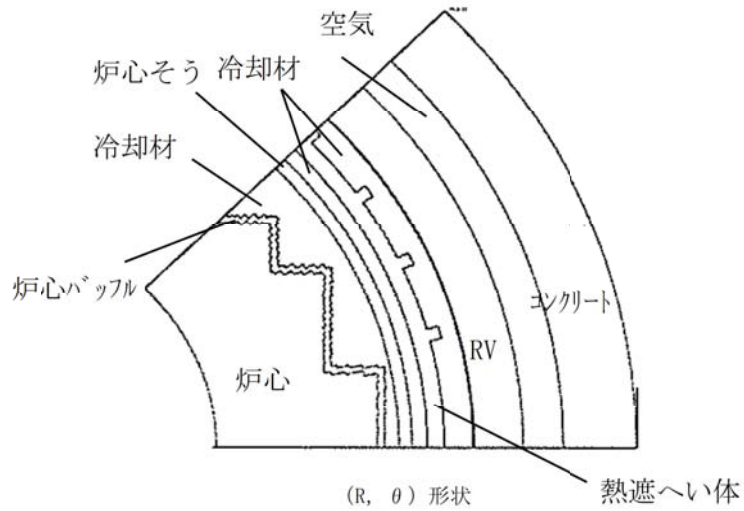


No.	高浜2-IASCC-4 rev1	事象：IASCC								
質 問	<p>(別冊-7-22頁) 炉内構造物のうち炉心支持構造物（炉心そう及び下部炉心板を除く）の使用材料名（JIS等規格による種別）を提示すること。</p>									
回 答	<p>炉心支持構造物（炉心そう及び下部炉心板を除く）の使用材料名を下表に示します。</p> <table border="1" data-bbox="437 801 1311 1037"> <thead> <tr> <th data-bbox="437 801 852 846">部 位</th> <th data-bbox="852 801 1311 846">材 質</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="437 846 852 880">上部炉心支持板</td> <td data-bbox="852 846 1311 880" rowspan="5" style="border: 1px dashed black;"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="437 880 852 913">上部炉心支持柱</td> </tr> <tr> <td data-bbox="437 913 852 947">上部炉心板</td> </tr> <tr> <td data-bbox="437 947 852 981">下部炉心支持柱</td> </tr> <tr> <td data-bbox="437 981 852 1037">下部炉心支持板</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>		部 位	材 質	上部炉心支持板		上部炉心支持柱	上部炉心板	下部炉心支持柱	下部炉心支持板
部 位	材 質									
上部炉心支持板										
上部炉心支持柱										
上部炉心板										
下部炉心支持柱										
下部炉心支持板										

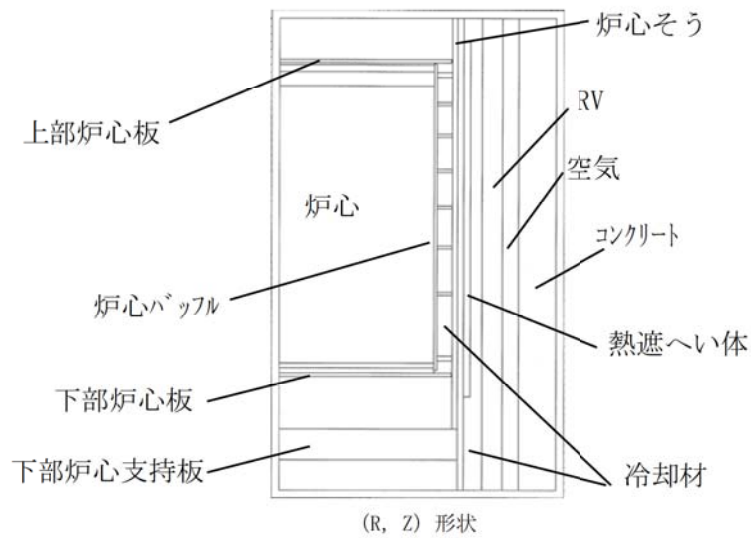
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

No.	高浜2-IASCC-5	事象：IASCC
質問	<p>(別冊-7-40, 43頁) 炉内構造物主要部位の中性子照射量の評価方法及び炉心支持構造物についての運転開始後60年時点での最大中性子照射量(表2.3-4に記載のものは除く)を提示すること。</p>	
回答	<p>中性子照射量は、炉内構造物主要部位における中性子束 ($E > 0.1 \text{ MeV}$) を2次元輸送計算コードDOTにより算出し、運転時間を掛けることで中性子照射量を求めている。</p> <p>DOT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、入力パラメータは以下のとおりである。</p> <div data-bbox="459 920 1337 1279" data-label="Diagram"> <pre> graph LR A[①物性値 (密度, 組成)] --> DOT[DOTコード] B[②遮蔽形状] --> DOT C[③線源スペクトルおよび線源分布] --> DOT D[④核分裂により発生する中性子スペクトル] --> DOT DOT --> E[中性子束 (n/cm²/s)] </pre> </div> <p>炉内構造物主要部位における中性子束は、以下の手順で算出する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 代表中性子束 (ϕ_{\max}) として、炉心の水平断面形状 (R, θ 計算) や垂直断面形状 (R, Z 計算) を用いて、炉内構造物において最大となる中性子束を算出する。 (2) 炉心の水平断面形状 (R, θ 計算) より算出した水平方向の補正係数 (f_r, f_θ) と垂直断面形状 (R, Z 計算) より算出した軸方向の補正係数 (f_z) を用いて、代表中性子束 (ϕ_{\max}) を補正することで炉内構造物主要部位における中性子束分布を算出する。 $\phi(r, \theta, z) = \phi_{\max} \times f_r \times f_\theta \times f_z$ <p> $\phi(r, \theta, z)$: 中性子束分布 ϕ_{\max} : 代表中性子束 f_r : 半径方向の補正係数 f_θ : 周方向の補正係数 f_z : 軸方向の補正係数 </p>	

炉内構造物主要部位における水平断面形状の評価では、下図（R, θ 計算）に示すような形状を入力して、水平方向の補正係数を算出している。



また、炉内構造物主要部位における垂直断面形状（R, Z計算）の評価では、下図に示すような形状を入力して、軸方向の補正係数（ f_z ）を算出している。



以上により算出した炉内構造物主要部位における中性子束に対し、運転開始60年時点での運転時間（約36万時間）を乗じ、炉内構造物主要部位における中性子照射量を算出した結果を表1に示します。

表1 高浜2号炉 炉心支持構造物の中性子照射量

部位	運転開始後60年時点の中性子照射量(n/cm ²)
上部炉心支持板	[Redacted]
上部炉心支持柱	
上部炉心板	
下部炉心支持柱	
下部炉心支持板	

[Redacted]

以上

[Redacted]

No.	高浜2-IASCC-7 rev1	事象：IASCC
質 問	<p>(別冊-7-39頁) 炉内構造物（炉心支持構造物を含む）が接する1次冷却材の水質（溶存酸素、溶存水素、pH、塩素濃度、その他の不純物）についての管理値及び実績値（至近サイクルの例）を提示すること。</p>	
回 答	<p>1次冷却材の水質については、分析項目に応じて基準値と標準値を設け、定期的に水質分析を実施し管理しています。</p> <p>基準値：設備の健全性に影響を与える可能性のある値をいい、これを超えるか超えるおそれのある場合は適切な措置を講じる。</p> <p>標準値：設備の健全性を維持していくために、通常管理している値。</p> <p>各分析項目の基準値、標準値および至近サイクルにおける実績値の例を添付1に示します。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

高浜2号機 水質記録表 (平成23年10月)

2 - 1 - 1 - 1

試料 項目 単位	出力 MW	pH at 25°C	電気伝導率 μS/cm 25°C	硬度 ppm	硫酸イオン ppm	塩素イオン ppm	硝酸イオン ppm	アンモニウムイオン ppm	浮遊物質 ppm	溶解性固形物 ppm	I-131 Bq/cm ³	I-133 Bq/cm ³	I-135 Bq/cm ³	I-137 Bq/cm ³	Xe-135 Bq/cm ³	Ba-138 Bq/cm ³	Ba-140 Bq/cm ³	Ba-141 Bq/cm ³	Ba-142 Bq/cm ³	Ba-144 Bq/cm ³	Cs-134 Bq/cm ³	Cs-137 Bq/cm ³	合計 Bq/cm ³	全陽子線 照射量率 (μSv/h)	全陽子線 照射量 (μSv)	α線 Bq/cm ³	β線 Bq/cm ³	γ線 Bq/cm ³	注記 事項					
																														採取 日時				
[1]	09:00																																	
[2]	09:00																																	
3	09:00																																	
4	09:00																																	
5	09:00																																	
6	09:00																																	
7	09:00																																	
[8]	09:00																																	
[9]	09:00																																	
[10]	09:00																																	
11	09:30																																	
12	09:30																																	
13	09:30																																	
14	09:00																																	
[15]	09:00																																	
[16]	09:00																																	
17	09:00																																	
18	09:00																																	
19	09:00																																	
20	09:00																																	
21	09:00																																	
[22]	09:00																																	
[23]	09:00																																	
24	09:00																																	
25	09:00																																	
26	09:00																																	
27	09:00																																	
28	09:00																																	
[29]	09:00																																	
[30]	09:00																																	
31	09:00																																	
最大値																																		
最小値																																		
平均値																																		
総計																																		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

No.	高浜2-IASCC-8rev1	事象：IASCC
質 問	<p>(別冊-7-40頁) 炉内構造物の各部位に対する予防保全等について、応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（NC-CC-002））に対応した内容を提示すること。</p>	
回 答	<p>炉内構造物の各部位にはオーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金（X750）を採用しており、【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（NC-CC-002）によると、応力腐食割れ（SCC）発生因子である「材料」「応力」「環境」を改善することでSCC発生を抑制する対応が示されています。</p> <p>ニッケル基合金（X750）については、PWR水質環境の高応力下でSCC発生の可能性があるが、SCC発生の可能性を低下させるためには固有の熱処理と応力の管理の組み合わせが有効であることが事例規格で示されています。これに対し、炉内構造物のニッケル基合金（X750）使用部位である、支持ピンおよびたわみピンについては、新熱処理材の採用による応力腐食割れ感受性の低減と応力低減化構造のピンへの取替による応力低減対策を実施していることから、SCC発生の可能性は小さいと考えています。</p> <p>オーステナイト系ステンレス鋼については、溶存酸素濃度が低く管理されているPWR水質環境ではSCCは発生し難いことが事例規格で示されています。高浜2号炉においては、1次冷却材の水質を溶存酸素5ppb以下に管理していることからSCC発生の可能性は小さいと考えています。</p> <p>また、オーステナイト系ステンレス鋼使用部位は、高い中性子照射量を受けると「材料」が変化することで照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）の感受性が高くなるとされています。</p> <p>このIASCCに対し、「材料（中性子照射による材料の変化）」「応力」「環境（温度）」の3因子で炉内構造物のうち最も厳しい部位を抽出した結果、最も厳しい部位はバッフルフォーマボルトとなります。バッフルフォーマボルトのIASCCに対しては、高浜2号炉では以下の応力低減への配慮を実施しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・首下の応力集中を低減するための首下形状の変更 ・耐力に対する発生応力の比を低減するため、機械的強度に優れるSUS316CWの採用 <p>また、バッフルフォーマボルトについては、「照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）評価技術に関する報告書（（独）原子力安全基盤機構）」に示された評価ガイドおよび「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト]（（社）原子力安全推進協会）」に基づく評価をした結果、運転開始後60年時点でのボルト損傷本数は管理損傷ボルト本数（ボルト全数の20%）以下であり、安全に関わる機能を維持できることを確認しています。</p> <p>さらに、高浜2号炉については、IASCCへの対策も含めた炉内構造物全体に対する予防保全の推進、信頼性の向上を図る観点から炉内構造物一式の取替を計画しています。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	高浜2-耐震-3	分類：共通
質 問	<p>建設後の耐震補強の実績がある場合、下記種別（イ、ロ、ハ）ごとに実施時期と工事概要（サポートの撤去、移動、追設、容量変更の要点を含む）を提示すること。</p> <p>イ）耐震バックチェックに関連した耐震補強ケース（冷温停止状態の維持における評価時点と相違がある場合）</p> <p>ロ）新規制基準適合申請に関連した耐震補強ケース</p> <p>ハ）経年劣化事象の評価に関連する耐震補強ケース</p> <p>ニ）イ）、ロ）、ハ）以外の耐震補強ケース（冷温停止状態の維持における評価時点と相違がある場合）</p>	
回 答	<p>イ）冷温停止状態の維持における評価時点と相違ありません。</p> <p>ロ）新規制基準適合申請に関連した耐震補強ケースは、添付1～5のとおりです。</p> <p>ハ）経年劣化事象の評価に関連する耐震補強ケースは、添付1～5のとおりです。</p> <p>ニ）冷温停止状態の維持における評価時点と相違ありません。</p> <p>以 上耐震補強工事の実績について、添付資料に示します。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

高浜2号機 耐震補強工事(配管以外)

機器名	補強箇所	補強時期	ケース
燃料取替用水タンク			
復水タンク			ロ
制御棒駆動装置			
伸縮継手			ハ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

高浜2号機 耐震補強工事(配管関係)

機器名	補強箇所	サポート種別	補強内容	補強時期	ケース

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

主蒸気・主給水配管伸縮継手取替

工事目的

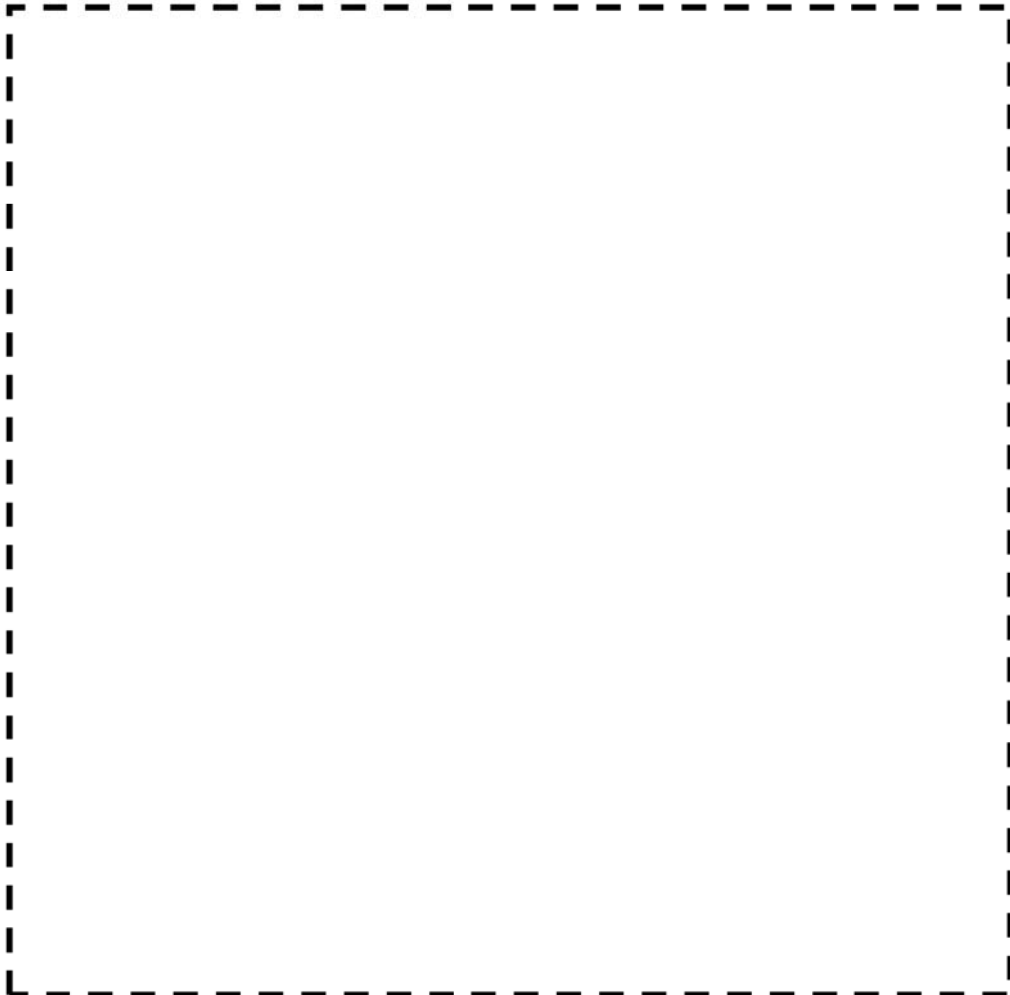
基準地震動を踏まえ設備の耐震裕度を向上させるため、伸縮継手の機能を強化する。

工事概要

機械ペネトレーションのうち、主蒸気系統および主給水系統伸縮継手について、耐震補強として取替を実施する。

【補強例】

伸縮継手取替例



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

＜中間耐震サポート追設の例（制御棒駆動装置）＞

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

No.	高浜2－耐震－4	事象：耐震												
質 問	<p>工事計画認可審査の内容を踏まえた高経年化技術評価の見直しがある場合、以下の事項について、見直し前後の相違点を整理し提示すること。</p> <p>イ) 評価対象の機器・構造物と経年劣化事象の関係 ロ) 評価条件・手法 ハ) 評価結果</p>													
回 答	<p>工事計画認可申請の審査の内容を踏まえて、劣化状況評価における耐震安全性評価の見直しを行うものは、以下のとおり。</p> <p>1. 制御棒挿入性評価</p> <p>高浜2号機の新規制基準への適合に係る工事計画認可申請側で評価手法を見直した再評価を行っており、劣化事象を考慮した耐震安全性評価においても、これに合わせた評価手法として、評価の見直しを行う。</p> <p>イ) 評価対象の機器・構造物と経年劣化事象の関係</p> <p>① 制御棒クラス案内管（案内板）の摩耗を考慮した制御棒挿入性評価 ② 制御棒被覆管の摩耗を考慮した制御棒挿入性評価 ③ バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れを考慮した制御棒挿入性評価</p> <p>※①、②については、案内板及び被覆管の摩耗を重畳させた評価を実施</p> <p>ロ) 評価条件・手法（相違点比較）</p> <table border="1" data-bbox="400 1305 1426 1980"> <thead> <tr> <th></th> <th>現評価（H27.11 補正申請）</th> <th>工認に合せた評価手法反映</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価条件</td> <td>燃料集合体照射後条件 （照射影響の考慮有り） Ss-1(700gal)～Ss-7</td> <td>燃料集合体照射後条件 （照射影響の考慮有り） Ss-1(700gal)～Ss-7</td> </tr> <tr> <td>解析モデル</td> <td>建屋-RCS-RV-CI-FA 連成モデル FA 減衰率：10%</td> <td>建屋-RCS-RV-CI-FA 連成モデル FA 減衰率：<u>1%</u></td> </tr> <tr> <td>評価手法</td> <td>《挿入経路機器の応答解析》 ・制御棒駆動装置：時刻歴手法 ・制御棒クラス案内管：時刻歴手法 ・燃料集合体：時刻歴手法 《地震時挿入抗力の考慮方法》 ・制御棒駆動装置：時刻歴手法 ・制御棒クラス案内管：時刻歴手法 ・燃料集合体：時刻歴手法</td> <td>《挿入経路機器の応答解析》 ・制御棒駆動装置：<u>スペクトルモーダル解析</u> ・制御棒クラス案内管：時刻歴手法 ・燃料集合体：時刻歴手法 《地震時挿入抗力の考慮方法》 ・制御棒駆動装置：<u>最大抗力一定</u> ・制御棒クラス案内管：<u>最大抗力一定</u> ・燃料集合体：時刻歴手法</td> </tr> </tbody> </table>			現評価（H27.11 補正申請）	工認に合せた評価手法反映	評価条件	燃料集合体照射後条件 （照射影響の考慮有り） Ss-1(700gal)～Ss-7	燃料集合体照射後条件 （照射影響の考慮有り） Ss-1(700gal)～Ss-7	解析モデル	建屋-RCS-RV-CI-FA 連成モデル FA 減衰率：10%	建屋-RCS-RV-CI-FA 連成モデル FA 減衰率： <u>1%</u>	評価手法	《挿入経路機器の応答解析》 ・制御棒駆動装置：時刻歴手法 ・制御棒クラス案内管：時刻歴手法 ・燃料集合体：時刻歴手法 《地震時挿入抗力の考慮方法》 ・制御棒駆動装置：時刻歴手法 ・制御棒クラス案内管：時刻歴手法 ・燃料集合体：時刻歴手法	《挿入経路機器の応答解析》 ・制御棒駆動装置： <u>スペクトルモーダル解析</u> ・制御棒クラス案内管：時刻歴手法 ・燃料集合体：時刻歴手法 《地震時挿入抗力の考慮方法》 ・制御棒駆動装置： <u>最大抗力一定</u> ・制御棒クラス案内管： <u>最大抗力一定</u> ・燃料集合体：時刻歴手法
	現評価（H27.11 補正申請）	工認に合せた評価手法反映												
評価条件	燃料集合体照射後条件 （照射影響の考慮有り） Ss-1(700gal)～Ss-7	燃料集合体照射後条件 （照射影響の考慮有り） Ss-1(700gal)～Ss-7												
解析モデル	建屋-RCS-RV-CI-FA 連成モデル FA 減衰率：10%	建屋-RCS-RV-CI-FA 連成モデル FA 減衰率： <u>1%</u>												
評価手法	《挿入経路機器の応答解析》 ・制御棒駆動装置：時刻歴手法 ・制御棒クラス案内管：時刻歴手法 ・燃料集合体：時刻歴手法 《地震時挿入抗力の考慮方法》 ・制御棒駆動装置：時刻歴手法 ・制御棒クラス案内管：時刻歴手法 ・燃料集合体：時刻歴手法	《挿入経路機器の応答解析》 ・制御棒駆動装置： <u>スペクトルモーダル解析</u> ・制御棒クラス案内管：時刻歴手法 ・燃料集合体：時刻歴手法 《地震時挿入抗力の考慮方法》 ・制御棒駆動装置： <u>最大抗力一定</u> ・制御棒クラス案内管： <u>最大抗力一定</u> ・燃料集合体：時刻歴手法												

ハ) 評価結果

		挿入時間*1		規定時間
		現評価 (H27.11 補正申請)	工認手法反映	
評価 条件	評価地震動	Ss-1～Ss-7 (Ss-1)	Ss-1～Ss-7	1.8 秒
	照射条件	照射後条件	照射後条件	
地震時挿入時間		1.43		
制御棒クラスター案内管（案内板）及び被覆管の摩耗を考慮した地震時挿入時間		1.45		
バップルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れを考慮した地震時挿入時間		1.46		

*1：各時間は落下開始から制御棒が全ストロークの85%に至るまでの時間

*2：挿入時間の下段のカッコ内は評価地震動を示す。

2. 炉内構造物等の耐震安全性評価

工事計画認可申請側の評価を踏まえ、燃料集合体の減衰定数を10%から1%へ変更することに伴い、原子炉容器－炉内構造物の連成モデルによる評価を行っている以下の評価について、応力評価及び疲労累積係数の評価の見直しを行う。

イ) 評価対象の機器・構造物と経年劣化事象の関係

No.	評価対象機器（部位）	経年劣化事象
①	原子炉容器（炉心支持金物）	低サイクル疲労
②	原子炉容器（胴部）	中性子照射脆化
③	炉内構造物（上部炉心支持板、上部炉心支持柱、下部炉心支持板、下部炉心支持柱）	低サイクル疲労
④	炉内構造物（シンプルチューブ）	摩耗
⑤	炉内構造物（炉心そう）	中性子照射による靱性低下
⑥	制御棒クラスター（被覆管）	摩耗

ロ) 評価条件・手法（相違点比較）

	現評価（H27.11 補正申請）	工認に合せた評価手法反映
評価 条件	Ss-1(700gal)～Ss-7	Ss-1(700gal)～Ss-7
解析 モデル	建屋-RCS-RV-CI-FA 連成モデル FA 減衰率：10%	建屋-RCS-RV-CI-FA 連成モデル FA 減衰率： <u>1%</u>

ハ) 評価結果：再評価を実施中

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

3. 工事計画を踏まえ、影響評価を行うもの

工事計画において、従来の設計手法における水平1方向及び鉛直方向地震力を組合せた耐震計算に対して、設備の構造特性等により水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響の可能性のある部位を抽出し、影響評価を行った結果、耐震性に影響がなく従来の設計手法で対応可能であることが確認されているが、高経年化技術評価の耐震安全性評価においても、水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響を確認した。

イ) 評価対象の機器・構造物と経年劣化事象の関係

No.	評価対象機器（部位）	経年劣化事象
①	蒸気発生器（給水入口管台）	低サイクル疲労
②	1次冷却材ポンプ（支持脚）	低サイクル疲労
③	炉心支持構造物（下部炉心支持柱）	低サイクル疲労
④	復水タンク（基礎ボルト）	腐食（大気接触部）
⑤	加圧器スプレイ配管	低サイクル疲労

ロ) 評価条件・手法

高経年化評価対象設備のうち、工事計画において設備の構造特性等から水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響の可能性があり、水平2方向+鉛直方向地震力の影響評価が行われた部位であって、耐震評価に影響する劣化事象が想定される部位について、影響評価を行った。

ハ) 評価結果

① 蒸気発生器（給水入口管台）の低サイクル疲労を考慮した影響評価

	疲労累積係数（許容値1以下）		
	通常運転時	地震時	合計
水平1方向+鉛直方向地震動 を考慮した評価結果 ┌──────────┐	0.658	0.000	0.658
水平2方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果 ┌──────────┐	0.658	0.000	0.658

② 1次冷却材ポンプ（支持脚）の低サイクル疲労を考慮した影響評価

	疲労累積係数（許容値1以下）		
	通常運転時	地震時	合計
水平1方向+鉛直方向地震動 を考慮した評価結果	0.185	0.001	0.186
水平2方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果	0.185	0.001	0.186

③ 炉心支持構造物（下部炉心支持柱）の低サイクル疲労を考慮した影響評価

	疲労累積係数（許容値1以下）		
	通常運転時	地震時	合計
水平1方向+鉛直方向地震動 を考慮した評価結果	0.001	0.006	0.007
水平2方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果	0.001	0.027	0.028

※新規基準への適合に係る工認側で評価手法を見直した再評価をおこなっており、今後これに合わせた評価手法として評価の見直しを行う。

④-1 復水タンク（基礎ボルト）の腐食を考慮した影響評価【引張荷重*1】

	発生値 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比
水平1方向+鉛直方向地震動 を考慮した評価結果			0.67
水平2方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果			0.68

*1：せん断荷重との組合せを考慮した評価

④-2 復水タンク（基礎ボルト）の腐食を考慮した影響評価【せん断荷重】

	発生値 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比
水平1方向+鉛直方向地震動 を考慮した評価結果			0.24
水平2方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果			0.34

⑤ 加圧器スプレイ配管の低サイクル疲労を考慮した影響評価

	疲労累積係数（許容値1以下）		
	通常運転時	地震時	合計
水平1方向+鉛直方向地震動 を考慮した評価結果	0.267	0.001	0.268
水平2方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果	0.267	0.001	0.268

以上

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

No.	高浜2-耐震-10	分類：機械設備															
質問	<p>(3.14.14頁) 原子炉容器サポートの補強材及びボルトの中性子及びγ線照射脆化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）を提示すること。</p>																
回答	<p>原子炉容器サポートの補強材及びボルトの中性子及びγ線照射脆化に対する、耐震安全性評価の詳細は以下のとおりです。</p> <p>1. 評価条件</p> <p>①原子炉容器サポートの耐震クラスに応じたSクラス地震荷重を適用する。 ②ボルトの欠陥寸法は、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に規定されている超音波探傷検査を行う装置の適合基準における最小欠陥検出寸法を基に4.2mmとする。補強材の欠陥寸法は、JEAC4206に準拠して板厚の1/4とし、き裂のアスペクト比はASME Sec. III Appendix Gに準拠して1/6とする。 ③脆化度はNUREG-1509の評価手法に基づき、プラント運転開始後60年時点の予測値を適用する。 ④補強材及びボルトの破壊靱性値とS_s ($S_{s1} \sim 7$) 地震力を受けた場合の応力拡大係数の比較を行うことによる破壊力学評価を実施する。</p> <p>2. 評価モデル及び緒元</p> <p>原子炉容器サポートの補強材及びボルトの評価に用い緒元を表1に、評価モデルを図1、2に示す。</p> <p>表1 原子炉容器サポートの補強材及びボルトの評価に用いた緒元</p> <table border="1" data-bbox="491 1512 1361 1854"> <thead> <tr> <th></th> <th>補強材</th> <th>ボルト</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉年（年）</td> <td>60</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>材質</td> <td rowspan="4" style="border: 2px dashed black;"></td> <td rowspan="4" style="border: 2px dashed black;"></td> </tr> <tr> <td>初期T_{NDT}（℃）</td> </tr> <tr> <td>照射量(dpa)※</td> </tr> <tr> <td>板厚(mm)</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="border: 2px dashed black; height: 60px;"></td> </tr> </tbody> </table>			補強材	ボルト	炉年（年）	60	60	材質			初期 T_{NDT} （℃）	照射量(dpa)※	板厚(mm)			
	補強材	ボルト															
炉年（年）	60	60															
材質																	
初期 T_{NDT} （℃）																	
照射量(dpa)※																	
板厚(mm)																	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

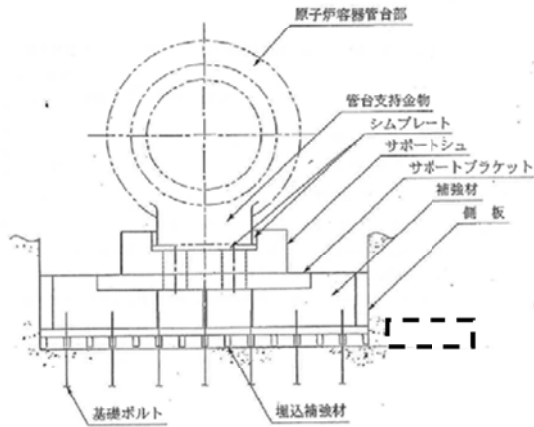


図1 解析モデル（補強材概略図）

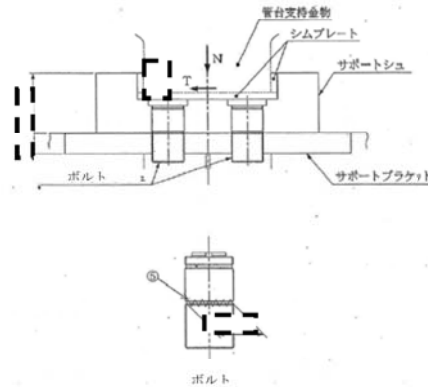


図2 解析モデル（ボルト概略図）

3. 入力条件

入力条件を以下に示します。

(1) 補強材

①脆化量推定値 ΔT_{NDT}

NUREG-1509に記載の上限脆化予測線図より算出しました。

$$\begin{aligned} \Delta T_{NDT} &= 35.423 \times [\log(\text{dpa})]^2 + 286.336 \times [\log(\text{dpa})] + 585.1 \\ &= 35.423 \times [\log\{\text{---}\}]^2 + 286.336 \times [\log\{\text{---}\}] + 585.1 \\ &= \{\text{---}\} \text{C} \rightarrow \{\text{---}\} \text{C} \end{aligned}$$

②照射後 T_{NDT} 推定値

$$T_{NDT} = (\text{初期}T_{NDT}) + \Delta T_{NDT} T = \{\text{---}\}$$

③最低使用温度 $T = \{\text{---}\}$

④発生応力 $\sigma = \{\text{---}\}$ (添付-1参照)

⑤想定き裂深さ

$$a = t/4 = \{\text{---}\}$$

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

⑥平板の幅の半長 $b = \text{---}$ とする

⑦表面長さの半長 $c = 3 \times a = 3 \times \text{---}$

⑧き裂前縁の位置を表す角度 $\phi = \text{---}$

$$\begin{aligned} \textcircled{9} Q &= 1 + 1.464 \times (a/c)^{1.65} \\ &= 1 + 1.464 \times (\text{---})^{1.65} = \text{---} \rightarrow \text{---} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \textcircled{10} M_1 &= 1.13 - 0.09 \times (a/c) \\ &= 1.13 - 0.09 \times (\text{---}) = \text{---} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \textcircled{11} M_2 &= -0.54 + \{0.89 / (0.2 + a/c)\} \\ &= -0.54 + \{0.89 / (0.2 + \text{---})\} = \text{---} \rightarrow \text{---} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \textcircled{12} M_3 &= 0.5 - \{1 / (0.65 + a/c)\} + 14 \times (1 - a/c)^{24} \\ &= 0.5 - \{1 / (0.65 + \text{---})\} + 14 \times (1 - \text{---})^{24} \\ &= \text{---} \rightarrow \text{---} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \textcircled{13} f_\phi &= \{ (a/c)^2 \cos^2 \phi + \sin^2 \phi \}^{1/4} \\ &= \{ (\text{---})^2 \cos^2 \text{---} + \sin^2 \text{---} \}^{1/4} = \text{---} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \textcircled{14} g &= 1 + (0.1 + 0.35 \times (a/t)^2) \times (1 - \sin \phi)^2 \\ &= 1 + (0.1 + 0.35 \times (\text{---})^2) \times (1 - \sin \text{---})^2 = \text{---} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \textcircled{15} fw &= [\sec \{ \pi c \sqrt{(a/t)/2b} \}]^{1/2} \\ &= [\sec \{ \pi \times \text{---} / 2 \times \text{---} \}]^{1/2} = \text{---} \end{aligned}$$

(2) ボルト

①脆化量推定値 ΔT_{NDT}

NUREG-1509に記載の上限脆化予測線図より算出しました。

$$\begin{aligned} \Delta T_{\text{NDT}} &= 35.423 \times [\log(\text{dpa})]^2 + 286.336 \times [\log(\text{dpa})] + 585.1 \\ &= 35.423 \times [\log(\text{---})]^2 + 286.336 \times [\log(\text{---})] + 585.1 \\ &= \text{---} \text{C} \rightarrow \text{---} \end{aligned}$$

②照射後 T_{NDT} 推定値

$$T_{\text{NDT}} = (\text{初期 } T_{\text{NDT}}) + \Delta T_{\text{NDT}} = \text{---}$$

③最低使用温度 $T = \text{---}$

④ボルト半径 $R = \text{---} \text{m}$ (ボルト外径 $D = \text{---} \text{mm}$)

⑤発生応力 $\sigma = \text{---} \text{MPa}$ (添付-1参照)

⑥想定き裂深さ $a = \text{---}$

していることから、供試材 (SA-540 Gr. B24) の動的破壊靱性試験結果を基に、次式を評価用曲線とします。

$$K_{IR} = 0.44 \times (41.6 + 197.8 \times \exp(0.0258 \times (T - T_{NDT})))$$

$$= 0.44 \times (41.6 + 197.8 \times \exp(0.0258 \times []))$$

$$[] \rightarrow [] \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}})$$

・応力比 (= 応力拡大係数 / 破壊靱性値)

$$\sqrt{2K_I} / K_{IR} = [] \rightarrow 0.73$$

5. 評価結果

評価結果を表2に示します。補強材及びボルトの中性子及びγ線照射脆化を考慮しても、地震時の応力拡大係数は破壊靱性値を超えることなく、耐震安全評価上問題ないことを確認しました。

表2 補強材及びボルトの中性子及びγ線照射脆化に対する評価結果

評価部位	応力拡大係数 (MPa√m)	破壊靱性値 (MPa√m)	応力比
補強材 (評価地震動 水平、鉛直 : Ss-1)	[]	[]	0.36
ボルト (評価地震動 水平のみ : Ss-1)	[]	[]	0.73

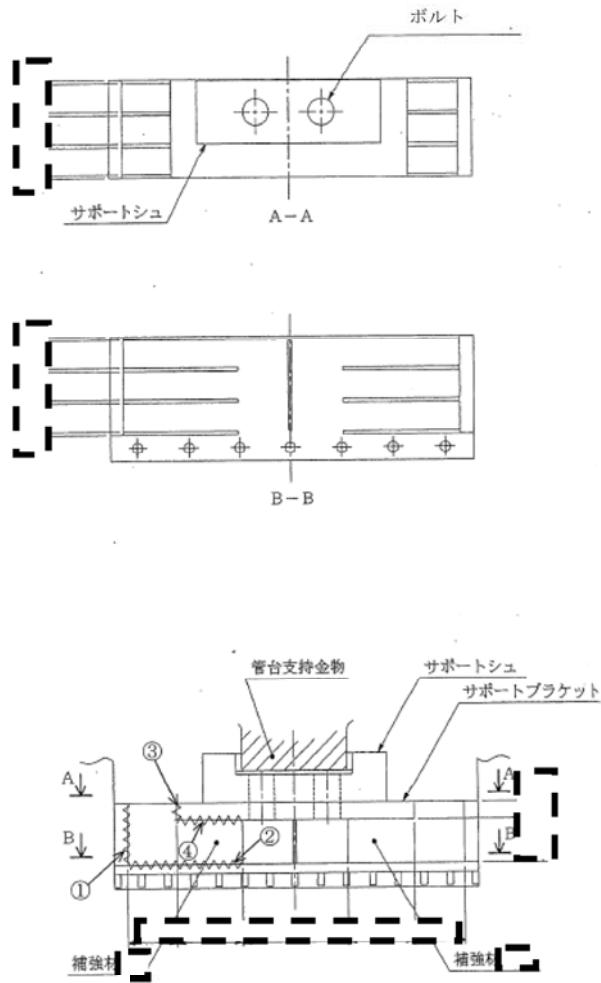
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

補強材、ボルトに作用する発生応力について

補強材、ボルトに作用する発生応力の算出根拠は以下の通りです。

1. 構造及び評価箇所

補強材およびボルトの評価箇所を下記のとおり示します。



(単位:mm)

図 1 - 1 原子炉容支持構造物の構造及び評価箇所 (1 / 2)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

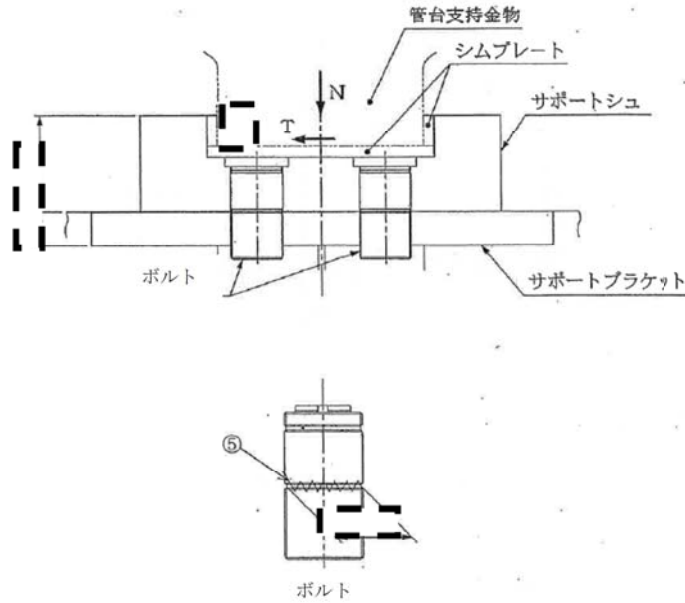


図1-2 原子炉容支持構造物の構造及び評価箇所 (2/2)

2. 応力計算

補強材およびボルトの発生応力の算出に必要な入力条件を下記に示します。

表2-1 入力条件 (1/2)

	接線方向荷重	鉛直方向荷重
	T	N
自重		
熱膨張荷重		
地震荷重		
最大荷重		

表2-2 入力条件 (2/2)

名称	記号	単位	数値
荷重作用点までの距離	L_1	mm	
荷重作用点までの距離	L_2	mm	
部材の長さ	L_3	mm	
部材の長さ	L_4	mm	
補強材 (①部) のせん断に対する断面積	A_{s1}	mm ²	
補強材 (②部) のせん断に対する断面積	A_{s2}	mm ²	
補強材 (③部) の圧縮に対する断面積	A_{c3}	mm ²	
補強材 (④部) の圧縮に対する断面積	A_{c4}	mm ²	
レベリングスクリュ (⑤部) のせん断に対する断面積	A_{s5}	mm ²	
補強材の縦弾性係数 (注1)	E	MPa	
補強材の横弾性係数 (注2)	G	MPa	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(1) サポートシュに作用する荷重

サポートシュには 図2-1 に示す荷重が作用する。

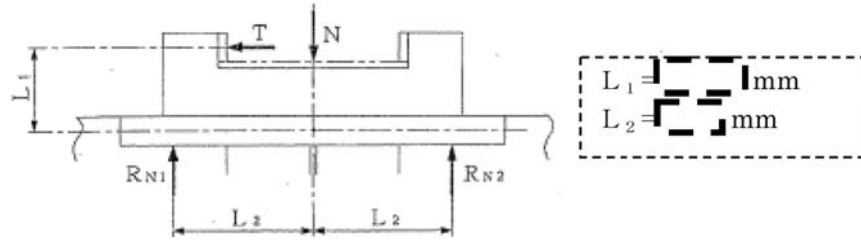


図2-1 サポートシュに作用する荷重

図2-1 より補強材からの反力 R_{N1} 、 R_{N2} を次式より求める。



(2) 補強材に作用する荷重

原子炉容器支持構造物を 図2-2 のようにモデル化し、補強材に作用する荷重を求める。

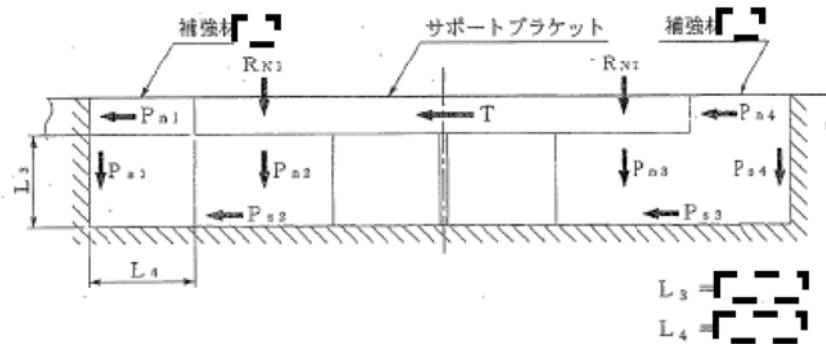


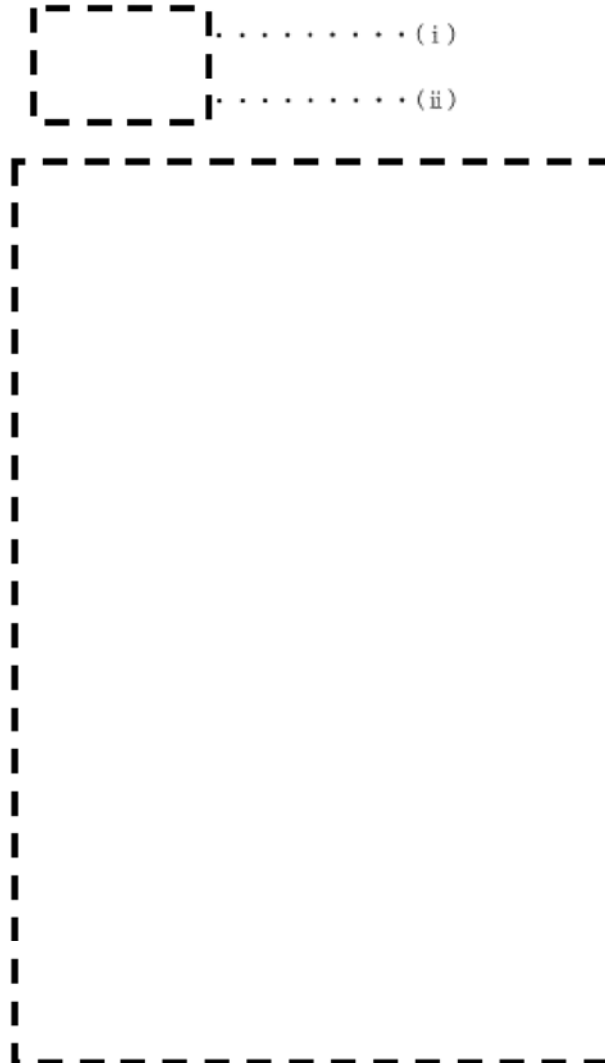
図2-2 補強材に作用する荷重

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

P_{n1} 、 P_{n2} 、 P_{n3} 、 P_{n4} 、 P_{s1} 、 P_{s2} 、 P_{s3} 、 P_{s4} は、サポートブラケットより受ける荷重である。

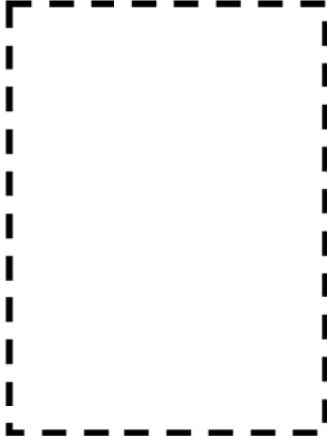
ここでは、条件の厳しい  の補強材について評価する。

図2-2 において、サポートブラケットは剛体であり、補強材とは溶接による一体構造であることから、次式が成立する。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(i)、(ii)、(iii) 及び (iv) 式より P_{s1} 及び P_{s2} は次式より求まる。



ここで、

- P_{s1} : 補強材 (①部) に作用するせん断荷重 (kN)
- P_{s2} : 補強材 (②部) に作用するせん断荷重 (kN)
- P_{n1} : 補強材 (③部) に作用する圧縮荷重 (kN)
- P_{n2} : 補強材 (④部) に作用する圧縮荷重 (kN)
- A_{s1} : 荷重 P_{s1} を受ける補強材 (①部) のせん断に対する断面積 (mm^2)
- A_{s2} : 荷重 P_{s2} を受ける補強材 (②部) のせん断に対する断面積 (mm^2)
- A_{c3} : 荷重 P_{n1} を受ける補強材 (③部) の断面積 (mm^2)
- A_{c4} : 荷重 P_{n2} を受ける補強材 (④部) の断面積 (mm^2)

・補強材

・ボルト

せん断応力 (①部)

せん断応力 (⑤部)



3. 計算結果

以上より、補強材およびボルトの発生応力は下記のとおりです。

(1) 補強材 (①部)

P_{s1} (kN)	A_{s1} (mm^2)	τ_1 (MPa)	
		計算値	桁処理
[Redacted]			

(2) ボルト (⑤部)

T (kN)	A_{s5} (mm^2)	τ_5 (MPa)	
		計算値	桁処理
[Redacted]			

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

No.	高浜 2 - 耐津波 - 1	事象：耐津波
質 問	<p>(本冊/別冊-共通) 高浜 1 号炉の運転期間延長認可申請との相違点を整理し提示すること。</p>	
回 答	<p>高浜 1 号で、耐津波安全性評価対象とした浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）については以下のとおり。</p> <p>(1) 津波防護施設：該当なし[高浜 4 号炉設備、1・2・3・4 号炉共用] (2) 浸水防止設備：取水構造物（浸水防止蓋） (3) 津波監視設備：潮位計</p> <p>一方、高浜 2 号で、耐津波安全性評価対象とした浸水防護施設（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）については以下のとおり。</p> <p>(1) 津波防護施設：該当なし[高浜 4 号炉設備、1・2・3・4 号炉共用] (2) 浸水防止設備：取水構造物（浸水防止蓋） (3) 津波監視設備：該当なし</p> <p>差異が生じている理由は、潮位計は高浜 1 号と 2 号の共有設備であることから、工事計画と整合をとり高浜 1 号の高経年化技術評価書側に記載しているため。</p> <p>なお、取水構造物（浸水防止蓋）については、高浜 1 号と 2 号のそれぞれで評価している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	高浜2-40年目追加評価-4	事象：劣化傾向の評価											
質 問	<p>(別冊-18 40年目追加評価-低サイクル疲労-7頁) スプレイライン用管台及びサージ用管台について、30年目の高経年化技術評価と劣化状況評価における疲労累積係数の相違について定量的な理由を提示すること。</p>												
回 答	<p>加圧器のスプレイライン用管台及びサージ用管台の低サイクル疲労評価について、30年目の高経年化技術評価（以下PLM30という）と劣化状況評価（以下PLM40という）における疲労累積係数の比較を下表に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 加圧器疲労評価結果（疲労累積係数）の比較</p> <table border="1" data-bbox="507 913 1249 1171"> <thead> <tr> <th rowspan="2">部位</th> <th colspan="2">60年時点の予測値</th> </tr> <tr> <th>PLM30</th> <th>PLM40</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>スプレイライン用管台</td> <td>0.007 (0.531)</td> <td>0.121 (0.019)</td> </tr> <tr> <td>サージ用管台</td> <td>0.028 (0.072)</td> <td>0.017 (0.061)</td> </tr> </tbody> </table> <p>表内の上段の数値は大気中の疲労累積係数（Uf）を示す。 () 内の数値は接液中の疲労累積係数（Uen）を示す。</p> <p>PLM30とPLM40で疲労累積係数に差異が生じている理由として、入力条件（温度、外荷重）の違い、構造モデルの違い、過渡回数の違い、適用規格の違い等複数の要因が挙げられるが、この中で評価結果に大きな影響を与えていると考える要因についてスプレイライン用管台、サージ用管台それぞれについて説明する。</p> <p>添付1にスプレイライン管台の疲労評価（Uf値）の比較を示す。 添付2にスプレイライン管台の環境疲労評価（Uen値）の比較を示す。 添付3にサージ用管台の疲労評価（Uf値）、環境疲労評価（Uen値）の比較を示す。</p>		部位	60年時点の予測値		PLM30	PLM40	スプレイライン用管台	0.007 (0.531)	0.121 (0.019)	サージ用管台	0.028 (0.072)	0.017 (0.061)
部位	60年時点の予測値												
	PLM30	PLM40											
スプレイライン用管台	0.007 (0.531)	0.121 (0.019)											
サージ用管台	0.028 (0.072)	0.017 (0.061)											

表2 PLM40における疲労評価結果
(Ufに対して支配的な過渡組合せ)

過渡組合せ	繰返しピーク 応力強さ(MPa)	Ke	繰返し回数	Uf

表3 PLM30における疲労評価結果
(表2と同等の過渡組合せによるUf)

過渡組合せ	繰返しピーク 応力強さ(MPa)	Ke	繰返し回数	Uf

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

加圧器スプレイ管台の環境疲労評価 (PLM30とPLM40との比較)

加圧器スプレイ管台の環境疲労評価においては、PLM30とPLM40でUenが最大となる点は同じであり、大気中の疲労評価最大点と同等の部位の評価を実施している。

しかしながら、表1に示すようにUen値が大きく異なっている。

この差は繰返しピーク応力強さの違いが影響しているが、加圧器スプレイ配管の形状に差があることが原因である。

加圧器スプレイ管台の環境疲労評価では、PLM30、PLM40ともに熱成層の影響を考慮して熱成層が発生する範囲の配管を含めた3次元FEMモデルを使って評価を行っているが、加圧器スプレイ配管は第21回定検(H15年度)に改造工事を実施しており、図2および図3に示すようにPLM30とPLM40では熱成層を考慮した部位の配管形状が大きく異なっている。

PLM30では熱成層を考慮する配管の水平距離が長く、加圧器管台への垂直配管の長さが短い。このため、改造前の配管では熱成層による過渡が発生した場合の熱変位に伴う加圧器管台への曲げ、捻りが比較的大きく作用することになる。改造によって熱成層を考慮する範囲の配管の水平長さが短くなり、垂直管長さが長くなったことで応力が大きく緩和されたものである。

このため、熱成層を考慮する過渡との組合せにおいてUenが低減し、合計Uenの差異につながっているものである。

PLM40の評価は、改造による影響を考慮して適切に評価を実施したものである。

表4 PLM30における疲労評価結果
(Uenに対して支配的な過渡組合せ)

過渡組合せ	繰返しピーク 応力強さ (MPa)	Ke	繰返し 回数	Uf	Fen	Uen

表5 PLM40における疲労評価結果
(表4と同等の過渡組合せによるUen)

過渡組合せ	繰返しピーク 応力強さ (MPa)	Ke	繰返し 回数	Uf	Fen	Uen

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



図2 環境疲労評価におけるPLM30の熟成層評価モデル



図3 環境疲労評価におけるPLM40の熟成層評価モデル

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

加圧器サージ用管台の疲労評価、環境疲労評価 (PLM30とPLM40との比較)

PLM30とPLM40の加圧器サージ用管台の構造モデルの比較を図4に示す。加圧器サージ用管台はH22年度に行われた改造工事を反映してPLM30とPLM40で管台の評価モデルが異なっている。

このため各評価点の発生応力が異なってくることから、 U_f 、 U_{en} の値に違いが生じているものである。また、PLM40では評価点を増加させており、管台コーナ部付近に新たに評価点を設けたことから、大気中の疲労累積係数が最大になる点が変わっている。

PLM30とPLM40の類似評価点における U_f 値の比較を表6に示す。

各評価点で数値の違いはあるものの、 U_f 値の差は最大でも0.025程度であり、管台形状の差があることを考慮すればほぼ同等の結果であると考ええる。



図4 PLM30とPLM40の構造モデル比較 (加圧器サージ用管台)

表 6 各評価点におけるUf値の比較 (サージ管台)

PLM30		PLM40	
評価点	Uf	評価点	Uf
1		1	
2		2	
3		3	
4		4	
7		7	
8		8	
9		13	
10		14	
11		15	
12		16	
15		17	
16		18	
-		19	
17		21	
18		22	

赤太字はUf値が最大になった評価点のUf値
 青太字はUen値が最大となった評価点のUf値

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。