

No	日付	資料名	該当ページ	コメント内容	コメント対応	回答日	完了日
1	2023年6月19日	高経年化技術評価書 本冊	44	長期施設管理方針に炭素鋼について「設備対策を行った場合は」と記載されているが、現時点での設備対策の優先度や時期が決まっていれば説明すること。	現時点で、具体的な設備対策の計画については策定しておらず、いずれの箇所についても机上検討の段階となっている。今後、机上検討を踏まえて、現場確認や減肉管理の状況、許認可手続きの要否を確認した上で、実施時期の具体的検討を行っていく予定としている。	7月25日	7月25日
2	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	2.5, 2.6	耐震安全性評価に適用する基準地震動について震源を特定しない地震動(標準応答スペクトルによるSs-6)の扱いを含めて提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-2のとおり。	7月25日	7月25日
3	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	3.2.20	表3.2-15の湿分離加熱器の流れ加速型腐食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)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-3のとおり。	8月15日	8月15日
3-1	2023年9月25日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-3	3.2.20	内圧による応力の算出式の出典(例えば、修正Lameの式など)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-3-1のとおり。	10月11日	10月11日
4	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	3.4.42	原子炉容器の胴中性子照射脆化に対する評価について、耐圧・漏えい検査時における線形破壊力学に基づく評価(炉心領域円筒胴のKICとKI(運転開始後60年時点)の関係の図示を含む)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-4のとおり。	7月25日	7月25日
4-1	2023年9月25日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-4	3.4.42	耐圧・漏えい検査時の応力拡大係数として検査時の温度・圧力ではなく、PTS状態遷移曲線を適用する根拠(「設工認資料 原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書」との関係を含む)を提示すること。	耐圧・漏えい検査時における線形破壊力学に基づく評価については、運転開始後60年時点の試験状態においても脆性破壊は起こらないことを示すために、「運転開始後60年時点におけるRV板厚1/4t位置の破壊靱性遷移曲線(K _{IC} カーブ)」及び設工認の試験状態の破壊靱性に対する評価で設定した「耐圧・漏えい検査時の起動・停止時におけるPTS状態遷移曲線(K _{IC} カーブ)」を提示した(コメントNo.4にて回答済)。 線形破壊力学を用いて設定した運転開始後60年時点の耐圧・漏えい検査時の温度・圧力制限曲線を玄海3号炉-耐震安全性評価-4-1のとおり示す。	10月11日	10月11日
4-2	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-4-1	—	BWRの評価手法を参考に、耐圧・漏えい試験時における運転開始後60年時点のKI及びKICの関係を示すこと。	後日回答		
5	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	3.10.23	表3.10-20の高圧タービン主蒸気入口管の流れ加速型腐食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)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-5のとおり。	7月25日	7月25日
5-1	2023年9月25日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-5	3.10.23	許容応力の算出根拠を提示すること。また添付資料-1の解析モデル図に高圧タービン入口と蒸気加減弁の位置を記載すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-5-1のとおり。	10月11日	10月11日
5-2	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉-耐震安全性評価-5-1	—	「コメント回答資料5-1」のタイトルを適正化すること。 また、許容応力としてJSMEのSy値を引用しているが、JSMEやSyを引用することの根拠を説明すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-5-2のとおり。 また、玄海3号炉-耐震安全性評価-5-1のタイトル等も修正した。	10月23日	10月23日
6	2023年6月19日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価)	3.13.30	表3.13-19の凝縮器伝熱管の流れ加速型腐食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)を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-6のとおり。	7月25日	7月25日
7	2023年6月19日	補足説明資料 別紙4	4-3	表4-3の評価用荷重算出に係る(注3)記載の時刻歴解析(CV内)とスペクトル解析(CV外)の具体的適用内容(方法)を提示すること。	CV内は主蒸気主給水管の応答に対し1次冷却設備の影響をうけるため、1次冷却設備及び建屋と主蒸気/主給水管を連成した解析モデルを用いて、サポート間を分布質量としている。またサポートは設計ばね定数として時刻歴解析にて荷重を算出している。 CV外は、CV内と異なり主蒸気/主給水管単体で解析モデルを策定することが可能であり、固定点(端板から固定点まで)を1つの解析範囲とし、各サポート間(1スパン)に集中質量(1マス)を設定している。またサポート剛性は十分に剛な値とした上で、スペクトルモード解析により荷重を算出している。	8月15日	8月15日
7-1	2023年9月25日	補足説明資料 別紙4	—	CV内の時刻歴解析とCV外のスペクトル解析による端板荷重の算出過程を提示すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-7-1のとおり。	10月11日	10月11日
8	2023年6月19日	補足説明資料 別紙8	8-1	1(1)想定欠陥で亀裂の想定部位は下部炉心構上部胴と下部胴の溶接部としていることから、溶接手法の種別及び溶接部と亀裂の位置関係を提示(拡大図示)すること。	玄海3号炉-耐震安全性評価-8のとおり。	7月25日	7月25日

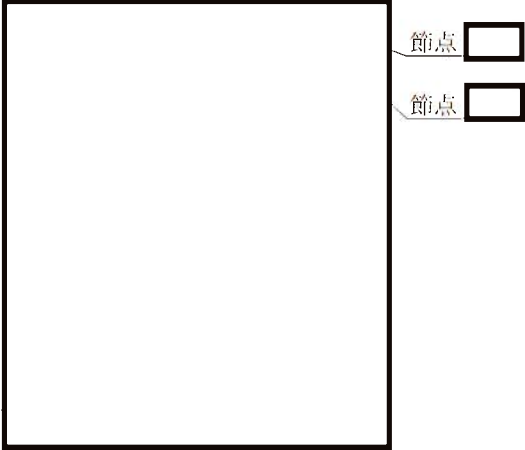
No	日付	資料名	該当ページ	コメント内容	コメント対応	回答日	完了日
8-1	2023年9月25日	補足説明資料 別紙8	—	「溶接金属中の亀裂」を想定しているが、母材側に想定した場合の評価条件との差異があれば提示すること。	本評価においては、亀裂位置を溶接部としているが、溶接金属と母材を同等とみなして評価を実施しているが、評価上差異が生じる箇所はない。	10月11日	10月11日
8-2	2023年9月25日	補足説明資料 別紙8	8-4	別紙8の表8-2の地震による応力:15.9MPaが補足説明資料(照射誘起応力腐食割れ)の別紙4の「水平2方向を考慮して√2倍して算出した地震による応力:19MPa」と整合しない(19/√2=13.4)理由を提示すること。	玄海3号炉—耐震安全性評価—8—2のとおり。	10月11日	10月11日
8-3	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉— 耐震安全性評価—8—1	—	コメント回答資料8—1について、溶接部の残留応力の影響などを踏まえ、溶接部と母材が同等の評価をできる妥当性を説明すること。	当該溶接部は完全溶け込み溶接であり、溶接部継手効率が1.00となる検査を適用(設計・建設規格2005/2007 表CSS-3150-1参照)しているため、母材と同等の扱いとして評価している。 なお、設計・建設規格による評価においては溶接残留応力は考慮されていない。 溶接残留応力を考慮した評価については、維持規格に基づき、照射誘起型応力腐食割れの補足説明資料に記載している。	10月23日	10月23日
9	2023年6月19日	補足説明資料 別紙12	12-6	添付—2の主給水ポンプタービン低圧駆動蒸気管(B)のFEM評価の具体的内容を提示すること。	玄海3号炉—耐震安全性評価—9のとおり。	7月25日	7月25日
10	2023年6月19日	補足説明資料 別紙12	12-30	添付—6(3/3)の表下の注記※2が該当する表中項に※2を記載すること。	添付—6(3/3)の表には注記※2が該当する設備はないため、注記※2を削除する。 [補足説明資料 3号炉 劣化状況評価(耐震安全性評価) 別紙12 p.30]	7月25日	7月25日
11	2023年6月19日	補足説明資料 別紙17	17-1	2.(3)b.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)で、腐食(ケミカルアンカ)を抽出しない理由を提示すること。	津波監視カメラのケミカルアンカについては、アンカボルトの材質が炭素鋼であり、腐食が想定される(△事象)。大気接触部については、腐食を想定した場合、断面減少による剛性低下は有意であるため、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象として抽出しており、耐震安全性評価を実施している。 基礎ボルトの型式(ケミカルアンカ、メカニカルアンカ)を区別するとともに、津波監視カメラのケミカルアンカ(M16)も評価対象となっているため、補足説明資料を修正する。 [補足説明資料 3号炉 劣化状況評価(耐震安全性評価) 別紙17 p.12]	7月25日	7月25日
12	2023年6月19日	補足説明資料 別紙17	17-1	2.(3)b.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)で、腐食(基礎ボルト)を◎事象に区分しない理由を提示すること。	取水ビット水位の基礎ボルト(メカニカルアンカ)及び津波監視カメラの基礎ボルト(ケミカルアンカ)のうち材質が炭素鋼の基礎ボルトについては、腐食を想定しており、コメントNo.11のとおり、耐震安全上考慮する必要がある経年劣化事象(◎事象)として抽出し、耐震安全性評価を実施している。 基礎ボルトの型式(ケミカルアンカ、メカニカルアンカ)を区別するとともに、取水ビット水位のメカニカルアンカ(M12)及び津波監視カメラのケミカルアンカ(M16)も評価対象となっているため、補足説明資料を修正する。 [補足説明資料 3号炉 劣化状況評価(耐震安全性評価) 別紙17 p.12] なお、取水ビット水位のうち電波レベル計の基礎ボルト(メカニカルアンカ)については、材質がステンレス鋼であるため、想定される経年劣化事象はない。基礎ボルトの技術評価において、ステンレス鋼を記載しない方針としているが、分り難さの観点からステンレス鋼についても追記する方針とする。	7月25日	7月25日
13	2023年9月25日	補足説明資料 別紙16	—	CRDMGTFAに係る応答解析、挿入時間解析の入力、挿入抗力の考慮について、川内1号炉の扱いとの比較表を提示すること。	玄海3号炉—耐震安全性評価—13のとおり。	10月11日	10月11日
13-1	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉— 耐震安全性評価—13	—	制御棒挿入性評価について、川内の手法との比較を補足説明資料に追加すること。併せて「従来の手法」が何を指すのか明確にし、整理すること。	玄海3号炉—耐震安全性評価—13—1のとおり。 なお、補足説明資料に追加する。	10月23日	10月23日
13-2	2023年10月11日	補足説明資料	—	「表16 制御棒挿入性に係る耐震安全性評価結果」の内容を適正化すること。	玄海3号炉—耐震安全性評価—13—2のとおり。	10月23日	10月23日
14	2023年9月25日	—	—	劣化状況評価書に記載している代表系統の値より、非代表系統の値の方が大きい箇所がないかを説明すること。	玄海3号炉—耐震安全性評価—14のとおり。	10月11日	10月11日
15	2023年10月11日	高経年化技術評価書 別冊 (耐震安全性評価) 玄海3号炉— 耐震安全性評価—4—1	—	耐圧漏えい試験の運用方法(運転に関するマニュアル及び試験時の温度・圧力の上昇レートがわかる資料等)について、現地確認の際に提示すること。	左記内容については、今後実施される現地確認にてご確認頂く。		

玄海原子力発電所3号炉 高経年化技術評価に係るヒアリング
コメント反映整理表<耐震安全性評価>

2023年12月15日 九州電力㈱

No	日付	資料名	該当 ページ	コメント内容	コメント対応	回答日	完了日
16	2023年11月2日 (審査会合)	補足説明資料 別紙20	—	耐震安全性評価における代表機器のうち、高経年化技術評価書に記載している代表系統の値より、非代表系統の値の方が大きい箇所がある場合、評価書へ併記すること。(低サイクル疲労:固定式配管貫通部端板、1次冷却材系統配管)	玄海3号炉—耐震安全性評価—16のとおり。	12月6日	12月6日
17	2023年12月6日	玄海3号炉—耐震安全性評価—16	—	耐震安全性評価で追加した内容は、技術評価にも反映すること	技術評価については、経年劣化として疲労が想定される箇所のうち厳しい箇所を代表として記載している。耐震安全性評価では、技術評価で代表とした箇所に対して耐震性を考慮した評価を実施している。 川内での対応においては、耐震安全性評価における代表機器のうち、技術評価で記載している代表系統の値より、非代表系統の値の方が大きい箇所が確認されたことから、それを耐震安全性評価に追加したものである。 技術評価では、着目すべき劣化事象において適切な代表系統を抽出しており、耐震性を考慮した代表選定ではないことから、耐震安全性評価で追加した系統を技術評価に反映することは不要と考えるため、現状のままとしてほしい。なお、本対応については、先行する川内も同様である。		
18	2023年12月6日	玄海3号炉—耐震安全性評価—16	—	1次冷却系統配管の疲労割れの評価について、技術評価と耐震安全性評価の値の差異について説明すること。	玄海3号炉—耐震安全性評価—18のとおり。		
19	2023年12月6日	玄海3号炉—耐震安全性評価—16	—	端板の疲労割れの評価について、耐震安全性評価で追加した内容の計算過程は補足説明資料の別紙4にも反映すること。	端板の疲労割れの評価を補足説明資料の別紙4に追加した。 [補足説明資料 3号炉 劣化状況評価(耐震安全性評価) 別紙4]		

玄海3号炉—耐震安全性評価—18

<p>タイトル</p>	<p>1次冷却系統配管の疲労割れの評価について、技術評価と耐震安全性評価の値の差異について説明すること。</p>												
<p>説明</p>	<p>1次冷却系統配管の疲労割れの評価について、技術評価と耐震安全性評価において記載している環境疲労評価結果では、下記のとおり評価箇所の選定に相違があるため、評価結果に差異がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・技術評価 熱成層の考慮が必要な箇所のうち環境疲労評価最大点（節点 <input type="text"/>) ・耐震安全性評価 熱成層の考慮が必要な箇所のうち疲労評価最大点（節点 <input type="text"/>) <p>表 18-1 評価箇所における疲労累積係数及び環境疲労累積係数</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価箇所</th> <th>疲労累積係数</th> <th>環境疲労累積係数</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>節点 <input type="text"/></td> <td>0.011 (0.01002)</td> <td>0.105</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>節点 <input type="text"/></td> <td>0.011 (0.01007)</td> <td>0.103</td> <td>1.0</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;"> 技術評価書記載値 耐震安全性評価書記載値 </p> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  </div> <p>図 18-1 加圧器スプレイ+補助スプレイ配管 解析モデル拡大図</p> <p>技術評価と耐震安全性評価の整合の観点から、「母管の疲労割れに対する耐震安全性評価 [1次冷却材系統配管]」の内容を別紙1のとおり適正化する。また、補足説明資料別紙20にも反映する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	評価箇所	疲労累積係数	環境疲労累積係数	許容値	節点 <input type="text"/>	0.011 (0.01002)	0.105	1.0	節点 <input type="text"/>	0.011 (0.01007)	0.103	1.0
評価箇所	疲労累積係数	環境疲労累積係数	許容値										
節点 <input type="text"/>	0.011 (0.01002)	0.105	1.0										
節点 <input type="text"/>	0.011 (0.01007)	0.103	1.0										

は商業機密に属しますので公開できません。

3.5.5.3 耐震安全性評価

本項では、代表以外の機器に対する耐震安全性評価を実施する。

具体的には、3.5.5.2項で代表機器に想定される経年劣化事象以外の事象が抽出されなかったことから、代表機器に想定される経年劣化事象と同じ事象に対する耐震安全性評価を実施した。(代表機器以外の機器については表3.5-1～表3.5-4を参照のこと)

(1) 代表機器に想定される経年劣化事象と同じ事象に対する耐震安全性評価

(a) 母管の疲労割れに対する耐震安全性評価 [1次冷却材系統配管]

1次冷却材系統配管のうち、加圧器サージ配管及び加圧器スプレイ配管について、「技術評価」における評価結果を用いて地震時の疲労累積係数を算出し、配管の疲労割れに対する評価を行った。また、地震時の疲労累積係数を合計した際に当該配管を上回る疲労累積係数となる加圧器補助スプレイ配管についても併せて評価した。

結果は、表3.5-23に示すとおりであり、通常運転時及び地震時の疲労累積係数の合計は1以下であることから、配管の疲労割れは耐震安全性評価上問題ない。

表3.5-23 玄海 3 号炉 母管の疲労割れに対する評価結果

評価対象	耐震重要度		疲労累積係数 (許容値 1 以下)		
			通常 運転時	地震時	合計
加圧器サージ配管	S	Ss*1	0.002*2	0.000	0.002
加圧器スプレイ配管	S	Ss	0.105*2	0.002	0.107
		Sd	0.105*2	0.001	0.106
補助スプレイ配管	S	Ss	0.004*2	0.143	0.147
		Sd	0.004*2	0.008	0.012

*1：Ss地震力がSd地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss地震力による評価応力が、材料の疲労限を下回る（地震時の疲労累積係数が0.000）ためSd地震力及び静的地震力による評価を省略した

*2：(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009) に基づき環境を考慮した値

なお、加圧器スプレイ配管については、工事計画において水平2方向及び鉛直方向地震力の組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、疲労割れに対する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わせによる影響評価を行った。

結果は、表3.5-24に示すとおりであり、水平2方向及び鉛直地震力の組合わせを考慮した場合であっても、耐震安全性評価上問題がない。

表3.5-24 玄海3号炉 水平2方向及び鉛直地震力の組合わせによる影響評価結果

評価部位	耐震重要度		疲労累積係数 (許容値1以下)		
			通常 運転時	地震時	合計
加圧器スプレイ配管	S	S s	0.105*1	0.028	0.133

*1：(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009) に基づき環境を考慮した値

タイトル	高経年化技術評価書に記載している代表系統の値より、非代表系統の値の方が大きい箇所の確認結果について
説明	<p>1. 確認内容</p> <p>耐震安全性評価における代表機器のうち、高経年化技術評価書に記載している代表系統の値より、非代表系統の値の方が大きい箇所の有無を確認した。</p> <p>2. 確認結果</p> <p>確認の結果、高経年化技術評価書に記載している代表系統の値より、非代表系統の値の方が大きい箇所が確認された。（確認結果を添付資料－1に示す。）</p> <p>いずれについても許容値を満足しており耐震安全性評価上問題ないことを確認した。</p> <p>なお、すべての経年劣化事象において確認を実施したが、逆転が起きている箇所は、添付資料－1に示す低サイクル疲労のみであった。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

表1 確認結果

機種	経年劣化事象	代表機器名称		評価用 地震力	疲労累積係数			
					通常運転時	地震時	合計	
容器	低サイクル 疲労	固定式 配管貫通部 端板	主蒸気系統	PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))	Ss	0.000	0.083	0.083
				Sd	0.000	0.016	0.016	
			余熱除去系統	PEN#347 (A 低圧注入ライン (余熱除去系 注入ライン))	Ss	0.000	0.172	0.172
					Sd	0.000	0.002	0.002
				PEN#405 (B 低圧注入ライン (余熱除去系 注入ライン))	Ss	0.000	0.128	0.128
					Sd	0.000	0.002	0.002
配管	1次冷却材 系統配管	1次冷却材系統	加圧器サージ配管	Ss	0.002	0.000	0.002	
				Sd [#]	—	—	—	
			加圧器スプレイ配管	Ss	0.105	0.002	0.107	
				Sd	0.105	0.001	0.106	
			補助スプレイ配管	Ss	0.004	0.143	0.147	
				Sd	0.004	0.008	0.012	

※Ss地震力がSd地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、Ss地震力による評価応力が、材料の疲労限を下回る（地震時の疲労累積係数が0.000）ため
Sd地震力及び静的地震力による評価を省略した。

■ 評価書記載値

タイトル 主蒸気ライン貫通部及び低圧注入ライン（余熱除去系注入ライン）貫通部の端板他の疲労割れに対する耐震安全性評価について

説明 1. 記号の説明
固定式継手（1枚端板）の疲労評価に用いる記号について、表 4-1 に示す。

表 4-1 固定式継手（1枚端板）の疲労評価に用いる記号

記号	単位	定義
S R 3 S	MPa	地震時の管軸方向反力による二次応力
S R 4 S	MPa	地震時の管軸直角方向反力による一次一般膜応力
S R 5 S	MPa	地震時の曲げモーメントによる二次応力
S T S	MPa	一次+二次応力強さ（地震時）
P	MPa	原子炉格納容器最高使用圧力
T	mm	端板の厚さ
A	mm	端板外半径（ $A = D_1/2$ ）
B	mm	端板穴半径（ $B = D_2/2$ ）
F X S	N	地震時の外力による X 方向反力
F Y S	N	地震時の外力による Y 方向反力
F Z S	N	地震時の外力による Z 方向反力
F O S	N	地震時の外力による鉛直方向反力 ($F O S = \sqrt{F Y S^2 + F Z S^2}$)
M O S	N・m	地震時の外力による曲げモーメント ($M O S = \sqrt{M Y S^2 + M Z S^2}$)
M X S	N・m	地震時の外力による X 軸回りのねじりモーメント
M Y S	N・m	地震時の外力による Y 軸回りの曲げモーメント
M Z S	N・m	地震時の外力による Z 軸回りの曲げモーメント
β	—	集中荷重に対する円板の応力係数
E	MPa	最高使用温度における日本機械学会「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007、以下「設計・建設規格」という)付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数
D_1	mm	スリーブ取付端板外径
D_2	mm	スリーブ取付端板穴径
P S S	MPa	地震時のピーク応力強さ
K C	—	応力集中係数
E^f	MPa	設計・建設規格 添付 4-2 設計疲労線図の 3. 各材料の設計疲労線図に規定する縦弾性係数
N	—	許容繰返し回数（地震時）
N_s	—	設計繰返し回数（地震時）
U F	—	疲労累積係数（地震時）

固定式継手（1枚端板）の基本寸法箇所を図 4-1 に示す。

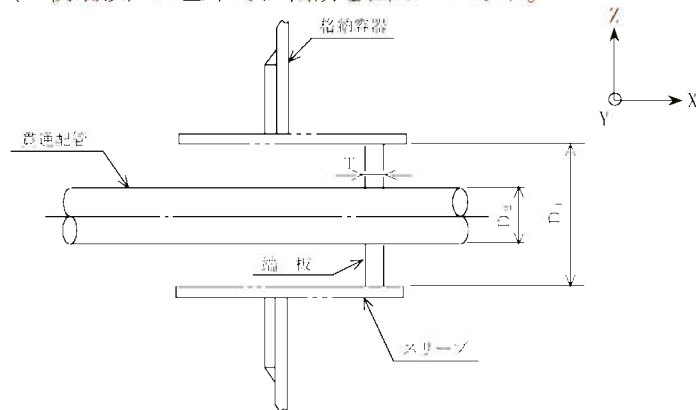


図 4-1 固定式継手（1枚端板）の基本寸法箇所

2. 評価部位

主蒸気系統配管のうち主蒸気ライン（Bループ）貫通部の固定式継手評価部位（PEN#513）は、図4-2に示す原子炉格納容器貫通配管に設置された固定式継手（1枚端板）の配管溶接部（全溶け込み溶接）とする。

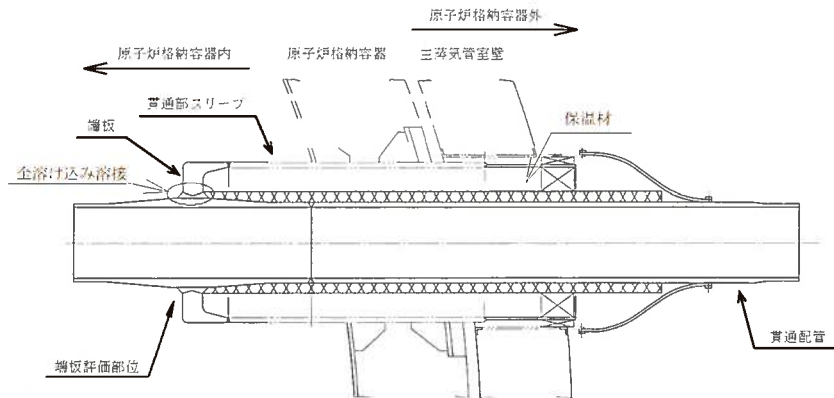


図4-2 主蒸気系統配管固定式継手（1枚端板）の評価部位

余熱除去系統配管のうちA, B低圧注入ライン（余熱除去系注入ライン）貫通部の固定式継手評価部位（PEN#347, 405）は、図4-3に示す原子炉格納容器貫通配管に設置された固定式継手（1枚端板）の配管溶接部（全溶け込み溶接）とする。

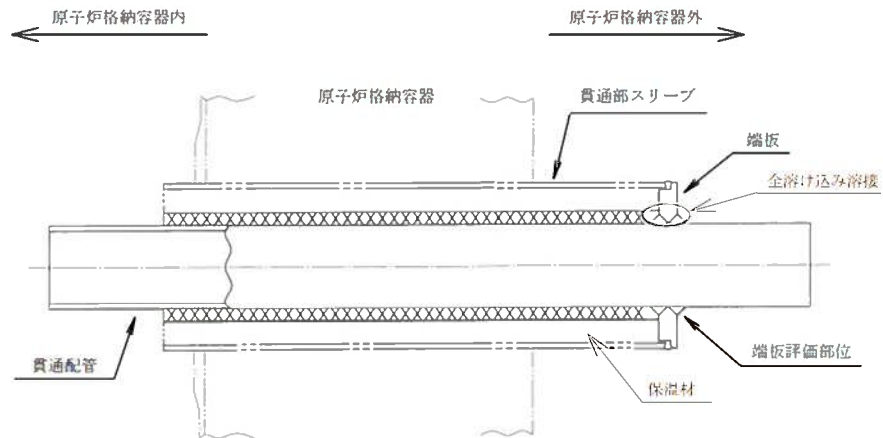


図4-3 余熱除去系統配管固定式継手（1枚端板）の評価部位

3. 評価内容

(1) 原子炉格納容器貫通部の仕様

原子炉格納容器貫通部の仕様について表 4-2 に示す。

表 4-2 原子炉格納容器貫通部の仕様

ペネ番号		PEX#513 (主蒸気ライン (Bループ))	PEX#347, 405 (A, B 低圧注入ライン (余熱除去系注入 ライン))	
原子炉格納容器最高使用圧力	MPa	0.392	0.392	
原子炉格納容器最高使用温度	°C	144	144	
配管最高使用温度	°C	298	200	
配管使用温度	°C	276.9	177	
諸 元 端 板	材質	—	SFVC2B	SUS304HP
	端板外径	mm	[Redacted]	
	端板内径	mm		
	板厚	mm		
	設計疲れ線図の 縦弾性係数	$\times 10^3 \text{N} / \text{mm}^2$	2.07	1.95
	材料の最高使用 温度における 縦弾性係数 (注1)	$\times 10^3 \text{N} / \text{mm}^2$	1.85	1.83
配 管	材質	—	SGV42	SUS304TP
	外径	mm	[Redacted]	
	板厚	mm		
応力集中係数 (注2)	—	2.1	2.1	

(注1) 物性値の算出はクラス 2 過渡における最高温度に基づき算出した。

(注2) JSME S NCI-2005/2007 PVB-3130 より引用

- (2) 原子炉格納容器貫通部の評価用荷重
 Ss 地震時の原子炉格納容器貫通部の評価用荷重について表 4-3 に示す。
 評価に用いた解析モデルを、添付-1 に示す。

表 4-3 原子炉格納容器貫通部の評価用荷重 (Ss 地震時)

ペネ番号	地震力	評価部位	端板に作用する荷重 (注1、2、3)					
			軸力 [kN]			モーメント [kN・m]		
			Fx	Fy	Fz	Mx	My	Mz
PEN#513 (主蒸気ライン (B ループ))	Ss	端板						
PEN#347 (A 低圧注入 ライン (余熱 除去系注入 ライン))	Ss	端板						
PEN#405 (B 低圧注入 ライン (余熱 除去系注入 ライン))	Ss	端板						

- (注1) 座標系は、配管軸方向を+X、鉛直上向きを+Z とする右手直交座標系とする。
 (注2) 一次+二次の片振幅の値。
 (注3) ループ連成時刻歴解析 (CV 内) 及び全波包絡 FRS (CV 外) により算出した荷重
 を評価に用いている。

- (3) 疲れ累積係数 (UF) の算出
 地震時の原子炉格納容器貫通部の評価用荷重から発生応力を算出し許容
 繰返し回数を求め、評価繰返し回数と許容繰返し回数の比 (疲れ累積係数)
 を算出する (JSME S NCI-2005/2007 「PVE-3100」 参照)。
 評価に必要な条件を表 4-4 に示す。

表 4-4 固定式継手（1枚端板）の疲労評価条件

記号	単位	ペネ番号		
		PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))	PEN#347 (A低圧注入 ライン(余熱 除去系注入 ライン))	PEN#405 (B低圧注入 ライン(余熱 除去系注入 ライン))

i. 固定式継手（1枚端板）の応力

(a) 管軸方向反力による応力（二次応力）

$$SR3S = \frac{3 \times FXS}{2 \times \pi \times T^2} \left| 1 - \frac{2 \times A^2}{A^2 - B^2} \ln \frac{A}{B} \right|$$

(b) 管軸直角方向反力による応力（一次一般膜応力）

$$SR4S = \frac{FOS}{4 \times B \times T}$$

(c) 曲げモーメントによる応力（二次応力）

$$SR5S = \frac{\beta \times MOS}{A \times T^2} \times 1,000$$

$$\beta = \frac{3A(A^2 - B^2)}{\pi B(A^2 + B^2)}$$

(d) 一次+二次応力強さ

$$STS = 2 \times (SR3S + SR4S + SR5S)$$

ii. 固定式継手（1枚端板）の繰返しピーク応力強さと許容繰返し回数

(a) ピーク応力強さ

ピーク応力強さ = 応力集中係数 × (一次 + 二次応力強さ)

$$PSS = KC \times STS$$

(b) 繰返しピーク応力強さ

$$\text{繰返しピーク応力強さ}^* = \frac{1}{2} \times \text{ピーク応力強さ}$$

※一次 + 二次応力強さが 3S を超える場合は、JSME S NC1-2005/2007 PVB-3315 に従い Ke 係数を算出し、これを乗じて算出する。Ke 算出に必要な条件を表 4-5 に示す。

表 4-5 Ke 係数の算出条件

記号	単位	ペネ番号		
		PEN#513 (主蒸気ライン (B ループ))	PEN#347 (A 低圧注入 ライン (余熱 除去系注入 ライン))	PEN#405 (B 低圧注入 ライン (余熱 除去系注入 ライン))
K	—			
Λ_0	—			
B_0	—			
q	—			
3S	MPa			
S _n (=STS)	MPa			

(c) 許容繰返し回数

許容繰返し回数は、JSME S NC1-2005/2007 添付 4-2 設計疲労線図より繰返しピーク応力強さを用いて求める。

なお、許容繰返し回数の算出に使用する繰返しピーク応力強さは、(b) 項で求めた繰返しピーク応力強さに $\frac{E'}{E}$ を乗じた値とする。

(d) 疲労累積係数

$$UF = \frac{\text{評価繰返し回数 } N_R}{\text{許容繰返し回数 } N}$$

4. 評価結果

(1) 地震によるUF評価結果

Ss地震によるUF評価結果を、表4-6に示す。

表4-6 Ss地震によるUF評価結果

ペネ番号	地震力	評価部位	(注1)(注2) 繰返しピーク 応力強さ [MPa]	許容 繰返し 回数	評価 繰返し 回数	UF
PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))	Ss	端板	416	2427	200	0.083
PEN#347 (A低圧注入 ライン(余熱 除去系注入 ライン))	Ss	端板	785	1166	200	0.172
PEN#405 (B低圧注入 ライン(余熱 除去系注入 ライン))	Ss	端板	719	1570	200	0.128

(注1) 繰返しピーク応力強さが、炭素鋼の許容繰返し回数 10^6 回における繰返しピーク応力強さ (86MPa) を下回る場合は、UF=0.000とする。また、繰返しピーク応力強さが、ステンレス鋼の許容繰返し回数 10^{11} 回における繰返しピーク応力強さ (94MPa) を下回る場合は、UF=0.000とする。

(注2) 温度補正後の値を示す。

(2) 通常運転時UFとの組合せによる評価結果

通常運転時のUFを加えた結果を表4-7に示す。

表 4-7 Ss 地震時の通常運転時UFとの組合せによる評価結果

ペネ番号	地震力	評価部位	通常運転時	地震時	合計	許容値	評価
PEN#513 (主蒸気ライン (Bループ))	Ss	端板	0.000	0.083	0.083	1.0	○
PEN#347 (A 低圧注入ライン (余熱除去系注入ライン))	Ss	端板	0.000	0.172	0.172	1.0	○
PEN#405 (B 低圧注入ライン (余熱除去系注入ライン))	Ss	端板	0.000	0.128	0.128	1.0	○

以上より、主蒸気ライン (Bループ) 貫通部及びA, B 低圧注入ライン (余熱除去系注入ライン) 貫通部の固定式継手 (1 枚端板) の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

以上

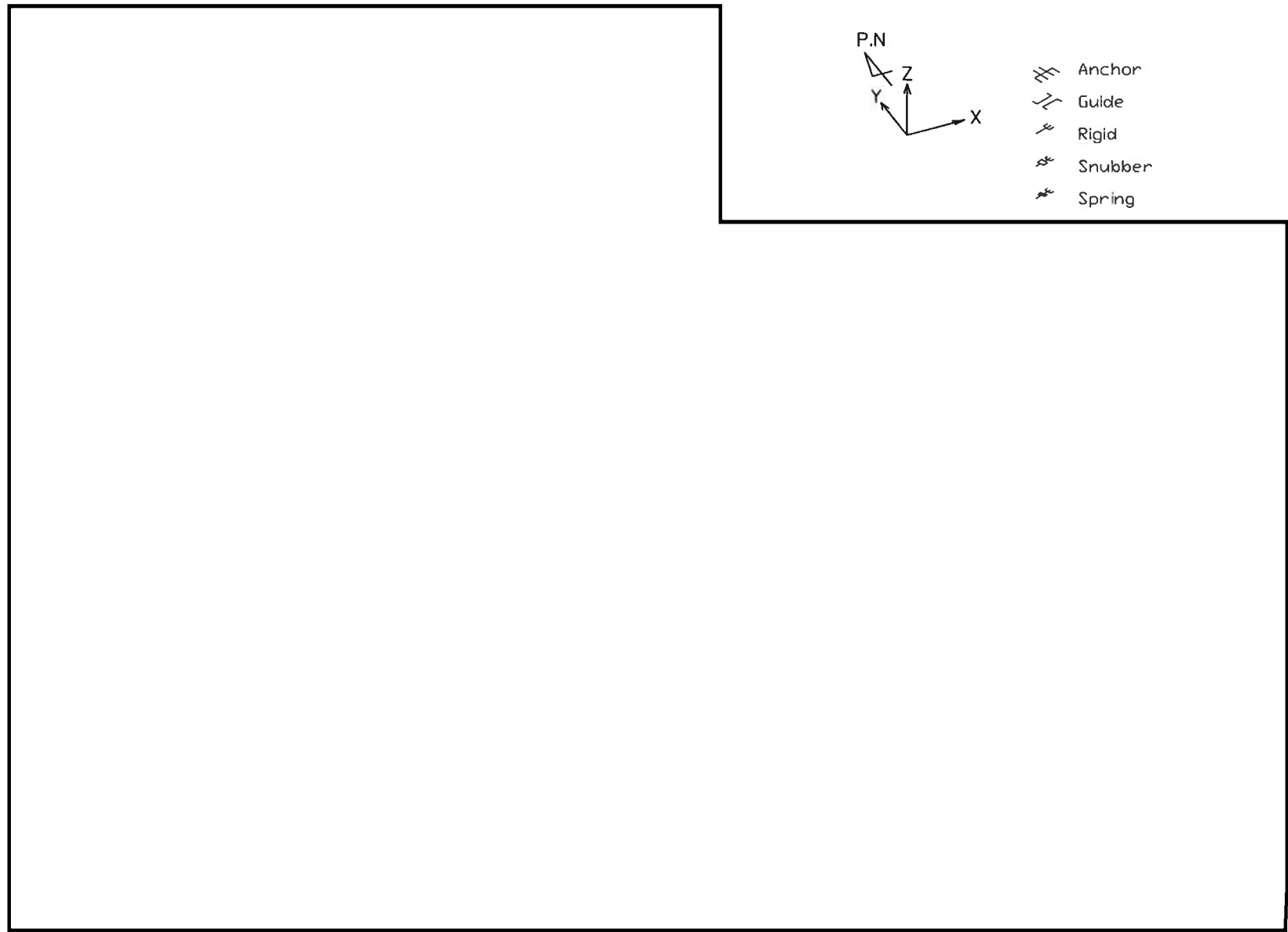


図 4-1-1 玄海 3 号炉 主蒸気ライン (B ループ) (C V 内) 解析モデル

は商業機密に属しますので公開できません。

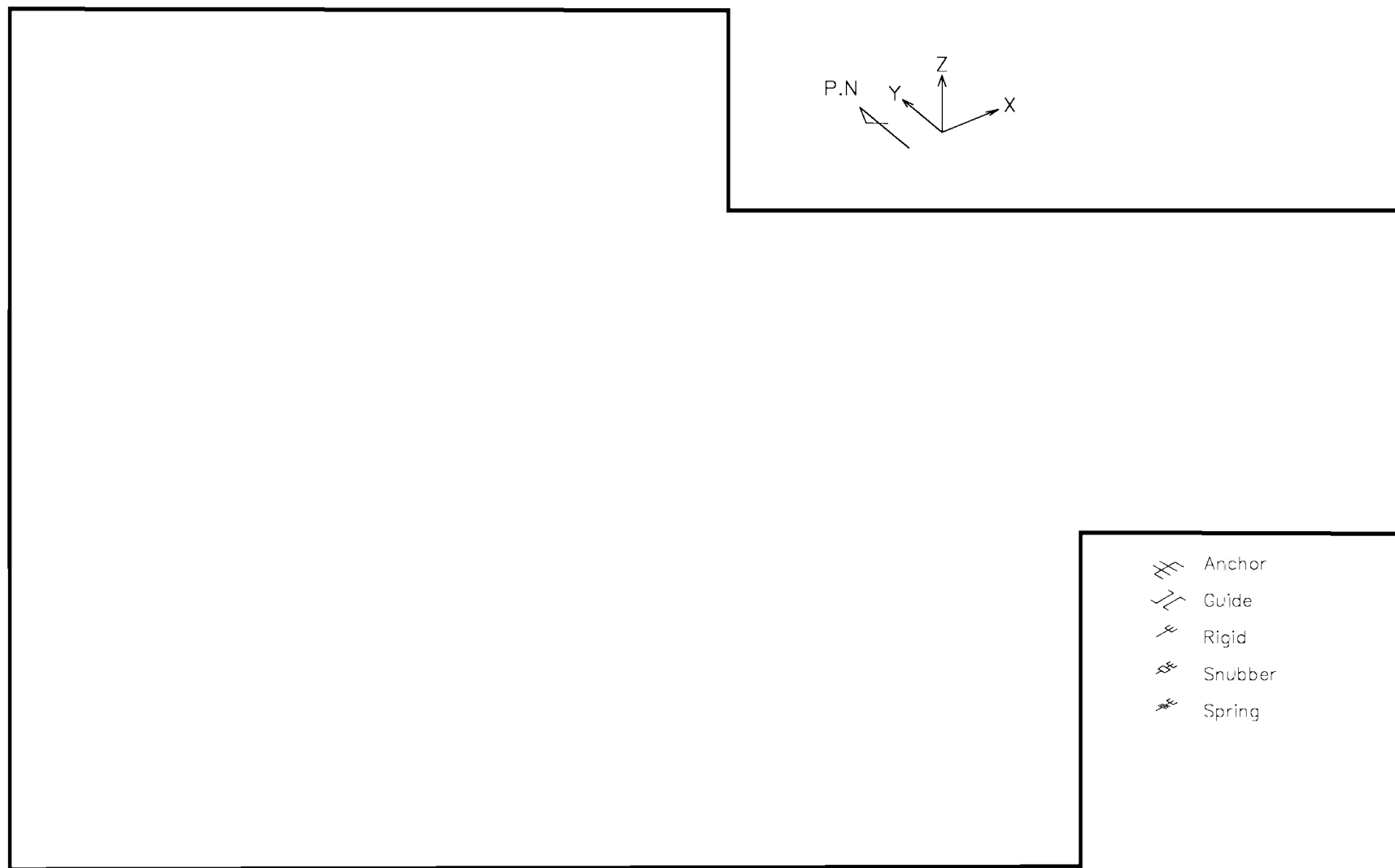



図 4-1-2 玄海 3 号炉 A 低圧注入ライン (余熱除去系注入ライン) (CV 内) 解析モデル

 は商業機密に属しますので公開できません。

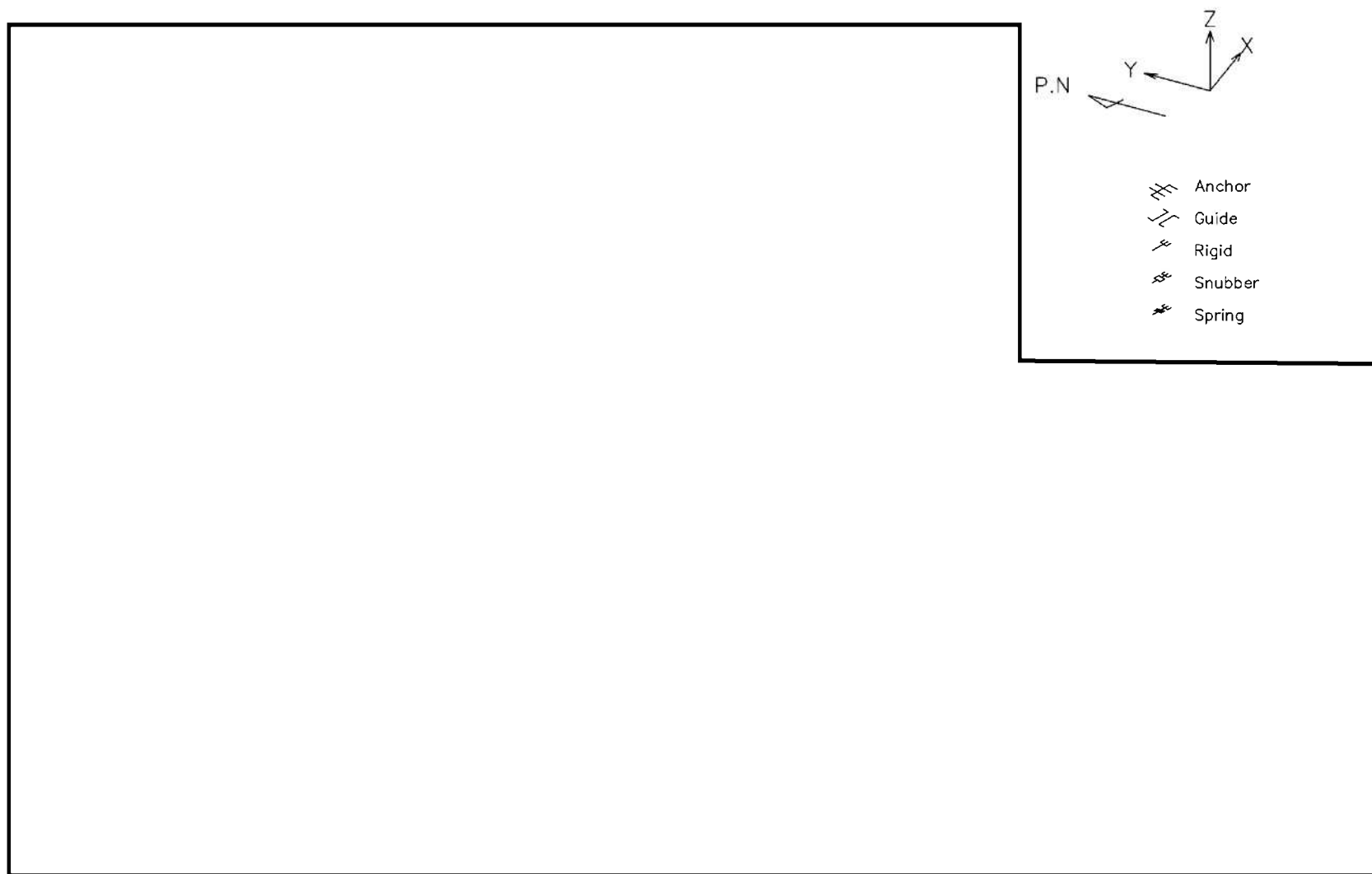


図 4-1-3 玄海 3 号炉 B 低圧注入ライン (余熱除去系注入ライン) (CV 内) 解析モデル

は商業機密に属しますので公開できません。