

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-III-1 改3
提出年月日	平成30年3月15日

東海第二発電所 劣化状況評価
(低サイクル疲労)

補足説明資料

平成30年3月15日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目次

1. はじめに	1
2. 代表の選定	1
3. 代表の技術評価	3
(1) 原子炉圧力容器	3
1) 健全性評価	3
2) 現状保全	10
3) 総合評価	11
4) 高経年化への対応	11
4. 代表以外の評価	12
5. まとめ	13
(1) 審査基準適合性	13
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	13
6. 参考資料	14
(1) 1回のみの過渡事象が疲労累積係数に与える影響について	14
別紙 1. 原子炉圧力容器の評価対象部位抽出の考え方について	16
別紙 2. 建設時に考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて	17
別紙 3. 環境疲労評価部位の地震を含む疲労累積係数の一覧について	18
別紙 4. 環境疲労評価で考慮している溶存酸素濃度について	21
別紙 5. 運転開始以降から評価時点までの推定過渡回数について	23
別紙 6. 各機器の疲労累積係数等の算出根拠について	29

タイトル	建設時考慮されていない低サイクル応力変動の抽出プロセスについて
説明	<p>劣化状況評価書で想定している経年劣化事象については、評価対象機器の使用条件（型式、材料、環境条件等）を考慮し、これまでの高経年化技術評価で想定されている部位と経年劣化事象の組合せを取りまとめた実施基準2015附属書A（規定）「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考にしている。</p> <p>さらに、前述のまとめ表作成以降の知見については、それ以降に認可された高経年化技術評価書を参考にするとともに、国内外の新たな運転経験及び最新知見についても、以下に示すとおり継続的に劣化状況評価への影響を整理し、技術評価への反映要否を判断する。</p> <p>1. 運転経験</p> <p>国内運転経験として、原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」を、海外運転経験として、NRC（米国原子力規制委員会：Nuclear Regulatory Commission）のBulletin（通達）、Generic Letter及び Information Noticeを対象としてスクリーニングを実施。期間中の情報において、新たに劣化状況評価書に反映すべき運転経験を抽出する。</p> <p>2. 最新知見</p> <p>原子力規制委員会文書、日本機械学会、日本電気協会、日本原子力学会の規格・基準類、並びに原子力規制委員会のホームページに公開されている試験研究の情報等を検討し、劣化状況評価を実施する上で、新たに反映が必要な知見を抽出する。</p> <p>例えば、運転経験により建設時考慮されていない高サイクル熱疲労現象は、日本機械学会基準「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（S017）（以下、「JSME指針」という）により「高低温水合流型」と「キャビティフロー型熱成層」が挙げられる。</p> <p>このうち、東海第二において発生することが考えられる評価対象箇所を抽出しJSME指針に基づき評価を行い、「高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する報告書（平成20年7月29日）」を経済産業省 原子力安全・保安院へ提出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高低温水合流型 <p>残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部(A系)について、超音波探傷検査を実施し異常のないことを確認しており、今後も継続的に検査を実施していくこととしている。</p> ・ キャビティフロー型熱成層 <p>対象部位なし</p>

タイトル	運転開始以降から評価時点までの推定過渡回数について
説明	<p>1. 過渡回数実績について、試運転期間の回数と運転開始後の年度別の実績を添付-1に示す。</p> <p>2. 今後の推定過渡回数の考え方について</p> <p>①推定過渡回数の比較</p> <p>40年目の劣化状況評価（以下、「40PLM」という）の評価で算出した60年時点の推定過渡回数と、トラブルによる停止期間を考慮した推定過渡回数の比較を表5-1に示す。</p> <p>トラブルによる停止期間を考慮した推定過渡回数の算出方法にあたり、トラブルによる停止期間に、過去の定検のうち長期に停止した第17回定検（353日）を除き平均したものを標準定検日数とし、各定検日数から除した日数を加算した結果、停止期間は1.27年となった。</p> <p>上記の停止期間を40PLMの実績運転期間32.33年から除すると、トラブルを考慮した実績運転期間は31.06年となり、実績過渡回数とトラブルを考慮した実績運転期間との関係から、トラブルを考慮した推定過渡回数は表5-1の通りとなった。</p> <p>40PLMの推定過渡回数はトラブルによる停止期間を考慮した推定過渡回数に対して最小でも1.43倍を確保できており、表5-2に示すとおり十分な裕度を考慮しているといえる。</p> <p>保守管理に関する方針に従い、今後も実績過渡回数を確認し、40PLMの推定過渡回数を上回らないよう管理することが可能であり、必要に応じ疲労評価をすることで、低サイクル疲労による亀裂の発生を防止することが可能である。</p>

表5-1 評価条件の違いによる推定過渡回数の比較

運転条件	現時点までの実績過渡回数			40PM評価条件 ^{*5} (実施基準に基づく)	トラブルによる停止期間を考慮 ^{*5} (参考)	裕度
	試運転期間	運転期間	合計	2020年8月末まで冷温停止とした推定過渡回数 ^{*1,*3}	2020年8月末まで冷温停止とした推定過渡回数 ^{*2,*4}	
1. ボルト締付け	1	25	26	48	41	1.50
2. 耐圧試験	2	70	72	132	113	1.46
3. 起動 (昇温)	12	53	65	110	96	1.44
4. 起動 (タービン起動)	12	53	65	110	96	1.44
5. 夜間低出力運転	5	62	67	120	104	1.45
6. 週末低出力運転	57	58	115	165	149	1.47
7. 制御棒パターン変更	2	94	96	176	151	1.45
8. 給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	0	0	1 ^{*6}	1 ^{*6}	—
9. 給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	0	0	1 ^{*6}	1 ^{*6}	—
10. スクラム (タービントリップ)	9	7	16	22	20	1.43
11. スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	0	3	3	6	5	1.67
12. スクラム (その他のスクラム)	16	4	20	24	22	1.67
13. 停止	14	54	65	111	97	1.45
14. ボルト取外し	0	26	26	49	41	1.50

*1: 推移 (回/年) : 運転期間中の実績過渡回数/運転期間年数 (32.33年)
 *2: 推移 (回/年) : 運転期間中の実績過渡回数/運転期間年数 (31.06年)・・・トラブル停止期間を除く
 *3: 60年目の推定: 実績過渡回数合計 + (推移 (回/年) * 1.5 * 今後の運転想定期間 (18.25年))
 *4: 60年目の推定: 実績過渡回数合計 + (推移 (回/年) * 今後の運転想定期間 (18.25年))
 *5: 小数点以下1桁目を四捨五入
 *6: 過去に実績のないものは、保守性を考慮し1回とした。

表5-2 トラブルによる停止期間を考慮した推定過渡回数の比較

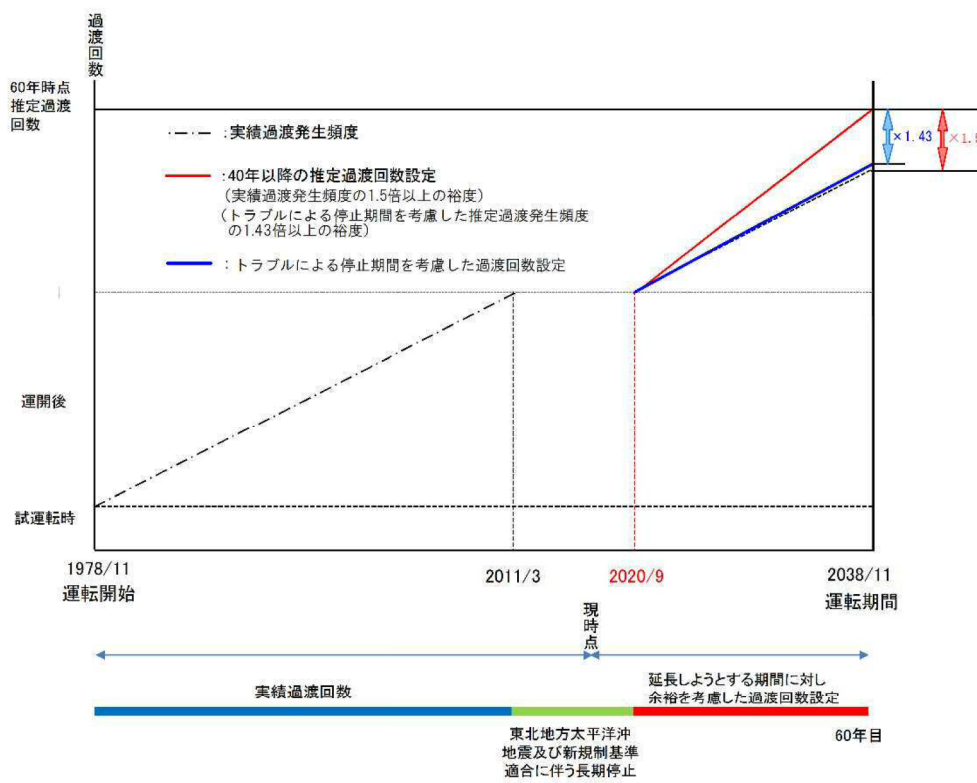


表 5-3 東海第二のトラブル件名リスト

No.	件名	事象発生日	停止時間(h)
1	発電支障事故について	1979年 01月 26日	135
2	発電支障事故について	1979年 02月 02日	185
3	発電支障事故について	1979年 07月 22日	42
4	発電支障事故について	1980年 04月 03日	69
5	発電支障事故について	1980年 09月 06日	24
6	発電支障事故について	1981年 03月 25日	48
7	蒸気タービン主塞止弁リミットスイッチ動作不良による原子炉自動停止について	1981年 07月 22日	70
8	給水系試験用計装配管溶接部の損傷について	1981年 08月 10日	30
9	原子炉水位低誤信号による原子炉自動停止について	1981年 09月 12日	9
10	蒸気タービン組合わせ中間弁試験時の原子炉自動停止について	1981年 12月 20日	112
11	原子炉再循環ポンプ入口弁小口径配管の損傷について	1983年 01月 30日	111
12	タービン抽気管ドレン系の蒸気漏洩について	1983年 12月 26日	34
13	給水制御系不調による原子炉スクラムについて	1984年 10月 04日	41
14	残留熱除去系手動弁ドレン配管からの漏洩による原子炉手動停止について	1985年 07月 29日	154
15	原子炉格納容器内床ドレン発生量の増加に伴う原子炉手動停止について	1990年 11月 29日	279
16	原子炉格納容器冷却器ドレン量の増加に伴う原子炉手動停止について	1993年 04月 03日	230
17	タービン制御油漏えいに伴う原子炉手動停止について	1996年 08月 10日	84
18	軽油貯蔵タンク修理に伴う原子炉手動停止について	1997年 07月 12日	356
19	原子炉冷却材再循環ポンプA号機メカニカルシール点検に伴う原子炉手動停止について	2000年 12月 26日	110
20	原子炉給水系(B系)点検に伴う原子炉手動停止について	2002年 04月 03日	57
21	主油タンク油面変動等に伴う機器点検のための原子炉手動停止について	2009年 07月 17日	807
22	残留熱除去系海水系(B)系機器点検のための原子炉手動停止について	2010年 06月 25日	1883

合計 4870 (h)

表5-4 トラブルを考慮した実績運転期間

単位：日

	定検期間	標準定検期間	差
24回	205	109	96
23回	114	109	5
22回	157	109	48
21回	161	109	52
20回	86	109	-23
19回	85	109	-24
18回	119	109	10
17回	353	109	244
16回	89	109	-20
15回	65	109	-44
14回	96	109	-13
13回	77	109	-32
12回	129	109	20
11回	87	109	-22
10回	97	109	-12
9回	122	109	13
8回	81	109	-28
7回	136	109	27
6回	103	109	-6
5回	94	109	-15
4回	131	109	22
3回	96	109	-13
2回	81	109	-28
1回	113	109	4

定検期間の合計：2877 差の合計：261

↓

$$261 \div 365 = 0.715 \quad (\text{年})$$

○標準定検期間の算出

$$: (\text{定検期間の合計} - 17\text{回定検期間}) \div 23 \div 109$$

$$2877 \quad - \quad 353 \quad \div \quad 23$$

○トラブルを考慮した実績運転期間の算出

$$: 40\text{PLMの実績運転期間} - \text{トラブル停止時間} - \text{差の合計} \div 31.06$$

$$(32.33) \quad (0.556) \quad (0.715)$$

②設計過渡による推定過渡回数の算出

表5-5に示す設計過渡回数のうち、通常想定され、疲労累積係数に及ぼす影響が大きいと考えられる起動（昇温）と停止の設計過渡回数について、40PLMの60年時点での推定過渡回数と表5-6で比較する。

比較の結果、いずれの過渡についても同等であることを確認した。その他の過渡については必ずしも設計過渡回数と40PLMの推定過渡回数が同等になるとは限らないが、今後も実施基準2015に基づく推定過渡回数の考え方を継続し、確認していくこととしており、実績過渡回数は推定過渡回数を上回らないよう管理することが可能であるため、疲労累積係数を1以下にすることは可能であると考ええる。

表5-5 設計過渡回数一覧

過渡条件		設計過渡回数
1.	ボルト締付け	123
2.	耐圧試験	130
3.	起動（昇温）	120
4.	起動（タービン起動）	120
5.	夜間低出力運転	10000
6.	週末低出力運転	2000
7.	制御棒パターン変更	400
8.	給水加熱器機能喪失（発電機トリップ）	10
9.	給水加熱器機能喪失（給水加熱器部分バイパス）	70
10.	スクラム（タービントリップ）	40
11.	スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	10
12.	スクラム（その他のスクラム）	140
13.	停止	111
14.	ボルト取外し	123

表5-6 設計過渡回数による疲労累積係数

イベント	設計過渡回数	試運転時の実績過渡回数	40PLM 時点の運転期間実績過渡回数	60年時点の推定過渡回数	40PLM 評価条件の推定過渡回数
起動	120	12	53	113 ^{*1}	110
停止	111	11	54	110 ^{*2}	111

60年時点の推定過渡回数 =

(設計過渡回数 - 試運転時の実績過渡回数) / 設計運転期間 × 今後の運転想定期間 + 試運転時の実績過渡回数 + 40PLM時点の運転期間実績過渡回数

※1: (120 - 12) / 40 × 17.67 + 12 + 53 ≒ 113

※2: (111 - 11) / 40 × 17.67 + 11 + 54 ≒ 110

表 5-7 東海第二発電所 年度別過渡回数実績 (2006年3月末まで)

イベント	1977年(昭和52年)12月23日~2006年(平成18)年3月31日 までの実績数サイクル数																											運転 期間	合計		
	試運転 期間	運 転 期 間 (年度)																													
		S53 1978	S54 1979	S55 1980	S56 1981	S57 1982	S58 1983	S59 1984	S60 1985	S61 1986	S62 1987	S63 1988	H1 1989	H2 1990	H3 1991	H4 1992	H5 1993	H6 1994	H7 1995	H8 1996	H9 1997	H10 1998	H11 1999	H12 2000	H13 2001	H14 2002	H15 2003			H16 2004	H17 2005
1. ボルト締付	1	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	1	0	1	1	1	1	1	0	1	0	1	1	0	1	1	22	23
2. 耐圧試験	2	0	3	6	5	4	4	5	0	4	3	3	3	0	3	3	0	3	3	2	2	0	1	0	1	2	0	1	3	64	66
3. 起動(昇温)	12	2	3	4	5	3	2	2	1	1	2	1	1	1	1	1	1	1	1	2	1	1	1	2	1	4	0	1	1	47	59
4. 起動(タービン起動)	12	2	3	4	5	3	2	2	1	1	2	1	1	1	1	1	1	1	1	2	1	1	1	2	1	4	0	1	1	47	59
5. 夜間低出力運転	5	0	0	2	0	0	2	0	1	0	4	0	2	2	1	0	2	3	1	4	5	4	1	2	2	5	4	1	2	50	55
6. 週末低出力運転	57	3	5	6	4	2	3	5	2	7	2	7	2	4	0	4	1	0	0	0	0	0	0	0	0	1	0	0	0	58	115
7. 制御棒パターン変更	2	1	3	7	2	1	4	3	3	5	2	6	3	5	1	4	3	3	1	4	5	4	1	2	1	5	2	1	2	84	86
8. 給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
9. 給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10. スクラム (タービントリップ)	9	0	0	2	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	0	0	0	6	15
11. スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	0	0	0	2	2
12. スクラム (その他のスクラム)	16	0	0	1	1	1	0	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	4	20
13. 停止	11	2	3	4	5	3	2	2	0	2	1	1	1	1	1	2	0	1	2	2	0	1	3	1	3	1	0	1	1	47	58
14. ボルト取外し	0	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	1	1	1	0	1	1	1	0	1	1	0	1	1	0	1	22	22

表 5-8 東海第二発電所 年度別過渡回数実績 (2006年4月以降)

特記事項	運転期間(年度)											実過渡回数			
	和暦	H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27	試験 期間	運転期間		実過渡回数 (累積)
	西暦	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015		S53~H17	H18~H27	
特記事項															
1. ボルト締付		1	0	1	1	0	0	0	0	0	0	1	22	3	26
2. 耐圧試験		2	0	1	3	0	0	0	0	0	0	2	64	6	72
3. 起動(昇温)		1	1	1	2	1	0	0	0	0	0	12	47	6	65
4. 起動(タービン起動)		1	1	1	2	1	0	0	0	0	0	12	47	6	65
5. 夜間低出力運転		4	3	1	2	2	0	0	0	0	0	5	50	12	67
6. 週末低出力運転		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	57	58	0	115
7. 制御棒パターン変更		3	3	1	1	2	0	0	0	0	0	2	84	10	96
8. 給水加熱機能喪失(発電機トリップ)		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
9. 給水加熱機能喪失(給水加熱器部分バイパス)		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
10. スクラム(タービントリップ)		0	0	0	0	※1	0	0	0	0	0	9	6	1	16
11. スクラム(原子炉給水ポンプ停止)		0	0	0	0	※1	0	0	0	0	0	0	2	1	3
12. スクラム(その他のスクラム)		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	16	4	0	20
13. 停止		2	1	0	2	2	0	0	0	0	0	11	47	7	65
14. ボルト取外し		1	1	0	1	0	1	0	0	0	0	0	22	4	26

※東北地方太平洋沖地震により、「タービン振動大」にて原子炉スクラムしたため停止。「スクラム(タービントリップ)」及び「スクラム(原子炉給水ポンプ停止)」にてカウントした。

タイトル	各機器の疲労累積係数等の算出根拠等について
説明	<p>以下の各機器の評価について、疲労累積数を求める際に使用した算出根拠等を次ページ以降に示す。</p> <ul style="list-style-type: none">① 原子炉圧力容器の疲労累積係数の算出根拠等② 炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠等③ 容器の疲労累積係数の算出根拠等④ ポンプ・配管の疲労累積係数の算出根拠等⑤ 弁の疲労累積係数の算出根拠等

原子炉圧力容器の疲労評価に係る評価対象部位の疲労累積係数（表3-8）の算出根拠（解析モデル，材料物性及び許容応力，最大評価点の選定， K_e 係数，環境評価パラメータ含む）について

1. 解析モデル

疲労累積係数の算出に用いた解析モデル及び評価点を図6-1-1から図6-1-3に示す。計算機コードは，温度分布計算は「TACF」，内圧による応力計算は「NOPS」及び「ASHSD2-B」，ボルトの締付力による応力及び熱応力による計算は「ASHSD2-B」を用いた。

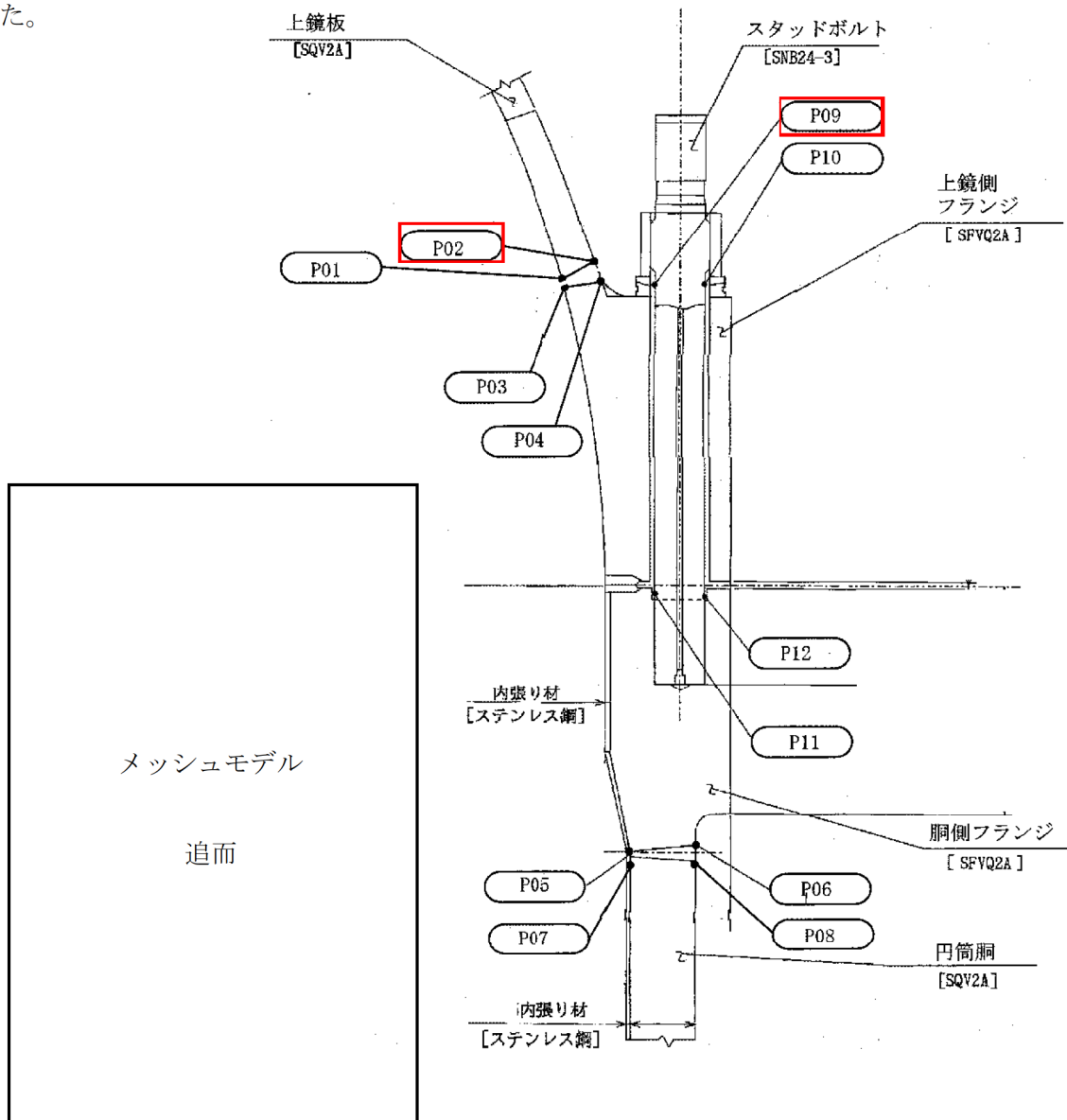


図 6-1-1 主フランジ，スタッドボルトの解析モデル及び評価点

メッシュモデル

追而

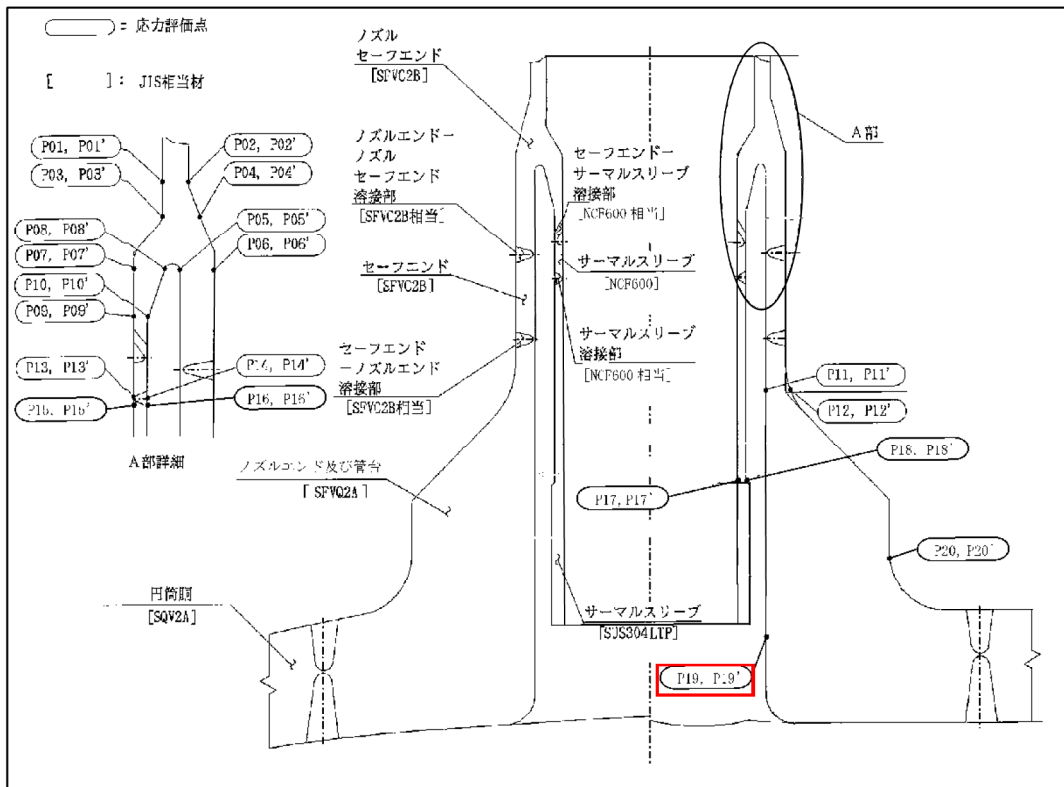


図 6-1-2 給水ノズルの解析モデル及び評価点

メッシュモデル

追而

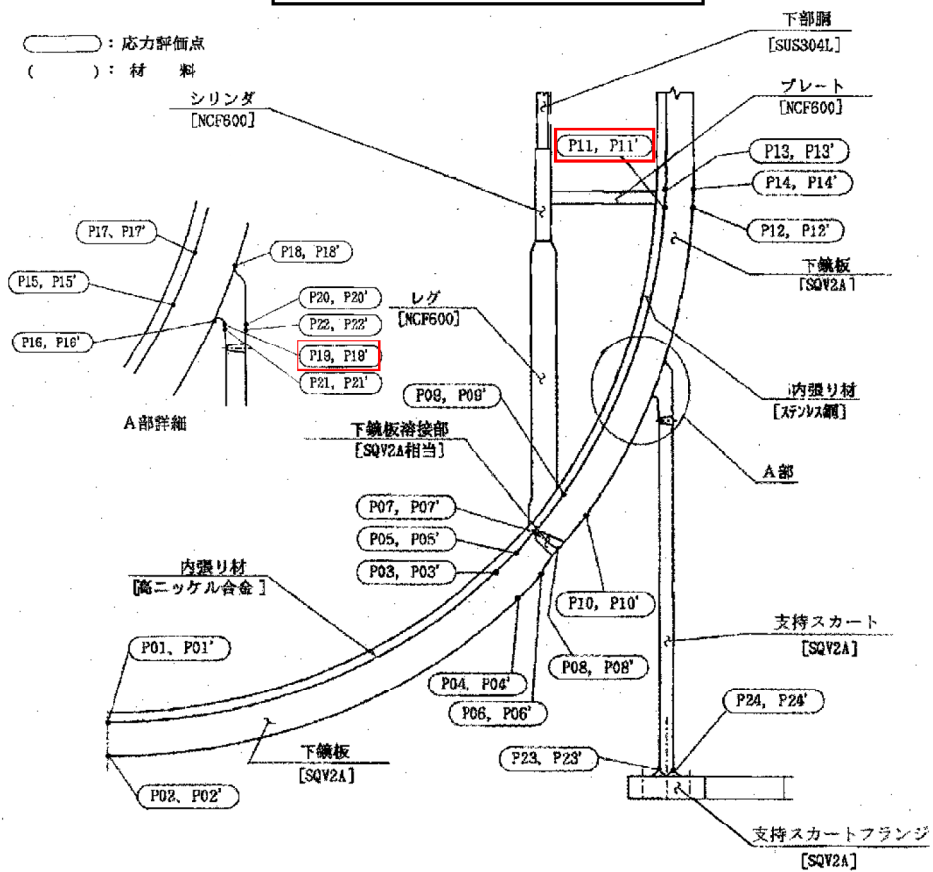


図 6-1-3 下鏡，支持スカートの解析モデル及び評価点

2. 材料物性、許容応力及び外荷重条件

各評価部位における材料物性値を表6-1-4から表6-1-6に示す。

各評価部位における許容応力強さを表6-1-7から表6-1-9に示す。

各評価部位における荷重条件を表6-1-10から表6-1-13に示す。

表 6-1-4 主フランジ，スタッドボルトの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/(mm・℃))	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A_0	B_0
SQV2A							
SNB24-3							

表6-1-5 給水ノズルの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/(mm・℃))	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A_0	B_0
SFVC2B							
NCF600							
SUS304LTP							
SFVQ2A							

表6-1-6 下鏡，支持スカートの繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	$E \times 10^5$ (MPa)	$\alpha \times 10^{-6}$ (mm/(mm・℃))	S (MPa)	$E_0 \times 10^5$ (MPa)	q	A_0	B_0
SQV2A							

注：

E：運転温度に対する縦弾性係数

α ：運転温度に対する瞬時熱膨張係数

S：設計・建設規格図 添付 4-2-1記載の設計疲労線図より読み取った， $S_u \leq 550$ MPaの 10^6 回に対する繰返しピーク応力強さ及び図 添付 4-2-2記載の設計疲労線図より読み取った，曲線Cの 10^{11} 回に対する繰返しピーク応力強さ

E_0 ：設計建設規格 添付 4-2に記載された縦弾性係数

q, A_0 , B_0 ：設計建設規格 表 PVB-3315-1に示された簡易弾塑性解析に使用する係数の値

表6-1-7 主フランジ，スタッドボルトの許容応力強さ

応力分類	一次+二次応力 (P L + P b + Q)
供用状態	A, B
温度 (°C)	<input type="text"/>
許容応力	3 · S m
SQV2A	<input type="text"/>
SNB24-3	

(単位：MPa)

表6-1-8 給水ノズルの許容応力強さ

応力分類	一次+二次応力 (P L + P b + Q)
供用状態	A, B
温度 (°C)	<input type="text"/>
許容応力	3 · S m
SFVC2B	<input type="text"/>
NCF600	
SUS304LTP	
SFVQ2A	

(単位：MPa)

表6-1-9 下鏡，支持スカートの許容応力強さ

応力分類	一次+二次応力 (P L + P b + Q)
供用状態	A, B
温度 (°C)	<input type="text"/>
許容応力	3 · S m
SQV2A	<input type="text"/>

(単位：MPa)

表6-1-10 主フランジ，スタッドボルトの外荷重条件

荷重名称	値 (kN)
ボルト締付力	<input type="text"/>

表6-1-11 給水ノズルの外荷重条件 (ノズル)

条件	力 (kN)		モーメント (kN・m)	
	H	F _Z	M	M _Z
死荷重				
熱変形力				
地震荷重S _s (一次) ※1				
地震荷重S _s (二次) ※1				

※1: 地震荷重 S_s の等価繰返し数: 110 回

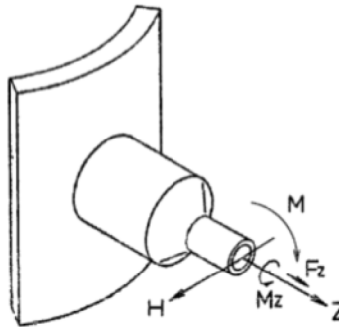


表6-1-12 給水ノズルの外荷重条件 (サーマルスリーブ)

条件	力 (kN)		モーメント (kN・m)		荷重作用点位置 R (mm)
	H	F _Z	M	M _Z	
死荷重 (流体反力含む)					
熱変形力					
地震荷重S _s (一次) ※2					
地震荷重S _s (二次) ※2					

※2: 地震荷重 S_s の等価繰返し数: 110 回

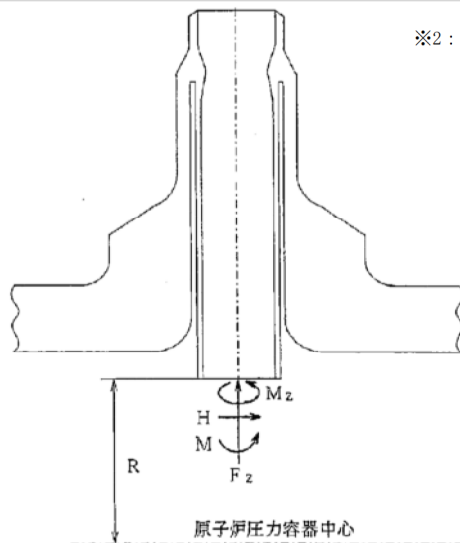
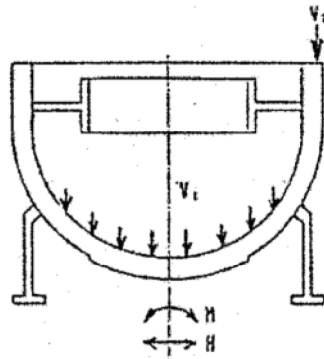


表6-1-13 下鏡, 支持スカートの外荷重条件

運転状態		軸力 (kN)		水平力 (kN)	モーメント (kN・m)		
		V 1	V 2	H	M		
設計荷重							
運転状態 I, II	A					B, C, Dを除く	
	B					耐圧試験時	
	C					スクラム時	
	D					燃料交換時	
運転状態III							
運転状態IV							
地震荷重Ss ※1							



※1: 地震荷重 Ss の等価繰返し数: 110 回

注1: V1 荷重は, 下鏡板に一樣に分布する。
注2: V2 荷重は, 全周に一樣に分布する。

3. 各部位の評価結果を表6-1-14から表6-1-16に示す。

表6-1-14 主フランジ, スタッドボルトの評価結果

分類	疲労累積係数			
	評価点	Un		許容値
P01			1	主 フ ラ ン ジ
P02		0.0177	1	
P03			1	
P04			1	
P05			1	
P06			1	
P07			1	
P08			1	
P09		0.2526	1	ボ ル ト ス タ ド ボ ル ト
P10			1	
P11			1	
P12			1	

: 最大評価点を示す

表6-1-15 給水ノズルの評価結果

部位	評価点	接液	Un	許容値
ノズル セーフ エンド	P01	給水		1
	P01'	給水		
	P02	—		
	P02'	—		
	P03	給水		
	P03'	給水		
	P04	—		
	P04'	—		
	P05	炉水		
	P05'	炉水		
	P06	—		
	P06'	—		
	P07	給水		
	P07'	給水		
ノズル エンド	P11	炉水		1
	P11'	炉水		
	P12	—		
	P12'	—		
サーマル スリーブ	P13	給水		1
	P13'	給水		
	P14	炉水		
	P14'	炉水		
	P15	給水		
	P15'	給水		
	P16	炉水		
	P16'	炉水		
	P17	給水		
	P17'	給水		
管台	P19	炉水		1
	P19'	炉水		
	P20	—		
	P20'	—		

0.1270: 最大評価点を示す

表6-1-16 下鏡, 支持スカートの評価結果

分 類		疲労累積係数				
部位	評価点	U_n	$F_{en,sc}$	U_{en} ($U_n \times F_{en,sc}$)	接液部 "○"	許容値
下鏡板	P01				○	1
	P01'				○	
	P02				—	
	P02'				—	
	P03				○	
	P03'				○	
	P04				—	
	P04'				—	
	P05				○	
	P05'				○	
	P06				—	
	P06'				—	
	P07				○	
	P07'				○	
	P08				—	
P08'				—		
SQV2A	P09				○	
	P09'				○	
SQV2A	P10				—	
	P10'				—	
下鏡板と円筒胴の接合部	P11	0.0416			○	1
	P11'				○	
	P12				—	
	P12'				—	
	P13				○	
SQV2A	P13'				○	
	P14				—	
下鏡板と支持スカートの接合部	P14'				—	
	P15				○	
	P15'				○	
	P16				—	
	P16'				—	
	P17				○	
	P17'				○	
	P18				—	
	P18'				—	
	SQV2A	P19	0.5691			—
P19'					—	
P20					—	
P20'					—	
P21					—	
SQV2A	P21'				—	
	P22				—	
支持スカート	P22'				—	
	P23				—	1
SQV2A	P23'				—	
	P24				—	
SQV2A	P24'				—	

下鏡

支持スカート

□: 最大評価点を示す

4. 最大評価点における疲労評価結果を表6-1-17から表6-1-21に示す

表 6-1-17 主フランジの疲労評価結果

追而

$U_n=0.0177$

表 6-1-18 スタッドボルトの疲労評価結果

追而

$U_n=0.2526$

表 6-1-19 給水ノズル 疲労評価結果

応力評価点 — P19'

材料 — SFVQ2A

No.	S_n (MPa)	K_e	S_p (MPa)	S_ℓ (MPa)	S_ℓ' (MPa)	N_a	N_c	N_c/N_a	$F_{en,det}$	U_{en}
1										
2										
3										
4										
5										
6										
7										
8										
9										
10										
11										
12										
13										
14										
15										
16										
17										
18										
疲労累積係数 $U_n =$									0.1270	0.6146

*ひずみ振幅制限を満足するので、環境効果補正係数は考慮不要 (=1.0)

$U_{en} = 0.6146$

- S_n : 供用状態 A, B における一次+二次応力の応力差最大範囲
- K_e : 簡易弾塑性解析に用いる繰返しピーク応力強さの補正係数
- S_p : 一次+二次+ピーク応力の応力差範囲
- S_ℓ : 繰返しピーク応力強さ
- S_ℓ' : 補正繰返しピーク応力強さ
- N_a : S_ℓ' に対応する許容繰返し回数
- N_c : 実際の繰返し回数
- $F_{en,det}$: 詳細評価手法による環境効果補正係数
- U_{en} : 環境を考慮した疲労累積係数

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

・給水ノズルは、環境効果を考慮した疲労評価（環境疲労評価）は、過渡中でひずみが連続して増加する範囲で細かく評価区分を分割して評価する詳細評価手法を用いた。

- 各過渡での $F_{en,det}$ は、以下の式から求める。(環境疲労評価手法)

$$F_{en,det} = \sum_{k=1}^m F_{en,k} \frac{\Delta \varepsilon_k}{\varepsilon_{max} - \varepsilon_{min}} \dots (EF-17)$$

- 応力サイクルの組合せでの $F_{en,det}$ は、以下の式から求める。

$$F_{en,det} = \frac{F_{en,det,A} \times (\varepsilon_{max,A} - \varepsilon_{min,A}) + F_{en,det,B} \times (\varepsilon_{max,B} - \varepsilon_{min,B})}{(\varepsilon_{max,A} - \varepsilon_{min,A}) + (\varepsilon_{max,B} - \varepsilon_{min,B})} \dots (EF-18)$$

- 環境効果を考慮した場合の疲労累積係数は、以下の式により求める

$$U_{en} = \sum_{i=1}^m U_i \times F_{en,det,i} \dots (EF-19)$$

- 詳細評価手法により求めた、応力サイクルの組合せでの $F_{en,det}$ を下記に示す。
なお、硫黄含有量は % とし、溶存酸素濃度は別紙4 表4-1に示す値を用いた。

応力サイクルの組合せでの $F_{en,det}$

過渡A			過渡B			F _{en, det}
時点	F _{en, det, A}	Δ ε A	時点	F _{en, det, B}	Δ ε B	

表 6-1-20 下鏡の疲労評価結果

追而

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- ・環境効果補正係数(Fen)は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部

$$\begin{aligned} F_{en,sc} &= \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (DO \leq 0.7 \text{ ppm}) \quad (EF-9) \\ &= \exp(0.07066 \times \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{}) \\ &= \exp \boxed{} \\ &= 10.7646 \end{aligned}$$

- ・環境条件を考慮するパラメータを以下に示す。

$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times \boxed{} = \boxed{}$	硫黄含有量 (%) : S = $\boxed{}$
$T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times \boxed{} = \boxed{}$	解析温度 (°C) : T = $\boxed{}$
$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(\boxed{}) = \boxed{}$	溶存酸素 (ppm) : O = $\boxed{}$

- ・疲労累積係数（環境を考慮）は以下の式により求める。

$$\begin{aligned} U_{en} &= U_n \times F_{en,sc} \\ &= \boxed{} \times 10.7646 \\ &= 0.4476 \end{aligned}$$

表 6-1-21 支持スカートの疲労評価結果

追而

炉内構造物の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数（4. 代表以外の技術評価結果一覧）の算出根拠（過渡回数、解析モデル、材料物性及び許容応力、最大評価点の選定、Ke 係数、環境疲労評価パラメータを含む）

炉内構造物の疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

1. 過渡回数

疲労評価に用いた過渡回数を表6-2-1に示す

表 6-2-1 炉内構造物の疲労評価に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数	
	2016年11月時点	運転開始後60年時点の推定値
耐圧試験	72	135
起動（昇温）	65	113
起動（タービン起動）	65	113
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	23
スクラム（その他）	20	24
停止	65	114
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6

2. 解析モデル

疲労累積係数の算出に用いた解析モデル及び評価点を図6-2-1に示す。

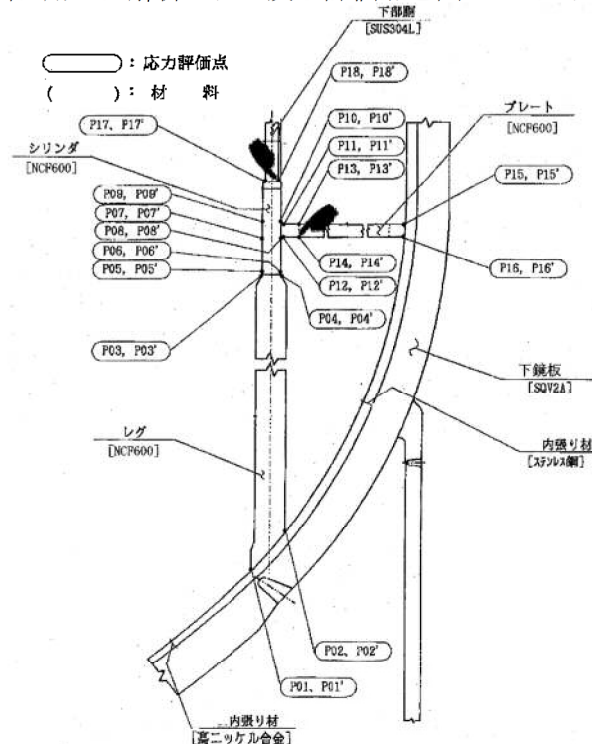


図 6-2-1 解析モデル評価点

3. 材料物性及び許容応力

各評価部位における材料物性値及び許容応力強さを表6-2-2及び表6-2-3に示す

表6-2-2 シュラウドサポート及び炉心シュラウドの
繰返し荷重の評価に使用する材料の物性値

材料	E (MPa)	α (mm/(mm・℃))	S (MPa)	E_0 (MPa)	q	A_0	B_0
NCF 600							
SUS 304L							

注 E：運転温度に対する縦弾性係数

α ：運転温度に対する瞬時熱膨張係数

S：設計・建設規格 表 添付 4-2-2記載の設計疲労線図より読み取った、曲線Cの 10^7 回に対する繰返しピーク応力強さ

E_0 ：設計建設規格 添付 4-2に記載された縦弾性係数

q, A_0 , B_0 ：設計建設規格 表 PVB 3315 1に示された簡易弾塑性解析に使用する係数の値

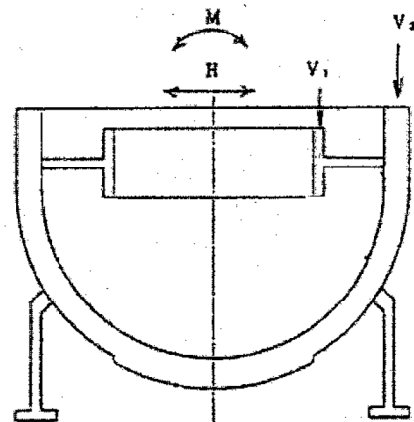
表6-2-3 シュラウドサポート及び炉心シュラウドの許容応力強さ

応力分類	一次+二次応力 (PL+Pb+Q)
供用状態	A, B
温度 (℃)	
許容応力	$3 \cdot S_m$
NCF600	
SUS304L	

(単位：MPa)

4. 外荷重条件

運転状態		軸力 (kN)		せん断力 (kN)	曲げモーメント (kN・m)	
		V1	V2	H	M	
死 荷 重	A					
	B. C. D 除く					
	B					耐圧試験時
	C					スクラム時
	D	燃料交換時				
地震荷重 S_s ※1						



※1：地震荷重 S_s の等価繰返し数：110回

5. 各部位の評価結果（最大評価点の選定）

分類		疲労累積係数			許容値			
部位	評価点	U_n	$F_{en,sc}$	U_{en} ($U_n \times F_{en,sc}$)				
シュラウド サポート レグ NCF600	P01				1			
	P01'							
	P02							
	P02'							
	P03							
	P03'							
	P04							
シュラウド サポート シリンダ NCF600	P04'							1
	P05							
	P05'							
	P06							
	P06'							
	P07							
	P07'							
	P08							
	P08'							
	P09							
P09'								
P10								
P10'								
シュラウド サポート プレート NCF600	P11							1
	P11'							
	P12							
	P12'							
	P13							
	P13'							
	P14							
	P14'							
シュラウド 下部胴 SUS304L	P15							1
	P15'							
	P16							
	P16'							
	P17							
	P17'							
P18								
P18'								

 : 最大評価点を示す

6. 最大評価点における疲労評価計算

1) シュラウドサポート

応力評価点 — P14

材料 — NCF600

No.	S_n (MPa)	K_e	S_p (MPa)	S_t (MPa)	S_t' (MPa)	N_a	N_c	N_c/N_a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
7								
8								
9								
10								
疲労累積係数 $U_n =$							0.0230	

()

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- ・環境効果補正係数(F_{en})は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・ニッケルクロム鉄合金及びこれらの溶接部 (BWRプラント環境)

$$F_{en,sc} = \exp(10.015 \times T^*) \quad (EF-13)$$

$$T^* = 0.000343 \times T$$

- ・環境条件を考慮するパラメータを以下に示す。

環境温度

- ・環境効果補正係数

上記の条件により環境効果補正係数 ($F_{en,sc}$) を算出した。

$$F_{en,sc} = \exp(10.015 \times 0.000343 \times \text{}) = \text{}$$

- ・環境を考慮した場合の疲労累積係数 (U_{en}) を算出した。

$$U_{en} = \text{} \times \text{} = 0.0647$$

2) 炉心シュラウド

応力評価点 — P18

材料 — SUS304L

No.	S _n (MPa)	K _e	S _p (MPa)	S _ℓ (MPa)	S _{ℓ'} (MPa)	N _a	N _c	N _c /N _a
1								
2								
3								
4								
5								
6								
							疲労累積係数 U _n =	0.0014

環境疲労評価パラメータ

○環境効果補正係数算出式

オーステナイト系ステンレス鋼

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times T^*)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc}$$

・環境条件

環境温度 :

・環境効果補正係数

上記の条件により環境効果補正係数 (F_{en,sc}) を算出した。

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times 0.000969 \times \text{[環境温度]}) = \text{[結果]}$$

・環境を考慮した場合の疲労累積係数 (U_{en}) を算出した。

$$U_{en} = \text{[U}_n\text{]} \times \text{[F}_{en,sc}\text{]} = 0.0351$$

容器（配管貫通部ベローズ）の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数（表 4-1）の算出根拠（過渡回数、解析モデル、材料物性及び許容応力、最大評価点の選定、Ke 係数、環境疲労評価パラメータを含む）

容器（配管貫通部ベローズ）については、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき評価を行う。疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

1. 過渡回数

疲労評価に用いた過渡回数を表 6-3-1 及び表 6-3-2 示す

表 6-3-1 容器（配管貫通部ベローズ）の疲労評価に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数	
	2016 年 11 月時点	運転開始後 60 年時点の推定値
ボルト締付	26	48
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力 75 %）	67	120
週末低出力運転（出力 50 %）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失 （給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（その他）	20	24
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

表 6-3-2 容器（配管貫通部ベローズ）の繰返し回数

項目 運転状態	記号	2016 年 11 月 時点	運転開始後 60 年時点 の推定値	備考
通常状態	N ₁	590	980	表 6-3-3 に示すボルト取外し以外の過渡回数の合計値（1 の位切上げ）
設計状態	N ₂	30	50	設計状態相当の変位となる回数を原子炉格納容器全体漏えい率試験の回数と考え、表 6-3-3 に示すボルト取外しの過渡回数を用いる（1 の位切上げ）

2. 基本寸法及び仕様

疲労累積係数の算出に用いた容器（配管貫通部ベローズ）の形状を図 6-3-1 に、基本寸法を表 6-3-3、仕様を表 6-3-4 示す。

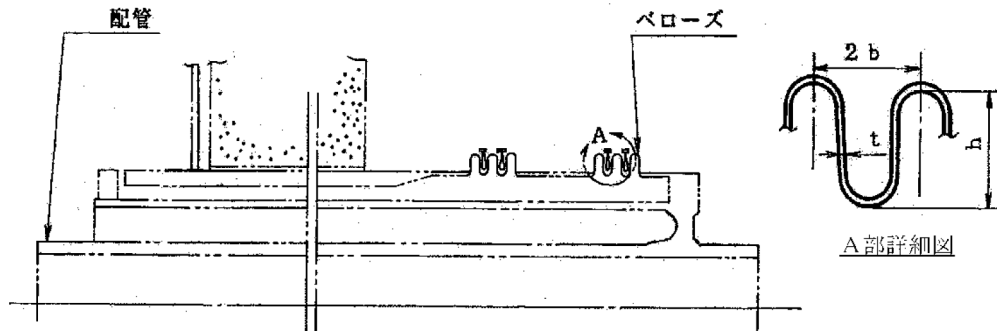


図 6-3-1 容器（配管貫通部ベローズ）の基本寸法箇所

表 6-3-3 容器（配管貫通部ベローズ）の基本寸法

通部番号	形状				
	b (mm)	h (mm)	t (mm)	n	c
給水系 配管貫通部 (X17-A, B)					
主蒸気系 配管貫通部 (X-18A, B, C, D)					

b : ベローズの波のピッチの 2 分の 1

h : ベローズの波の高さ

t : ベローズの板厚

n : ベローズの波数の 2 倍の値

c : ベローズの層数

表 6-3-4 容器（配管貫通部ベローズ）の仕様

品名	材料	区分	最高使用温度 (°C)	最高使用圧力 ₀ P (MPa)	縦弾性係数 E (MPa)
配管貫通部 ベローズ		通常状態	66	0.0	
		設計状態	171	0.310	

3. 全伸縮量

建設時工認記載の設計圧力（=2.85kg/cm²：279kPa）及び最高使用温度（171℃）による変位を表 6-3-5 に示す。

なお、以降の設計・建設規格を用いた評価においては最高使用圧力（310kPa）による変位を使用するため、 δ_{PD} を圧力の比（1.11=310/279）で補正している。

補正後の変位は小数点第 2 位を四捨五入とする。

表 6-3-5 最高使用圧力及び設計温度（温度差）による変位（mm）

貫通部 番号	設計圧力による 変位（ δ_{PD} ）			最高使用圧力による 変位（ δ_{PD}' ）			最高使用温度による 変位（ δ_{TM} ）		
	δ_x	δ_y	δ_z	δ_x	δ_y	δ_z	δ_x	δ_y	δ_z
X17-A, B									
X18-A, D									
X18-B, C									

通常使用温度での変位は、 $\delta_{TN} = \delta_{TM} \times (TN-TI) / (TM-TI)$

として計算し、結果を表 6-3-6 に示す。

補正後の変位は小数点第 2 位を四捨五入とする。

δ_{TM} ：熱（最高使用温度）による変位

δ_{TN} ：熱（通常運転温度）による変位

TM：最高使用温度（= 171℃）

TN：最高使用温度（= 66℃）

TI：初期温度（= 10℃）

表 6-3-6 熱（通常運転温度）による変位（mm）

貫通部 番号	熱（通常運転温度）による 変位（ δ_{TN} ）		
	δ_x	δ_y	δ_z
X17-A, B			
X18-A, D			
X18-B, C			

ペローズの全伸縮量は、 $\delta = \delta_x + \frac{D_m \cdot \sqrt{\delta_y^2 + \delta_z^2}}{A}$ として算出する。

D_m : ペローズ平均径 (mm) = (X-17A, B)
 (X-18A~D)
 A : ペローズ間距離 (mm) = (X-17A, B)
 (X-18A, D)
 (X-18B, C)

通常状態の全伸縮量 δ_1 は熱（通常運転温度）による変位から、設計状態の全伸縮量 δ_2 は最高使用圧力及び熱（最高使用温度）による変位から算出し、結果を表 6-3-7 に示す。

計算値の 1 の位を切上げ

通常状態 : $\delta_1 = \delta_{TM}$

設計状態 : $\delta_2 = \delta_{PD}' + \delta_{TM}$

表 6-3-7 ペローズの全伸縮量 (mm)

貫通部番号	通常状態 δ_1	設計状態 δ_2
X-17A, B	<input type="text"/>	<input type="text"/>
X-18A, D		
X-18B, C		

(1) 通常状態

$$N_{SA} = \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5} = \left(\frac{11031}{\text{$$

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

ここで、 σ は次の計算式により計算した値

$$\sigma = \frac{1.5 \cdot E \cdot t \cdot \delta_1 + P \cdot h}{n \cdot \sqrt{b \cdot h^3} + t \cdot c}$$

$$= \frac{\text{} \cdot 0.0 \times \text{}}{\text{} + \text{}} = \text{} \text{ (X-17A, B)}$$

$$= \frac{\text{} \cdot 0.0 \times \text{}}{\text{} + \text{}} = \text{} \text{ (X-18A~D)}$$

(2) 設計状態

$$N_{SB} = \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5} = \left(\frac{11031}{\square} \right)^{3.5} = \square \quad (X-17A, B)$$

$$= \left(\frac{11031}{\sigma} \right)^{3.5} = \left(\frac{11031}{\square} \right)^{3.5} = \square \quad (X-18A \sim D)$$

ここで、 σ は次の計算式により計算した値

$$\sigma = \frac{1.5 \cdot E \cdot t \cdot \delta_2 \cdot P \cdot h}{n \cdot \sqrt{b \cdot h^3} + t \cdot c}$$

$$= 1.5 \times \frac{\square}{\square} + \frac{0.310 \cdot \square}{\square} = \square \quad (X-17A, B)$$

$$= 1.5 \times \frac{\square}{\square} + \frac{0.310 \cdot \square}{\square} = \square \quad (X-18A \sim D)$$

4. 許容繰返し回数

設計・建設規格 PVE-3810 に基づき、許容繰返し回数を算出し、結果を表 6-3-8 に示す。

表 6-3-8 ベローズの疲労累積係数

	貫通部番号	通常状態		設計状態		$\frac{N_1}{N_{SA}} + \frac{N_2}{N_{SB}}$
		N_{SA}	$\frac{N_1}{N_{SA}}$	N_{SB}	$\frac{N_2}{N_{SB}}$	
運開後 60 年 時点	X-17A, B	\square				0.00633
	X-18A, B, C, D					0.00702

ポンプ及び配管の疲労評価に係る評価対象部位の疲労累積係数（表4-1）の算出根拠（解析モデル，材料物性及び許容応力，最大評価点の選定，Ke係数，環境評価パラメータ含む）について

設計・建設規格 PPB クラス1配管に基づき実施しており，疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

1. 過渡回数

原子炉再循環ポンプ，原子炉再循環系配管及び原子炉系配管の疲労評価に用いた60年目の推定過渡回数を表6-4-1及び表6-4-2に示す。

表6-4-1 原子炉再循環ポンプ，原子炉再循環系配管に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
ボルト締付	26	48
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力75%）	67	120
週末低出力運転（出力50%）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1
給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	1
スクラム (タービントリップ)	16	22
スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	3	6
スクラム (その他のスクラム)	20	24
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

表 6-4-2 原子炉系（純水部，蒸気部）に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
ボルト締付	26	48
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力75%）	67	120
週末低出力運転（出力50%）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失（発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失 （給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
スクラム（その他のスクラム）	20	24
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

2. 解析モデル

疲労累積係数の算出に用いた解析モデル及び評価点を図6-4-1から図6-4-3示す。
解析コードはHiSapを使用した。

- 1) 原子炉再循環ポンプ及び原子炉再循環系配管の解析モデルを図6-4-1に示す。
- 2) 原子炉系配管（純水部）の解析モデルを図6-4-2に示す。
- 3) 原子炉系配管（蒸気部）の解析モデルを図6-4-3に示す。

図 6-4-1 原子炉再循環ポンプ及び原子炉再循環系配管 解析モデル

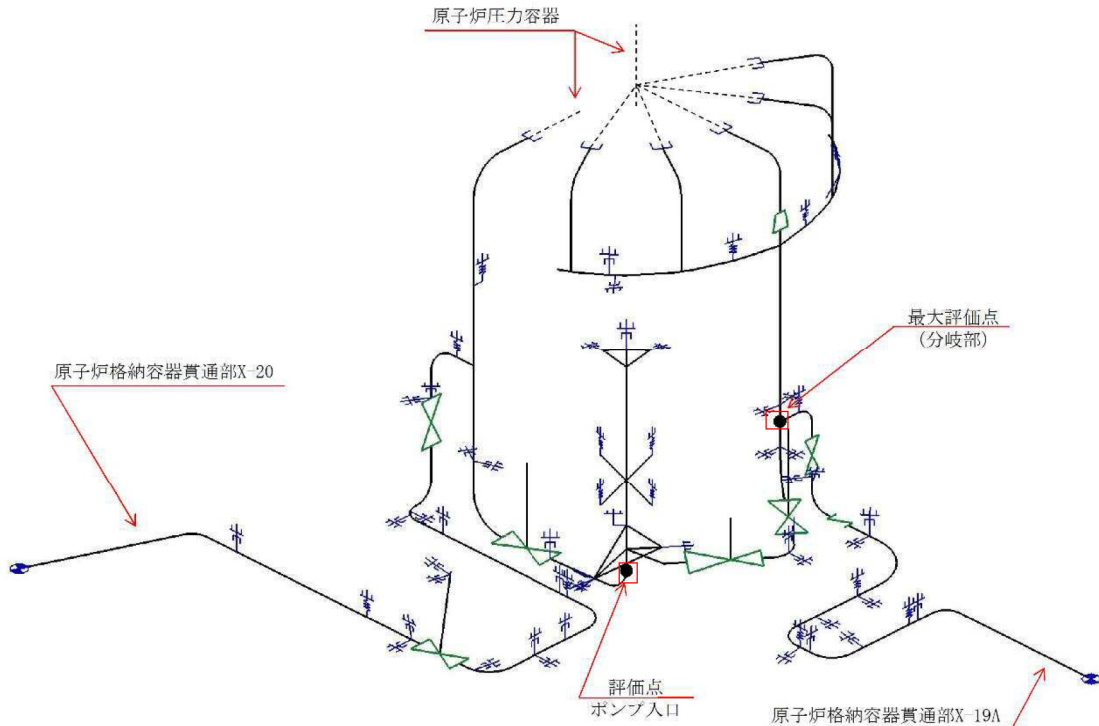


図 6-4-2 原子炉系配管（純水部） 解析モデル評価点

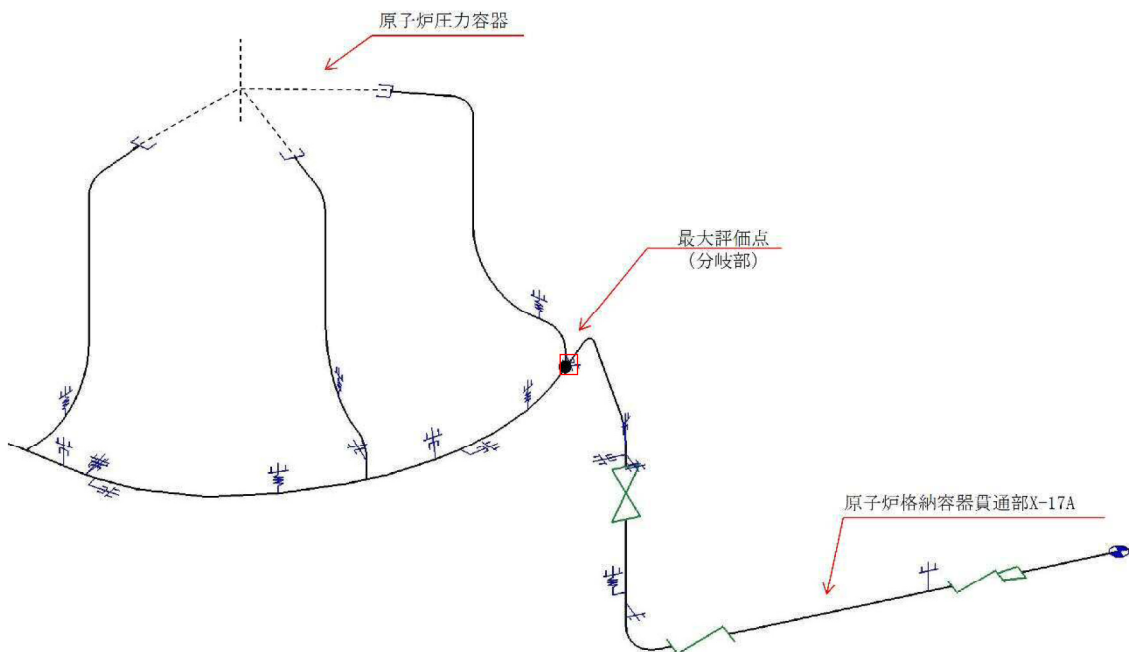
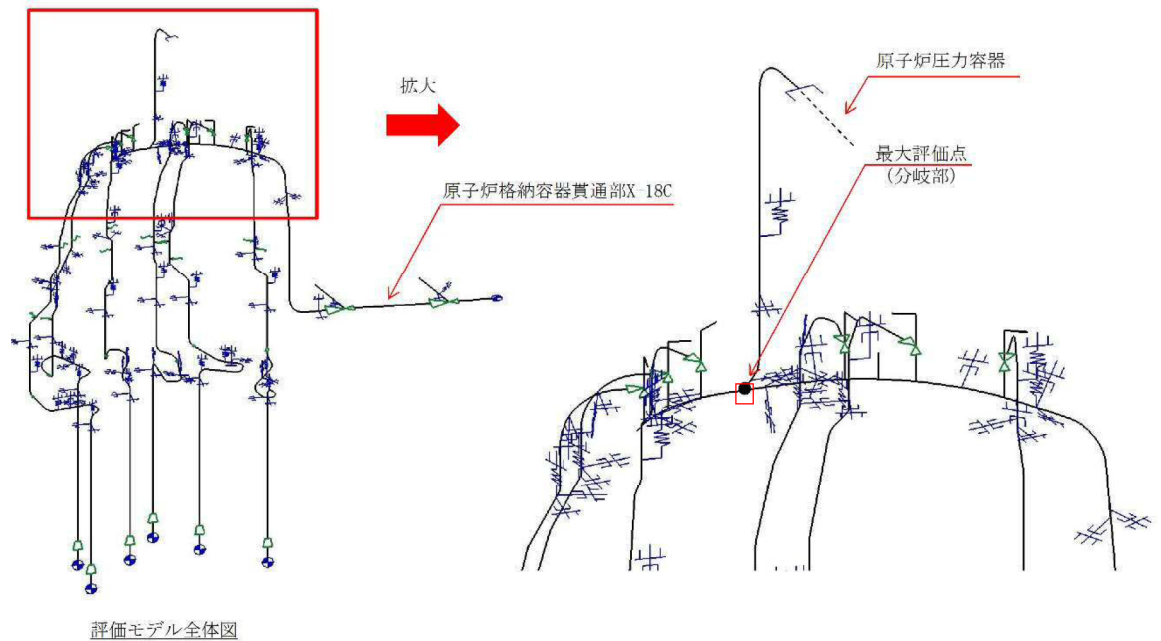


図 6-4-3 原子炉系配管（蒸気部） 解析モデル評価点



3. 材料物性（最大評価点の数値を示す）

1) 線膨張係数

- ・ 原子炉再循環ポンプ（ケーシング入口ノズル—配管との溶接部）及び
 原子炉再循環系配管： mm/mm°C（SUS304TP）
- ・ 原子炉系配管（純水部）： mm/mm°C（STPT410）
- ・ 原子炉系配管（蒸気部）： mm/mm°C（STPT49）

4. 各部位の評価結果（最大評価点の選定）

1) 原子炉再循環ポンプ（ケーシング入口ノズル—配管との溶接部）

系統	原子炉再循環系			配管モデル名	PLR-PD-1			評価点No.	16			評価点属性	PLRポンプ—配管接合部				
(1) 熱サイクルによる疲労評価の計算パラメータ及び結果												材質	SUS304TP		60年想定	評価ケース	
No.	串条毎の組合せ				ピーク応力	一次+二次 応力	K _v 係数	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正前)	最高使用温度 における ヤング率	繰返し ピーク応力 (ヤング率補正)	繰返し回数		疲労累積係 数				
	名称	番号	運転温度(°C)		S _p	S _n	K _e	S _L	E	S _L	n _i	N _i	U				
1		始点	終点	始点	終点	MPa	MPa	—	MPa	MPa	実回数	許容回数	大気中				
												疲労累積係数総合計		0.0000			

2) 原子炉再循環系配管

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
52	U	0.0067					

: 最大評価点を示す

3) 原子炉系配管（純水部）

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
		26	U	0.1423			

4) 原子炉系配管（蒸気部）

評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果	評価点	疲労評価結果
12	U	0.0853					

 : 最大評価点を示す

5. 最大評価点における疲労評価計算

1) 原子炉再循環系ポンプ（ポンプ入口ノズル—配管との接合部）

NO	事 象				繰り返し回数		疲労累積係数		環境効果を表す係数			
	名 称	番 号		運転温度(°C)		実回数	許容回数	大気中	環境中	評価条件		F _{en,sc}
		始点	終点	始点	終点					解析温度(°C) T	温度依存 パラメータ T*	
1	[Redacted]											
疲労累積係数総合計							0.0000	0.0000	F _{en,sc} = exp(11.119 × T*)			
							U _{F_{total}} (or)	U _{F_{total}} (en)	T* = 0.000969 × T			

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- ・ 環境効果補正係数(F_{en})は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・ オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T \quad \text{解析温度：} T = \boxed{} \text{°C}$$

$$T = 22.5$$

- ・ 環境を考慮した場合の疲労累積係数 (U_{en}) を算出した。

$$U_{en} = 0.0000 \times 22.5 = 0.000$$

2) 原子炉再循環系配管

NO	事 象				繰り返し回数		疲労累積係数		環境効果を表す係数		
	名 称	番 号		運転温度(°C)					評価条件		Fen,sc
		始点	終点	始点	終点	実回数	許容回数	大気中	環境中	解析温度(°C) T	
1											
2											
3											
4											
5											
6											
7											
8											
9											
10											
11											
12											
13											
14											
15											
16											
17											
18											
19											
20											
21											
22											

疲労累積係数総合計	0.0067	0.1182	Fen,sc = exp(11.119 × T*)
	UF _{totl(en)} (or)	UF _{totl(en)}	T* = 0.000969 × T

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- ・環境効果補正係数(Fen)は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

- ・環境を考慮した場合の疲労累積係数 (U_{en}) を算出した。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc}$$

3) 原子炉系配管（純水部）

NO	事 象				繰り返し回数		疲労累積係数		環境効果を表す係数							
	名称	番 号		運転温度(°C)		回数	許容回数	大気中	環境中	解析温度		溶存酸素濃度		硫黄成分		Fen,sc
		始点	終点	始点	終点					係数	T*	濃度 (ppm)	係数	O*	含有量 (重量%)	
1																
2																
3																
4																
5																
6																
7																
8																
9																
10																
11																
12																
13																
14																
15																
16																
17																
18																
19																
20																
21																
22																
23																
24																
25																
26																
27																
28																
29																
30																
31																
32																
33																
34																
35																
36																
37																
38																
39																
40																
41																
42																
43																
44																
45																
46																
47																
疲労累積係数総合計								0.1423	0.5789							

《環境疲労評価：環境疲労評価手法(2009)》

- ・環境効果補正係数(Fen)は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部

$$F_{en,sc} = \exp(0.07066 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (DO \leq 0.7 \text{ppm}) \quad (EF-9)$$

$$F_{en,sc} = \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (DO > 0.7 \text{ppm})$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S \quad S = \boxed{}$$

$$T^* = 0.0358 \times T \quad (T < 50^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(6) \quad (50 < T < 160^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times T \quad (T > 160^\circ\text{C})$$

$$O^* = \ln(3.28) \quad (DO < 0.02\text{ppm})$$

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(DO) \quad (0.02 \leq DO \leq 0.7\text{ppm})$$

$$O^* = \ln(53.5) \quad (DO > 0.7\text{ppm})$$

3) 原子炉系配管 (蒸気部)

3) 原子炉系配管 (蒸気部)

系統	主蒸気系			配管モデル名	MS-C		評価点No.	12		評価点属性	通常運転時の疲労累積係数最大点								
No.	事象毎の組合せ				ピーク応力	一次 + 二次 応力	Ke係数	繰返し ピーク応力 (70%率 補正前)	材料 最高使用温 度 における ヤング率	繰返し ピーク応力 (70%率 補正後)	評価ケース		疲労累積係数						
	名称	番号	運転温度 (°C)								Sp	Sn		Ee	SL	E	SL'	繰返し回数	
			始点	終点														始点	終点
1					MPa	MPa	-	MPa	MPa	MPa	MPa	集回数	許容回数	大気中					
2																			
3																			
4																			
5																			
6																			
7																			
8																			
9																			
10																			
11																			
12																			
13																			
14																			
15																			
16																			
17																			
18																			
19																			
20																			
21																			
22																			
23																			
24																			
25																			
26																			
27																			
28																			
29																			
30																			
31																			
											疲労累積係数総合計	0.0853							

<接液環境でないことから環境疲労評価不要である>

弁の疲労評価に係る各評価対象部位の疲労累積係数（表 4-1）の算出根拠（過渡回数，材料物性及び許容応力， K_e 係数，環境疲労評価パラメータを含む）

弁の疲労評価は設計・建設規格 クラス 1 弁の設計（VVB-3300）に基づき実施しており，疲労累積係数の算出根拠は以下のとおりである。

1. 過渡回数

疲労評価に用いた過渡回数を表 6-5-1 から表 6-5-4 に示す。

表 6-5-1 原子炉給水止め弁及び原子炉給水逆止弁に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
夜間低出力運転（出力 75%）	67	120
週末低出力運転（出力 50%）	115	165
制御棒パターン変更	96	176
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1
給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
スクラム（その他スクラム）	20	24

表 6-5-2 原子炉再循環ポンプ出口弁に用いた過渡回数^{※1}

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
耐圧試験	0	60
起動（昇温）	1	46
起動（タービン起動）	1	46
給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	0	1
給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	0	1
スクラム（タービントリップ）	1	7
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	1	4
スクラム（その他スクラム）	0	4
停止	2	48
ボルト取外し	1	24

※1：当該弁は第 24 回施設定期検査時に弁一式交換を実施した。

表 6-5-3 原子炉再循環ポンプ流量制御弁に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
起動（タービン起動）	65	110
給水加熱機能喪失 （発電機トリップ）	0	1
給水加熱機能喪失 （給水加熱器部分バイパス）	0	1
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
スクラム（その他スクラム）	20	24
停止	65	111
ボルト取外し	26	49

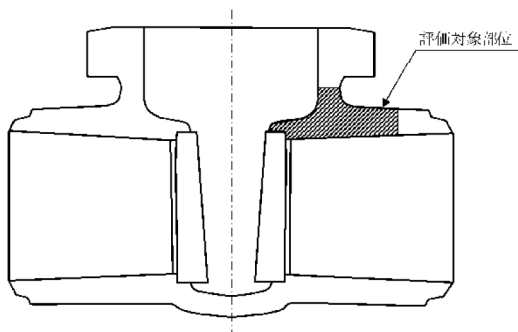
表 6-5-4 主蒸気隔離弁に用いた過渡回数

運転条件	運転実績に基づく過渡回数 (2016年11月時点)	60年目推定
耐圧試験	72	132
起動（昇温）	65	110
スクラム（タービントリップ）	16	22
スクラム（原子炉給水ポンプ停止）	3	6
スクラム（その他スクラム）	20	24
停止	65	111

2. 評価対象部位

疲労累積係数の算出に用いた弁評価部位を図 6-5-1 及び図 6-5-2 に示す。

原子炉給水止め弁及び原子炉再循環ポンプ出口弁



原子炉給水逆止弁

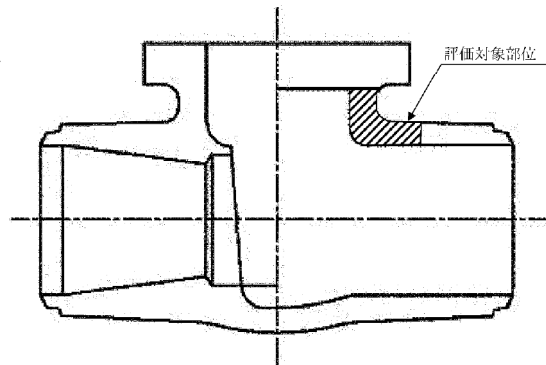


図 6-5-1 弁評価対象部位

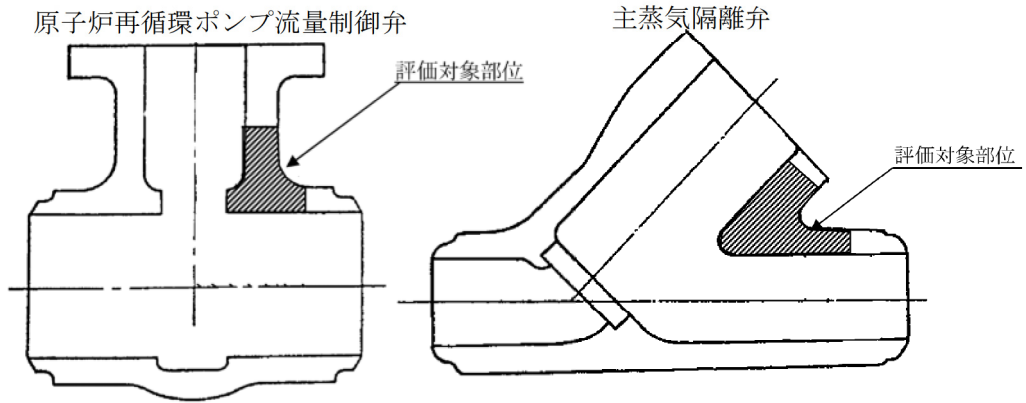


図 6-5-2 弁評価対象部位

3. 材料物性等

弁箱の疲労評価にて考慮する材料物性等を表 6-5-5 に示す。

表 6-5-5 弁評価対象部位

		原子炉給水 止め弁	原子炉給水 逆止弁	原子炉再循環 ポンプ出口弁	原子炉再循環ポ ンプ流量制御弁	主蒸気隔離弁
設計条件						
最高使用圧力 P	Mpa	8.62	8.62	11.40	11.55	8.62
最高使用温度 T_m	°C	302	302	302	302	302
接続管外径	mm	508.0	508.0	630.0	609.6	660.4
接続管内径	mm	455.6	455.6	554.4	531.9	600.7
内圧による一次応力評価 [VVB-3320]						
P_{r1}	Mpa					
P_{r2}	Mpa					
d	mm					
T_b	mm					
T_r	mm					
A_f	mm ²					
A_m	mm ²					
r_1	mm					
配管反力による弁箱の応力評価 [VVB-3330]						
Z_1	mm ³					
Z_2	mm ³					
Z_p	mm ³					
弁箱の一次+二次応力評価 [VVB-3340]						
t_e	mm					
T_{e1}	mm					
T_{e2}	mm					
r_i	mm					
θ	°					
$\alpha \times 10^6$	mm/mm°C					
E	N/mm ²					
ΔP_{fm}	Mpa					
ΔT_{fm}	°C					

4. 応力分類

弁箱の疲労評価にて考慮する応力を表 6-5-6 に示す。

表 6-5-6 疲労評価にて考慮する応力

状態	考慮する応力
供用状態 A, B	配管応力, 圧力, 熱による応力

5. 評価結果

弁箱の疲労評価にて考慮する応力を表 6-5-7 から表 6-5-11 に示す。

表 6-5-7 原子炉給水止め弁の評価結果

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B22-F011A	60年 起動・停止
ΔT_f (°C)	Sp (MPa)	S ₀ (MPa)	N _i	N _{ri}	N _i /N _{ri}

疲労累積係数 Un : 0.0107

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B22-F011A	60年 起動・停止以外
ΔT_f (°C)	Sp (MPa)	S ₀ (MPa)	N _i	N _{ri}	N _i /N _{ri}

疲労累積係数 Un : 0.0480

《環境疲労評価：環境疲労評価手法（2009）》

- ・環境効果補正係数（F_{en}）は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部（BWRプラント環境）

$$\begin{aligned} F_{en,sc} &= \exp(0.08205 \times S^* \times T^* \times O^*) \quad (EF-9) \\ &= \exp \boxed{} \\ &= 9.1524 \end{aligned}$$

- ・環境条件として考慮するパラメータを以下に示す。

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times \boxed{} = \boxed{}$$

$$T^* = \ln(6) = \boxed{}$$

$$O^* = \ln(53.5) = \boxed{}$$

硫黄含有量 (%) : S	=	<input type="text"/>
解析温度 (°C) : T	=	<input type="text"/>
溶存酸素濃度 (ppm) : O	=	<input type="text"/>

- ・環境を考慮した場合の疲労累積係数（U_{en}）を算出した。

$$\begin{aligned} U_{en} &= U_n \times F_{en,sc} \\ &= (0.0107 + 0.0480) \times 9.1524 \\ &= 0.5373 \end{aligned}$$

表 6-5-8 原子炉再循環ポンプ出口弁の疲労評価結果

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)		弁番号	B35-F067A		60年 起動・停止
ΔT_f (°C)	Sp (MPa)	S σ (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri

疲労累積係数 Un : 0.0004

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)		弁番号	B35-F067A		60年 起動・停止以外
ΔT_f (°C)	Sp (MPa)	S σ (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri

疲労累積係数 Un : 0.0011

《環境疲労評価：環境疲労評価手法（2009）》

- ・環境効果補正係数 (Fen) は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部 (BWR プラント環境)

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-11)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

- ・環境条件として考慮するパラメータを以下に示す

環境温度 °C

- ・環境効果補正係数

各環境条件を代入し環境効果補正係数 (Fen,sc) を算出した。

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times 0.000969 \times \text{}) = 22.50586358$$

- ・環境を考慮した場合の疲労累積係数 (Uen) を算出した。

$$U_{en} = (0.0004 + 0.0011) \times 22.50586358 = 0.0338$$

表 6-5-10 原子炉再循環ポンプ流量調整弁の疲労評価結果

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B35-F060	60年 起動・停止
ΔT_f (°C)	S_p (MPa)	S_l (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri
起動停止 U_n : 0.0006					

繰返しピーク応力強さ(疲れ累積係数)			弁番号	B35-F060	60年 起動・停止以外
ΔT_f (°C)	S_p (MPa)	S_l (MPa)	Ni	Nri	Ni/Nri
起動停止以外 U_n : 0.0027					

《環境疲労評価：環境疲労評価手法（2009）》

環境効果補正係数（ F_{en} ）は、以下の係数倍法による算出式を用いて求めた。

$$U_{en} = U_n \times F_{en,sc} \quad (EF-8)$$

- ・オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部（BWR プラント環境）

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times T^*) \quad (EF-9)$$

$$T^* = 0.000969 \times T$$

- ・環境条件として考慮するパラメータを以下に示す

環境温度： °C

- ・環境効果補正係数

上記の算出式に環境条件を代入し環境効果補正係数（ $F_{en,sc}$ ）を算出した。

$$F_{en,sc} = \exp(11.119 \times 0.000969 \times \text{}) = \text{}$$

- ・環境を考慮した場合の疲労累積係数（ U_{en} ）を算出した。

$$U_{en} = \text{} \times \text{} = 0.0738$$

