

No.	高浜1-IASCC-2 rev3	事象：IASCC
質 問	<p>(別冊-7炉内構造物-41頁) バッフルフォーマボルトのIASCCについて、最新知見を用いて行った損傷本数評価の妥当性確認の内容を提示すること。</p>	
回 答	<p>バッフルフォーマボルトの損傷本数評価については、バッフル構造をモデル化した応力解析結果と、原子力安全基盤機構「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業で得られた最新知見に基づき設定したIASCC発生しきい線との比較により損傷可能性を評価しています。</p> <p>応力解析手法については、国内外の学会に解析内容を発表しており、有識者の評価を得ております。なお、応力解析におけるスウェリング量については、米国の実験炉EBR-II炉心の中性子反射体要素(SUS304材)から採取したデータを基に作成したdpaレイト補正Foster-Flinn式を用いて評価しています。本評価式は照射量、dpaレイト(照射速度)、温度のスウェリング量への影響を定式化したものとなっています。クリープ量については、国プロ「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術」事業において示された照射下クリープ評価式を用いた評価を行っています。本評価式は、Halden炉での照射下クリープデータに基づき作成されたものです。</p> <p>IASCC発生しきい線については、原子力安全基盤機構「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業で得られたバッフルフォーマボルト材のIASCC発生試験結果の下限を取って設定しています。</p> <p>以上のことから、今回実施したバッフルフォーマボルトの損傷本数評価は妥当であると判断しています。</p> <p>なお、上記の評価手法については、原子力安全推進協会にて「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]第2版」として規格化されており、平成26年3月に正式発行されています。</p> <p>また、高浜1号炉と同時期に建設された米国のW社製3ループプラント※で、且つバッフルフォーマボルトの点検実績があるSurry1.2u、Farley1.2u、Robinson2uのバッフルフォーマボルト点検結果と、高浜1号炉のIASCC評価結果との比較を実施した結果、実機の損傷本数と損傷本数評価結果がおおむね整合していることを確認しています。(表1、図1参照)</p> <p>※</p>	

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

表1. 米国3ループプラント・バッフルフォーマボルト点検結果

	Surry1u	Surry2u	Farley1u	Farley2u	Robinson2u
営業運転開始日	1972. 12. 22	1973. 5. 1	1977. 12. 1	1981. 7. 30	1971. 3. 7
点検時間	28EFPY	28EFPY	16. 6EFPY	15. 1EFPY	31. 4EFPY
損傷本数 (高浜1号炉 評価結果※1)					

※1. 各プラントの点検時間における評価損傷本数

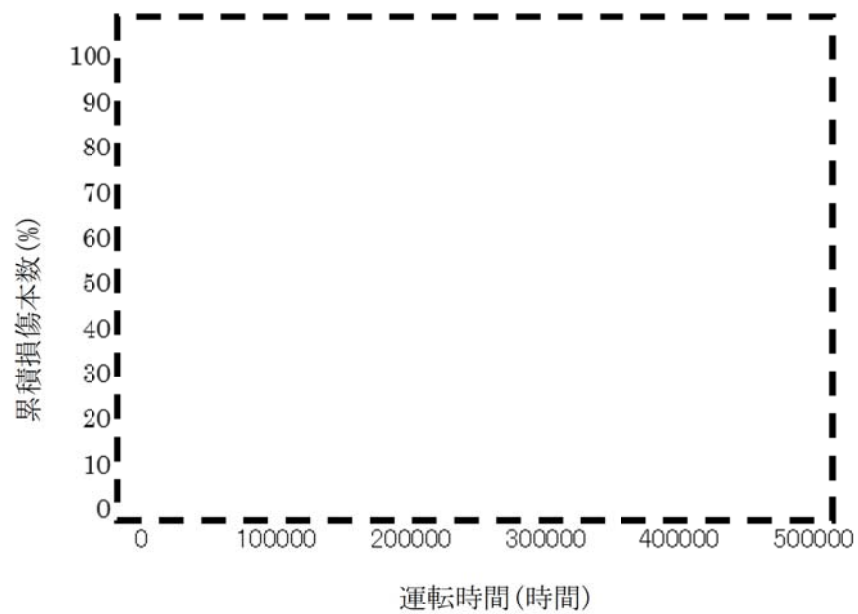


図1. 高浜1号炉 IASCC評価結果と米国点検実績の比較

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1-IASCC-8 rev 2	事象：IASCC																											
質 問	<p>(別冊-7-40頁) 技術評価で参照又は参考としたIASCC事例の概要とその分析結果を提示すること。</p>																												
回 答	<p>バッフルフォーマボルトのIASCC事例については、1988年にフランスのBugey発電所2号炉において確認されたバッフルフォーマボルト損傷事例を初め、海外のプラントでIASCCによるバッフルフォーマボルト損傷事例が報告されています。</p> <p>高浜1号炉と同時期に建設された米国のW社製3ループプラントにおけるバッフルフォーマボルトの点検実績を下記に示します。</p> <table border="1" data-bbox="406 987 1311 1153"> <thead> <tr> <th></th> <th>Robinson2u</th> <th>Surry1u</th> <th>Surry2u</th> <th>Farley1u</th> <th>Farley2u</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>営業運転開始日</td> <td>1971.3.7</td> <td>1972.12.22</td> <td>1973.5.1</td> <td>1977.12.1</td> <td>1981.7.30</td> </tr> <tr> <td>点検時間</td> <td>31.4EFPY</td> <td>28EFPY</td> <td>28EFPY</td> <td>16.6EFPY</td> <td>15.1EFPY</td> </tr> <tr> <td>損傷本数</td> <td>9本</td> <td>1本</td> <td>2本</td> <td>0本</td> <td>0本</td> </tr> </tbody> </table> <p>日本機械学会維持規格においては、バッフルフォーマボルトは縦列に2本のボルトが残存すればよく、ボルト全数(1,088本)の約7割が損傷した場合においても炉内構造物の安全機能の確保は可能とされています。これに比べると海外事例におけるボルト損傷本数はいずれも十分少なく、炉内構造物の安全機能に影響を及ぼすものではないと考えます。</p> <p>また、3ループプラント以外も含めて米国で公開されているバッフルフォーマボルトの点検結果について確認した結果、「炉内構造物点検評価ガイドライン」等の国内知見を大きく逸脱するようなボルト損傷が発生している事例はありません。今後も、国内外の点検結果を注視し、バッフルフォーマボルトの健全性評価手法の妥当性確認を継続して実施していきます。</p> <p>また、バッフルフォーマボルト以外の炉内構造物の部位では、これまでに入手している国内外の情報の範囲においてはIASCCが発生した事例はありません。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>						Robinson2u	Surry1u	Surry2u	Farley1u	Farley2u	営業運転開始日	1971.3.7	1972.12.22	1973.5.1	1977.12.1	1981.7.30	点検時間	31.4EFPY	28EFPY	28EFPY	16.6EFPY	15.1EFPY	損傷本数	9本	1本	2本	0本	0本
	Robinson2u	Surry1u	Surry2u	Farley1u	Farley2u																								
営業運転開始日	1971.3.7	1972.12.22	1973.5.1	1977.12.1	1981.7.30																								
点検時間	31.4EFPY	28EFPY	28EFPY	16.6EFPY	15.1EFPY																								
損傷本数	9本	1本	2本	0本	0本																								

No.	高浜 1－絶縁低下－ 2 8 rev1	分類：容器（電気ペネトレーション）
質 問	<p>(4-3.3-2頁) 表1-1において、評価対象の電気ペネトレーションは全て「常設重大事故等対処設備」とされているが、各機器に対し重大事故等時に期待する機能を説明すること。</p>	
回 答	<p>電気ペネトレーションの設計基準事故・重大事故等時に期待する機能として、①電力・制御・計装信号送受機能、②電気絶縁性能維持及び③バウンダリの維持機能がある。</p> <p>③機能については、全ての電気ペネトレーションに対し期待する機能である。①②機能については、各々の事故時に機能要求のある電気・計装設備に計装信号等を伝送する電気ペネトレーションに対し期待する機能であり、具体的には以下の通り。</p> <p>【設計基準事故時】</p> <p>(キャニスター型－ピックテイル型)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全防護系電気ペネトレーション(4/4) ・加圧器ヒータ電気ペネトレーション(3/3) ・計装用電気ペネトレーション(2/2) ・小型補機制御用電気ペネトレーション(3/3) ・小型補機電源電気ペネトレーション(3/3) ・炉内計装ケーブル駆動制御用電気ペネトレーション(1/2) <p>(キャニスター型－ブッシング型)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・対象なし <p>(モジュラー型－三重同軸型)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉外計装装置電気ペネトレーション(2/4) <p>【重大事故等時】</p> <p>(キャニスター型－ピックテイル型)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全防護系電気ペネトレーション(4/4) ・加圧器ヒータ電気ペネトレーション(1/3) ・計装用電気ペネトレーション(2/2) ・小型補機制御用電気ペネトレーション(3/3) ・小型補機電源電気ペネトレーション(3/3) ・炉内温度計測用電気ペネトレーション(1/1) <p>(キャニスター型－ブッシング型)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・対象なし <p>(モジュラー型－三重同軸型)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉外計装装置電気ペネトレーション(4/4) <p>なお、新規制基準対応により、今後、新設される計装設備等については、接続先の電気ペネトレーション（キャニスター型－ピックテイル型又はモジュラー型－三重同軸型）を明確に決定しているものではない。しかしながら、いずれの電気ペネトレーション（キャニスター型－ピックテイル型又はモジュラー型－三重同軸型）についても、60年間の通常運転とその後の各種事故時において健全性を維持できることを確認しており、問題とはならない。</p>	

No.	高浜1-耐震-7 Rev.1	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、高経年化技術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1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 1428 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-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		1.45		

*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（下部炉心支持柱）	熱時効
⑤	炉内構造物（シンプルチューブ）	摩耗
⑥	炉内構造物（炉心そう）	中性子照射による靱性低下
⑦	制御棒クラスタ（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>

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。

ハ) 評価結果：

① 原子炉容器（炉心支持金物）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
FA 減衰率：10%での評価結果 []	0.009	0.001	0.010
FA 減衰率：1%での評価結果 []	0.009	0.001	0.010

②-1 原子炉容器（胴部）の中性子照射脆化を考慮した影響評価（関連温度上昇）

	応力拡大係数	
	き裂深さ 10mm	き裂深さ 5mm
FA 減衰率：10%での評価結果 []	$K_{IC} > K_I$	$K_{IC} > K_I$
FA 減衰率：1%での評価結果 []	$K_{IC} > K_I$	$K_{IC} > K_I$

②-2 原子炉容器（胴部）の中性子照射脆化を考慮した影響評価（上部棚評価）

	弾塑性破壊力学評価
FA 減衰率：10%での評価結果 []	<ul style="list-style-type: none"> • $J_{app} < J_{mat}$ (at $\Delta a = 2.5\text{mm}$) (き裂は進展しない) • J_{app} 曲線と J_{mat} 曲線の交点で J_{app} 曲線の勾配 $<$ J_{mat} 曲線の勾配 (想定欠陥は不安定成長しない)
FA 減衰率：1%での評価結果 []	<ul style="list-style-type: none"> • $J_{app} < J_{mat}$ (at $\Delta a = 2.5\text{mm}$) (き裂は進展しない) • J_{app} 曲線と J_{mat} 曲線の交点で J_{app} 曲線の勾配 $<$ J_{mat} 曲線の勾配 (想定欠陥は不安定成長しない)

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）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
FA 減衰率 10%での評 価結果	上部炉心支持板	0.181	0.000	0.181
	上部炉心支持柱	0.030	0.001	0.031
	下部炉心支持板	0.017	0.027	0.044
	下部炉心支持柱	0.001	0.006	0.007
FA 減衰率 1%での評 価結果	上部炉心支持板	0.181	0.000	0.181
	上部炉心支持柱	0.030	0.001	0.031
	下部炉心支持板	0.017	0.027	0.044
	下部炉心支持柱	0.001	0.007	0.008

④ 炉内構造物（下部炉心支持柱）の熱時効を考慮した影響評価

	発生応力
FA 減衰率：10%での評価結果	MCPの包絡条件確認 MCP(215MPa) > 下部炉心支持柱(133MPa)
FA 減衰率：1%での評価結果	MCPの包絡条件確認 MCP(215MPa) > 下部炉心支持柱(140MPa)

⑤ 炉内構造物（シンプルチューブ）の摩耗を考慮した影響評価

	発生応力（1次膜+1次曲げ）		
	発生値 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比
FA 減衰率：10%での評価結果			0.02
FA 減衰率：1%での評価結果			0.02

⑥ 炉内構造物（炉心そう）の中性子照射による靱性低下を考慮した影響評価

	応力拡大係数		
	発生値 (MPa√m)	許容値 (MPa√m)	応力比
FA 減衰率：10%での評価結果	7.4	51	0.15
FA 減衰率：1%での評価結果	7.4	51	0.15

⑦ 制御棒クラスタ（被覆管）の摩耗を考慮した影響評価

	発生応力（1次膜+1次曲げ）		
	発生値 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比
FA 減衰率：10%での評価結果			0.48
FA 減衰率：1%での評価結果			0.48

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	燃料取替用水タンク（基礎ボルト）	腐食（大気接触部）

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。

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。

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	0.235	0.008	0.243
水平 2 方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果	0.235	0.024	0.259

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	0.235	0.001	0.236
水平 2 方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果	0.235	0.001	0.236

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	0.007	0.008
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	0.031	0.032

※FA 減衰率：1%を考慮した再評価結果。

④-1 燃料取替用水タンク（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			0.70
水平2方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果			0.92

*1：せん断荷重との組合せを考慮した評価

④-2 燃料取替用水タンク（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			0.42
水平2方向+鉛直方向地震動 を考慮した影響評価結果			0.60

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1-耐震-10 Rev.3	分類：容器
質問	<p>(3.4.41,42頁) 原子炉容器の中性子照射脆化（関連温度上昇）に対する耐震安全性評価の具体的内容（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>【想定き裂深さ10mmでの評価】 JEAC4206-2007「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」では、加圧熱衝撃評価を実施するにあたって深さ10mmの想定き裂を設定するように定められています。原子炉容器内表面からの深さ10mm位置での評価結果を以下に示します。</p> <p>① PTSでの応力評価部位と応力値 PTS事象のK_1上限包絡曲線については、技術評価書「容器-原子炉容器」に示すとおり、小破断1次冷却材喪失事故（小破断LOCA）、大破断1次冷却材喪失事故（大破断LOCA）、主蒸気管破断事故および2次冷却系からの除熱機能喪失に対するK_1曲線を上限包絡して示したものです。 K_1値は、原子炉容器胴部に想定欠陥（長さ $\frac{1}{2}$、深さ10mmの半楕円表面欠陥）を仮定し評価しています。</p> <p>② Ss地震時の応力評価部位と応力値 Ss地震による原子炉容器胴部に生じる曲げモーメントとして、最大となる節点（原子炉容器管台ノズル部（図中の \square））を使用して、この曲げモーメントを断面係数 I で除して算出した曲げ応力値（σ_b）は $\frac{M}{I}$ になります。</p> <div style="border: 2px dashed black; height: 300px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div>	

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 K_{Ic} の算出式とその根拠

K_{Ic} はJEAC4206-2007の附属書C「供用状態C, Dにおける加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」に基づき、以下の式で計算しています。(技術評価書「容器-原子炉容器」参照)

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp\{0.0161(T - T_p)\} \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}})$$

④ K_I 値の評価結果

PTS事象での K_I 上限包絡曲線(上記①)に、 S_s 地震で生じる K_I 値を一律でかさ上げしています。 S_s 地震の K_I 値は、原子炉容器胴部に仮定した想定欠陥(長さ l mm、深さ10 mmの半楕円表面欠陥、母材厚さ t mm)に上記②の荷重が作用した場合に生じる値として、JEAC4206-2007 F-3300 ASME Sec. XI App. Aの解(作用分布応力を線形近似する場合)を用いて $[\] \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を算出しました。

PTS事象の K_I 値はJEAC4206-2007でPTS事象の K_I 値算出に引用されているC. B. Buchalet & W. H. Bamfordの応力拡大係数式(附属図C-2000-1及びC-2000-2の係数を使用)を用いて算出されたものですが、 S_s 地震で生じる K_I 値の算出に対しては規定がないため、JEAC4206-2007の附属書F「応力拡大係数」にて記載のあるASME Sec. XI App. Aの解(作用分布応力を線形近似する場合)を使用しています。

応力拡大係数を計算する際のき裂寸法は、長さ l mm、深さ10 mmの半楕円表面欠陥です。

S_s 地震で生じる K_I 値: $[\]$ の算出過程は以下のとおりです。

JEAC4206-2007 F-3300 ASME Sec. XI App. Aの解(作用分布応力を線形近似する場合)により、 K_I 値を算出します。想定欠陥のサイズは、

$$\begin{aligned} \text{欠陥深さ} & a = 10\text{mm} = 0.394 \text{ in} \\ \text{欠陥長さ} & l = [\] \\ \text{母材厚さ} & t = [\] \end{aligned}$$

附属書表F-3200-1(1/2)最深点Aでの係数(添付-1)において、 $a/t = [\]$ 、 $a/l = [\]$ より、

$$\begin{aligned} M_m &= G_0 = [\] \\ G_1 &= [\] \end{aligned}$$

よって、

$$q_y = \left[\frac{(\sigma_m \cdot M_m + A_p \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b)}{\sigma_{ys}} \right]^2 / 6 = [\]$$

ここで $A_p = 17.16 \text{ MPa}^{\ast} = 2.49 \text{ ksi}$

$$M_b = G_0 - 2(a/t) G_1 = [\]$$

$$\sigma_{ys} = 304.3 \text{ MPa} = 44.1 \text{ ksi}$$

($T_c = 288.6 \text{ }^\circ\text{C}$ におけるJSME S NC1-2005/2007の値)

$$\sigma_m = 0$$

$$Q = 1 + 4.593(a/l)^{1.65} - q_y = [\]$$

※: 欠陥面にかかる内圧は、PTS事象とし考慮している小破断LOCA、大破断LOCA、主蒸気管破断事故および2次冷却系からの除熱機能喪失時の最高圧力を上回る、最高使用圧力(17.16 MPa)を評価に用いています。

以上より、

$$K_I = \left[(\sigma_m + \Delta p) \cdot M_m + \sigma_b \cdot M_b \right] \sqrt{\pi a / Q}$$

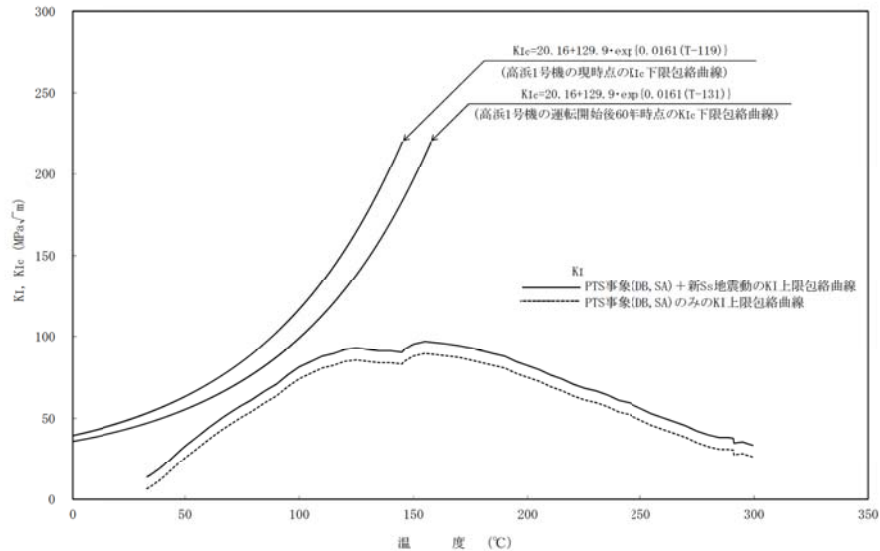


図1 高浜1号機 Ss地震を考慮したPTS評価結果(欠陥深さ10 mm)

【想定き裂深さ5mmでの評価】

運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検の結果を踏まえて、想定き裂深さを5mmとした評価も実施しております。原子炉容器内表面からの深さ5mm位置での評価結果を以下に示します。

① PTSでの応力評価部位と応力値

PTS事象のKI上限包絡曲線については、技術評価書「容器-原子炉容器」に示すとおり、小破断1次冷却材喪失事故(小破断LOCA)、大破断1次冷却材喪失事故(大破断LOCA)、主蒸気管破断事故および2次冷却系からの除熱機能喪失に対するKI曲線を上限包絡して示したものです。

KI値は、特別点検の結果を踏まえ、原子炉容器胴部に想定欠陥(長さ1mm、深さ5mmの半楕円表面欠陥)を仮定し評価しています。

② Ss地震時の応力評価部位と応力値

Ss地震による原子炉容器胴部に生じる曲げモーメントとして、最大となる節点(原子炉容器管台ノズル部(図中))のN・mmを使用しています。この曲げモーメントを断面係数(mm³)で除して算出した曲げ応力値(σb)は、になります。

③ KICの算出式とその根拠

KICはJEAC4206-2007の附属書C「供用状態C, Dにおける加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」に基づき、以下の式で計算しています。(技術評価書「容器-原子炉容器」参照)

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp\{0.0161(T - T_p)\} \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}})$$

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

④ K_I 値の評価結果

PTS事象での K_I 上限包絡曲線(上記①)に、Ss地震動で生じる K_I 値を一律でかさ上げしています。Ss地震の K_I 値は、原子炉容器胴部に仮定した想定欠陥(長さ \square mm、深さ5 mmの半楕円表面欠陥、母材厚さ \square mm)に上記②の荷重が作用した場合に生じる値として、JEAC4206-2007 F-3300 ASME Sec. XI App. Aの解(作用分布応力を線形近似する場合)を用いて \square MPa \sqrt{m} を算出しました。

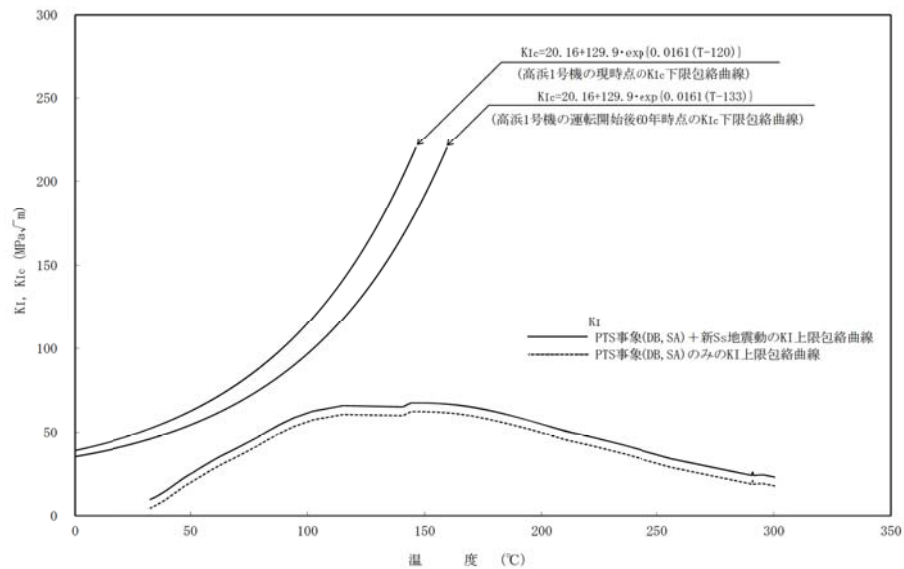


図2 高浜1号機 Ss地震を考慮したPTS評価結果(欠陥深さ5 mm)

以上を踏まえて、耐震安全性評価書には深さ10 mmの想定き裂の評価結果、あわせて深さ5 mmの想定き裂の評価結果を併記しております。

以上の結果より、運転開始後60年時点での K_{Ic} 下限包絡曲線とPTS事象にSs地震を考慮した K_I を比較すると、両曲線は交差することなく、 $K_{Ic} > K_I$ は満足され、原子炉容器の中性子照射による関連温度上昇は、耐震安全性評価上問題ないことを確認しております。

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

附属書表 F-3200-1 (1/2) 最深点 A での係数

Uniform G_0

a / t	a / ℓ					
	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5
0.00	1.1208	1.0969	1.0856	1.0727	1.0564	1.0366
0.05	1.1461	1.1000	1.0879	1.0740	1.0575	1.0373
0.10	1.1945	1.1152	1.0947	1.0779	1.0609	1.0396
0.15	1.2670	1.1402	1.1058	1.0842	1.0664	1.0432
0.20	1.3654	1.1744	1.1210	1.0928	1.0739	1.0482
0.25	1.4929	1.2170	1.1399	1.1035	1.0832	1.0543
0.30	1.6539	1.2670	1.1621	1.1160	1.0960	1.0614
0.40	2.1068	1.3840	1.2135	1.1448	1.1190	1.0772
0.50	2.8254	1.5128	1.2693	1.1757	1.1457	1.0931
0.60	4.0420	1.6372	1.3216	1.2039	1.1699	1.1058
0.70	6.3743	1.7373	1.3610	1.2237	1.1868	1.1112
0.80	11.991	1.7899	1.3761	1.2285	1.1902	1.1045

Linear G_1

a / t	a / ℓ					
	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5
0.00	0.7622	0.6635	0.6826	0.7019	0.7214	0.7411
0.05	0.7624	0.6651	0.6833	0.7022	0.7216	0.7413
0.10	0.7732	0.6700	0.6855	0.7031	0.7221	0.7418
0.15	0.7945	0.6780	0.6890	0.7046	0.7230	0.7426
0.20	0.8267	0.6891	0.6939	0.7067	0.7243	0.7420
0.25	0.8706	0.7029	0.7000	0.7094	0.7260	0.7451
0.30	0.9276	0.7193	0.7073	0.7126	0.7282	0.7468
0.40	1.0907	0.7584	0.7249	0.7209	0.7338	0.7511
0.50	1.3501	0.8029	0.7454	0.7314	0.7417	0.7566
0.60	1.7863	0.8488	0.7671	0.7441	0.7520	0.7631
0.70	2.6125	0.8908	0.7882	0.7588	0.7653	0.7707
0.80	4.5727	0.9288	0.8063	0.7753	0.7822	0.7792

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 1－耐震－1 1 Rev. 2	分類：容器
質 問	<p>(3. 4. 43頁) 原子炉容器の中性子照射脆化（上部棚吸収エネルギーの低下）に対する耐震安全性評価の具体的内容（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>1. 弾塑性破壊力学評価</p> <p>(1) J_{mat} の算出 欠陥深さ a に対する上部棚破壊靱性 J_{mat} は次式で評価しています。 $J_{mat} = M_j \cdot C_1 \cdot \Delta a C_2$ $M_j = 0.863[\text{供用状態 A, B}]$ $C_1 = \exp\{0.147 + 2.64 \cdot \log(\text{USE 調整値}) - 0.00087 \cdot T\}$ $C_2 = -0.549 + 0.383 \cdot \log(C_1)$ USE 調整値：60 年運転時点における 1/4t 深さでの値（= [] J） T：評価位置での温度（= [] C） （出典：JEAC4206-2007 附属書 G G-3200） 本評価に用いた想定き裂は、周方向欠陥を想定しています。なお、想定き裂はアスペクト比一定とし、き裂深さ：き裂長さ = [] としています。</p> <p>(2) J_{app} の算出 欠陥深さ a に対するき裂進展力 J_{app} は次式、及び表 1 の評価条件を基に評価しています。 $J_{app} = 1000 \cdot (K_I')^2 / E'$ $K_I' = \sqrt{\frac{a_e}{a}} \cdot K_I$ $a_e = a + \left(\frac{1000}{6\pi} \right) \cdot \left[\frac{K_I}{\sigma_y} \right]^2$ $\sigma_y : \text{降伏応力 (MPa)}$ $K_I = 0.961(K_{IP}^e + K_{I-S2}^e) + 0.961C \cdot K_{II}^e$ $C = 1.0 - \{-0.159(a/t) + 0.155\} (\sigma / \sigma_{total})$ ただし、C の下限は次式とする。 $C = 1.0 - 0.12 \cdot (\sigma / \sigma_{total})$ $\sigma_t : \text{欠陥深さ位置の熱応力 (MPa)}$ $\sigma_{total} : \text{欠陥深さ位置の応力 (Ss 地震力含む) (MPa)}$ $t : \text{胴部母材厚さ (mm)}$ $K_{IP}^e : \text{内圧応力に対する応力拡大係数}$ $K_{II}^e : \text{熱応力に対する応力拡大係数}$ $K_{I-S2}^e : \text{Ss 地震力に対する応力拡大係数}$ （出典：JEAC4206-2007 附属書 G G-6200） ※ K_{IP}^e 及び K_{II}^e は、ASME Code Section XI, Appendix A の解（作用分布応力を多項式近似する場合）により算出する。 K_{I-S2}^e は、ASME Code Section XI, Appendix A の解（作用分応力を線形近似する場合）により算出する。</p>	

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

表1 評価に使用した各条件

仮想欠陥 ^{※1※2}	内圧 ^{※4}	温度過渡 ^{※3}	地震 ^{※4}
深さ \square mm (1/4t) 長さ \square mm (1.5t)	\square (MPa) 一定 (最高使用圧力の 1.1 倍)	\square C/h (停止までの下降率)	\square (MPa) (Ss-1 地震時の曲げ応力)

※1: tは原子炉容器胴部の板厚

※2: 欠陥の想定位置は、回答 10 におけるPTS評価部位(炉心領域モデル④番部位)と同じ位置

※3: 温度過渡から求める α 、 K_{IT} は一定値ではなく過渡に伴う変数となります。 $\Delta a=0\text{mm}$, 1mm, 2mm, 2.5mm, 3mm において、それぞれの α 及び K_{IT} の履歴をもとに算出した J_{app} 値の履歴のうち最大値となる J_{app} を評価値としています。

※4: $\Delta a=0\text{mm}$, 1mm, 2mm, 2.5mm, 3mm における、それぞれの K_{IP} および K_{I-Ss} を表 2 に示します。

表 2 各想定欠陥深さにおける内圧による応力拡大係数 K_{IP} 及び
Ss 地震による応力拡大係数 K_{I-Ss}

Δa [mm]	内圧による応力拡大係数 K_{IP} [MPa \sqrt{m}]	Ss 地震による応力拡大係数 K_{I-Ss} [MPa \sqrt{m}]
0	\square	\square
1	\square	\square
2	\square	\square
2.5	\square	\square
3	\square	\square

(算出に必要な条件)

【RV 寸法】

内半径: \square (クラッド^{*}内面)、 \square (母材内面)

母材板厚: \square

【熱伝導率、熱拡散率】

ASME Sec II Part D の Table TCD を使用 (母材: Group C、クラッド^{*}: Group J)

【縦弾性係数】

母材: 1.84×10^{11} Pa

【熱膨張係数】

母材: \square

【ポアソン比】

0.3

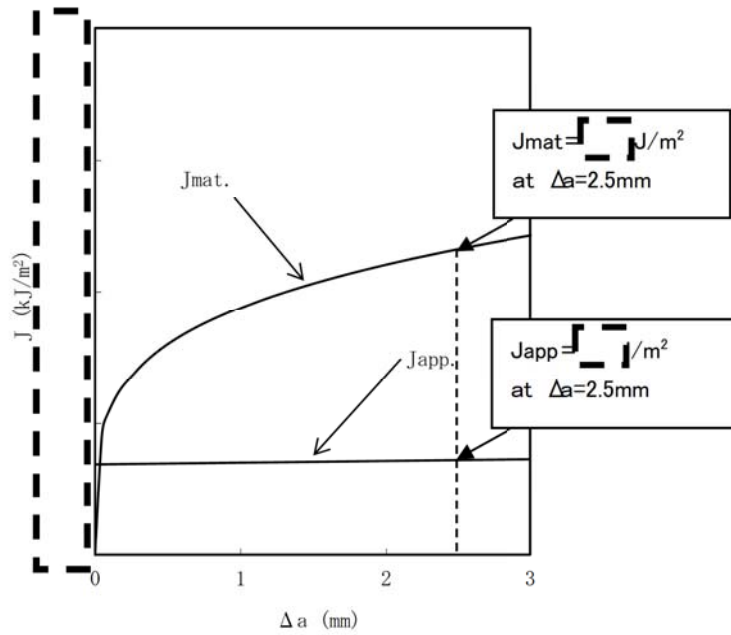
【降伏応力 σ_y 】

\square (母材の低温側配管の冷却材温度 \square での値)

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

(3) 評価結果

評価結果を下図に示します。



高浜1号 Ss地震を考慮した供用状態A, Bに対するき裂安定性評価結果

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 1－耐震－ 1 3 Rev. 1	分類：配管																																																																														
質 問	余熱除去系統配管のアンカーサポート取付部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）を提示すること。																																																																															
回 答	<p>余熱除去系統配管のアンカーサポートにかかる荷重をもとに、各応力を算出した過程は以下のとおりです。また、サポートの位置を添付－ 1 の系統図、アイソメ図に示します。</p> <p>1. 評価用荷重の算出</p> <p>配管を 3次元梁モデル化してSs、Sd地震時の支持点荷重をスペクトルモーダル解析にて算出しています。評価部位はサポートラグ（固定点）であり、隣接する解析ブロックとの境界部になります。この為、両ブロックの解析結果から得られた荷重を合成し、評価用荷重としています。さらに、当該アンカーサポートをモデル化し、算出された評価用荷重を用いて評価対象部位の部材力を算出した結果を表 1、表 2 に示します。</p> <p style="text-align: center;">表 1 評価用荷重 (Ss : 部材力)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">方向</th> <th colspan="2">配管とラグ</th> <th colspan="2">ラグとプレート</th> </tr> <tr> <th>1次</th> <th>1次+2次</th> <th>1次</th> <th>1次+2次</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Fx</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>Fy</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>Fz</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>Mx</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>My</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>Mz</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 2 評価用荷重 (Sd : 部材力)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">方向</th> <th colspan="2">配管とラグ</th> <th colspan="2">ラグとプレート</th> </tr> <tr> <th>1次</th> <th>1次+2次</th> <th>1次</th> <th>1次+2次</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Fx</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>Fy</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>Fz</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>Mx</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>My</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>Mz</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table>		方向	配管とラグ		ラグとプレート		1次	1次+2次	1次	1次+2次	Fx					Fy					Fz					Mx					My					Mz					方向	配管とラグ		ラグとプレート		1次	1次+2次	1次	1次+2次	Fx					Fy					Fz					Mx					My					Mz				
方向	配管とラグ			ラグとプレート																																																																												
	1次	1次+2次	1次	1次+2次																																																																												
Fx																																																																																
Fy																																																																																
Fz																																																																																
Mx																																																																																
My																																																																																
Mz																																																																																
方向	配管とラグ		ラグとプレート																																																																													
	1次	1次+2次	1次	1次+2次																																																																												
Fx																																																																																
Fy																																																																																
Fz																																																																																
Mx																																																																																
My																																																																																
Mz																																																																																

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。

2. 応力の算出

溶接部に発生する応力は、下式で算出しています。本評価式は、材料力学に基づく公式をもとにして設定したものであり、設計・建設規格や耐震設計審査指針等に規定されたものではないことから、応力集中係数に係る規定はありません。また、支持構造物は、降伏点を許容値としており許容値を厳しくする設計体系となっていることから、発生応力の算出において応力係数を考慮する必要はないと判断しています。なお、本評価式により適切な応力が評価できることは、FEM解析により確認し採用しているものです。

$$\sigma_1 = \frac{|Mx| + |Fy| \cdot L}{Z_{wx}} + \frac{|My| + |Fx| \cdot L}{Z_{wy}} + \frac{|Fz|}{A_w}$$

$$\sigma_2 = \sqrt{\left(\frac{Fx}{A_w}\right)^2 + \left(\frac{Fy}{A_w}\right)^2} + \frac{|Mz|}{Z_{wp}}$$

A_w : 溶接部の断面積

Z_{wx} , Z_{wy} , Z_{wp} : 各方向の溶接部の断面係数

L : 荷重作用点から評価部位までの距離

応力評価は、以下の組合せ応力を用います。

$$\sigma = \sqrt{\sigma_1^2 + 3\sigma_2^2}$$

3. 評価仕様

評価に用いたデータを以下に示します。

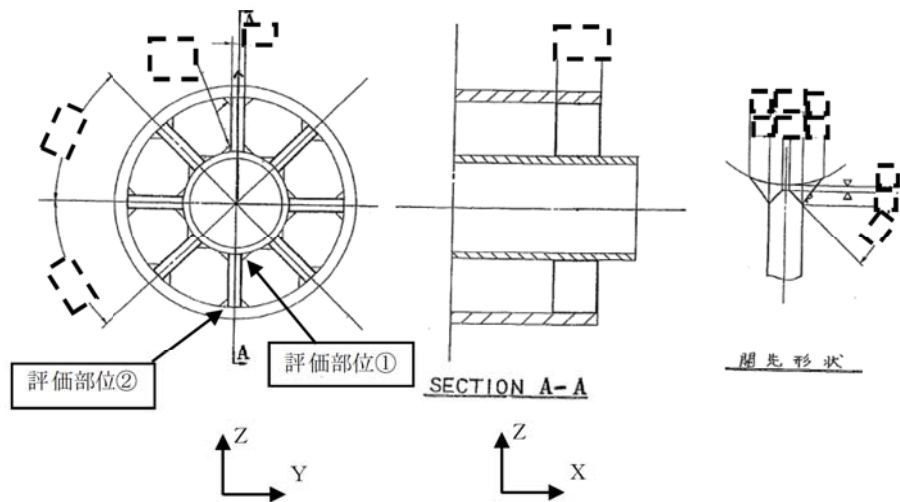


図-1 配管サポートの外形図

表4 諸元表 (単位: mm)

母管 外径	リブの長さ	リブの厚さ	スリーブ外径	スリーブの厚さ
b_1	a	t_1	b_2	t_2

評価部位	L (mm)	A_w (mm^2)	Z_{wx} (mm^3)	Z_{wy} (mm^3)	Z_{wp} (mm^3)
①配管とラグの 溶接部					
②ラグと底板の 溶接部					

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。

4. 評価結果

各部位の許容応力を表5に、評価結果を表6に示します。発生応力は許容応力を超えることなく、耐震安全上問題ない。

表5 許容応力 (MPa)

部 位		リブ (ラグ)	スリーブ (プレート)
物 性 値	材 質		
	使用温度(°C)		
	F 値		
1 次応力の許容値			
1 次 + 2 次応力の許容値			

表6 (1/2) 配管とラグの溶接部 (評価部位①)

1 次応力 評価	S _S ^(注1)	発生応力	
		許容応力	
1 次 + 2 次 応力評価	S _S ^(注1)	発生応力	
		許容応力	

表6 (2/2) ラグとプレートの溶接部 (評価部位②)

1 次応力 評価	S _S ^(注1)	発生応力	
		許容応力	
1 次 + 2 次 応力評価	S _S ^(注1)	発生応力	
		許容応力	

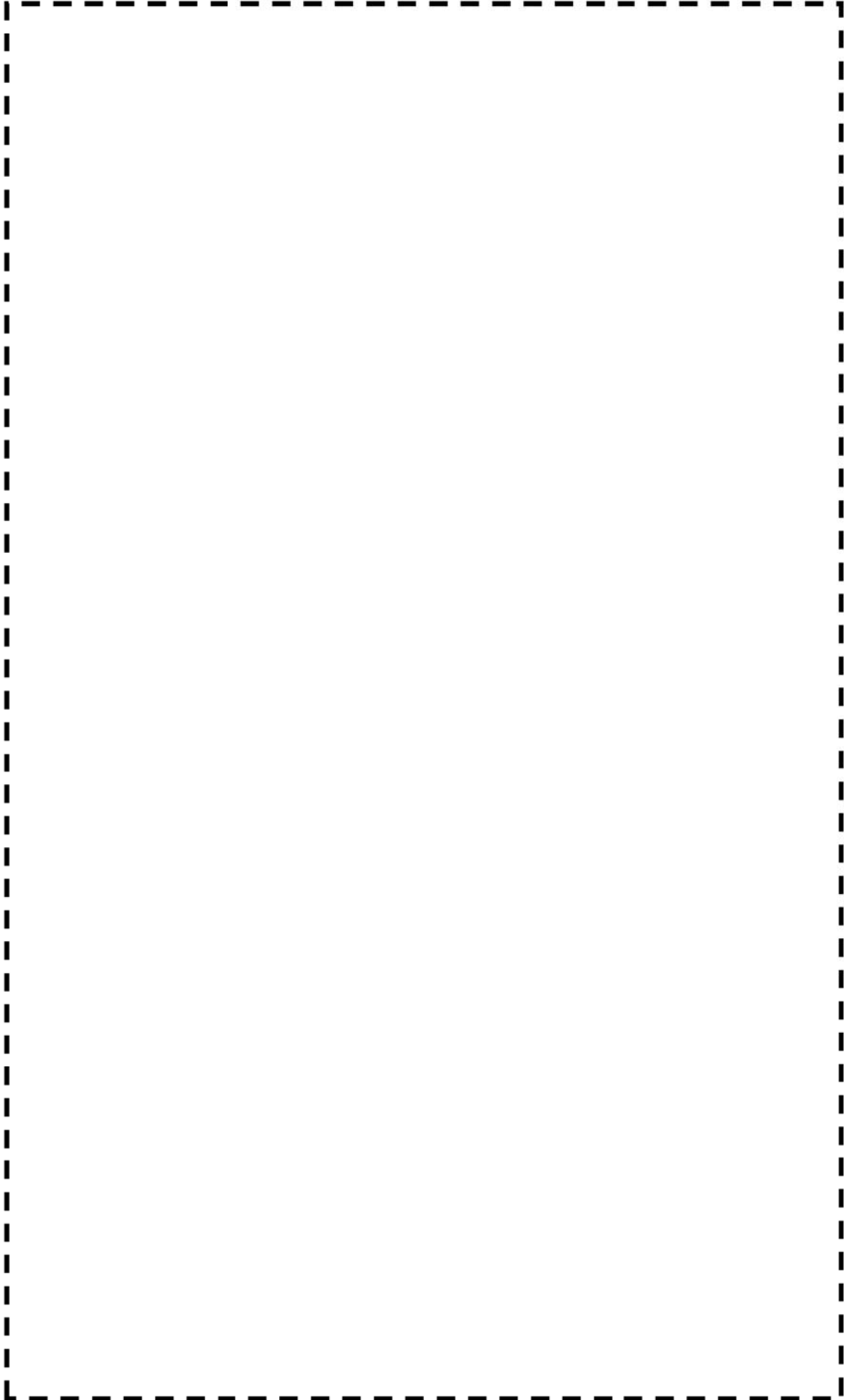
(注1) S_S地震力がS_d地震力および静的地震力より大きく、S_S地震力による評価応力が共用状態C_sの許容応力を下回るため、S_d地震力および静的地震力による評価を省略した。

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。

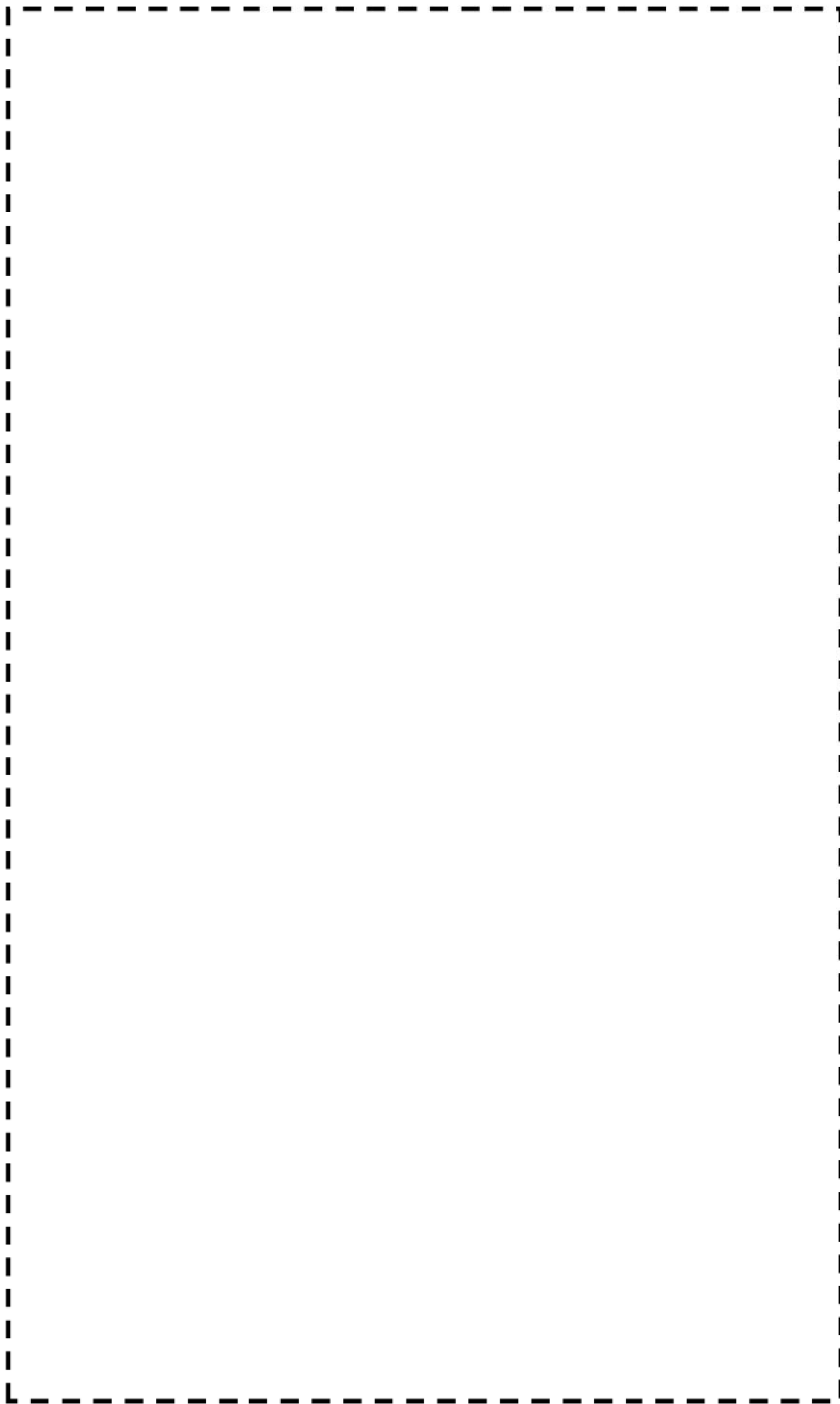
高浜1号機 余熱除去系統図 (評価対象アンカーサポートの設置位置)

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。



高浜1号機 余熱除去系統配管(A-余熱除去クーラー出口配管(PEN側))

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。

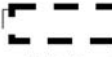





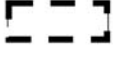
高浜1号機 余熱除去系統配管(B-余熱除去クローラ出口配管(PEN側))

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1号機 余熱除去系統配管サポートの疲労評価について

1. 評価対象サポート

高浜1号機については、余熱除去系統配管サポートのうち、3方向の変位及びモーメントを拘束する8個のアンカーサポートについて評価を実施しています。その結果、応力比の大きい「」及び「」の評価結果を技術評価側に記載し、耐震評価については、特に応力比の大きい「」に対する評価を行っています。

なお、「」と「」は、それぞれ図1に示す評価部位に対して、評価を行っています。

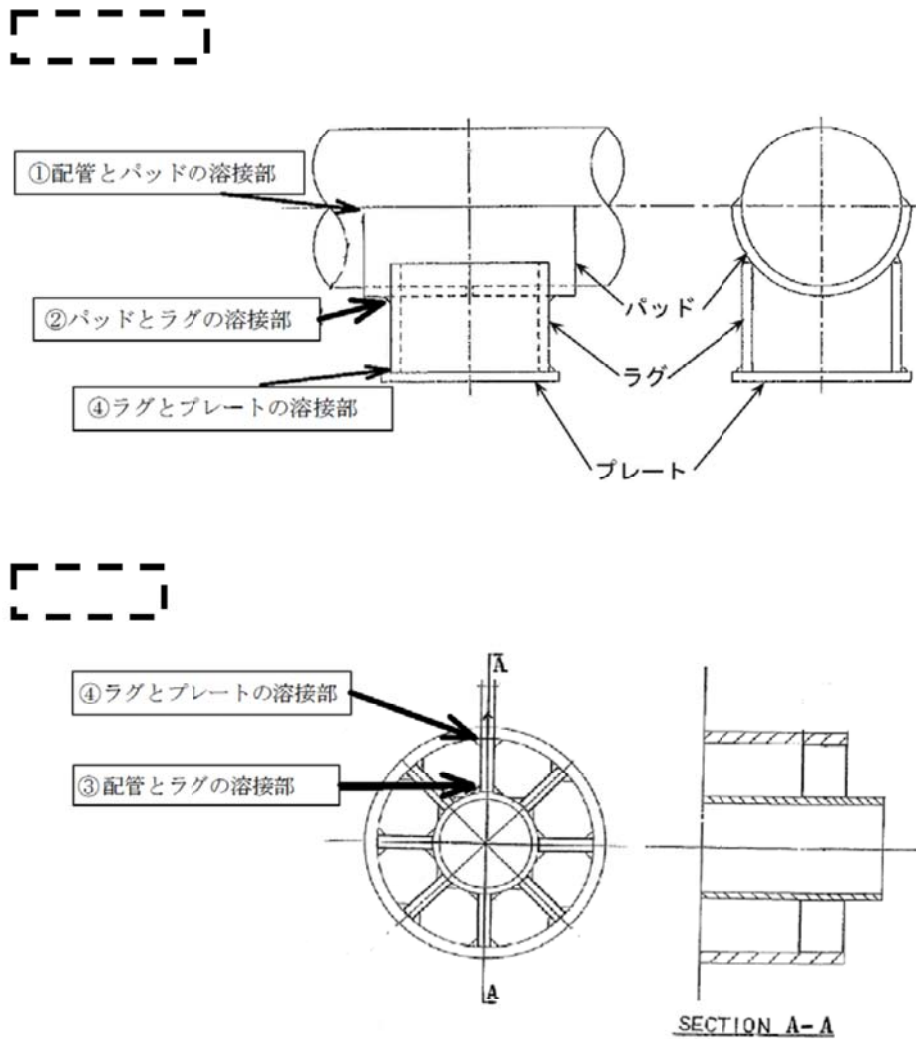
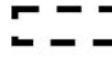
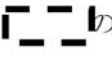



図1 及びの評価部位

 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。

2. 技術評価結果及び耐震評価結果について

技術評価書及び耐震評価書に記載している「一次＋二次応力」における応力比の対象サ
ポートと、それぞれの発生値、許容値は以下のとおりです。

高浜 1 号 技術評価

評価項目			
①配管とパッドの溶接部	一次＋二次応力	-	-
	許容応力		
	応力比		
②パッドとラグの溶接部	一次＋二次応力	-	-
	許容応力		
	応力比		
③配管とラグの溶接部	一次＋二次応力	-	-
	許容応力		
	応力比		
④ラグとプレートの溶接部	一次＋二次応力	-	-
	許容応力		
	応力比		

耐震評価は技術評価において応力比の厳しい「-」を評価対象とした



高浜 1 号 耐震評価

評価項目			
①配管とパッドの溶接部	一次＋二次応力	-	-
	許容応力		
	応力比		
②パッドとラグの溶接部	一次＋二次応力	-	-
	許容応力		
	応力比		
③配管とラグの溶接部	一次＋二次応力	-	-
	許容応力		
	応力比		
④ラグとプレートの溶接部	一次＋二次応力	-	-
	許容応力		
	応力比		

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。

許容応力の算出

(単位:MPa)

アンカーサポート番号		リブ (ラグ)	スリーブ (プレート)
部 位			
物 性 値	材 質		
	評価温度(°C)		
	① Sy (付録図表 Part 5 表 8) (at 使用温度)		
	Su (付録図表 Part 5 表 9) (at 使用温度)		
	② Sy (at 常温)		
	③ 1.35Sy		
	④ 0.7Su		
	F=min (②, ③, ④) (注1)		
	引張許容応力 ft=F/1.5		
	曲げ許容応力 fb=F/1.5		
せん断許容応力 fs=F/1.5√3			
一 次 応 力 の 許 容 値	引張許容応力 1.5ft [1.5ft*] (注2)		
	曲げ許容応力 1.5fb [1.5fb*] (注2)		
	せん断許容応力 1.5fs [1.5fs*] (注2)		
一 次 + 二 次 応 力 の 許 容 値	引張許容応力 3ft		
	曲げ許容応力 3fb		
	せん断許容応力 3fs (溶け込み) [1.5fs(すみ肉)]		

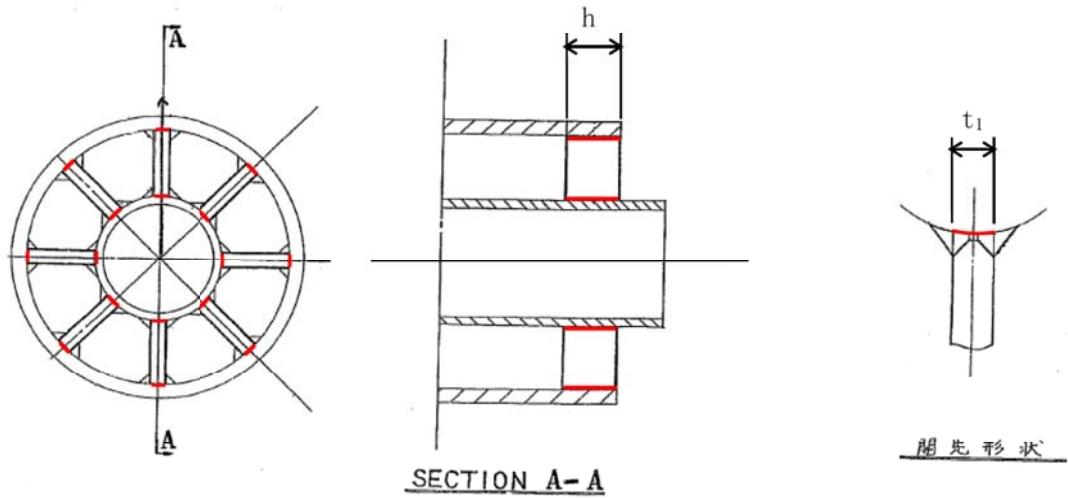
(注1) 使用温度が 40°C を超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金の場合のみ。それ以外については、 $F = \min (①, ④)$

(注2) Ss 地震の一次応力評価では JEAG4601 の支持構造物規程に従い①、②の値を「別表第 9 (付録図表 Part 5 表 8) に定める値の 1.2 倍の値」と読み替えて算出した値を使用する。

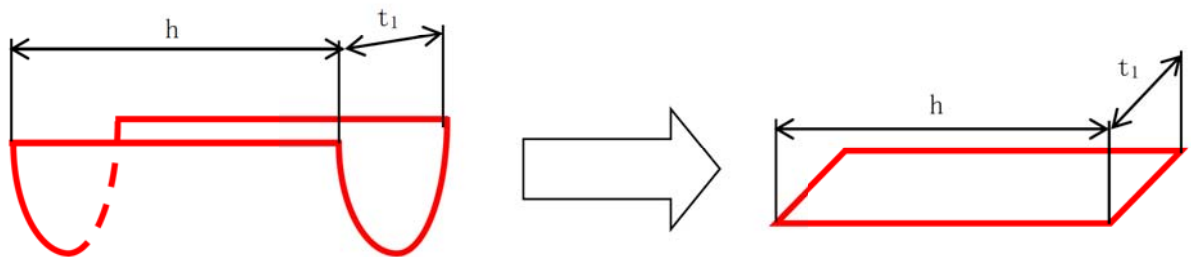
(注3) 本サポートはスリーブ内設置である。

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。

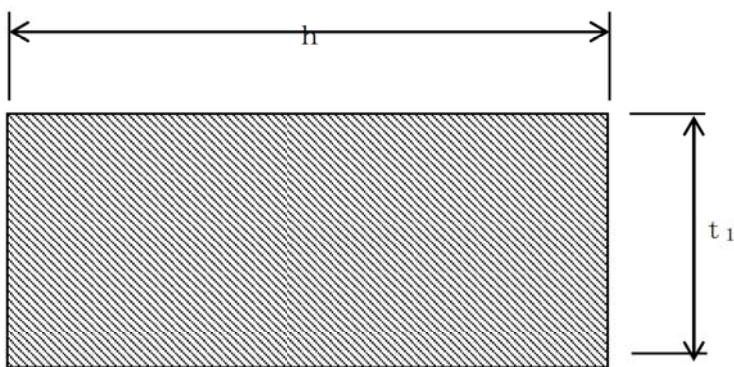
<溶接部の断面積計算例>



1. 溶接部の保守的なモデル化



2. 断面積 (Aw) の計算



$$A_w = h \times t_1 = \boxed{\quad} \times \boxed{\quad} = \boxed{\quad} [\text{mm}^2]$$

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。


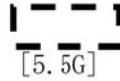
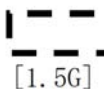
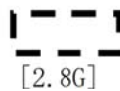
No.	高浜1-耐震-17 Rev.3	事象：耐震
質問	<p>(別冊-16耐震-3.6弁-3.6.44頁)</p> <p>耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象として弁と配管の接続部における疲労割れあるいは接続配管の腐食(流れ加速型腐食)が抽出された弁について、地震時の応答加速度が機能確認済加速度を上回らないとする評価の具体的内容(評価仕様、解析モデル、入力(荷重)条件、評価結果を含む)を提示すること。</p>	
回答	<p>1. 動的機能維持評価の対象弁・経年劣化事象の選定</p> <p>弁の地震時の応答加速度が機能確認済加速度を上回らないことを確認すべき対象を以下のとおり選定した。</p> <div style="text-align: center;"> <pre> graph TD Title["①弁と配管の接続部における疲労割れ/②接続配管の腐食(流れ加速型腐食)に対する弁の動的機能維持評価"] --> D1{"振動応答特性に影響する経年劣化事象か?"} D1 -- No --> N1["①※1"] D1 -- Yes --> D2{"振動応答特性に影響が及ぶ範囲に地震時に動的機能維持(主要弁)が存在するか?"} D2 -- No --> N2["主給水系統 低圧再熱蒸気系統 第3・4抽気体系統 補助蒸気系統 グランド蒸気系統 復水系統 トレン系統 SQ700-ダウンス系統"] D2 -- Yes --> S1["主蒸気系統"] N1 --> E1["評価対象外"] N2 --> E1 S1 --> B1["評価対象弁の抽出"] B1 --> B2["主蒸気逃がし弁・主蒸気安全弁 → これについて評価を実施する"] </pre> </div> <p>※1: 疲労割れが生じた場合は振動応答に影響を与える可能性があるが、疲労累積係数が1以下であることを確認しているため割れは発生せず、振動応答に影響を与える経年劣化事象ではない</p> <p>※2: 弁そのものの経年劣化事象ではないが、接続配管に流れ加速型腐食が生じた場合は、配管の振動応答特性の変化が弁の応答加速度に影響すると考えられる</p>	

図1 動的機能維持評価の対象弁・経年劣化事象の選定フロー

2. 評価結果

主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁に接続する主蒸気系統配管の、流れ加速型腐食に係る減肉管理部位を必要最小肉厚まで一様に減肉させた耐震補強工事後のモデル（添付-1参照）を用いて、スペクトルモード解析を実施し、対象弁における応答加速度を算出した結果、機能確認済加速度を上回ることがないことを確認した。よって動的機能維持の観点から耐震安全性上問題ないことを確認した。

表1 主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の動的機能維持評価結果

地震力		主蒸気逃がし弁 (1-PCV-3013)		主蒸気安全弁 (1V-MS-521C)	
		応答加速度	機能確認済 加速度	応答加速度	機能確認済 加速度
S s	水平	 [4.2G]	6.0G	 [5.5G]	10.0G
	鉛直	 [1.5G]	6.0G	 [2.8G]	3.0G

(注) 1G=9.80665 (m/s²)
[]内は工認での評価結果

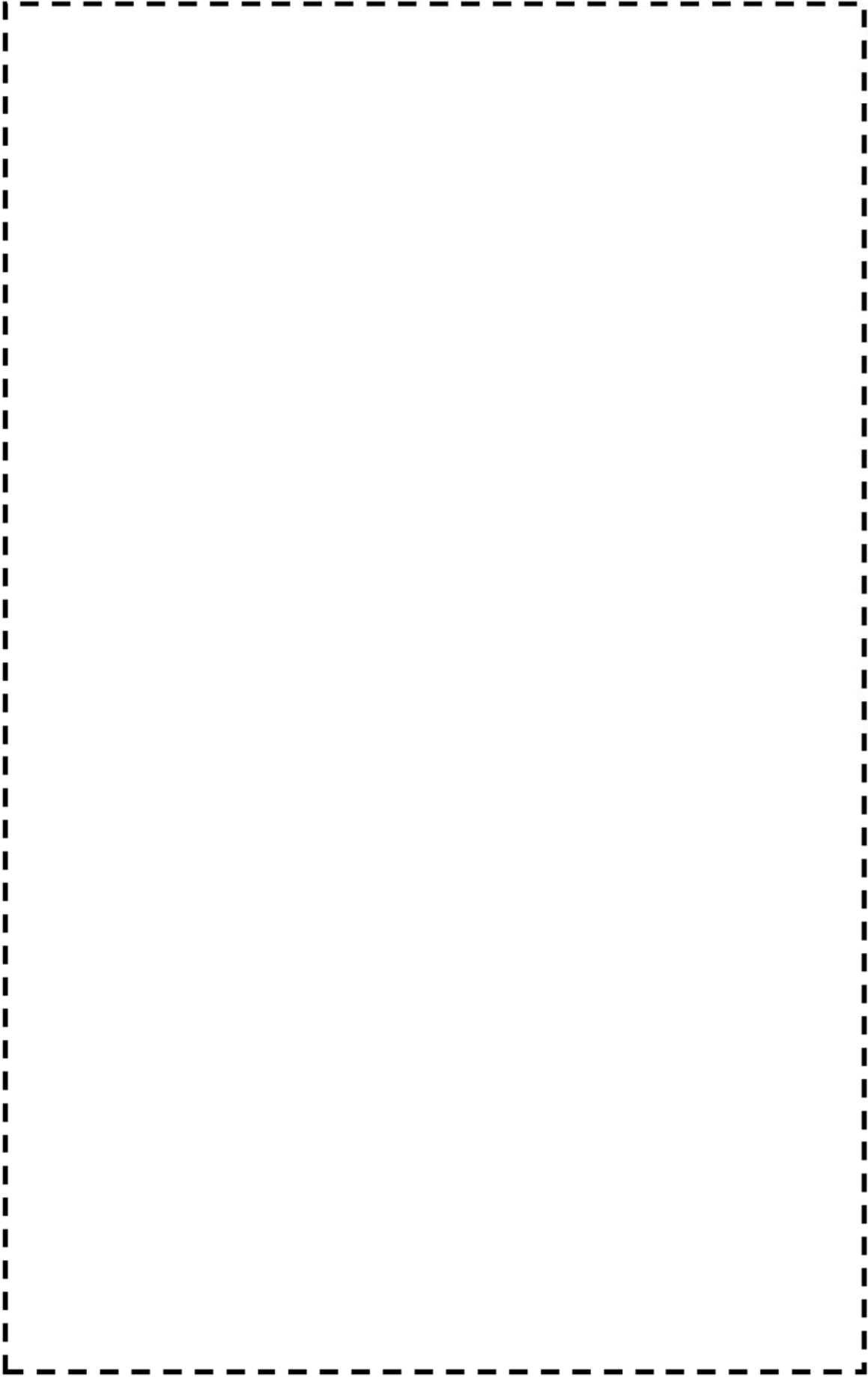
なお、主蒸気逃がし弁については、工事計画において水平2方向および鉛直方向地震力の組み合わせによる影響評価の評価部位となっていることから、流れ加速型腐食に対する耐震安全性評価においても水平2方向および鉛直方向地震力の組み合わせによる影響評価を行った。結果は、以下の表となり、動的機能維持の観点から耐震安全性上問題ないことを確認した。

表2 主蒸気逃がし弁の水平2方向および鉛直方向地震力の組み合わせによる動的機能維持評価結果

地震力		主蒸気逃がし弁	
		水平応答加速度	機能確認済 加速度
S s	水平 + 鉛直	 [6.0G]	6.0G

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。

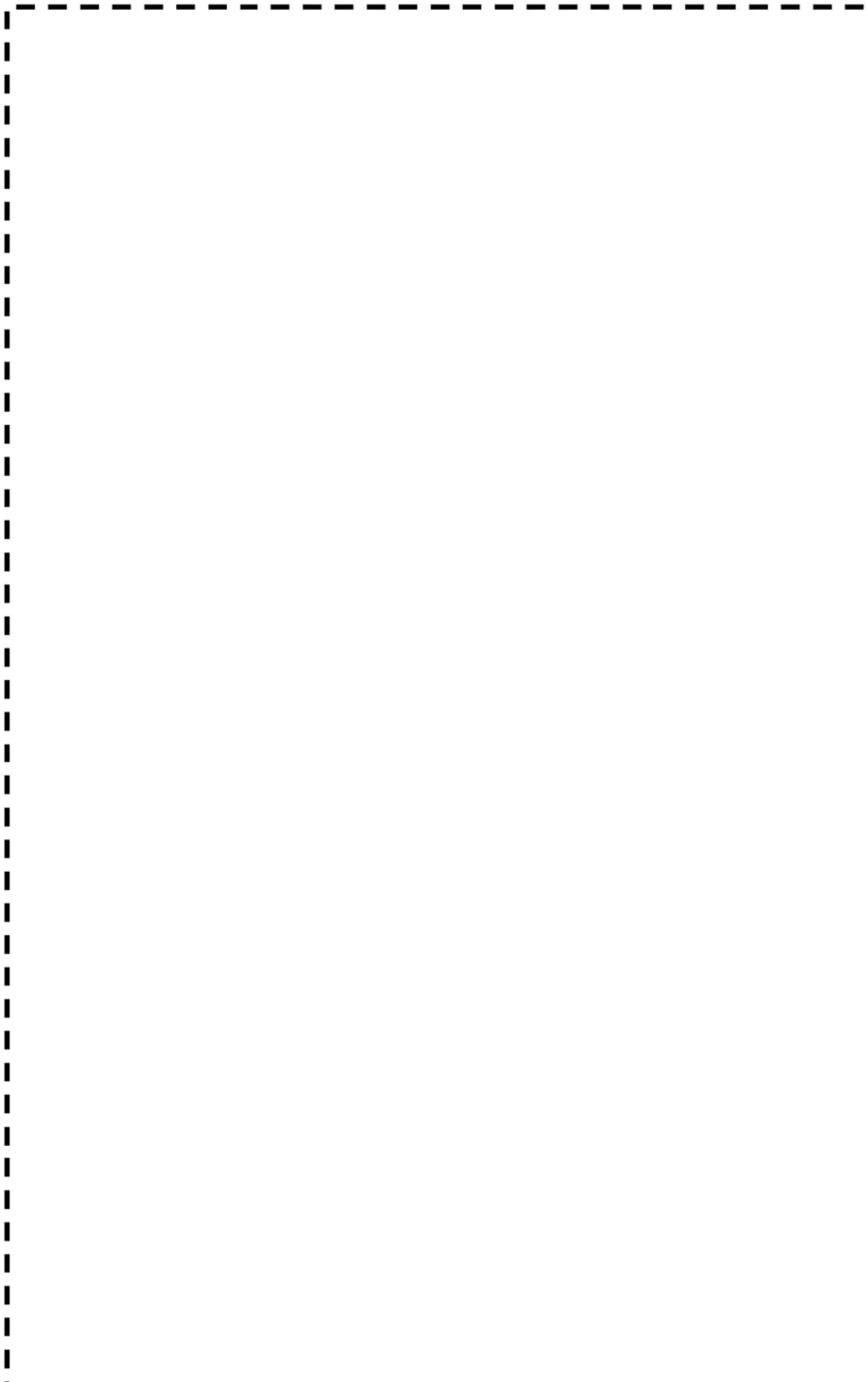


高浜1号機 主蒸気系統配管(A-主蒸気配管(CV外))

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1号機 主蒸気系統配管(B-主蒸気配管(CV外))

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1号機 主蒸気系統配管(C-主蒸気配管(CV外))

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 1 - 耐震 - 2 1 Rev.3	事象：耐震										
質 問	<p>後打ちアンカの評価について、減肉後の応力比の算定根拠（プラント設計時の耐震条件含む）を提示すること。</p>											
回 答	<p>後打ちアンカについては、メーカーの後打ちアンカ使用基準に基づき最大許容荷重が定められており、この値以上の荷重がボルトに作用しないよう施工されています。</p> <p>後打ちアンカの評価にあたっては、ボルトに技術評価により想定される運転開始後 60 年時点での減肉量(半径方向に 0.3mm)を考慮した上で、保守的に最大許容荷重が作用した場合であっても応力比が 1 以下になることを確認しています。</p> <p>減肉後の応力比の算定条件及び算定結果を添付資料 1 に示します。</p> <p>新たな基準地震動 S_s に対する耐震安全性については、新規制基準工事計画認可申請における後打ちアンカ評価設備において、表 1 の対象機器に対し、減肉による影響を考慮した耐震評価を実施し、応力比が 1 以下となることから健全性を確認しています（補足参照）。</p> <p>表 1 新規制基準の工事計画認可申請における後打ちアンカ評価設備</p> <table border="1" data-bbox="478 1355 1276 1630"> <thead> <tr> <th>分 類</th> <th>設 備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測制御設備</td> <td>プロセス計測制御設備</td> </tr> <tr> <td>電源設備</td> <td>原子炉トリップ遮断器盤</td> </tr> <tr> <td>機械設備</td> <td>加圧器サポート</td> </tr> <tr> <td>機械設備</td> <td>1 次冷却材ポンプサポート</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>		分 類	設 備	計測制御設備	プロセス計測制御設備	電源設備	原子炉トリップ遮断器盤	機械設備	加圧器サポート	機械設備	1 次冷却材ポンプサポート
分 類	設 備											
計測制御設備	プロセス計測制御設備											
電源設備	原子炉トリップ遮断器盤											
機械設備	加圧器サポート											
機械設備	1 次冷却材ポンプサポート											

<補足>

新規制基準の工事計画認可申請における後打ちアンカのうち、P L M評価対象となる設備について、新たな基準地震動Ss (Ss-1～Ss-7) に対する評価例を以下に示します。

分類	設 備		型式	ボルト 呼び径	ボルト 本数 (本)	減肉前 応力比	減肉後 応力比	備考
計測制御設備	プロセス計測制御設備	圧力	格納容器圧力	メカニカルアンカ				
		水位	蒸気発生器狭域水位	メカニカルアンカ				
		中性子束	炉外核計装盤	ケミカルアンカ				
電源設備	制御棒駆動装置用電源設備	原子炉トリップ遮断器盤	ケミカルアンカ					
機械設備	加圧器サポート		ケミカルアンカ					
	1次冷却材ポンプサポート		ケミカルアンカ					

[]内は、耐震バックチェック (基準地震動Ss (550gal)) 時の評価結果

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

減肉後の応力比の算定条件及び算定結果 (引張)

型式	ボルト呼び径	長期最大許容荷重 (N)	短期最大許容荷重*1 (N)	断面積		減肉後発生応力*2 (N/mm ²)	許容応力*3 (N/mm ²)	減肉後の応力比*4
				減肉前 (mm ²)	減肉後 (mm ²)			
メカニカルアンカ	M8	2.3×10 ³	3.45×10 ³	50.2	43.0			0.39
	M10	2.7×10 ³	4.05×10 ³	78.5	69.3			0.28
	M12	4.7×10 ³	7.05×10 ³	113.0	102.0			0.33
	M16	6.9×10 ³	10.35×10 ³	200.9	186.1			0.27
	M20	10.8×10 ³	16.2×10 ³	314.0	295.4			0.26
	M24	13.84×10 ³	20.76×10 ³	452.2	429.8			0.23
ケミカルアンカ	M10	7.4×10 ³	11.1×10 ³	78.5	69.3			0.77
	M12	10.9×10 ³	16.35×10 ³	113.0	102.0			0.77
	M16	20.0×10 ³	30.0×10 ³	200.9	186.1			0.77
	M20	37.8×10 ³	56.7×10 ³	314.0	295.4			0.91
	M22	45.8×10 ³	68.7×10 ³	379.9	359.5			0.91
	M24	53.6×10 ³	80.4×10 ³	452.2	429.8			0.90
	M30	88.0×10 ³	132.0×10 ³	706.5	678.5			0.93
	M33	92.6×10 ³	138.9×10 ³	854.9	824.1			0.80
	M39	132.2×10 ³	198.4×10 ³	1194.0	1157.5			0.82

※M33、M39は新たに使用されるため、追加する。

*4：減肉後発生応力／許容応力

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

減肉後の応力比の算定条件及び算定結果 (せん断)

型式	ボルト呼び径	長期最大許容荷重 (N)	短期最大許容荷重*1 (N)	断面積		減肉後発生応力*2 (N/mm ²)	許容応力*3 (N/mm ²)	減肉後の応力比*4
				減肉前 (mm ²)	減肉後 (mm ²)			
メカニカルアンカ	M8	2.5×10 ³	3.75×10 ³	50.2	43.0			0.55
	M10	4.7×10 ³	7.05×10 ³	78.5	69.3			0.64
	M12	7.1×10 ³	10.65×10 ³	113.0	102.0			0.66
	M16	12.5×10 ³	18.75×10 ³	200.9	186.1			0.63
	M20	19.8×10 ³	29.7×10 ³	314.0	295.4			0.63
	M24	26.38×10 ³	39.57×10 ³	452.2	429.8			0.58
ケミカルアンカ	M10	5.1×10 ³	7.65×10 ³	78.5	69.3			0.69
	M12	7.5×10 ³	11.25×10 ³	113.0	102.0			0.69
	M16	13.7×10 ³	20.55×10 ³	200.9	186.1			0.69
	M20	21.3×10 ³	31.95×10 ³	314.0	295.4			0.68
	M22	27.2×10 ³	40.8×10 ³	379.9	359.5			0.71
	M24	31.8×10 ³	47.7×10 ³	452.2	429.8			0.69
	M30	61.5×10 ³	92.25×10 ³	706.5	678.5			0.85
	M33	76.1×10 ³	114.2×10 ³	854.9	824.1			0.87
M39	107.0×10 ³	160.6×10 ³	1194.0	1157.5			0.87	

※M33、M39は新たに使用されるため、追加する。



*4: 減肉後発生応力/許容応力

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 1－耐震－ 2 2 Rev.3	事象：耐震
質 問	<p>(14頁) 表 2 の高経年化対策上着目すべきでない経年劣化事象において、ステンレス配管母管の内面からの応力腐食割れを耐震安全上考慮する必要が無い経年劣化事象（表中■）として抽出する根拠を具体的に提示すること。</p>	
	<p>ステンレス鋼配管母管の内面については、1次系水質環境下においても局所的に溶存酸素濃度が高くなる等の理由で内面からの応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。</p> <p>しかしながら、高温かつ溶存酸素濃度が高くなる可能性のある範囲の溶接部については、SUS304系から耐応力腐食割れ性に優れているSUS316系に取替を完了しており、応力腐食割れの可能性は小さい。</p> <p>さらに、供用期間中検査時に超音波探傷試験を実施して有意な欠陥がないことを確認するとともに、漏えい検査により機器の健全性を維持している。</p> <p>したがって、今後も現状保全で管理される程度の範囲の進行では固有振動数の変化および断面減少による応力増加への影響は軽微であることから、耐震安全性に影響を与えるものではないとしている。</p> <p>PLM30での高経年化技術評価内容は以下のとおり。</p> <p><PLM30での評価></p> <p>〔余熱除去系統配管〕</p> <p>通常運転時に使用されず閉塞滞留部となり溶存酸素濃度が高くなる可能性があり、かつ、1次冷却材の流れの影響により高温となる可能性のある部位については、応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。当該部位については、SUS304系からSUS316系に取替を完了しており、定期的に溶接部を対象とした超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。</p> <p>健全性評価から判断して、母管の内面からの応力腐食割れ発生の可能性は小さいと考えるが、発生の可能性は否定できないため、高温で溶存酸素濃度が高くなる可能性がある部分について、溶接部を対象とした超音波探傷検査を実施していく。</p> <p>〔化学体積制御系統配管、安全注入系統配管〕</p> <p>高経年化に当たっては、応力腐食割れ発生の可能性は否定できない。したがって、高温で溶存酸素濃度が高くなる可能性がある部分について、代表部位の溶接部を対象とした超音波探傷検査を実施していく。（配管取替未実施の部位あり）</p>	

《参考》高浜1号機 O₂SCC対象配管の取替え実績

対象ライン	系 統	実施時期	対 策
加圧器スプレインベントレン	RCS	③	I
加圧器補助スプレイン	RCS	③	I
ループ冷却材トレンライン	CVCS	②	I
充てんラインベントレン	CVCS	①, ②	I
充てんライン分岐管 補助スプレイン	CVCS	①	I
B充てんラインハイパスライン	CVCS	②	I
抽出ラインベントレン	CVCS	①, ②	I
RHRP吸込みライン	RHRS	③	I
蓄圧注入ライン	SIS	④	I
ループ高温側安全注入ライン	SIS	⑤	I
ループ低温側安全注入ライン	SIS	⑤	I
充てん待機ライン	CVCS	②	I
充てん待機ライン	CVCS	⑥	II-1
低圧抽出連絡ライン	CVCS	⑥	I
サンプリングライン(ブルー)	RHRS	⑥	II-2

〈系 統〉

RCS：1次冷却系統 (Reactor Coolant System)

CVCS：化学体積制御系統 (Chemical and Volume Control System)

SIS：安全注入系統 (Safety Injection System)

RHRS：余熱除去系統 (Residual Heat Removal System)

〈実施時期〉

①第19回：平成12年5月～6月

②第20回：平成13年8月～9月

③第21回：平成14年11月～平成15年2月

④第24回：平成18年11月～平成19年2月

⑤第26回：平成21年9月～11月

⑥第27回：平成23年1月～現在

※④⑤⑥はPLM30後の対策 (黄色ハッチング)

〈対策〉

I：SUS304SW (ソケット溶接) →SUS316BW (突合せ溶接) への取替

II-1：SUS304BW (突合せ溶接) 配管の撤去

II-2：SUS304BW (突合せ溶接) →SUS316BW (突合せ溶接) への取替

※SUS304BW (突合せ溶接) 配管の対策は、高浜1号機PLM30の後に実施した。

〈高浜1号機データ〉

・運開30年 平成16年11月14日

・PLM30認可 平成16年3月18日