
説明	<p>環境疲労評価を実施している機器・部位について、その評価手法（（社）日本機械学会の「環境疲労評価手法」に規定される「係数倍法」、「簡易評価法」又は「詳細評価法」のいずれによるか）及び環境疲労評価による疲労累積係数と地震による疲労累積係数との合計値を添付資料に示す。</p> <p>【添付資料】</p> <ul style="list-style-type: none">・ 2F4-低サイクル疲労 1-①：低サイクル疲労割れ評価結果一覧 <p style="text-align: right;">以 上</p>	

低サイクル疲労割れ評価結果一覧

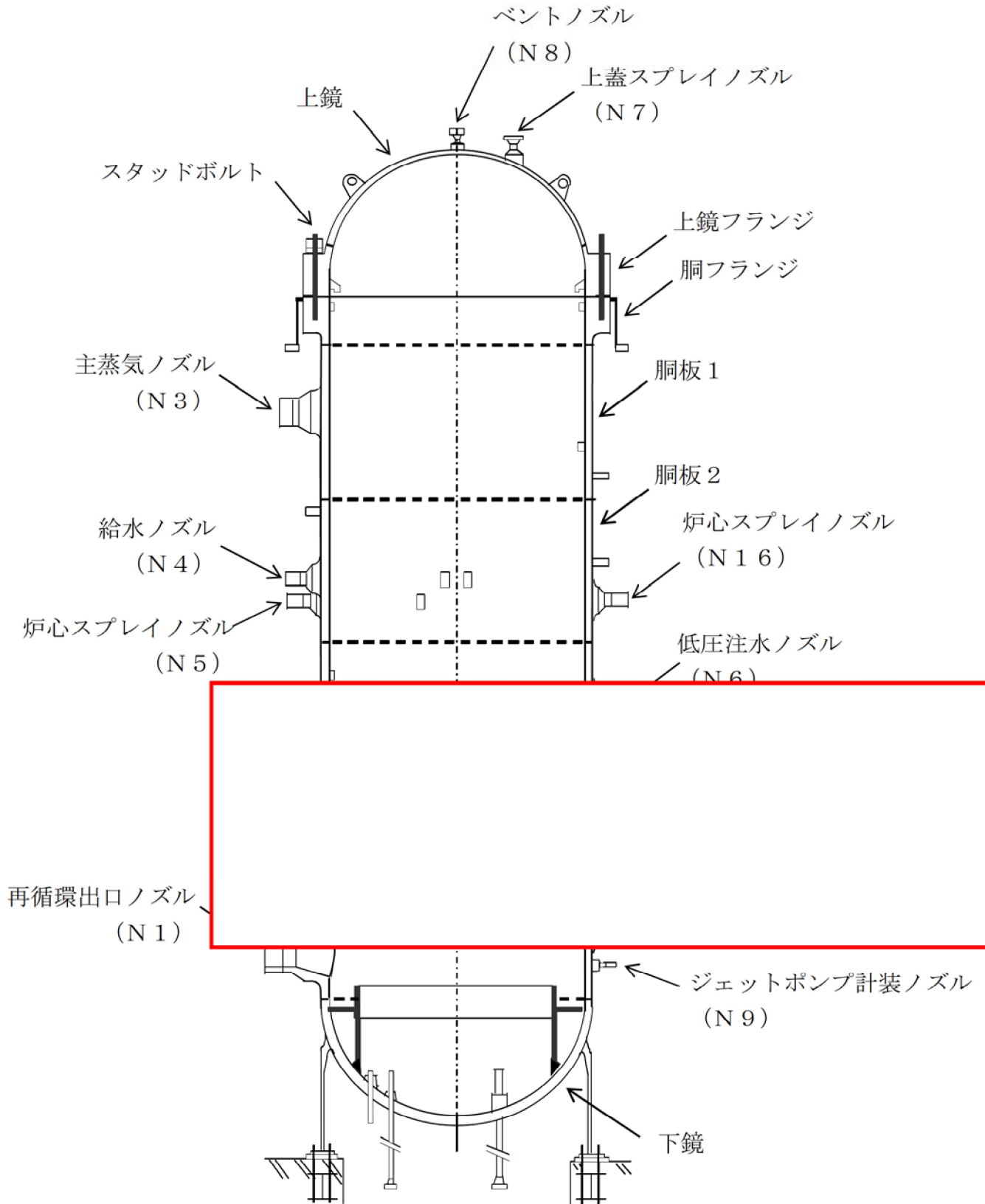
評価書大分類	評価書小分類	評価対象	評価手法	環境疲労評価手法に基づく疲れ累積係数	地震動による疲れ累積係数 (Ss地震動)	合計 (許容値1以下)
容器	原子炉圧力容器	給水ノズル		0.523	0.001	0.524
容器	原子炉圧力容器	下鏡		0.058	0.001	0.059
配管	ステンレス鋼配管系	原子炉再循環系		0.050	0.001	0.051
配管	炭素鋼配管系	給水系		0.178	0.000	0.178
弁	仕切弁	給水系手動隔離弁		0.150	0.000	0.150
弁	仕切弁	原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁		0.068	0.000	0.068
弁	玉型弁	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		0.793	0.001	0.794
弁	逆止弁	給水系給水チェック弁		0.128	0.000	0.128
炉内構造物	—	シュラウド (胴)		0.077	0.543	0.620
炉内構造物	—	シュラウドサポート		0.024	0.001	0.025

 内は商業機密に属しますので公開できません

No.	2F4-低サイクル疲労 2	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部位の健全性確認方法について	
説明	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。 以 上	

No.	2F4-中性子照射脆化 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、照射量 $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ をこえる範囲の主な部位と照射量を以下に示す。</p> <p style="margin-left: 40px;"> 胴 : 約 $4.1 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ 低圧注水ノズル : <input style="border: 1px solid red;" type="text"/> n/m^2 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> <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 style="border: 1px solid red;" type="text"/> mm (最小値) ・クラッド厚さ : <input style="border: 1px solid red;" type="text"/> mm (最小 <input style="border: 1px solid red;" 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：原子炉压力容器構造図 <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



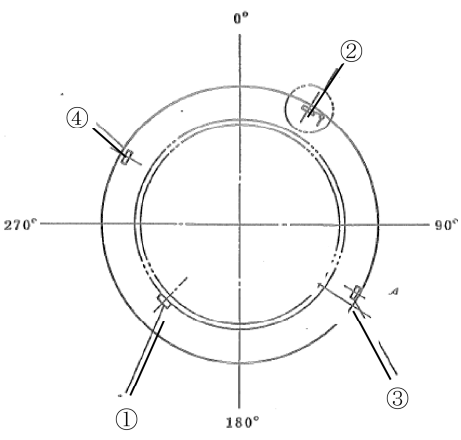
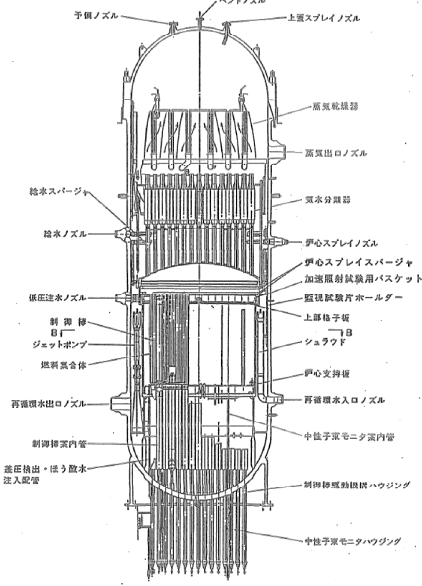
原子炉压力容器構造図

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 2	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 $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ をこえる範囲の母材及び溶接金属について																									
説明	<p>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（補足説明資料No. 2F4-中性子照射脆化 1 で規定される範囲（原子炉压力容器の炉心領域部））の母材及び溶接金属の成分を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="448 824 1321 1077"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>Si</th> <th>P</th> <th>Ni</th> <th>Cu</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">母材</td> <td>胴板 3 (1)</td> <td colspan="4" rowspan="4" style="border: 2px solid red;"></td> </tr> <tr> <td>胴板 3 (2)</td> </tr> <tr> <td>胴板 4 (1)</td> </tr> <tr> <td>胴板 4 (2)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">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 style="text-align: right;">以 上</p>							Si	P	Ni	Cu	母材	胴板 3 (1)					胴板 3 (2)	胴板 4 (1)	胴板 4 (2)	溶接金属		0.32	0.007	0.98	0.03
		Si	P	Ni	Cu																					
母材	胴板 3 (1)																									
	胴板 3 (2)																									
	胴板 4 (1)																									
	胴板 4 (2)																									
溶接金属		0.32	0.007	0.98	0.03																					

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	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 data-bbox="391 667 863 701">監視試験片の化学成分は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="363 719 1406 992"> <thead> <tr> <th data-bbox="363 719 624 797">区分</th> <th data-bbox="627 719 839 797">S i</th> <th data-bbox="842 719 1029 797">P</th> <th data-bbox="1032 719 1219 797">N i</th> <th data-bbox="1222 719 1406 797">C u</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="363 801 624 891">母 材</td> <td data-bbox="627 801 839 891">0.26</td> <td data-bbox="842 801 1029 891">0.005</td> <td data-bbox="1032 801 1219 891">0.68</td> <td data-bbox="1222 801 1406 891">0.03</td> </tr> <tr> <td data-bbox="363 896 624 992">溶接金属</td> <td data-bbox="627 896 839 992">0.32</td> <td data-bbox="842 896 1029 992">0.007</td> <td data-bbox="1032 896 1219 992">0.98</td> <td data-bbox="1222 896 1406 992">0.03</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1321 1037 1406 1070" 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 4	分類：容器（原子炉圧力容器）																																
タイトル	監視試験片の配置，試験片数，各カプセルの取り出し時期，中性子照射量，中性子束及びリードファクターについて																																	
説明	<p>1. 監視試験片の配置，試験片数，各カプセルの取り出し時期 建設時に「原子力発電設備に関する構造等の技術基準(告示 501)S45(1970).9.3」に基づき，炉内へ装荷しているカプセル数は、 カプセル である。</p> <p>試験片数についても，建設時に「同技術基準」に基づき，母材，溶接金属，熱影響部について，引張：8個以上，衝撃：2個以上の規定数を装荷している。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;">   </div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 20px;"> <thead> <tr> <th colspan="2">配置</th> <th rowspan="3">取出時期</th> <th colspan="6">試験片個数</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">場所</th> <th rowspan="2">角度</th> <th colspan="3">衝撃試験片</th> <th colspan="3">引張試験片</th> </tr> <tr> <th>母材</th> <th>溶接金属</th> <th>熱影響部</th> <th>母材</th> <th>溶接金属</th> <th>熱影響部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="9" style="height: 100px; border: 2px solid red;"></td> </tr> </tbody> </table>		配置		取出時期	試験片個数						場所	角度	衝撃試験片			引張試験片			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部									
配置		取出時期	試験片個数																															
場所	角度		衝撃試験片			引張試験片																												
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部																										

 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 4	分類：容器（原子炉压力容器）					
説 明 (続き)	2. 関連温度及び関連温度移行量 各監視試験結果は以下のとおり。						
	回 数	関連温度及び関連温度移行量 (°C)					
		母 材		溶接金属		熱影響部	
	関連温度 初期値	-40		-65		-40	
		関連温度 移行量	関連温度	関連温度 移行量	関連温度	関連温度 移行量	
	第 1 回 (加速照射)	13	-27	13	-52	11	-29
	第 2 回	2	-38	12	-53	-11	-51
	3. 各カプセルの中性子照射量，中性子束 各カプセルの中性子照射量及び中性子束は以下のとおり。						
		中性子照射量 (n/cm ²)		中性子束 (n/cm ² /sec)			
	第 1 回 (加速照射)						
第 2 回							

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 4	分類：容器（原子炉压力容器）										
説明 (続き)	4. 各カプセルのリードファクター 第 1, 2 回監視試験結果より, 監視試験片位置, 压力容器 1/4t 位置における中性子束のリードファクターは以下のとおり。 <第 1, 2 回監視試験> <table border="1" data-bbox="397 546 1367 896"> <thead> <tr> <th data-bbox="397 546 616 629"></th> <th data-bbox="616 546 831 629">压力容器 内表面</th> <th data-bbox="831 546 1176 629">監視試験片 位置</th> <th data-bbox="1176 546 1367 629">压力容器 1/4t 位置</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="397 629 616 763" rowspan="2">高速中性子束相 対値</td> <td data-bbox="616 629 831 763">第 1 回 <input data-bbox="644 663 812 707" type="text"/> (加速照射)</td> <td colspan="2" data-bbox="831 629 1367 896" rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="616 763 831 896">第 2 回 <input data-bbox="644 819 812 864" type="text"/></td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="418 952 1241 1688" style="border: 2px solid red; height: 300px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="555 1724 1101 1758" style="text-align: center;">監視試験片及び中性子ドジメータの炉内配置</p> <p data-bbox="1321 1832 1406 1865" style="text-align: right;">以 上</p>				压力容器 内表面	監視試験片 位置	压力容器 1/4t 位置	高速中性子束相 対値	第 1 回 <input data-bbox="644 663 812 707" type="text"/> (加速照射)			第 2 回 <input data-bbox="644 819 812 864" type="text"/>
	压力容器 内表面	監視試験片 位置	压力容器 1/4t 位置									
高速中性子束相 対値	第 1 回 <input data-bbox="644 663 812 707" type="text"/> (加速照射)											
	第 2 回 <input data-bbox="644 819 812 864" type="text"/>											

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 5	分類：容器（原子炉圧力容器）										
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。											
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="373 779 675 864"></th> <th data-bbox="675 779 911 864">取出時期(年月)</th> <th data-bbox="911 779 1147 864">EFPY</th> <th data-bbox="1147 779 1412 864">JEAC4201 (年度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="373 864 675 958">第 1 回 <input type="text"/> 加速照射</td> <td colspan="3" data-bbox="675 864 1412 1070" rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="373 958 675 1070">第 2 回 <input type="text"/></td> </tr> </tbody> </table>		取出時期(年月)	EFPY	JEAC4201 (年度)	第 1 回 <input type="text"/> 加速照射				第 2 回 <input type="text"/>			
	取出時期(年月)	EFPY	JEAC4201 (年度)									
第 1 回 <input type="text"/> 加速照射												
第 2 回 <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-中性子照射脆化 6	分類：容器（原子炉压力容器）
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"/>℃ ・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"/>℃となる。 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（℃）は、<input type="text"/>℃となった。 計算根拠は以下のとおり。</p> $1/0.036 \times \ln((K_I - 36.48)/22.78) = \text{} \text{℃} \text{} \text{℃}$ <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<math>r_n = \text{ノズル内半径} \text{<input type="text"/> mm} + 0.29 \times \text{<input type="text"/> mm}</math> (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="360 443 1402 680"> <thead> <tr> <th data-bbox="360 443 555 562">関連温度 初期値 (°C)</th> <th data-bbox="555 443 746 562">関連温度 移行量 (°C) *</th> <th data-bbox="746 443 938 562">関連温度 (°C)</th> <th data-bbox="938 443 1203 562">破壊力学的検討による マージン (°C)</th> <th data-bbox="1203 443 1402 562">最低使用温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5" data-bbox="360 562 1402 680" style="text-align: center;"> <div style="border: 2px solid red; height: 50px; width: 100%;"></div> </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)	<div style="border: 2px solid red; height: 50px; width: 100%;"></div>				
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)										
<div style="border: 2px solid red; height: 50px; width: 100%;"></div>														

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： $\phi_o = \square \cdot \exp(-0.24a/25.4) = \square$ 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 $\phi_o = \square$ 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