

泊発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	HTN2-PLM30(冷停)-耐震 改 1
提出年月日	令和 2 年 6 月 9 日

泊発電所 2 号炉 高経年化技術評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

令和 2 年 6 月 9 日
北海道電力株式会社

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目次

1.	概要	1
2.	基本方針	1
3.	評価対象と評価手法	4
3.1	評価対象	4
3.1.1	耐震安全性評価対象機器	4
3.1.2	耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	4
3.2	評価手法	7
3.2.1	主な適用規格	7
3.2.2	冷温停止状態が維持されることを前提とした評価における劣化評価期間	7
3.2.3	耐震安全性評価の評価手法	9
3.3	評価用地震力	13
3.4	評価用地震動	14
3.5	代表の選定	17
4.	代表の耐震安全性評価	19
4.1	耐震安全性評価	19
4.1.1	低サイクル疲労	19
4.1.2	高サイクル熱疲労	20
4.1.3	中性子照射脆化	20
4.1.4	熱時効	21
4.1.5	中性子照射による靱性低下	21
4.1.6	中性子及び γ 線照射脆化	22
4.1.7	応力腐食割れ	22
4.1.8	摩耗	23
4.1.9	流れ加速型腐食	24
4.1.10	全面腐食	25
4.1.11	動的機能維持に係る耐震安全性評価	26
4.1.12	照射誘起型応力腐食割れ	28
4.2	現状保全	29
4.3	総合評価	29
5.	まとめ	30
5.1	審査ガイド適合性	30
5.2	保守管理に関する方針として策定する事項	34

別紙 1. 建設後の耐震補強の実績について	1-1
別紙 2. 耐震安全性評価に用いる現行の JEAG4601 以外の値を適用した ケースについて	2-1
別紙 3. 冷温停止状態における耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の 発生・進展について	3-1
別紙 4. 機器・配管に係る, 比率で示された耐震安全性評価結果 (疲労累積係数を除く) について	4-1
別紙 5. 主給水管他の伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性評価について	5-1
別紙 6. アンカーサポート取付部 (余熱除去系統配管) の疲労割れに対する 耐震安全性評価について	6-1
別紙 7. 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価 について	7-1
別紙 8. 原子炉容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について	8-1
別紙 9. 炉心そのの中性子照射による靱性低下に対する耐震安全性評価について	9-1
別紙 10. 原子炉容器サポート (サポートブラケット (サポートリブ)) の 中性子及び γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価について	10-1
別紙 11. 低水質廃液蒸発装置 (蒸発器胴板) の応力腐食割れに対する 耐震安全性評価について	11-1
別紙 12. 蒸気発生器支持脚 (ヒンジ摺動部) の摩耗に対する耐震安全性評価 について	12-1
別紙 13. 主蒸気系統配管他の内面からの腐食 (流れ加速型腐食) に対する 耐震安全性評価について	13-1
別紙 14. ディーゼル機関空気冷却器伝熱管他の内面腐食 (流れ加速型腐食) に対する耐震安全性評価について	14-1
別紙 15. 制御用空気だめ他の腐食 (全面腐食) に対する耐震安全性評価について	15-1
別紙 16. バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れが抽出されない理由 について	16-1

タイトル	耐震安全性評価に用いる現行の JEAG4601 以外の値を適用したケースについて																									
<p>説明</p>	<p>1. 以下については、現行 JEAG4601 でなく、JEAC4601-2008 に定められた設計用減衰定数を用いた評価を実施している。</p> <p>(1) 鉛直方向の設計用減衰定数 動的鉛直地震動を評価に用いる場合、鉛直方向の設計用減衰定数は JEAC4601-2008 で定められている値を使用している。</p> <p>(2) 配管設備関連の評価 動的地震動による評価においては、設計用減衰定数は JEAC4601-2008 で定められている値を使用している。 対象配管及び適用した設計用減衰定数を表 2-1 に示す。</p> <p>表 2-1 配管の動的地震動による評価に用いた設計用減衰定数</p> <table border="1" data-bbox="480 808 1254 1205"> <thead> <tr> <th>対象配管</th> <th>設計用減衰定数 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1 次冷却系統配管</td> <td>2.5~3.0</td> </tr> <tr> <td>安全注入系統配管</td> <td>2.0</td> </tr> <tr> <td>余熱除去系統配管</td> <td>1.5~3.0</td> </tr> <tr> <td>化学体積制御系統配管</td> <td>0.5~3.0</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器ブローダウン系統配管</td> <td>2.0~3.0</td> </tr> <tr> <td>主蒸気系統配管</td> <td>2.5~3.0</td> </tr> <tr> <td>主給水系統配管</td> <td>1.5~3.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、「蒸気発生器ブローダウン系統配管」と「主給水系統配管」については、泊 1 号炉と泊 2 号炉において JEAC4601-2008 で定める配管区分※が異なるため、評価に用いた設計用減衰定数が相違する。その相違理由の詳細を表 2-2 に示す。</p> <p>表 2-2 評価に用いた設計用減衰定数の相違理由</p> <table border="1" data-bbox="400 1429 1350 1731"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>設計用減衰定数 (%)</th> <th>相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生器 ブローダウン系統</td> <td>・ 1 号：0.5~1.5 ・ 2 号：2.0~3.0</td> <td>配管区分の違いによる。 ・ 1 号：配管区分Ⅳ（保温材：有/無混在） ・ 2 号：配管区分Ⅰ（保温材：有/無混在）</td> </tr> <tr> <td>主給水系統</td> <td>・ 1 号：1.5 ・ 2 号：1.5~3.0</td> <td>配管区分の違いによる。 ・ 1 号：配管区分Ⅳ（保温材：有） ・ 2 号：配管区分Ⅰ（B 系統）及びⅣ（A 系統）（保温材：有）</td> </tr> </tbody> </table> <p>※JEAC4601-2008 で定める配管区分</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Ⅰ：スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、支持具（スナッパ又は架構レストレイント）の数が 4 個以上のもの ・Ⅱ：スナッパ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、アンカ及びUボルトを除いた支持具の数が 4 個以上であり、配管区分Ⅰに属さないもの ・Ⅲ：Uボルトを有する配管系で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が 4 個以上のもの ・Ⅳ：配管区分Ⅰ、Ⅱ及びⅢに属さないもの <p style="text-align: right;">以上</p>	対象配管	設計用減衰定数 (%)	1 次冷却系統配管	2.5~3.0	安全注入系統配管	2.0	余熱除去系統配管	1.5~3.0	化学体積制御系統配管	0.5~3.0	蒸気発生器ブローダウン系統配管	2.0~3.0	主蒸気系統配管	2.5~3.0	主給水系統配管	1.5~3.0	系統	設計用減衰定数 (%)	相違理由	蒸気発生器 ブローダウン系統	・ 1 号：0.5~1.5 ・ 2 号：2.0~3.0	配管区分の違いによる。 ・ 1 号：配管区分Ⅳ（保温材：有/無混在） ・ 2 号：配管区分Ⅰ（保温材：有/無混在）	主給水系統	・ 1 号：1.5 ・ 2 号：1.5~3.0	配管区分の違いによる。 ・ 1 号：配管区分Ⅳ（保温材：有） ・ 2 号：配管区分Ⅰ（B 系統）及びⅣ（A 系統）（保温材：有）
対象配管	設計用減衰定数 (%)																									
1 次冷却系統配管	2.5~3.0																									
安全注入系統配管	2.0																									
余熱除去系統配管	1.5~3.0																									
化学体積制御系統配管	0.5~3.0																									
蒸気発生器ブローダウン系統配管	2.0~3.0																									
主蒸気系統配管	2.5~3.0																									
主給水系統配管	1.5~3.0																									
系統	設計用減衰定数 (%)	相違理由																								
蒸気発生器 ブローダウン系統	・ 1 号：0.5~1.5 ・ 2 号：2.0~3.0	配管区分の違いによる。 ・ 1 号：配管区分Ⅳ（保温材：有/無混在） ・ 2 号：配管区分Ⅰ（保温材：有/無混在）																								
主給水系統	・ 1 号：1.5 ・ 2 号：1.5~3.0	配管区分の違いによる。 ・ 1 号：配管区分Ⅳ（保温材：有） ・ 2 号：配管区分Ⅰ（B 系統）及びⅣ（A 系統）（保温材：有）																								

タイトル	機器・配管に係る，比率で示された耐震安全性評価結果（疲労累積係数を除く）について
説明	<p>機器・配管に係る，比率で示された耐震安全性評価結果（疲労累積係数を除く）について，各々の分子と分母の値を単位とともに記載した表を添付－1に示す。</p> <p>また，発生応力算出に用いた地震力の種別は以下の通りであり，耐震安全性評価結果に合わせて添付に示す。</p> <p>①耐震Sクラス（旧A_sクラス及びAクラス）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_s*¹により定まる地震力 ・基準地震動S₁（設計用最強地震による地震動）により定まる地震力とSクラスの設備に適用される静的地震力の大きい方 <p>②耐震Bクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Bクラスの設備に適用される静的地震力*² <p>③耐震Cクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Cクラスの設備に適用される静的地震力 <p>*1：発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日）により策定したS_s地震動。</p> <p>*2：支持構造物の振動と共振のおそれがあるものについては，基準地震動S₁により定まる地震力の1/2についても考慮する。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

泊2号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震重要度		発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比		評価に用いた地震波 (評価手法)	備考
熱交換器	伝熱管の内面腐食 (流れ加速型腐食)	原子炉補機冷却水冷却器	伝熱管	S	S _s *1			0.11	一次応力 / 許容応力	S _s (定式化された評価式)	発生応力は、施栓基準肉厚より算出
配管	疲労割れ	配管サポート(余熱除去系統配管のアンカーサポート)	配管とパッドの溶接部	S	S _s *1	64	115	0.56	一次応力 / 許容応力	S _s (定式化された評価式)	
						58	115	0.50	(一次+二次応力) / 許容応力	S _s (定式化された評価式)	
			パッドとラグの溶接部	S	S _s *1	68	115	0.59	一次応力 / 許容応力	S _s (定式化された評価式)	
						62	99	0.63	(一次+二次応力) / 許容応力	S _s (定式化された評価式)	
			ラグとプレートの溶接部	S	S _s *1	61	120	0.51	一次応力 / 許容応力	S _s (定式化された評価式)	
						56	99	0.57	(一次+二次応力) / 許容応力	S _s (定式化された評価式)	
	母管の高サイクル熱疲労割れ (高低温水合流部)	余熱除去系統配管	余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部	S	S _s	68	210	0.32	地震時応力 / 亀裂安定限界応力	S _s (定式化された評価式)	
					S ₁	66	210	0.31	地震時応力 / 亀裂安定限界応力	S ₁ (定式化された評価式)	

*1 : S_s地震力がS₁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、S_s地震力による評価応力がS₁地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S₁地震力及び静的地震力による評価を省略した。

泊2号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震 重要度	発生 応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比		評価に用いた地震波 (評価手法)	備考	
配管	母管の腐食(流れ 加速型腐食)	主蒸気系統配管	—	S	S _s	297	329	0.90	一次応力/ 許容応力	S _s (スペクトルモーダル解析)	評価手法は、C/V内外の評価の内、評 価上厳しいC/V外について記載
						482	418	1.15	(一次+二次応力)/ 許容応力	S _s (スペクトルモーダル解析)	評価手法は、C/V内外の評価の内、評 価上厳しいC/V外について記載
					S ₁	87	168	0.52	一次応力/ 許容応力	S ₁ (スペクトルモーダル解析)	評価手法は、C/V内外の評価どちらも 同じ
						143	336	0.43	(一次+二次応力)/ 許容応力	S ₁ (スペクトルモーダル解析)	評価手法は、C/V内外の評価どちらも 同じ
		主給水系統配管	—	S	S _s	205	426	0.48	一次応力/ 許容応力	S _s (スペクトルモーダル解析)	評価手法は、C/V内外の評価の内、評 価上厳しいC/V外について記載
						382	540	0.71	(一次+二次応力)/ 許容応力	S _s (スペクトルモーダル解析)	評価手法は、C/V内外の評価の内、評 価上厳しいC/V外について記載
					S ₁	109	228	0.48	一次応力/ 許容応力	S ₁ (スペクトルモーダル解析)	評価手法は、C/V内外の評価どちらも 同じ
						145	540	0.27	(一次+二次応力)/ 許容応力	S ₁ (スペクトルモーダル解析)	評価手法は、C/V内外の評価どちらも 同じ
		補助蒸気系統配管 (1次系)	—	C	静的 地震力	133	179	0.74	一次応力/ 許容応力	静的地震力 (定ピッチスパン法)	
		蒸気発生器ブロー ダウン系統配管	—	S	S _s	86	329	0.26	一次応力/ 許容応力	S _s (スペクトルモーダル解析)	
						371	418	0.89	(一次+二次応力)/ 許容応力	S _s (スペクトルモーダル解析)	
					S ₁	52	209	0.25	一次応力/ 許容応力	S ₁ (スペクトルモーダル解析)	
						217	418	0.52	(一次+二次応力)/ 許容応力	S ₁ (スペクトルモーダル解析)	

泊2号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震重要度		発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比		評価に用いた地震波 (評価手法)	備考
				S	S _s * ¹						
炉内構造物	摩耗	炉内構造物	炉内計装用 シンプルチューブ	S	S _s * ¹	4	414	0.01	一次応力/ 許容応力	S _s (スペクトルモーダル解析)	
空調設備	凝縮器伝熱管の内面腐食 (流れ加速型腐食)	凝縮器(冷凍機)	伝熱管	C	静的地震力			0.46	一次応力/ 許容応力	静的地震力 (定式化された評価式)	発生応力は、施栓基準肉厚より算出
機械設備	中性子及びγ線照射脆化	原子炉容器サポート	サポートブラケット (サポートリブ)	S	S ₁ * ²	4.9	33.4	0.15	応力拡大係数/ 破壊靱性値	S ₁ (スペクトルモーダル解析)	発生応力及び許容値の単位は、MPa√m
	摩耗	蒸気発生器支持脚	ヒンジ摺動部	S	S _s * ¹	19	180	0.11	一次応力/ 許容応力	S _s (時刻歴解析)	
						206	426	0.48	(一次+二次応力)/ 許容応力	S _s (時刻歴解析)	
		1次冷却材ポンプ支持脚	ヒンジ摺動部	S	S _s * ¹	9	214	0.04	一次応力/ 許容応力	S _s (時刻歴解析)	
						121	510	0.24	(一次+二次応力)/ 許容応力	S _s (時刻歴解析)	
	制御用空気だめの腐食(全面腐食)	制御用空気だめ	—	S	S _s * ¹	56	243	0.23	地震時応力/ 許容応力	S _s (定式化された評価式)	
被覆管の摩耗	制御棒クラスタ	制御棒被覆管	S	S _s * ¹			0.33	一次応力/ 許容応力	S _s (時刻歴解析)	地震応答解析には時刻歴解析を適用しているが、応力評価に際しては各方向(水平及び鉛直)における最も厳しい地震応答解析の結果を用いている。	

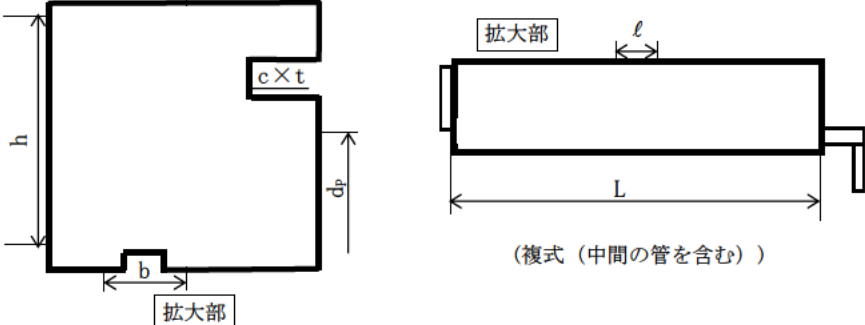
*1 : S_s地震力がS₁地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力より大きく、S_s地震力による評価応力がS₁地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S₁地震力及び静的地震力による評価を省略した。

*2 : S₁地震力による発生応力がS_s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いことから、発生応力が厳しくなるS₁地震力にて評価した。

泊2号炉 機器・配管の耐震安全性評価結果

機種名	経年劣化事象	機器名称		耐震重要度		発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比		評価に用いた地震波 (評価手法)	備考
機械設備	ステンレス鋼使用部位の応力腐食割れ	低水質廃液蒸発装置	蒸発器胴板	B	1/2S ₁	19	71	0.27	地震時応力／ 亀裂安定限界応力	1/2S ₁ (定式化された評価式)	
			加熱器伝熱管	B	静的 地震力	5	68	0.07	地震時応力／ 亀裂安定限界応力	静的地震力 (定式化された評価式)	
電源設備	伝熱管の内面の腐食 (流れ加速型腐食)	空気冷却器 (ディーゼル機関)	伝熱管	S	S _s *1			0.13	一次応力／ 許容応力	S _s (定式化された評価式)	発生応力は、施栓基準肉厚より算出

* 1 : S_s地震力がS₁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、S_s地震力による評価応力がS₁地震力及びSクラスの機器に適用される静的地震力の許容応力を下回るため、S₁地震力及び静的地震力による評価を省略した。

タイトル	主給水管他の伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性評価について																																																																								
説明	<p>泊 2 号炉の伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性評価のうち、地震時の疲労累積係数が最も大きい主給水管について評価内容を以下に示す。</p> <p>なお、泊 1 号炉の同評価で地震時の疲労累積係数が最大となったのは主蒸気管であり、この泊 1 号炉と泊 2 号炉の差異及び評価内容を添付-1 に示す。また、耐震安全性評価のうち疲労評価に用いた等価繰返し回数を添付-2 に示す。</p> <p>1. 記号の説明</p> <p>伸縮継手の疲労評価に用いる記号について、表 5-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 5-1 伸縮継手の疲労評価に用いる記号</p> <table border="1" data-bbox="391 701 1337 1570"> <thead> <tr> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>定 義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>b</td> <td>mm</td> <td>継手部の波のピッチの 2 分の 1</td> </tr> <tr> <td>c</td> <td>—</td> <td>継手部の層数</td> </tr> <tr> <td>d_p</td> <td>mm</td> <td>継手部の有効径</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>MPa</td> <td>常温 (21℃) における JSME S NC1-2005 (2007) 付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数</td> </tr> <tr> <td>e</td> <td>mm</td> <td>継手部の 1 山当たりの総変位量</td> </tr> <tr> <td>e_x</td> <td>mm</td> <td>軸方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量</td> </tr> <tr> <td>e_y</td> <td>mm</td> <td>軸直角方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量</td> </tr> <tr> <td>h</td> <td>mm</td> <td>継手部の波の高さ</td> </tr> <tr> <td>L</td> <td>mm</td> <td>継手部の有効長さ</td> </tr> <tr> <td>ℓ</td> <td>mm</td> <td>中間の管の長さ</td> </tr> <tr> <td>N</td> <td>—</td> <td>許容繰返し回数 (地震時)</td> </tr> <tr> <td>N_R</td> <td>—</td> <td>評価繰返し回数 (地震時)</td> </tr> <tr> <td>n</td> <td>—</td> <td>継手部 1 個の山数の 2 倍の値 (1 山の継手にあつては 2)</td> </tr> <tr> <td>P</td> <td>MPa</td> <td>原子炉格納容器最高使用圧力</td> </tr> <tr> <td>t</td> <td>mm</td> <td>継手部の板の厚さ</td> </tr> <tr> <td>UF</td> <td>—</td> <td>疲労累積係数 (地震時)</td> </tr> <tr> <td>W_N</td> <td>—</td> <td>継手部 1 個の山数</td> </tr> <tr> <td>X</td> <td>mm</td> <td>軸方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における X の 2 倍 (両振幅))</td> </tr> <tr> <td>Y</td> <td>mm</td> <td>軸直角方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における δ y = √(Y²+Z²) の 2 倍 (両振幅))</td> </tr> <tr> <td>δ</td> <td>mm</td> <td>全伸縮量 (地震)</td> </tr> <tr> <td>σ</td> <td>MPa</td> <td>発生応力</td> </tr> <tr> <td>σ_D</td> <td>MPa</td> <td>全伸縮量 (地震) による応力</td> </tr> <tr> <td>σ_P</td> <td>MPa</td> <td>最高使用圧力による応力</td> </tr> </tbody> </table> <p>伸縮継手の基本寸法箇所を図 5-1 に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図 5-1 伸縮継手の基本寸法箇所</p>	記号	単位	定 義	b	mm	継手部の波のピッチの 2 分の 1	c	—	継手部の層数	d _p	mm	継手部の有効径	E	MPa	常温 (21℃) における JSME S NC1-2005 (2007) 付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数	e	mm	継手部の 1 山当たりの総変位量	e _x	mm	軸方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量	e _y	mm	軸直角方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量	h	mm	継手部の波の高さ	L	mm	継手部の有効長さ	ℓ	mm	中間の管の長さ	N	—	許容繰返し回数 (地震時)	N _R	—	評価繰返し回数 (地震時)	n	—	継手部 1 個の山数の 2 倍の値 (1 山の継手にあつては 2)	P	MPa	原子炉格納容器最高使用圧力	t	mm	継手部の板の厚さ	UF	—	疲労累積係数 (地震時)	W _N	—	継手部 1 個の山数	X	mm	軸方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における X の 2 倍 (両振幅))	Y	mm	軸直角方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における δ y = √(Y ² +Z ²) の 2 倍 (両振幅))	δ	mm	全伸縮量 (地震)	σ	MPa	発生応力	σ _D	MPa	全伸縮量 (地震) による応力	σ _P	MPa	最高使用圧力による応力
記号	単位	定 義																																																																							
b	mm	継手部の波のピッチの 2 分の 1																																																																							
c	—	継手部の層数																																																																							
d _p	mm	継手部の有効径																																																																							
E	MPa	常温 (21℃) における JSME S NC1-2005 (2007) 付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数																																																																							
e	mm	継手部の 1 山当たりの総変位量																																																																							
e _x	mm	軸方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量																																																																							
e _y	mm	軸直角方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量																																																																							
h	mm	継手部の波の高さ																																																																							
L	mm	継手部の有効長さ																																																																							
ℓ	mm	中間の管の長さ																																																																							
N	—	許容繰返し回数 (地震時)																																																																							
N _R	—	評価繰返し回数 (地震時)																																																																							
n	—	継手部 1 個の山数の 2 倍の値 (1 山の継手にあつては 2)																																																																							
P	MPa	原子炉格納容器最高使用圧力																																																																							
t	mm	継手部の板の厚さ																																																																							
UF	—	疲労累積係数 (地震時)																																																																							
W _N	—	継手部 1 個の山数																																																																							
X	mm	軸方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における X の 2 倍 (両振幅))																																																																							
Y	mm	軸直角方向地震変位量 (表 5-3 及び表 5-4 における δ y = √(Y ² +Z ²) の 2 倍 (両振幅))																																																																							
δ	mm	全伸縮量 (地震)																																																																							
σ	MPa	発生応力																																																																							
σ _D	MPa	全伸縮量 (地震) による応力																																																																							
σ _P	MPa	最高使用圧力による応力																																																																							

2. 評価部位

図 5-2 に主給水管の伸縮継手の模式図を示す。

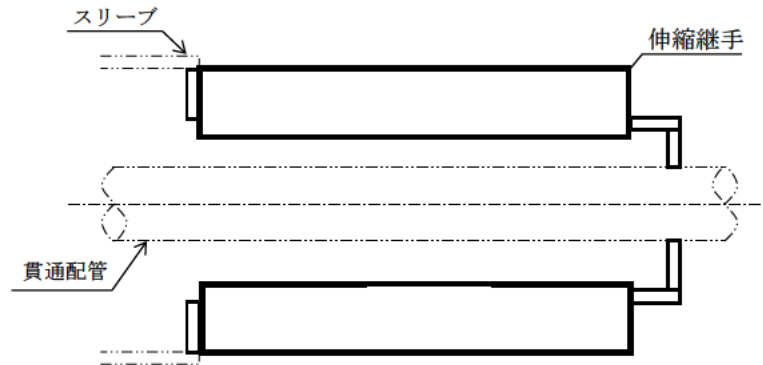


図 5-2 伸縮継手模式図

評価部位は、図 5-3 に示す伸縮継手の頂部とする。

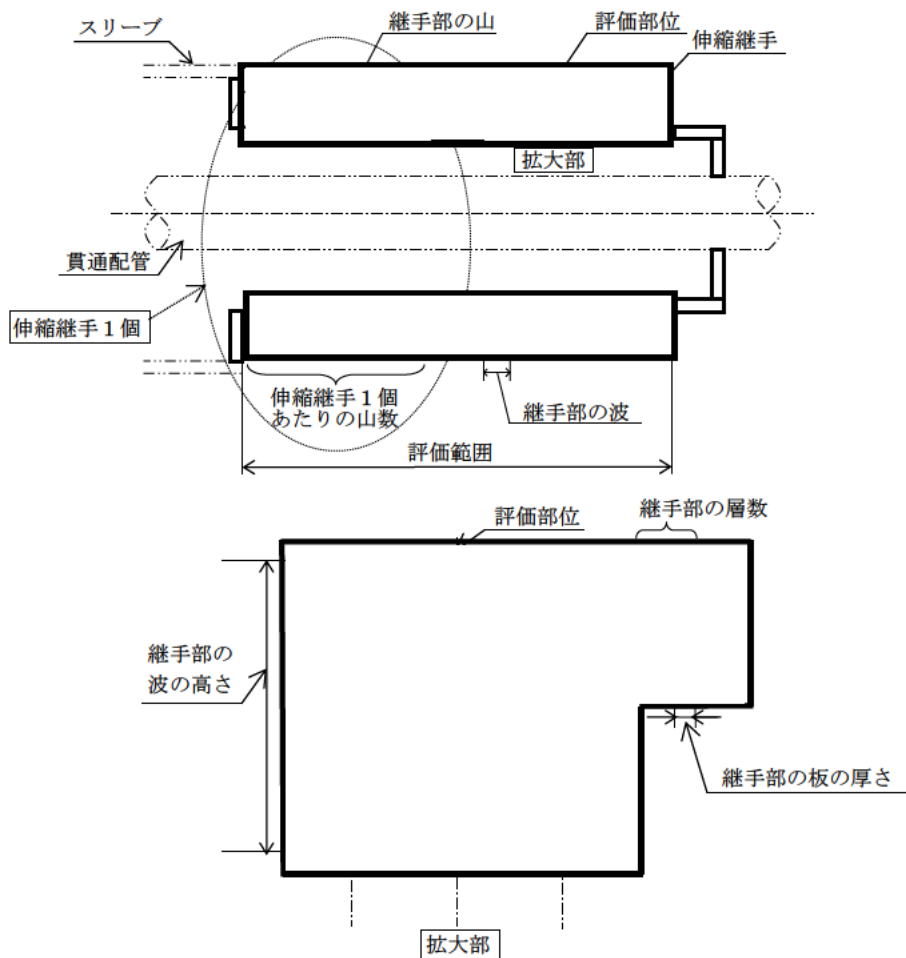


図 5-3 伸縮継手の評価部位

3. 評価内容

(1) 格納容器貫通部の仕様

格納容器貫通部の仕様について表 5-2 に示す。

表 5-2 (1/2) 格納容器貫通部の仕様

格納容器貫通部	原子炉格納容器 最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	伸縮継手 有効径 (mm)	継手部の 波の高さ (mm)	継手部の 波のピッチの 2分の1 (mm)	継手部の 板の厚さ (mm)
	P		d_p	h	b	t
主給水管 貫通部	0.255	240				

表 5-2 (2/2) 格納容器貫通部の仕様

格納容器貫通部	伸縮継手 1個の 山数 W_N	継手部 の 層数 c	材料	評価温度における 縦弾性係数 (MPa) E	複式伸縮継手の長さ (mm)	
					中間の管 の長さ ℓ	伸縮継手 の長さ L
主給水管 貫通部			SUS304	195,000	120	520

(2) 地震時の伸縮継手の変位

基準地震動 S_s 又は S_1 を考慮した伸縮継手の変位をそれぞれ表 5-3 及び表 5-4 に示す。

表 5-3 伸縮継手の変位 (基準地震動 S_s)

格納容器貫通部	地震合計変位 (mm)			
	X	Y	Z	$\delta y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$
主給水管 貫通部				

表 5-4 伸縮継手の変位 (基準地震動 S_1)

格納容器貫通部	地震合計変位 (mm)			
	X	Y	Z	$\delta y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$
主給水管 貫通部				

注：表 5-3、表 5-4 に示す座標系は、格納容器半径方向を X 方向、鉛直方向を Z 方向とする右手直交座標系であり、表 5-1 に示す X、Y とは異なるものである。

(3) 疲労累積係数（地震時）の算出

地震時の伸縮継手の変位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（疲労累積係数）を算出する（日本機械学会 「設計・建設規格 2005 年版（2007 年追補版を含む） JSME S NC1-2005(2007)」（以下、「設計・建設規格」という）の PVE-3800 伸縮継手を参照）。

a. 伸縮継手の変位

(a) 軸方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量

$$e_x = \frac{X}{2W_N}$$

(b) 軸直角方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量

$$e_y = \frac{3d_p Y}{2W_N \left\{ L + \ell \left(\frac{\ell}{L} + 1 \right) \right\}}$$

(c) 継手部の 1 山当たりの総変位量

$$e = e_x + e_y$$

(d) 伸縮継手の全伸縮量（地震）

$$\delta = eW_N$$

b. 伸縮継手の応力と許容繰返し回数（設計・建設規格 PVE-3800）

(a) 伸縮継手の応力

全伸縮量（地震）による応力

$$\sigma_D = \frac{1.5Et \delta}{n\sqrt{bh^3}}$$

最高使用圧力による応力

$$\sigma_P = \frac{Ph^2}{2t^2c}$$

発生応力

$$\sigma = \sigma_D + \sigma_P$$

(b) 許容繰返し回数（地震時）

$$N = \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5}$$

(c) 疲労累積係数（地震時）

$$UF = \frac{N_R}{N}$$

4. 評価結果

(1) 地震による疲労評価結果

基準地震動 S_s 又は S_1 による疲労評価結果をそれぞれ表 5-5 及び表 5-6 に示す。

表 5-5 基準地震動 S_s による疲労評価結果

格納容器貫通部	発生応力 σ (MPa)	許容繰返し 回数 N	評価繰返し 回数 N_R	疲労累積係数 UF
主給水管 貫通部	1,795	575	200	0.348

表 5-6 基準地震動 S_1 による疲労評価結果

格納容器貫通部	発生応力 σ (MPa)	許容繰返し 回数 N	評価繰返し 回数 N_R	疲労累積係数 UF
主給水管 貫通部	1,485	1,117	300	0.269

(2) 運転実績回数*1に基づく疲労累積係数との組合せによる評価結果

運転実績回数に基づく疲労累積係数と、基準地震動 S_s 又は S_1 を考慮して算出した結果をそれぞれ表 5-7 及び表 5-8 に示す。

表 5-7 基準地震動 S_s と運転実績回数に基づく

疲労累積係数との組合せによる評価結果

格納容器貫通部	運転実績回数 に基づく 疲労累積係数	地震動による 疲労累積係数 (基準地震動 S_s)	合計 (許容値 1 以下)
主給水管 貫通部	0.427	0.348	0.775

表 5-8 基準地震動 S_1 と運転実績回数に基づく

疲労累積係数との組合せによる評価結果

格納容器貫通部	運転実績回数 に基づく 疲労累積係数	地震動による 疲労累積係数 (基準地震動 S_1)	合計 (許容値 1 以下)
主給水管 貫通部	0.427	0.269	0.696

*1: 過渡実績を踏まえ、運転開始後 60 年後までの運転過渡を想定した疲労累積係数

以上より、主給水管の伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

以上

伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性評価について

1. 泊1号炉と泊2号炉の差異について

泊1号炉と泊2号炉では配管レイアウト及び貫通部位置の違いにより評価結果に差異が生じている。そのため、伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性評価において、地震時の疲労累積係数が最大となる機器が泊1号炉（主蒸気管）と泊2号炉（主給水管）で相違する。

主蒸気管を例として、泊1号炉と泊2号炉の配管レイアウトの概略図を図 5-1-1 に示す。

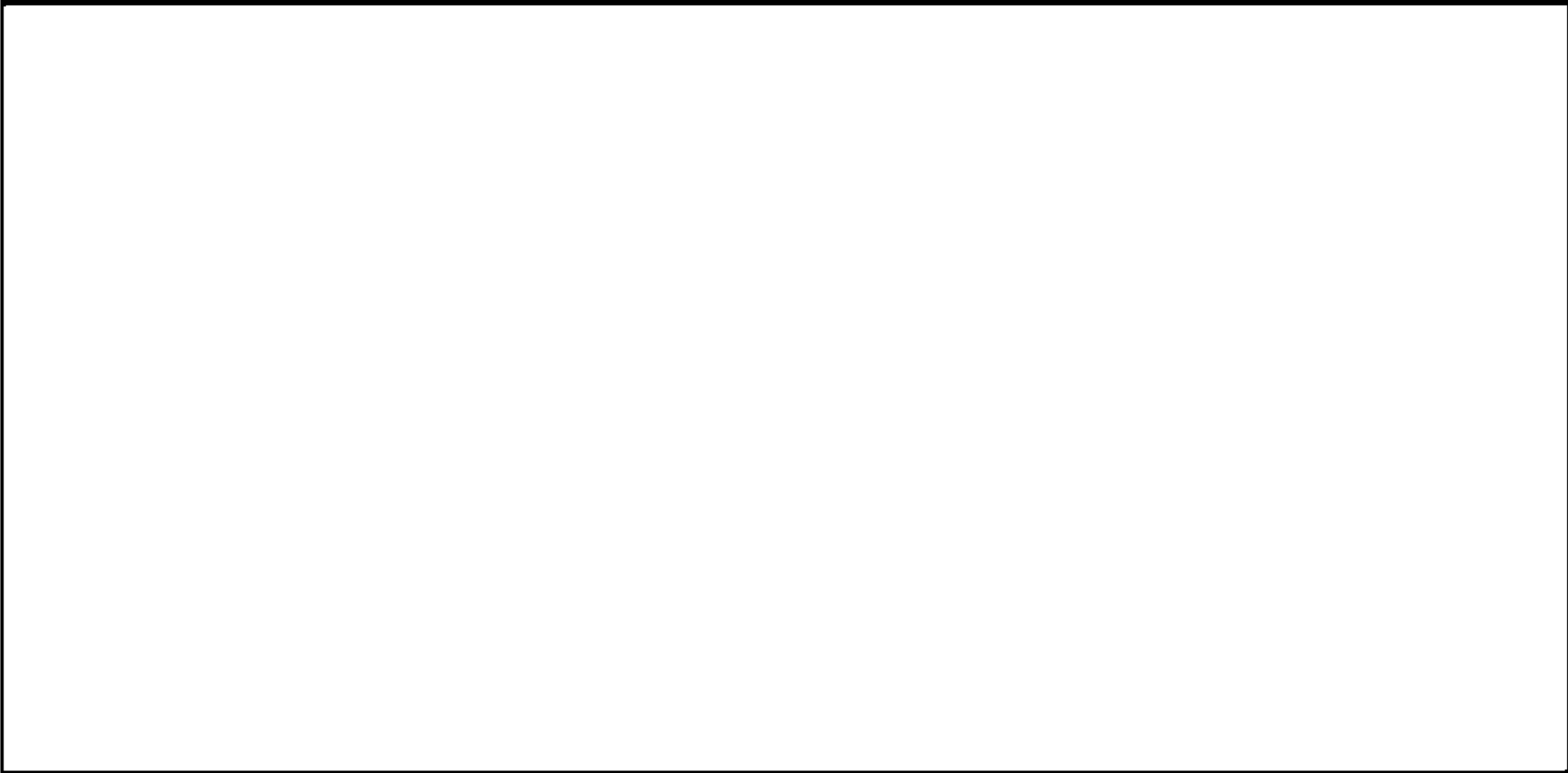


図 5-1-1 (1/3) 主蒸気管のレイアウト概略図



図 5-1-1 (2/3) 主蒸気管のレイアウト概略図

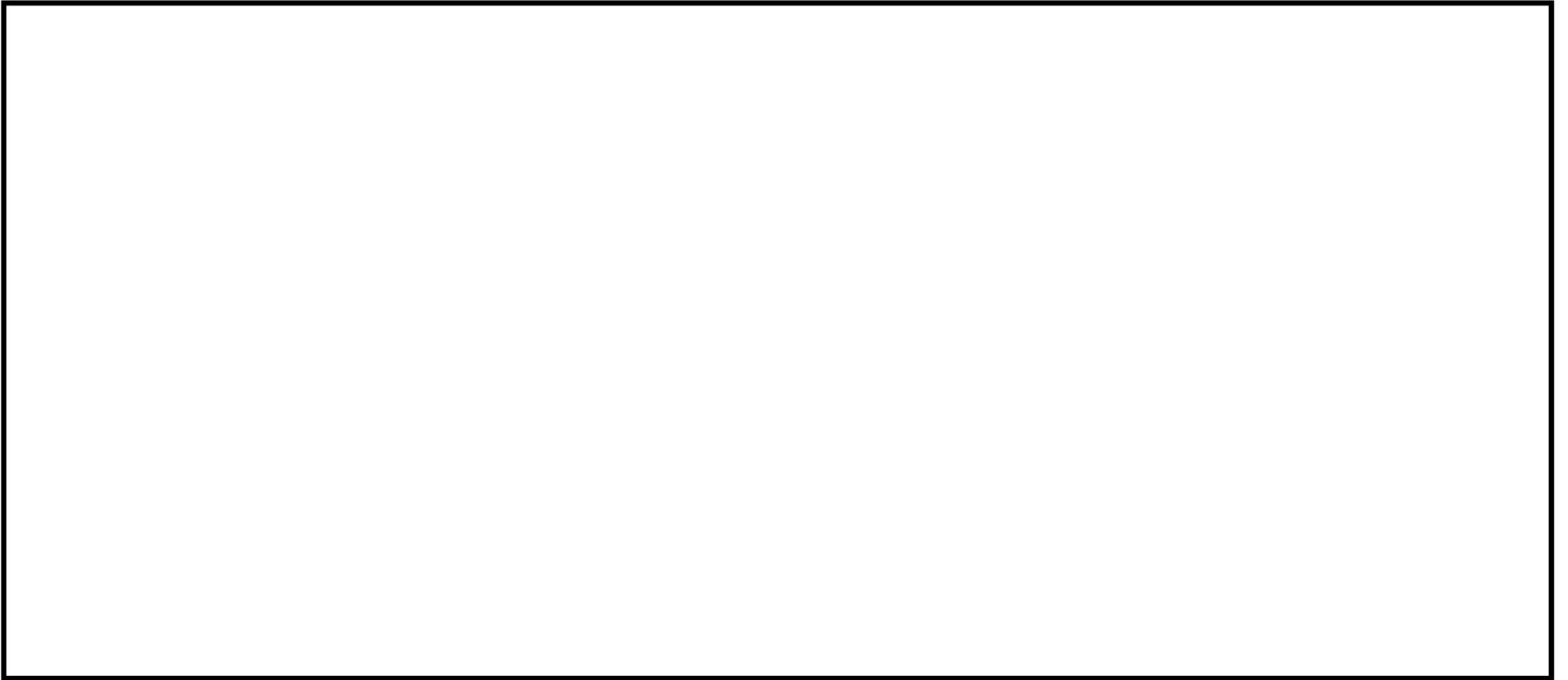


図 5-1-1 (3/3) 主蒸気管のレイアウト概略図

2. 評価内容

主蒸気管の伸縮継手の疲労割れに対する評価について評価内容を以下に示す。

2.1 記号の説明

伸縮継手の疲労評価に用いる記号について、表 5-1-1 に示す。

表 5-1-1 伸縮継手の疲労評価に用いる記号

記号	単位	定義
b	mm	継手部の波のピッチの2分の1
c	—	継手部の層数
d _p	mm	継手部の有効径
E	MPa	常温 (21℃) における JSME S NC1-2005 (2007) 付録材料図表 Part6 表 1 に規定する材料の縦弾性係数
e	mm	継手部の1山当たりの総変位量
e _x	mm	軸方向変位による継手部の1山当たりの変位量
e _y	mm	軸直角方向変位による継手部の1山当たりの変位量
h	mm	継手部の波の高さ
L	mm	継手部の有効長さ
ℓ	mm	中間の管の長さ
N	—	許容繰返し回数 (地震時)
N _R	—	評価繰返し回数 (地震時)
n	—	継手部1個の山数の2倍の値 (1山の継手にあつては2)
P	MPa	原子炉格納容器最高使用圧力
t	mm	継手部の板の厚さ
UF	—	疲労累積係数 (地震時)
W _N	—	継手部1個の山数
X	mm	軸方向地震変位量 (表 5-1-3 及び表 5-1-4 における X の2倍 (両振幅))
Y	mm	軸直角方向地震変位量 (表 5-1-3 及び表 5-1-4 における $\delta y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$ の2倍 (両振幅))
δ	mm	全伸縮量 (地震)
σ	MPa	発生応力
σ _D	MPa	全伸縮量 (地震) による応力
σ _P	MPa	最高使用圧力による応力

伸縮継手の基本寸法箇所を図 5-1-2 に示す。

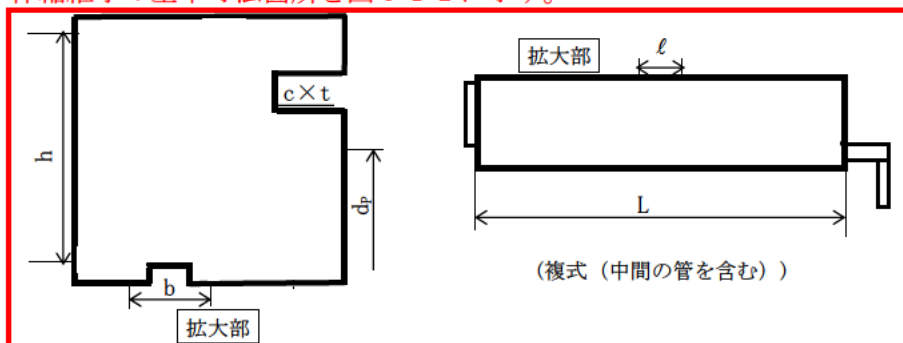


図 5-1-2 伸縮継手の基本寸法箇所

2.2 評価部位

図 5-1-3 に主蒸気管の伸縮継手の模式図を示す。

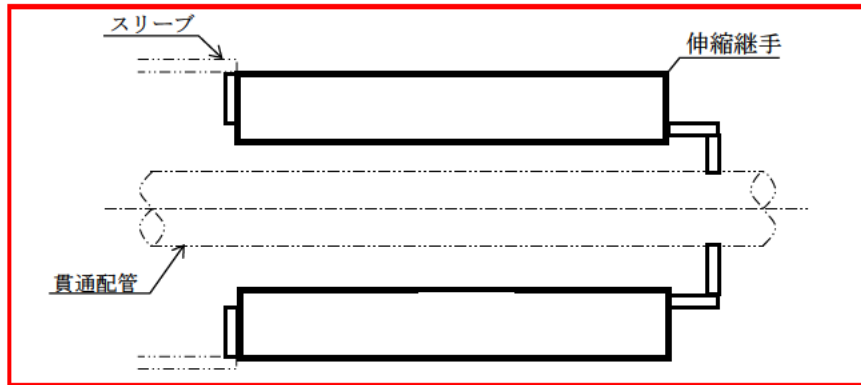


図 5-1-3 伸縮継手模式図

評価部位は、図 5-1-4 に示す伸縮継手の頂部とする。

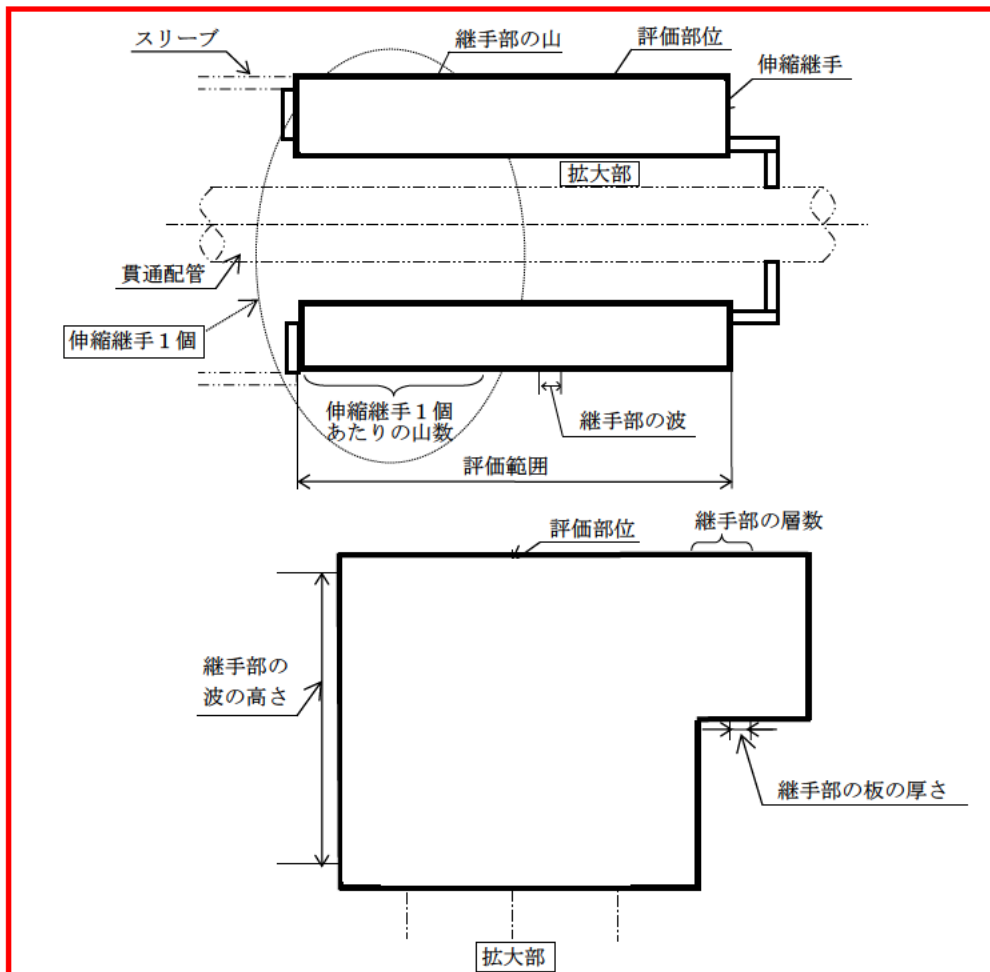


図 5-1-4 伸縮継手の評価部位

2.3 評価内容

(1) 格納容器貫通部の仕様

格納容器貫通部の仕様について表 5-1-2 に示す。

表 5-1-2 (1/2) 格納容器貫通部の仕様

格納容器貫通部	原子炉格納容器 最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	伸縮継手 有効径 (mm)	継手部の 波の高さ (mm)	継手部の 波のピッチの 2分の1 (mm)	継手部の 板の厚さ (mm)
	P		d_p	h	b	t
主蒸気管 貫通部	0.255	291				

表 5-1-2 (2/2) 格納容器貫通部の仕様

格納容器貫通部	伸縮継手 1個の 山数 W_N	継手部 の 層数 c	材料	評価温度における 縦弾性係数 (MPa) E	複式伸縮継手の長さ (mm)	
					中間の管 の長さ l	伸縮継手 の長さ L
主蒸気管 貫通部			SUS304	195,000	110	610

(2) 地震時の伸縮継手の変位

基準地震動 S_s 又は S_1 を考慮した伸縮継手の変位をそれぞれ表 5-1-3 及び表 5-1-4 に示す。

表 5-1-3 伸縮継手の変位 (基準地震動 S_s)

格納容器貫通部	地震合計変位 (mm)			
	X	Y	Z	$\delta_y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$
主蒸気管 貫通部				

表 5-1-4 伸縮継手の変位 (基準地震動 S_1)

格納容器貫通部	地震合計変位 (mm)			
	X	Y	Z	$\delta_y = \sqrt{Y^2 + Z^2}$
主蒸気管 貫通部				

注：表 5-1-3、表 5-1-4 に示す座標系は、格納容器半径方向を X 方向、鉛直方向を Z 方向とする右手直交座標系であり、表 5-1-1 に示す X、Y とは異なるものである。

(3) 疲労累積係数 (地震時) の算出

地震時の伸縮継手の変位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 (疲労累積係数) を算出する (日本機械学会 「設計・建設規格 2005 年版 (2007 年追補版を含む) JSME S NC1-2005(2007)」 (以下, 「設計・建設規格」という) の PVE-3800 伸縮継手を参照)。

a. 伸縮継手の変位

(a) 軸方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量

$$e_x = \frac{X}{2W_N}$$

(b) 軸直角方向変位による継手部の 1 山当たりの変位量

$$e_y = \frac{3d_p Y}{2W_N \left\{ L + \ell \left(\frac{\ell}{L} + 1 \right) \right\}}$$

(c) 継手部の 1 山当たりの総変位量

$$e = e_x + e_y$$

(d) 伸縮継手の全伸縮量 (地震)

$$\delta = eW_N$$

b. 伸縮継手の応力と許容繰返し回数 (設計・建設規格 PVE-3800)

(a) 伸縮継手の応力

全伸縮量 (地震) による応力

$$\sigma_D = \frac{1.5Et \delta}{n\sqrt{bh^3}}$$

最高使用圧力による応力

$$\sigma_P = \frac{Ph^2}{2t^2c}$$

発生応力

$$\sigma = \sigma_D + \sigma_P$$

(b) 許容繰返し回数 (地震時)

$$N = \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5}$$

(c) 疲労累積係数 (地震時)

$$UF = \frac{N_R}{N}$$

2.4 評価結果

(1) 地震による疲労評価結果

基準地震動 S_s 又は S_1 による疲労評価結果をそれぞれ表 5-1-5 及び表 5-1-6 に示す。

表 5-1-5 基準地震動 S_s による疲労評価結果

格納容器貫通部	発生応力 σ (MPa)	許容繰返し 回数 N	評価繰返し 回数 N_R	疲労累積係数 UF
主蒸気管 貫通部	1,562	936	200	0.214

表 5-1-6 基準地震動 S_1 による疲労評価結果

格納容器貫通部	発生応力 σ (MPa)	許容繰返し 回数 N	評価繰返し 回数 N_R	疲労累積係数 UF
主蒸気管 貫通部	1,266	1,954	300	0.154

(2) 運転実績回数*1に基づく疲労累積係数との組合せによる評価結果

運転実績回数に基づく疲労累積係数と、基準地震動 S_s 又は S_1 を考慮して算出した結果をそれぞれ表 5-1-7 及び表 5-1-8 に示す。

表 5-1-7 基準地震動 S_s と運転実績回数に基づく
疲労累積係数との組合せによる評価結果

格納容器貫通部	運転実績回数 に基づく 疲労累積係数	地震動による 疲労累積係数 (基準地震動 S_s)	合計 (許容値 1 以下)
主蒸気管 貫通部	0.030	0.214	0.244

表 5-1-8 基準地震動 S_1 と運転実績回数に基づく
疲労累積係数との組合せによる評価結果

格納容器貫通部	運転実績回数 に基づく 疲労累積係数	地震動による 疲労累積係数 (基準地震動 S_1)	合計 (許容値 1 以下)
主蒸気管 貫通部	0.030	0.154	0.184

*1: 過渡実績を踏まえ、運転開始後 60 年後までの運転過渡を想定した疲労累積係数

以上より、主蒸気管の伸縮継手の疲労割れに対する耐震安全性に問題はない。

耐震安全性評価のうち疲労評価に用いた等価繰返し回数について

S_s地震時及びS₁地震時の疲労累積係数算出に用いた等価繰返し回数について表 5-2-1 に示す。なお、泊2号炉の耐震安全性評価のうち、地震時の疲労累積係数算出においては、すべて表 5-2-1 と同じ等価繰返し回数を用いている。

表 5-2-1 疲労評価に用いた等価繰返し回数

地震動	等価繰返し回数
S _s 地震動	200 回
S ₁ 地震動	300 回

以 上

タイトル	余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価について																																		
説明	<p>1. 評価仕様</p> <p>余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ（高低温水合流型）に対する評価は、配管の技術評価書（2.2.3項（1））にて、高サイクル熱疲労割れの発生の可能性はなく、今後も機能の維持は可能であり、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと評価している。しかしながら、当該部は複雑な流況による熱過渡を受け、第13回定期検査時（2007～2008年度）に実施した当該合流部の取替後も運転開始後60年時点において疲労が蓄積されることから、耐震安全性評価を実施することとし、日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針（JEAG4613-1998）」を準用し、1 gpmの漏えいを生じる周方向貫通亀裂を想定して、地震発生時の亀裂の安定性を評価した。具体的な亀裂安定性評価方法及びフローを添付—1 に示す。</p> <p>2. 解析モデル</p> <p>発生応力の算出に用いた3次元はりモデル解析のモデル図を添付—2 に示す。</p> <p>3. 入力条件</p> <p>（1）判定応力の算出</p> <p>①判定応力の算出条件</p> <table border="1" data-bbox="434 1296 1238 1895"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th rowspan="2">単位</th> <th>評価対象配管</th> </tr> <tr> <th>余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管口径</td> <td>mm</td> <td>216.3</td> </tr> <tr> <td>配管肉厚</td> <td>mm</td> <td>8.2</td> </tr> <tr> <td>配管材料</td> <td>—</td> <td>SUS304TP</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>℃</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>MPa</td> <td>4.5</td> </tr> <tr> <td>縦弾性係数（$\times 10^5$）</td> <td>MPa</td> <td>1.83</td> </tr> <tr> <td>Sy</td> <td>MPa</td> <td>144</td> </tr> <tr> <td>Su</td> <td>MPa</td> <td>402</td> </tr> <tr> <td>Sm</td> <td>MPa</td> <td>129</td> </tr> <tr> <td>σf</td> <td>MPa</td> <td>273</td> </tr> </tbody> </table>	項目	単位	評価対象配管	余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部	配管口径	mm	216.3	配管肉厚	mm	8.2	配管材料	—	SUS304TP	最高使用温度	℃	200	最高使用圧力	MPa	4.5	縦弾性係数（ $\times 10^5$ ）	MPa	1.83	Sy	MPa	144	Su	MPa	402	Sm	MPa	129	σf	MPa	273
項目	単位			評価対象配管																															
		余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部																																	
配管口径	mm	216.3																																	
配管肉厚	mm	8.2																																	
配管材料	—	SUS304TP																																	
最高使用温度	℃	200																																	
最高使用圧力	MPa	4.5																																	
縦弾性係数（ $\times 10^5$ ）	MPa	1.83																																	
Sy	MPa	144																																	
Su	MPa	402																																	
Sm	MPa	129																																	
σf	MPa	273																																	

②亀裂形状及び判定応力の算出

臨界流量 Gc (gpm/mm ²)	開口面積 A (mm ²)	亀裂長さ 2c (mm)	亀裂角度 2θ (度)	判定応力 Pf (MPa)
				210

<判定応力の算出>

$$Pf = P_m + P_b'$$

P_m : 内圧によって発生する膜応力 (=P_r)

P_r : 設計内圧応力

P_b' : 曲げ応力 ($= 2\sigma_f (2\sin\beta - \sin\theta) / \pi$)

β : $[\pi - \theta - (P_m / \sigma_f) \pi] / 2$

σ_f : 流動応力 (= (S_y+S_u) / 2)

θ : 貫通亀裂半角度

S_y : 設計降伏点

S_u : 設計引張強さ

S_m : 設計応力強さ

(2) 発生応力の算出

3次元はりモデルにて算出した発生応力 (P_a) を表7-1に示す。

表7-1 発生応力

地震力	P _m	P _b			P _a
	内圧 (MPa)	自重 (MPa)	熱 (MPa)	地震 (MPa)	発生応力(合計) (MPa)
S _s 地震時	29.7	4.1	27.7	5.8	68
S ₁ 地震時	29.7	4.1	27.7	3.9	66

4. 評価結果

S_s地震時及びS₁地震時の亀裂安定性評価結果を表7-2に示す。

余熱除去系統配管のうち、余熱除去冷却器出口配管とバイパスラインの合流部(高低温水合流部)について、高サイクル熱疲労割れを考慮しても、地震時に発生する応力は、判定応力(亀裂安定限界応力)を超えることはないことから、耐震安全性評価上問題ない。

表7-2 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れに対する耐震安全性評価結果

地震力	発生応力 P _a (MPa)	判定応力 P _f (MPa)	応力比 P _a /P _f
S _s 地震時	68	210	0.32
S ₁ 地震時	66	210	0.31

以上

地震時の亀裂安定性評価方法

① 漏えい量

亀裂安定性評価に用いる亀裂開口面積及び判定応力を求めるにあたって、通常の点検パトロールや漏えい検知設備等で、検知可能な漏えい量として 1gpm を想定する。

② 評価部位の決定

亀裂安定性評価の対象は、流況が複雑で疲労が蓄積する可能性がある部位（複雑流況部）を耐震上厳しい部位として選定し、これらの部位について亀裂を想定した安定性評価を実施する。

③ 亀裂評価における (Gc-Dh) の算出 (計算例として⑥の交点での計算結果を記載)

配管の周方向にスリット状亀裂を想定して以下の要領で、最初に漏えい量 Q, 臨界流量 Gc, 負荷荷重 Pr (設計内圧応力) ※1 を与えて亀裂半角度 θ を求める。

※1 : 負荷荷重は、通常運転時の発生応力 (内圧, 自重, 熱の合計応力) が 0.5Sm を超えないことから Pr を用いる。

a. 亀裂角度を求めるための開口面積を AIN とする。

$$\cdot AIN = Q/Gc$$

b. 次式の $A_{total} > AIN$ となるまで $0^\circ \rightarrow \theta$ を増加させて下式のパラメータ計算を実施し、最大の θ を亀裂半角度とする。

<開口面積> (曲げ0による開口面積としている)

$$A_{total} = A_t + A_b$$

$$A_t = \frac{\sigma_t}{E} (\pi R^2) I_t(\theta)$$

$$A_b = \frac{\sigma_b}{E} (\pi R^2) I_b(\theta)$$

なお、亀裂先端の塑性域を考慮し、亀裂の半角度は θ に代えて θ_{eff} を次式で求める。

$$\theta_{eff} = \theta + \frac{(K_t + K_b)^2}{2 \pi R \sigma_f}$$

<記号説明>

- At : 軸力が作用した時の亀裂開口面積
 Ab : 曲げモーメントが作用した時の亀裂開口面積
 σ_t : 軸力による公称応力
 σ_b : 曲げモーメントによる公称応力
 R : 配管平均半径
 E : 縦弾性係数
 $I_t(\theta)$, $I_b(\theta)$: 無次元量
 θ : 亀裂半角度
 K_t : 軸力による応力拡大係数
 K_b : 曲げモーメントによる応力拡大係数
 σ_f : 流動応力

c. 水学的直径(Dh)

亀裂長さは次式による。また、DhはAtotalを亀裂長さで除したものの。

$$2c = (D-t) \frac{\theta \pi}{180}$$

$$Dh = \frac{A_{total}}{c}$$

<記号説明>

- D : 管外径
 t : 板厚

④ Gc-Dh 曲線

前項の a. から c. を、Gc を変えてパラメータ計算を繰り返すことにより Gc-Dh 曲線が求められる。

⑤ Henry の臨界流モデルによる Gc-Dh 曲線

Henry のサブクール水モデル (図 7-1-1 参照) を用いて、配管の内外圧力差、流体性状等から、臨界流量 Gc (gpm/mm²) と水力的直径 Dh (mm) の関係曲線を求める。

計算パラメータとしては、漏えい流体の条件 (温度、圧力、流体性状等)、外部の状態 (外圧の有無)、漏えい流路状態 (表面粗さ、流路形状) 等を考慮する。

臨界流量 Gc は下式により求める。

$$Gc^2 = \left[\frac{xv_g}{\gamma P} - (v_g - v_{\ell 0}) \frac{dx}{dP} \right]_{exit}^{-1} \quad \left(\frac{dx}{dP} \right)_{exit} = N \frac{dx_E}{dP}$$

<記号説明>

x : クオリティ (x_E : 熱平衡時のクオリティ)

v : 比容積 (m³/kg)

P : 圧力 (Pa)

γ : 断熱係数

(添字・・・g : 気相, ℓ : 液相, ℓ₀ : 入口液相条件)

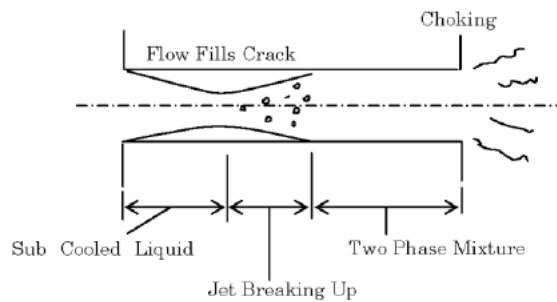


図 7-1-1 亀裂内の流れ (サブクール水)

⑥ 臨界流量 (Gc-Dh) の決定

上記④と⑤のGc-Dh曲線は別々の観点から求められたものであり、図7-1-2の通り2本の曲線が掛け、交点のGc, Dhは両方の条件を満足する。

この時のGc-Dhの亀裂角度、開口面積を、亀裂安定性評価に用いる判定応力の算出に使用する。

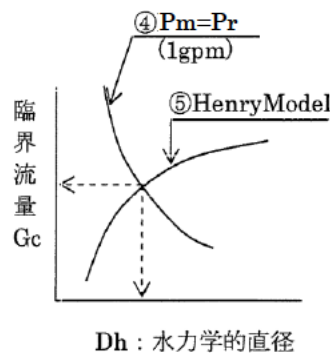


図 7-1-2 Gc-Dh 曲線

⑦ 判定応力の算出（計算例として⑥の交点での計算結果を記載）

判定応力 P_f は「実断面応力基準」によって算出する。この基準は、配管周方向にスリット状開口を想定し、断面のリガメント（開口部以外）の応力が一様な流動応力 σ_f に達した時に破壊が進行すると仮定したものである。従って発生応力が流動応力以下であれば、亀裂があっても安定していると考えられる。

$$\begin{aligned} P_f &= P_m + P_b' \\ &= P_m + 2\sigma_f(2\sin\beta - \sin\theta) / \pi \end{aligned}$$

<記号説明>

P_m : 内圧によって発生する膜応力(= P_r)

(通常運転時の発生応力(内圧, 自重, 熱の合計応力)が $0.5S_m$ を超えないことから P_r を用いる。)

P_b' : 曲げ応力(= $2\sigma_f(2\sin\beta - \sin\theta) / \pi$)

$\beta = [\pi - \theta - (P_m / \sigma_f) \pi] / 2$

σ_f : 流動応力(= $(S_y + S_u) / 2$)

θ : 貫通亀裂半角度

S_y : 設計降伏点

S_u : 設計引張強さ

S_m : 設計応力強さ

⑧ 発生応力（計算例として、 S_s 地震時の計算結果を記載）

発生応力 P_a を求める時の作用荷重は日本電気協会「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」より次のとおり。

- a. 考慮すべき運転状態は、I, II, III及びI+S_s, S₁地震とするが、実質的にはI, II+S_s, S₁地震が最も厳しいことから、I, II+S_s, S₁地震の評価を実施する。

(JEAG4613-1998はS₁で評価するが、本評価はS_s, S₁地震で評価を実施する。)

- b. 評価荷重は一次応力で実施するが、安全側に二次応力である熱膨張応力を含める。

$$P_a = P_m + P_b$$

<記号説明>

P_m : 配管の設計条件における計算値を採用(内圧応力)

P_b : 曲げ応力(自重応力+熱膨張応力+地震応力*の合計応力, ただしねじり応力は除く)

* : 地震慣性応力(片振幅)

注 : 発生応力は流動応力となることから応力係数は考慮しない。

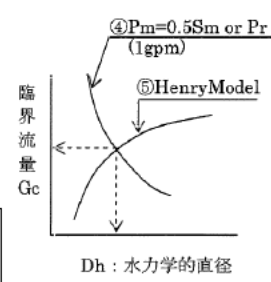
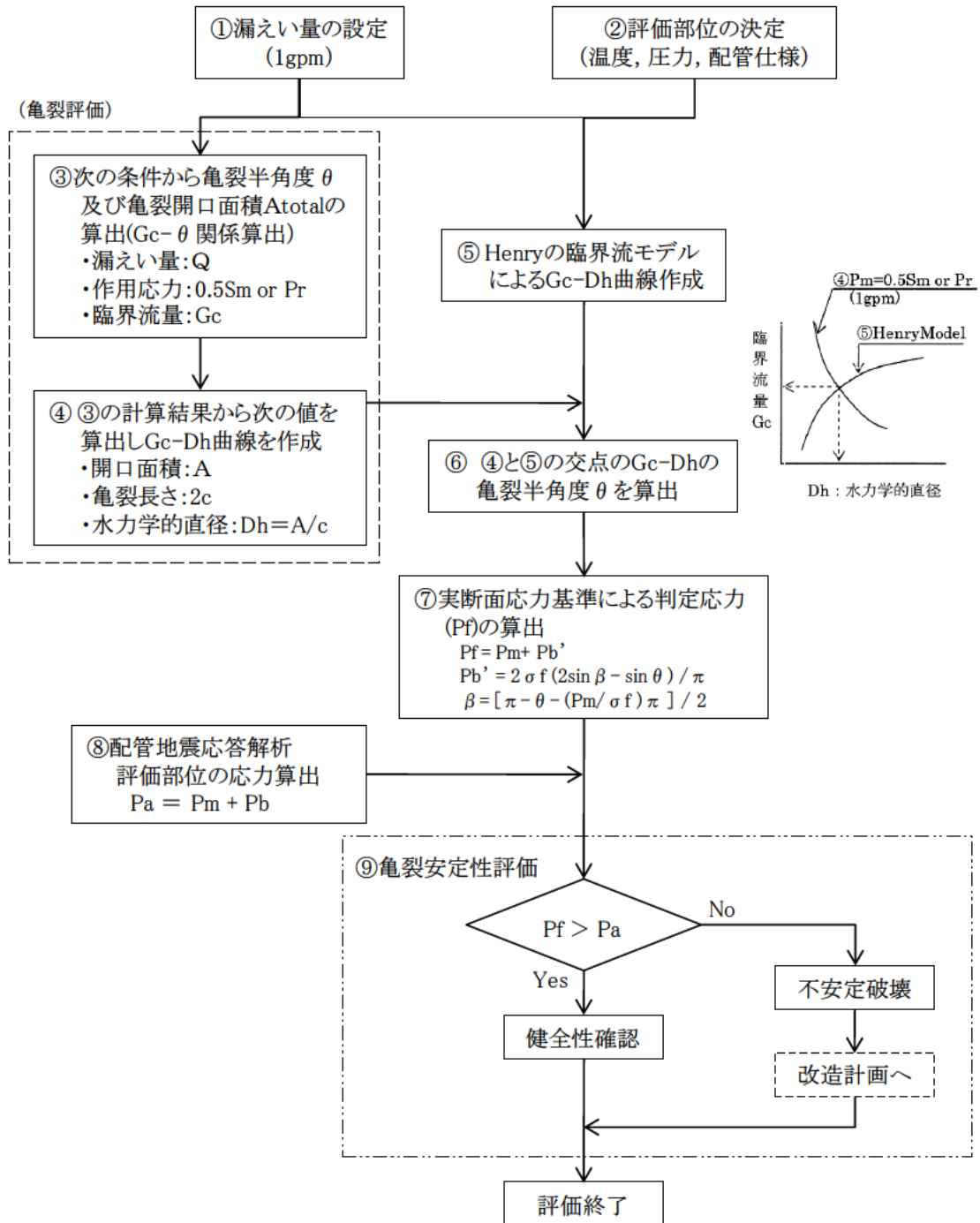
⑨ 評価

前項までの算出結果を基に以下を評価する。

$P_f > P_a$: 漏えい

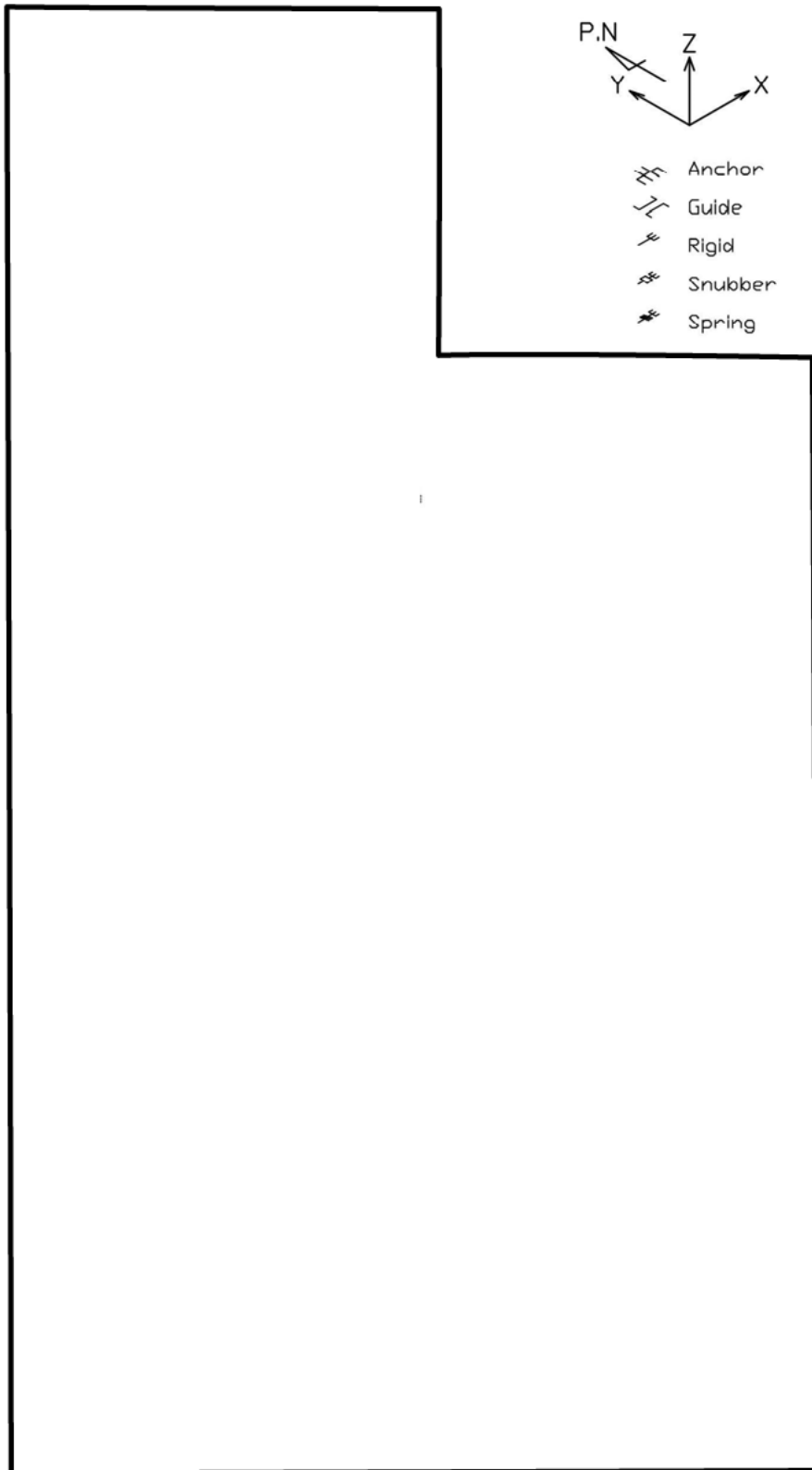
$P_f \leq P_a$: 破断

地震時の亀裂安定性評価フロー

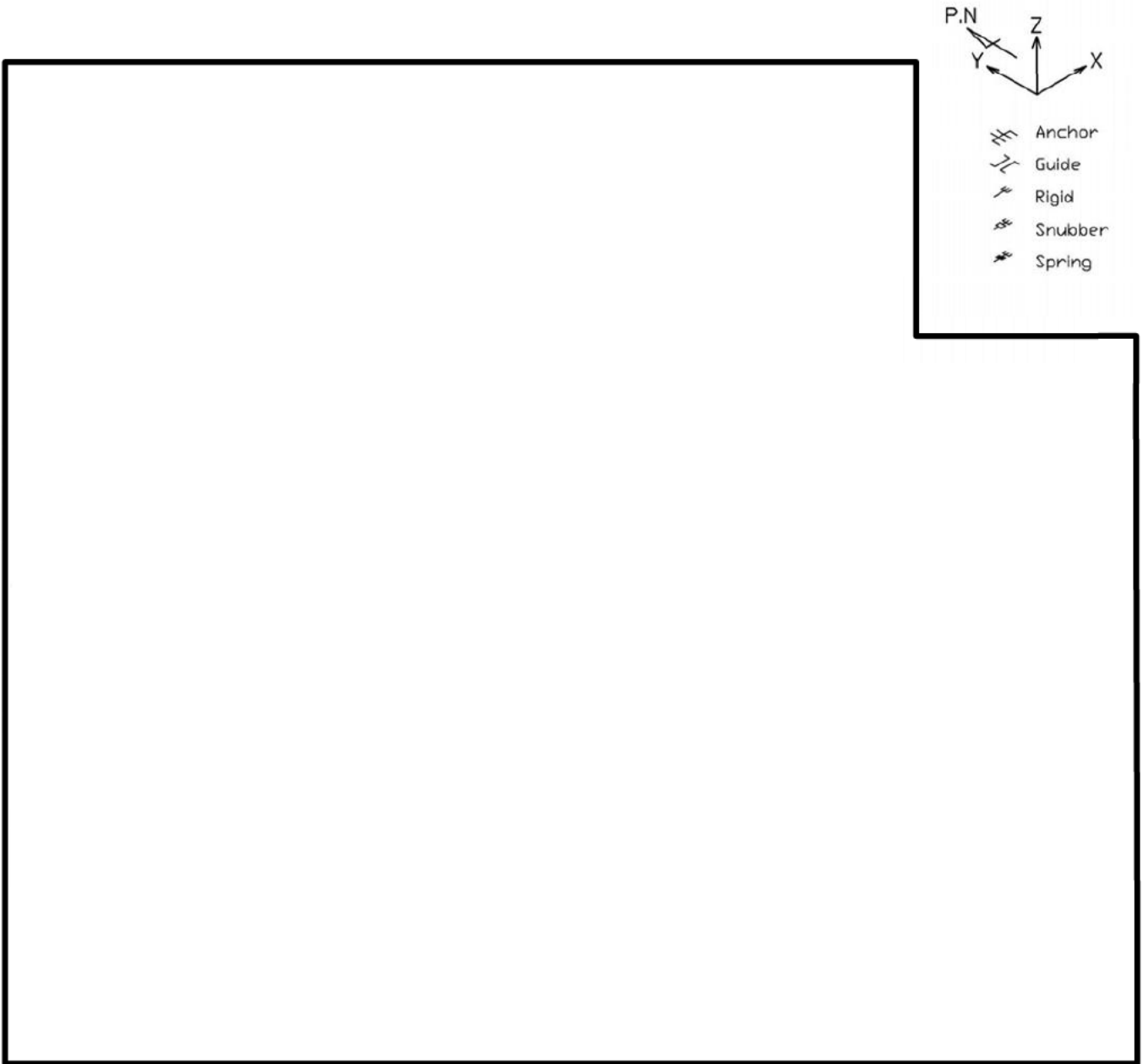


(注記) 記号の内容は以下のとおり

- ・Gc: 臨界流モデルによる単位面積当りの漏えい量
- ・Dh: 水力学的直径
- ・Pf: 判定応力
- ・Pa: 発生応力
- ・σf: 流動応力
- ・Pr: 設計内圧応力
- ・Pm: 内圧等による膜応力
- ・Pb: 曲げ応力(発生応力)
- ・Pb': 曲げ応力(判定応力)



泊2号炉 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ
評価対象配管 (解析モデル図) (1/2)



泊2号炉 余熱除去系統配管の高サイクル熱疲労割れ
評価対象配管 (解析モデル図) (2/2)

タイトル	原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子及び γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価について
説明	<p>原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子及びγ線照射脆化に対する評価についての評価内容を以下に示す。</p> <p>1. サポートリブに発生するせん断応力値の算出 サポートリブに発生するせん断応力値σは、原子炉容器支持構造物に作用する接線方向の最大荷重Tと鉛直方向の最大荷重Nを基に算出した。（詳細は添付-1のとおり）</p> <p>せん断応力値$\sigma = 15 \text{ MPa}$（S_1地震時）</p> <p>2. 想定欠陥 本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含めモデル化した。（詳細は添付-2のとおり）</p> <p>3. 応力拡大係数の算出 応力拡大係数KをRaju-Newmanの算出式を用いて算出する。</p> $K = F \sigma \sqrt{\frac{\pi a / 1000}{Q}}$ $F = \left\{ M_1 + M_2 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 + M_3 \times \left(\frac{a}{t} \right)^4 \right\} \times g \times f_\phi \times f_w$ $Q = 1 + 1.464 \times \left(\frac{a}{c} \right)^{1.65}$ $M_1 = 1.13 - 0.09 \times \left(\frac{a}{c} \right)$ $M_2 = -0.54 + \frac{0.89}{0.2 + \frac{a}{c}}$ $M_3 = 0.5 - \frac{1}{0.65 + \frac{a}{c}} + 14 \times \left(1 - \frac{a}{c} \right)^{24}$ $f_\phi = \left\{ \left(\frac{a}{c} \right)^2 \cos^2 \phi + \sin^2 \phi \right\}^{\frac{1}{4}}$ $g = 1 + \left\{ 0.1 + 0.35 \times \left(\frac{a}{t} \right)^2 \right\} \times (1 - \sin \phi)^2$ $f_w = \left\{ \sec \left(\pi c \frac{\sqrt{\frac{a}{t}}}{2b} \right) \right\}^{\frac{1}{2}}$

<記号説明>

- a : 想定亀裂深さ (=15 (mm))
- b : 平板の幅の半長 (=1000 (mm))
- c : 表面長さの半長 (=45 (mm))
- t : 平板の厚さ (=60 (mm))
- ϕ : 亀裂前縁の位置を示す角度 (= $\pi/2$)
- F : 応力拡大係数の補正係数 (=1.169)
- Q : 表面亀裂の形状補正係数 (=1.239)
- M_1, M_2, M_3 : 数式項の置き換え記号 ($M_1=1.1, M_2=1.129, M_3=-0.516$)
- f_ϕ : 内部亀裂を表面亀裂に変換する際の補正係数 (=1)
- g : 解の定式化のための係数 (=1)
- f_w : 有限板幅に関する補正係数 (=1)

なお、高経年化技術評価では、NUREG-1509「Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports」の評価手法に従い、応力拡大係数Kに安全率 $\sqrt{2}$ を乗じた値を評価に用いている。

$$\begin{aligned} \sqrt{2}K &= 1.169 \times 15 \times \sqrt{\frac{\pi \times \frac{15}{1000}}{1.239}} \times \sqrt{2} \\ &= 4.9 \text{ (MPa}\sqrt{\text{m}} \text{)} \end{aligned}$$

また、破壊靱性値について、本評価はせん断応力に対する評価であり、許容値としてはモードII（せん断）における破壊靱性値 $K_{II R}$ を使用することが最適であるが、試験法が確立していないこと等により値がないため、安全側と考えられるモードI（引張）での破壊靱性値 $K_{I R}$ を代用して評価している。許容値 $K_{I R}$ （=33.4MPa $\sqrt{\text{m}}$ ）の算出過程については添付-3に示す。

4. 評価結果

評価結果を表10-1に示す。応力拡大係数は破壊靱性値を超えることはないため、原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子及び γ 線照射脆化は、耐震安全性評価上問題ない。

表10-1 原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））の中性子及び γ 線照射脆化に対する耐震安全性評価結果

応力拡大係数 K_I (= $\sqrt{2} K$) (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	破壊靱性値 $K_{I R}$ (MPa $\sqrt{\text{m}}$)	$K_I / K_{I R}$
4.9	33.4	0.15

以上

原子炉容器サポート（サポートブラケット（サポートリブ））に発生するせん断応力 σ の算出について

1. 原子炉容器支持構造物に作用する荷重

原子炉容器支持構造物に作用する荷重方向図を図10-1-1に、荷重を表10-1-1に示す。

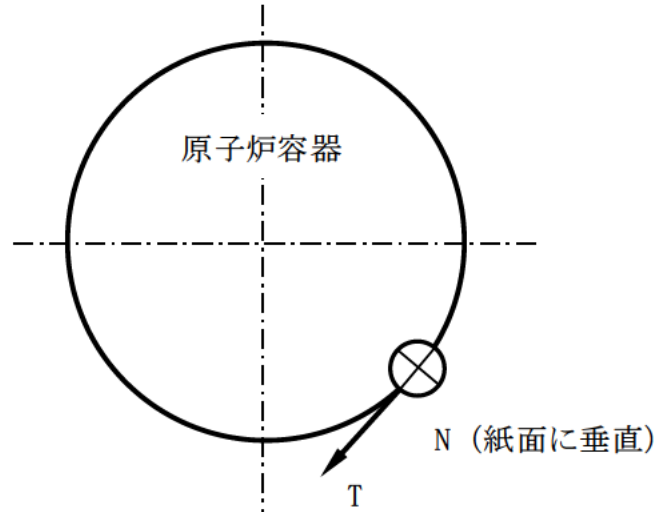


図10-1-1 荷重方向図

表10-1-1 原子炉容器支持構造物に作用する一次+二次応力評価用荷重

(単位：kN)

	S _s 地震時		S ₁ 地震時	
	接線方向荷重	鉛直方向荷重	接線方向荷重	鉛直方向荷重
	T	N	T	N
自重	—	-1,038	—	-1,038
熱膨張荷重	—	-1,483	—	-1,483
地震荷重	±3,928	-1,737	±3,132	-2,690
最大荷重	±3,928	-4,258	±3,132	-5,211

(注1) 鉛直方向荷重において負符号(-)は、鉛直下向きを示す。

(注2) Nの最大荷重は、自重と熱膨張荷重と地震荷重を加算したものである。

(注3) S_s地震時は建屋一ループ連成モデルの時刻歴解析、S₁地震動はスペクトルモード解析を用いて地震荷重を算出している。

2. 応力の算出

2.1 原子炉容器支持構造物の応力計算

原子炉容器支持構造物の構造及び評価箇所を図10-1-2に示す。評価対象とするサポートリブの①及び②部におけるせん断応力を算出する。

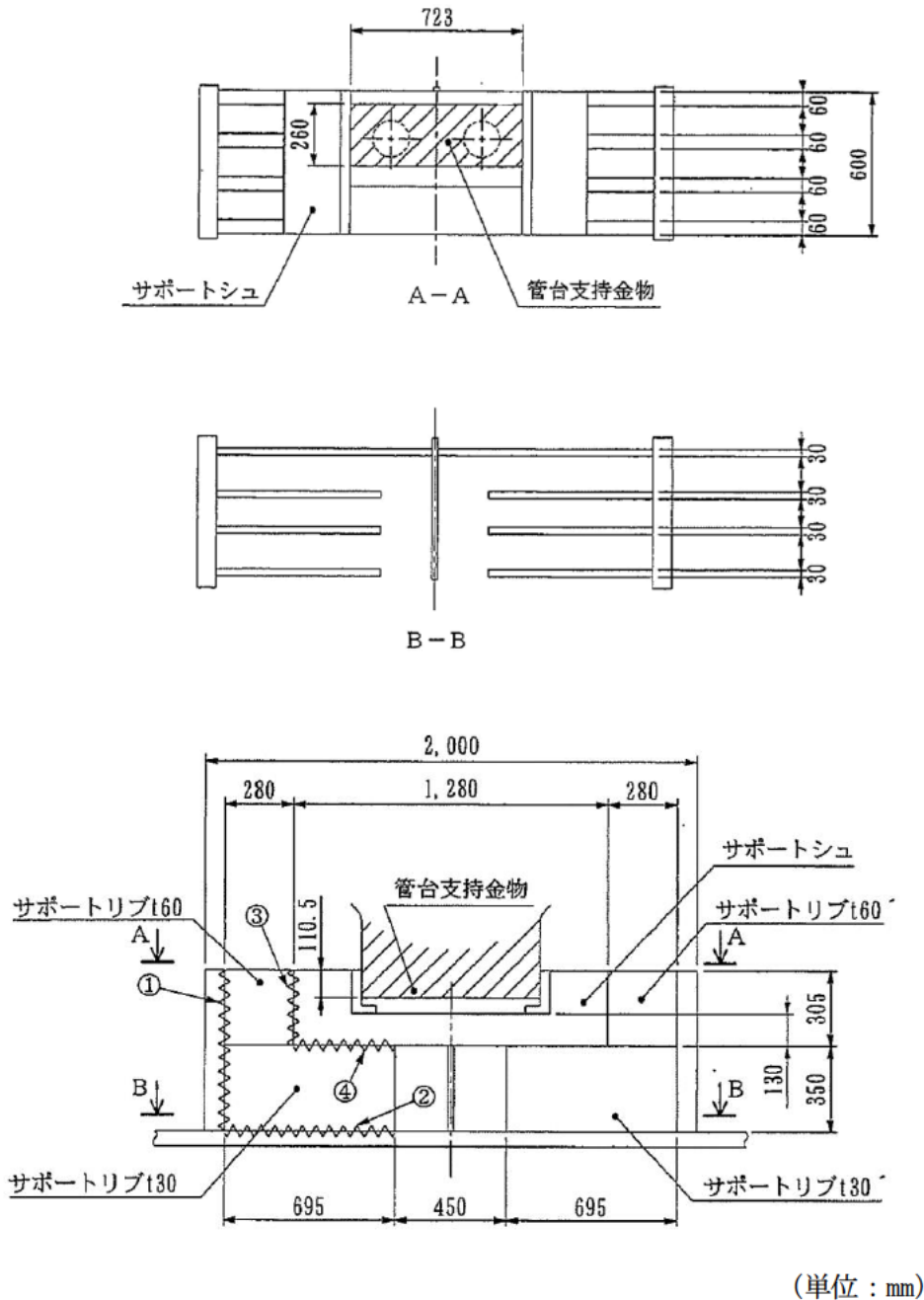


図 10-1-2 原子炉容器支持構造物の構造及び評価箇所

(1) サポートシュに作用する荷重

サポートシュには図10-1-3に示すとおり荷重が作用する。

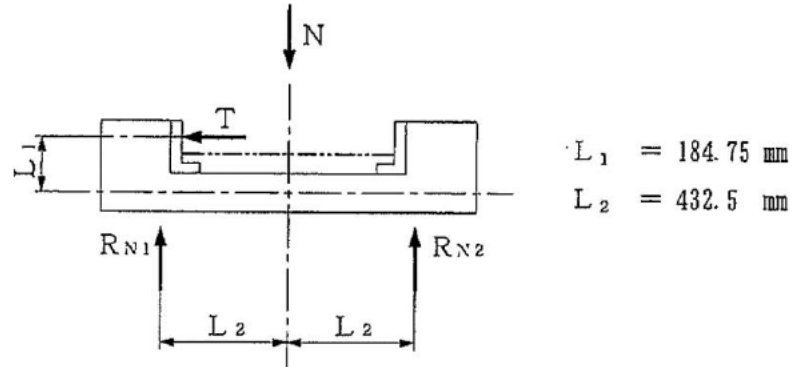


図10-1-3 サポートシュに作用する荷重

図10-1-3よりサポートリブからの反力 R_{N1} , R_{N2} を次式より求める。

$$R_{N1} + R_{N2} = N$$

$$R_{N1} \cdot L_2 = T \cdot L_1 + R_{N2} \cdot L_2$$

なお, N , T については表10-1-1に, L_1 , L_2 については表10-1-2に示す。

(2) サポートリブに作用する荷重

原子炉容器支持構造物を図10-1-4のようにモデル化し, サポートリブに作用する荷重を求める。

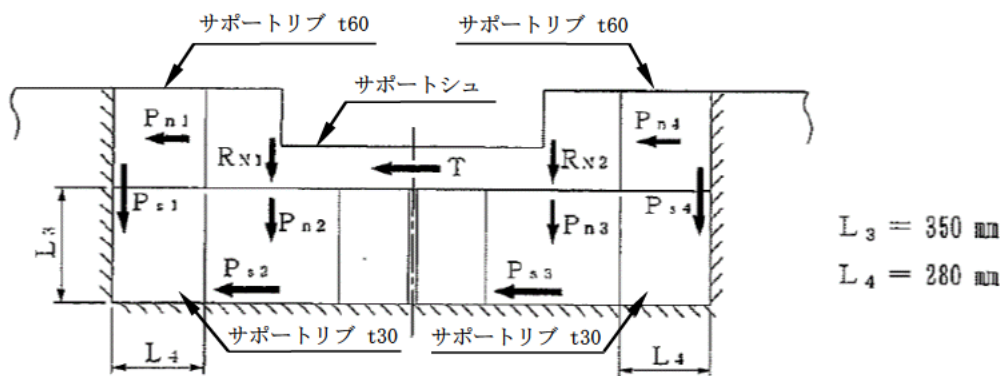


図10-1-4 サポートリブに作用する荷重

$P_{n1}, P_{n2}, P_{n3}, P_{n4}, P_{s1}, P_{s2}, P_{s3}, P_{s4}$ はサポートシユより受ける荷重である。

ここでは、条件の厳しいt60, t30のサポートリブについて評価するが、サポートシユは剛体であり、サポートリブ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。

$$P_{n1} + P_{s2} = \frac{T}{2} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{i})$$

$$P_{s1} + P_{n2} = R_{N1} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{ii})$$

サポートリブ (①部) のせん断による変位

$$D_{s1} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_4$$

サポートリブ (②部) のせん断による変位

$$D_{s2} = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3$$

サポートリブ (③部) の圧縮による変位

$$D_{c3} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_4$$

サポートリブ (④部) の圧縮による変位

$$D_{c4} = \frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3$$

圧縮による変位とせん断による変位の連続条件から

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n1}}{A_{c3}} \times L_4 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s2}}{A_{s2}} \times L_3 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iii})$$

$$\frac{1}{E} \times \frac{P_{n2}}{A_{c4}} \times L_3 = \frac{1}{G} \times \frac{P_{s1}}{A_{s1}} \times L_4 \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{iv})$$

(i), (ii), (iii) 及び (iv) 式より P_{s1} 及び P_{s2} は次式より求められる。

$$P_{n1} = \frac{\frac{T}{2}}{1 + \frac{L_4}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3}}$$

$$P_{n2} = \frac{R_{N1}}{1 + \frac{L_3}{E \times A_{c4}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_4}}$$

$$P_{s1} = \frac{L_3}{E \times A_{c4}} \times \frac{G \times A_{s1}}{L_4} \times P_{n2}$$

$$P_{s2} = \frac{L_4}{E \times A_{c3}} \times \frac{G \times A_{s2}}{L_3} \times P_{n1}$$

ここで,

P_{s1} : サポートリブ (①部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{s2} : サポートリブ (②部) に作用するせん断荷重 (kN)

P_{n1} : サポートリブ (③部) に作用する圧縮荷重 (kN)

P_{n2} : サポートリブ (④部) に作用する圧縮荷重 (kN)

A_{s1} : 荷重 P_{s1} を受けるサポートリブ (①部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{s2} : 荷重 P_{s2} を受けるサポートリブ (②部) のせん断に対する断面積 (mm^2)

A_{c3} : 荷重 P_{n1} を受けるサポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

A_{c4} : 荷重 P_{n2} を受けるサポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積 (mm^2)

なお, T については表10-1-1に, E , G , L_3 , L_4 , A_{s1} , A_{s2} , A_{c3} , A_{c4} については表10-1-2に示す。

2.2 原子炉容器支持構造物各部の応力計算方法

2.1項で求めた荷重より, サポートリブに発生する応力を算出する。

(1) サポートリブ

a. せん断応力 (①部)

$$\tau_1 = \frac{P_{s1}}{A_{s1}}$$

b. せん断応力 (②部)

$$\tau_2 = \frac{P_{s2}}{A_{s2}}$$

3. 応力の計算結果

3.1 計算条件

原子炉容器支持構造物の応力計算条件を表10-1-2に示す。

表10-1-2 原子炉容器支持構造物の応力計算条件

名 称	記号	単位	数値
荷重作用点までの距離	L_1	mm	184.75
荷重作用点までの距離	L_2	mm	432.5
部材の長さ	L_3	mm	350
部材の長さ	L_4	mm	280
サポートリブ (①部) のせん断に対する断面積	A_{s1}	mm ²	115,000
サポートリブ (②部) のせん断に対する断面積	A_{s2}	mm ²	83,400
サポートリブ (③部) の圧縮に対する断面積	A_{c3}	mm ²	73,200
サポートリブ (④部) の圧縮に対する断面積	A_{c4}	mm ²	49,800
サポートリブの縦弾性係数 (注1)	E	MPa	197,000
サポートリブの横弾性係数 (注2)	G	MPa	75,800
サポートリブの材質	—	—	SM50B

(注1) サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数。

(注2) サポートリブの最高使用温度におけるJSME S NC1付録材料図表part6に規定する縦弾性係数から求めた横弾性係数。

3.2 計算結果

2. 項で示した計算方法により求めた原子炉容器支持構造物の応力計算結果を、表10-1-3に示す。せん断応力が最も大きい S_1 地震時のサポートリブ (①部) のせん断応力 ($\sigma = \tau_1 = 15\text{MPa}$) を評価に使用する。

表10-1-3 原子炉容器支持構造物の応力計算結果

(単位: MPa)

部材名	記号	地震時せん断応力	
		S_s 地震時	S_1 地震時
サポートリブ (①部)	τ_1	14	15
サポートリブ (②部)	τ_2	7	5

以 上

想定欠陥について

本評価では、評価対象であるサポートリブを、想定欠陥を含め図 10-2-1 のとおりモデル化し、せん断応力の生じる図 10-2-2 中①及び②の位置を評価対象とした。想定欠陥のモデル図を図 10-2-1 に、評価対象箇所を図 10-2-2 にそれぞれ示す。

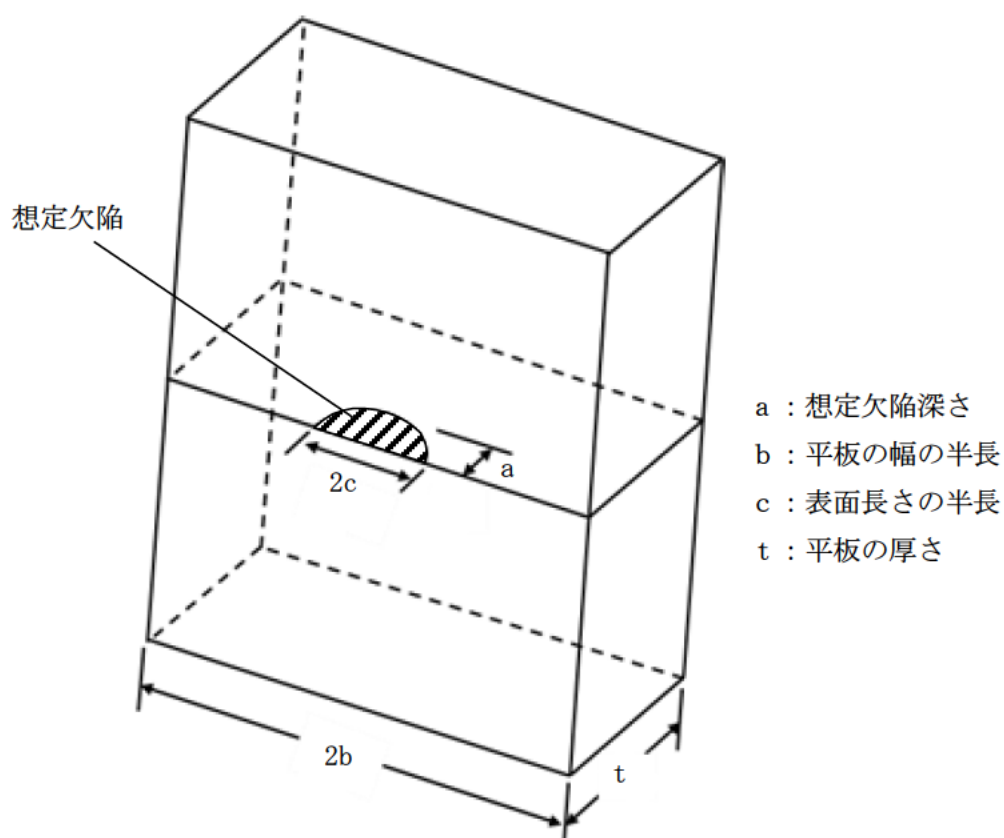


図 10-2-1 想定欠陥のモデル図

評価対象

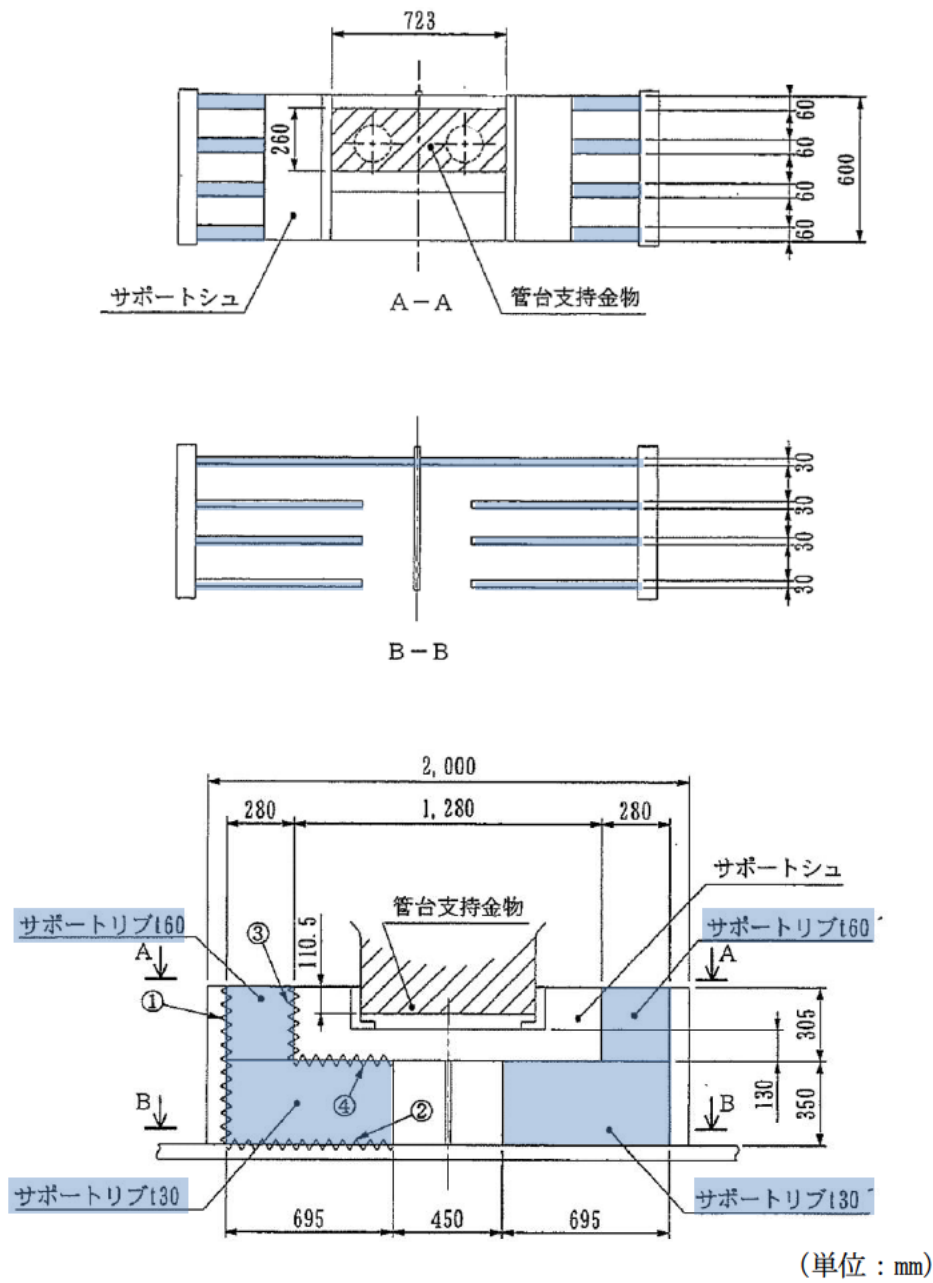


図 10-2-2 評価対象箇所

K_{IR}の算出根拠・過程について

K_{IR}については、図10-3-1に示すフローに基づき算出する。

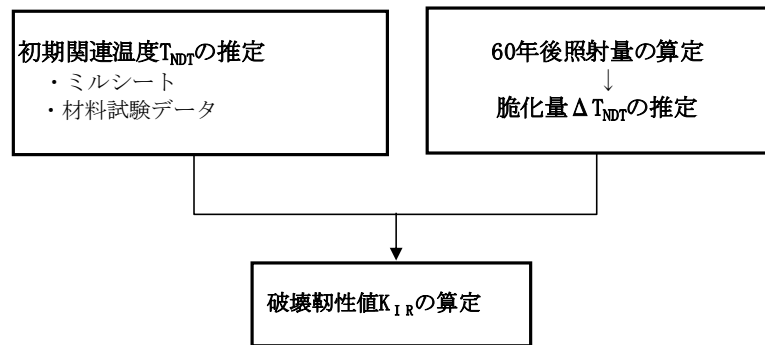


図10-3-1 K_{IR}の算定フロー

詳細については、以下のとおりである。

1. 吸収エネルギー曲線

国内PWRプラントの建設時のミルシートを基に、製作した供試材を用いた、引張試験，落重試験，シャルピー衝撃試験，破壊靱性試験結果から求めた吸収エネルギー遷移曲線を図10-3-2に示す。

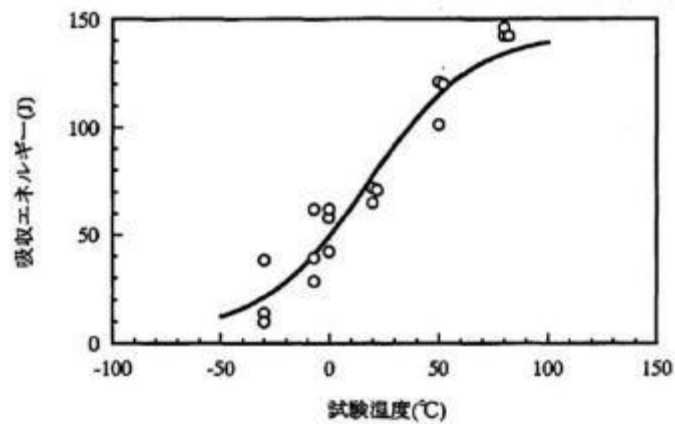


図10-3-2 リブ材(SM50B鋼)の吸収エネルギー遷移曲線

[出典：電力共同研究「原子炉容器支持構造物の照射脆化に関する研究」1999年度]

2. 初期関連温度 (T_{NDT}) の推定

図10-3-2の曲線 (以下, 遷移曲線A) と, 国内外データ・文献データ等の吸収エネルギー遷移曲線 (以下, 遷移曲線B) を使い, 「JSME 設計・建設規格 付録材料図表 Part5表3」及び「JEAC4206 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」から求めた吸収エネルギー値 (リブ材: 41J) を満足する温度 T_i における吸収エネルギー $C_v(T_i)$ A及び $C_v(T_i)$ Bと, 推定 T_{NDT} A及び推定 T_{NDT} Bの関係をプロットし, 初期関連温度 (T_{NDT}) を推定する。

【評価結果】 -52°C

初期関連温度 (T_{NDT}) の推定の流れを, 図10-3-3に示す。

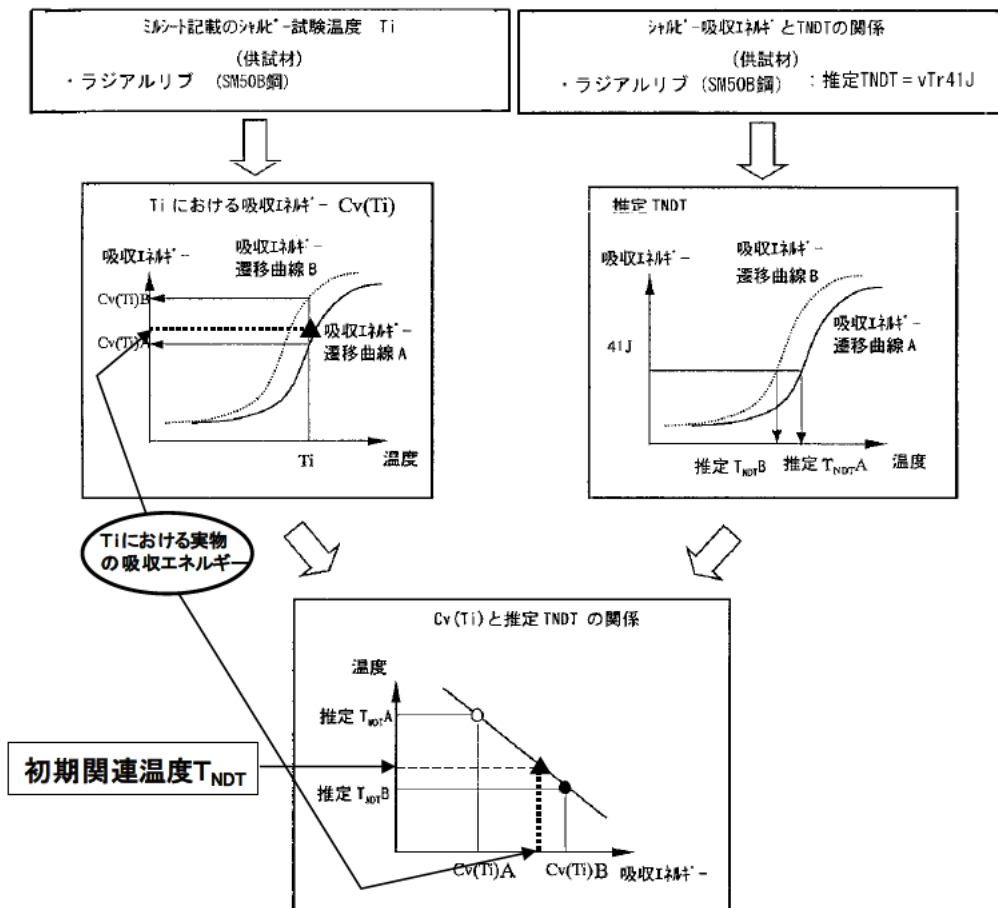


図10-3-3 シャルピー吸収エネルギー $C_v(T_i)$ と推定 T_{NDT} の関係

3. 中性子照射量の算定及び脆化量 ΔT_{NDT} の推定

中性子照射量については、米国オークリッジ国立研究所で開発改良された「二次元輸送解析コード“DORT”」を用いて算定する。

【評価結果】 0.0056 dpa

この値を基に図10-3-4に示す、NUREG-1509「ORNLのHFIR炉のサーベイランスデータ及び米国 SHIPPINGPORT (Shippingport) 炉の材料試験データ等の上限を包絡する曲線」を基にした脆化予測曲線を用いてラジアルリブの脆化度（脆化量推定量（ ΔT_{NDT} ））を推定する。

【評価結果】 $T_{NDT} : 67.9^{\circ}\text{C}$ $\Delta T_{NDT} : 119.9^{\circ}\text{C}$

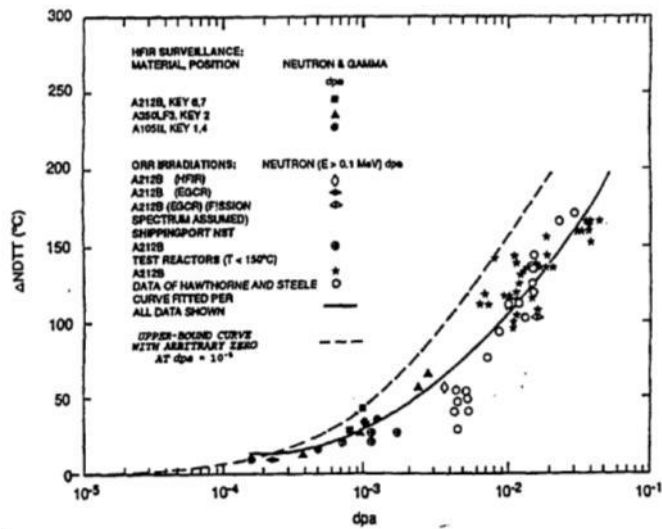


図10-3-4 RVサポートの脆化予測曲線

[出典：NUREG-1509 “Radiation Effects on Reactor Pressure Vessel Supports”

R. E. Johnson, R. E. Lipinski NRC 1996 P14]

4. 破壊靱性値 K_{IR} の推定

ASME Section III Appendix Gに記載されている下式により算出する。

$$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp(0.0261(T - T_{NDT} + 88.9)) \quad ※ 1$$

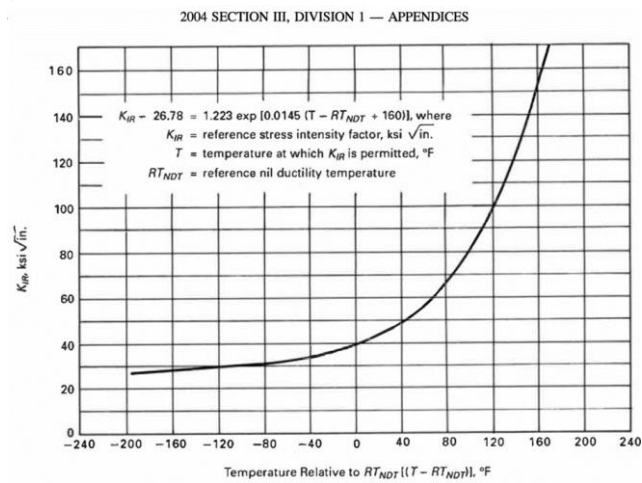
K_{IR} : 破壊靱性値 (MPa \sqrt{m})

T: 最低使用温度 (21°C)

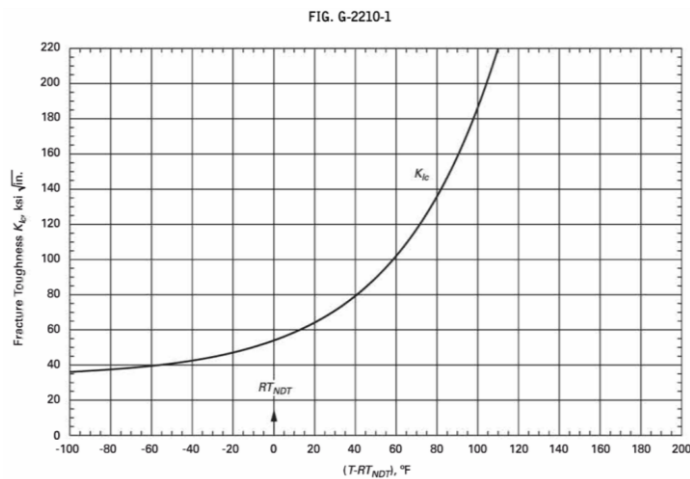
T_{NDT} : 関連温度 (°C) (初期 T_{NDT} 推定値+脆化量推定値 (ΔT_{NDT}))

【評価結果】 K_{IR} : 33.4MPa \sqrt{m}

※ 1 K_{IR} はASME2007年度版改正時に K_{IC} ($=36.5 + 22.783 \exp(0.036(T - T_{NDT}))$)へ変更されているが、図10-3-5のとおり $K_{IR} < K_{IC}$ となり K_{IR} の方が保守的となることから、 K_{IR} を使用している。



K_{IR}
(ASME Sec. III Appendices 2004年版より抜粋)



K_{IC}
(ASME Sec. III Appendices 2007年版より抜粋)

図10-3-5 K_{IR} と K_{IC} の比較

以上