

玄海原子力発電所 3 号炉

容 器 の 技 術 評 価 書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

九州電力株式会社

玄海3号炉の容器のうち、評価対象機器である安全重要度分類審査指針におけるクラス1、2の機器、高温・高圧の環境下にあるクラス3の機器及び常設重大事故等対処設備に属する機器を型式、内部流体、材料等でグループ化し、同一グループ内の複数の機器の存在を考慮して、重要度、圧力等の観点から代表機器を選定した。

これらの一覧を表1に、機能を表2に示す。

本評価書においては、これら代表機器について技術評価を行うとともに、代表機器以外の機器についても技術評価を展開している。本評価書における技術評価結果で現状保全を継続すべき項目としたものについては、現状保全の点検手法の適切性を確認しており、現状保全を継続することで健全性の維持は可能であると考えている。

なお、点検等で確認した結果、異常が認められた場合、速やかに対策を施すこととしており、異常が認められた場合に、対策を実施する旨の記載は省略している。

本評価書では容器の型式等を基に、以下の7つに分類している。

- 1 原子炉容器
- 2 加圧器
- 3 原子炉格納容器
- 4 補機タンク
- 5 フィルタ
- 6 脱塩塔
- 7 プール形容器

なお、原子炉容器及び加圧器の基礎部は「機械設備の技術評価書」にて、格納容器再循環サンプは「コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価書」にて、また、原子炉格納容器機械ペネトレーションに付属する貫通配管は「配管の技術評価書」にて評価を実施するものとし、本評価書には含まれていない。

表 1 (1/3) 玄海 3 号炉 主要な容器

分 離 基 準			機 器 名 称 (台 数)	選 定 基 準			選 定	選 定 理 由	
				重要度*1	使 用 条 件				
設置場所 型 式	内部流体	材 料			最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)			
屋内・ たて置円筒形	1次冷却材	低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)	原子炉容器本体 (1)	PS-1、重*3	約 17.2	約343	◎		
			加圧器本体 (1)	PS-1、重*3	約 17.2	約360	◎		
	空 気	コンクリート鉄筋 P C 鋼線 炭 素 鋼	原子炉格納容器本体 (1)	MS-1、重*3	約0.392	約144	◎		
	1次冷却材 ほう酸水	炭 素 鋼 (ステンレス鋼内張り)	蓄圧タンク (4)	MS-1、重*3	約 4.9	約150	◎		
			ステンレス鋼	体積制御タンク (1)	PS-2	約0.49	約 95	◎	圧力
				ほう酸タンク (2)	MS-1、重*3	約0.05	約 95		
				燃料取替用水タンク (1)	MS-1、重*3	大 気 圧	約 95		
	希ガス等	炭 素 鋼	ガスサージタンク (4)	PS-2	約0.98	約 95	◎		
	屋内・ 横置円筒形	ヒドラジン水	炭 素 鋼	原子炉補機冷却水サージタンク (1)	MS-1、重*3	約0.34	約 95	◎	
苛性ソーダ溶液		ステンレス鋼	よう素除去薬品タンク (1)	MS-1	約0.07	約 65	◎		

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 1 (2/3) 玄海 3 号炉 主要な容器

分 離 基 準			機 器 名 称 (台 数)	選 定 基 準			選 定	選 定 理 由
				重要度*1	使 用 条 件			
設置場所 型 式	内部流体	材 料			最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
屋内・たて置、 横置円筒形	給水・純水	炭 素 鋼	復水タンク (1)	MS-1、重*3	大 気 圧	約 40	◎	重要度
			湿分分離加熱器第 2 段ドレンタンク (4)	高*2	約 8.2	約298		
			湿分分離加熱器第 1 段ドレンタンク (4)	高*2	約 3.4	約245		
			湿分分離器ドレンタンク (2)	高*2	約 1.4	約200		
			低圧給水加熱器ドレンタンク (2)	高*2	約0.05	約115		
			1 次系補助蒸気復水タンク (2)	高*2	大 気 圧	約100		
屋内・ たて置円筒形	1 次冷却材	ステンレス鋼	冷却材フィルタ (1)	PS-2	約 2.1	約 95	◎	重要度
			封水注入フィルタ (2)	PS-2	約 20.0	約150		
			冷却材脱塩塔入口フィルタ (2)	PS-2	約 2.1	約 65		
	ほう酸水		ほう酸フィルタ (1)	MS-1、重*3	約 1.4	約 95		
屋内・ ディスク型	空 気	ステンレス鋼	格納容器再循環サンプスクリーン (2)	MS-1、重*3	約 0.392	約144	◎	

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス 3 の機器

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 1 (3/3) 玄海 3 号炉 主要な容器

分 離 基 準			機 器 名 称 (台 数)	選 定 基 準			選定	選定理由
				重要度*1	使 用 条 件			
設置場所 型 式	内部流体	材 料			最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
屋内・ たて置円筒形	1 次冷却材 希ガス等	ステンレス鋼	冷却材混床式脱塩塔 (2)	PS-2	約2.1	約 65	◎	最高使用圧力 使用頻度
			冷却材陽イオン脱塩塔 (1)	PS-2	約2.1	約 65		
			ホールドアップ塔 (4)	PS-2	約0.98	約 95		
			除湿塔 (3)	高*2	約0.98	約400		
			前置塔 (1)	PS-2	約0.98	約 95		
屋内・ コンクリート製 埋込みプール形	ほう酸水	鉄筋コンクリート (スチール鋼内張り)	使用済燃料ピット (2)	PS-2、重*3	大 気 圧	約 65	◎	常時使用
			原子炉キャビティ (1)	PS-2	大 気 圧	約 65		
			燃料取替用チャンネル (1)	PS-2	大 気 圧	約 65		
			キャスクピット (1)	PS-2	大 気 圧	約 65		

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 2 (1/2) 玄海 3 号炉 主要な容器の機能

容 器	機 能
原子炉容器本体	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、1次冷却材中の放射性物質が外部に漏えいするのを防ぐ障壁となる容器である。
加圧器本体	1次冷却系の圧力制御のための加熱及び加圧を行う容器である。
原子炉格納容器本体	1次冷却材喪失事故時等に圧力障壁となり、かつ放射性物質の放散に対する最終障壁を形成する容器である。
蓄圧タンク	窒素ガスで加圧された1次冷却材を保有し、1次冷却系圧力が蓄圧タンク圧力より低くなると1次冷却材を1次冷却系低温側に注入するタンクである。
体積制御タンク	出力上昇時に加圧器で吸収できない1次冷却材を受入れるタンクである。また、1次冷却材中の飽和濃度の水素の維持並びに放射性ガスの除去に用いられる。
ほう酸タンク	最大反応度効果の制御棒1本が挿入されない状態での低温停止に必要な量のほう酸水を貯蔵するタンクである。
燃料取替用水タンク	燃料交換作業時に原子炉キャビティ及び燃料取替用チャンネルにほう酸水を供給する。また、1次冷却材喪失事故時に高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイポンプにほう酸水を供給するタンクである。
ガスサージタンク	気体廃棄物の放射能の受入及び再使用のためのリザーバとして使用するタンクである。
原子炉補機冷却水サージタンク	補機冷却水の膨張、収縮、補給及び被冷却機器からの漏れを吸収するタンクである。
よう素除去薬品タンク	1次冷却材喪失時に格納容器内に放出されるよう素の放射性同位元素を除去するため、スプレイ水に混入させる薬品を貯蔵するタンクである。
復水タンク	補助給水の水源となるとともに、復水器の水位上昇時のスピルオーバー水を受入れるタンクである。
湿水分離加熱器第2段ドレンタンク	湿水分離加熱器第2段加熱蒸気ドレン流量の変動を吸収し、かつ、当該加熱器の安定な水位制御を行うためのサージタンクである。
湿水分離加熱器第1段ドレンタンク	湿水分離加熱器第1段加熱蒸気ドレン流量の変動を吸収し、かつ、当該加熱器の安定な水位制御を行うためのサージタンクである。
湿水分離器ドレンタンク	湿水分離器ドレン流量の変動を吸収し、かつ、当該分離器の安定な水位制御を行うためのサージタンクである。
低圧給水加熱器ドレンタンク	抽気ドレン等各部のドレンを貯留するタンクである。
1次系補助蒸気復水タンク	1次系で使用された補助蒸気のドレン水を貯蔵するタンクである。
冷却材フィルタ	抽出水中の浮遊物及び破碎樹脂を除去するためのフィルタである。
封水注入フィルタ	封水中から1次冷却材ポンプのシール面の保護のため浮遊物を取り除くためのフィルタである。

表 2 (2/2) 玄海 3 号炉 主要な容器の機能

容 器	機 能
冷却材脱塩塔入口フィルタ	冷却材混床式脱塩塔の入口に設置され、抽出水中から浮遊物を取り除くためのフィルタである。
ほう酸フィルタ	緊急ほう酸注入ライン等へ送られるほう酸水から浮遊物を取り除くためのフィルタである。
格納容器再循環サンプスクリーン	1 次冷却材喪失時に破損する保温材及び原子炉格納容器内に存在する他の異物をろ過する機器である。
冷却材混床式脱塩塔	1 次冷却材の純度を保つためのもので、核分裂生成物及び腐食生成物を除去するための脱塩塔である。
冷却材陽イオン脱塩塔	1 次冷却材中に生成するLi-7の濃度を間欠的に制御し、燃料破損時の 1 次冷却材中のセシウムの濃度等を減少させるための脱塩塔である。
ホールドアップ塔	体積制御タンクのパージガス等の廃ガスを貯留し、その放射能濃度を減衰させるための装置である。
除湿塔	活性炭式ガスホールドアップ装置の前に設置され、廃ガスの除湿を行う装置である。
前置塔	廃ガス中の湿分濃度等が上昇した場合、除湿を行い下流のホールドアップ塔を保護するための装置である。
使用済燃料ピット	使用済燃料の貯蔵及び使用済燃料を冷却、遮へいしているほう酸水を保持するためのプール形容器である。
原子炉キャビティ	定期検査時に燃料を冷却、遮へいしているほう酸水を保持するためのプール形容器である。
燃料取替用キャナル	定期検査時に燃料を移送するためのプール形容器である。
キャスクピット	使用済燃料輸送容器を置くためのプール形容器である。

1 原子炉容器

[対象機器]

- ① 原子炉容器本体

目 次

1. 対象機器	1
2. 原子炉容器本体の技術評価	2
2.1 構造、材料及び使用条件	2
2.2 経年劣化事象の抽出	6
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	14

1. 対象機器

玄海3号炉で使用されている原子炉容器本体の主な仕様を表1-1に示す。

表1-1 玄海3号炉 原子炉容器本体の主な仕様

機器名称 (台数)	重要度*1	使用条件		
		運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)
原子炉容器本体 (1)	PS-1、重*2	連 続	約17.2	約343

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

2. 原子炉容器本体の技術評価

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 原子炉容器本体

(1) 構造

玄海3号炉の原子炉容器本体は、たて置円筒上下半球鏡容器であり、上部ふたは取り外しが可能なフランジ構造を有し、高温・高圧の1次冷却材を内包し、かつ高放射線環境にある炉心を有する容器である。

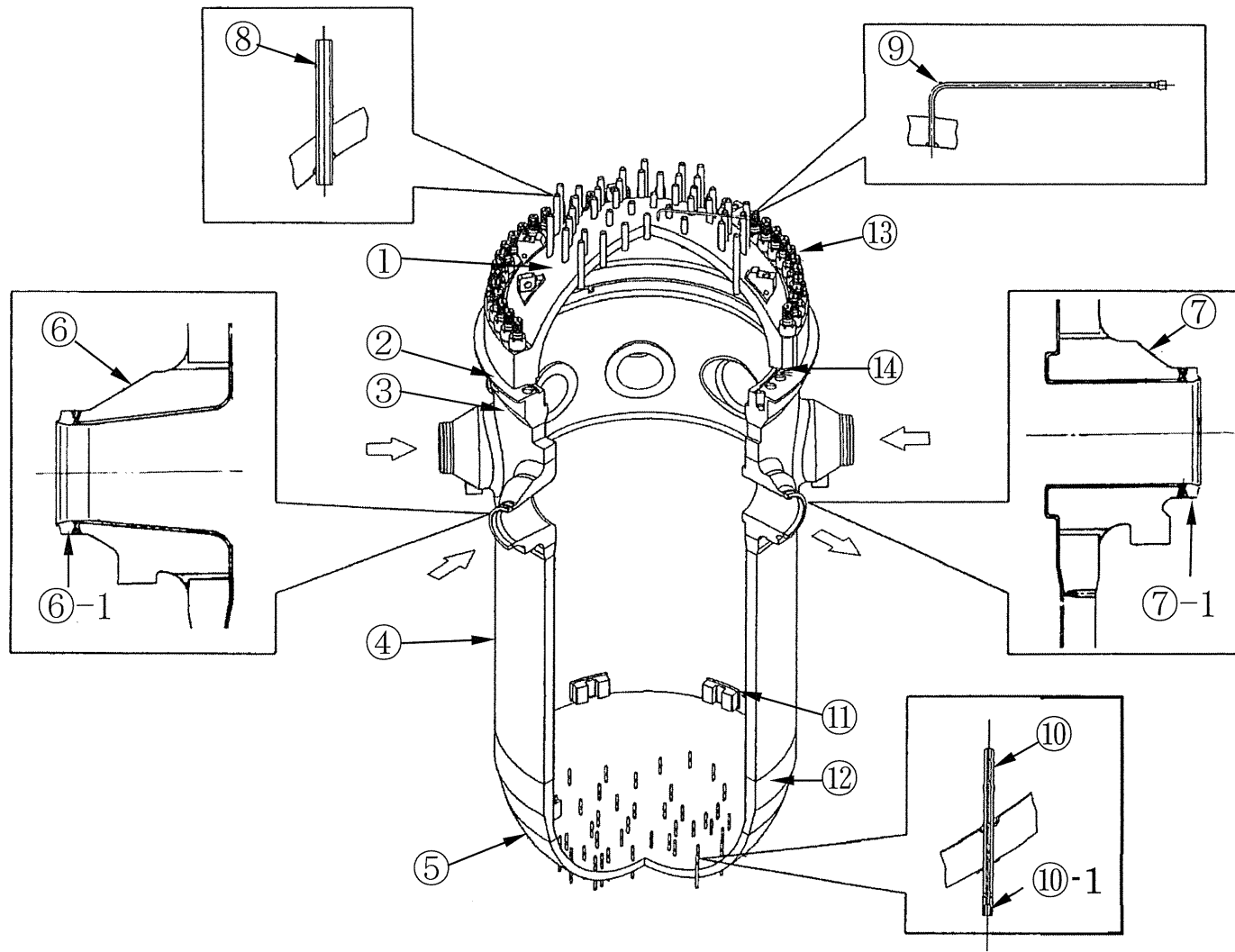
原子炉容器本体は、低合金鋼を加工して製作しており、内面の1次冷却材と接液する部位には厚さ約5mmのステンレス鋼の内張りをしている。また、冷却材出入口管台とセーフエンドの溶接部には690系ニッケル基合金のクラッドを施工している。

玄海3号炉の原子炉容器本体の構造を図2.1-1に示す。

なお、原子炉容器上部ふたについては、ふた管台の応力腐食割れに対する予防保全処置として、第17回定期検査時（2023年度）に取替えを実施している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の原子炉容器本体の使用材料、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に影響を与える化学成分及び使用条件を表2.1-1～表2.1-3に示す。



No.	部 位
①	上部ふた
②	上部胴フランジ
③	上 部 胴
④	下 部 胴
⑤	下部鏡板
⑥	入口管台
⑥-1	入口管台セーフエンド
⑦	出口管台
⑦-1	出口管台セーフエンド
⑧	ふた管台
⑨	空気抜管台
⑩	炉内計装筒
⑩-1	炉内計装筒セーフエンド
⑪	炉心支持金物
⑫	トランジションリング
⑬	スタッドボルト
⑭	Oリング

図2.1-1 玄海3号炉 原子炉容器本体構造図

表2.1-1 玄海3号炉 原子炉容器本体の使用材料

部 位	材 料
上部胴、下部胴、トランジションリング、下部鏡板	低合金鋼（ステンレス鋼内張り）
上部ふた	低合金鋼（ステンレス鋼内張り）
上部胴フランジ	低合金鋼（ステンレス鋼内張り）
入口管台 出口管台	低合金鋼（ステンレス鋼内張り） セーフエンドはステンレス鋼 溶接金属は600系ニッケル基合金 出入口管台及び出入口管台セーフエンド溶接部の 接液部には690系ニッケル基合金クラッド施工
ふた管台	690系ニッケル基合金 上部ふたとの溶接金属は690系ニッケル基合金 制御棒クラスタ駆動装置との溶接金属は690系ニッケル基合金
空気抜管台	690系ニッケル基合金 溶接金属は690系ニッケル基合金
炉内計装筒	600系ニッケル基合金 セーフエンドはステンレス鋼 セーフエンドとの溶接金属は600系ニッケル基合金 下部鏡板との溶接金属は600系ニッケル基合金
炉心支持金物	600系ニッケル基合金
スタッドボルト	低合金鋼
リング	消耗品・定期取替品

表2.1-2 玄海3号炉 原子炉容器本体胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に影響を与える化学成分（重量%）

区 分	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S
母 材	0.018	0.74	1.41	0.48	0.23	<0.005	<0.005

表2.1-3 玄海3号炉 原子炉容器本体の使用条件

最高使用圧力	約17.2MPa[gage]
最高使用温度	約343℃
内 部 流 体	1次冷却材

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

原子炉容器本体の機能である原子炉冷却材圧力バウンダリ機能を維持するためには、次の項目が必要である。

① バウンダリの維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

原子炉容器本体について機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表2.2-1に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表2.2-1で○となっているもの）としては以下の事象がある。

(1) 出入口管台等の疲労割れ

プラントの起動・停止時等に発生する1次冷却材の温度、圧力及び流量変化により、疲労が蓄積する可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

(2) 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化

プラント運転開始後60年時点での中性子照射量が 1.0^{17} n/cm^2 ($E>1\text{MeV}$)を超える原子炉容器本体の炉心領域部においては、中性子照射とともに関連温度が上昇し、上部棚吸収エネルギーが低下することから、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1で△又は▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

(1) 上部ふた及び上部胴フランジシート面のピitting

原子炉容器本体の上部ふた及び上部胴フランジシール部は狭あい部であり、ピittingの発生が想定される。

しかしながら、一度運転に入ると高温状態となりシール部のステンレス鋼肉盛表面に強固な酸化皮膜が形成されるため、有意なピittingの進展は考えられない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

(2) 600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ

1991年9月、仏国のブジェー（Bugey）発電所3号炉において発生したふた管台損傷事象は、管台材料である600系ニッケル基合金の1次系水中での応力腐食割れと報告されており、その後の点検において、フランス、スウェーデン、スイス等の他の海外プラントにおいて管台母材及びJ溶接部に1次系水中での応力腐食割れによる損傷が認められている。また、2004年5月には、国内においても大飯発電所3号炉の蓋用管台J溶接部において溶接部の表面仕上げ（パフ仕上げ）が行われていなかったことに起因して、溶接部表面に比較的高い残留応力が発生していたことにより、1次系水中での応力腐食割れによる損傷が認め

られている。2002年3月には、米国のデービスベッセ (Davis Besse) 発電所においてほう酸腐食による原子炉容器上蓋の減損が認められており、これは600系ニッケル基合金の応力腐食割れにより上蓋貫通部から冷却水が漏えいし、それを放置したことによるものとされている。さらに、2008年3月には、大飯発電所3号炉の原子炉冷却材出口管台と1次冷却材管のニッケル基合金溶接部において、製作時の機械加工に伴う内表面の高い引張残留応力により、1次系水中での応力腐食割れによる損傷が認められている。これらのことから、600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れが想定される。

なお、2000年10月、米国V. C. サマー (V. C. Summer) 発電所において、原子炉冷却材出口管台と1次冷却材管の溶接部にき裂が発見されたが、これは建設時の溶接補修の繰り返しにより、引張り残留応力が高くなったために発生した内面側からの応力腐食割れと報告されている。

しかしながら、応力・温度条件の厳しい炉内計装筒、炉内計装筒J-溶接部については、第10回定期検査時(2006年度)に施工前の確認として、渦流探傷検査又は目視確認を実施した上で、ウォータージェットピーニング(応力緩和)を施工していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。炉心支持金物については有意な応力が発生しないことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、炉内計装筒については定期的にベアメタル検査を、炉心支持金物については定期的に目視確認を実施し、機器の健全性を確認している。

(3) ふた管台及び空気抜管台等の応力腐食割れ

ふた管台、空気抜管台及び冷却材出入口管台溶接部の接液部には690系ニッケル基合金を使用しており、応力腐食割れが想定される。

しかしながら、図2.2-1に示す電力共同研究による690系ニッケル基合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、現時点の知見において、応力腐食割れの発生の可能性は小さいと考えられる。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、漏えい検査により、機器の健全性を確認している。また、冷却材出入口管台については、超音波探傷検査及び浸透探傷検査により、機器の健全性を確認している。

(4) スタッドボルトの腐食（全面腐食）

スタッドボルトは、Oリングからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の超音波探傷検査により、機器の健全性を確認している。

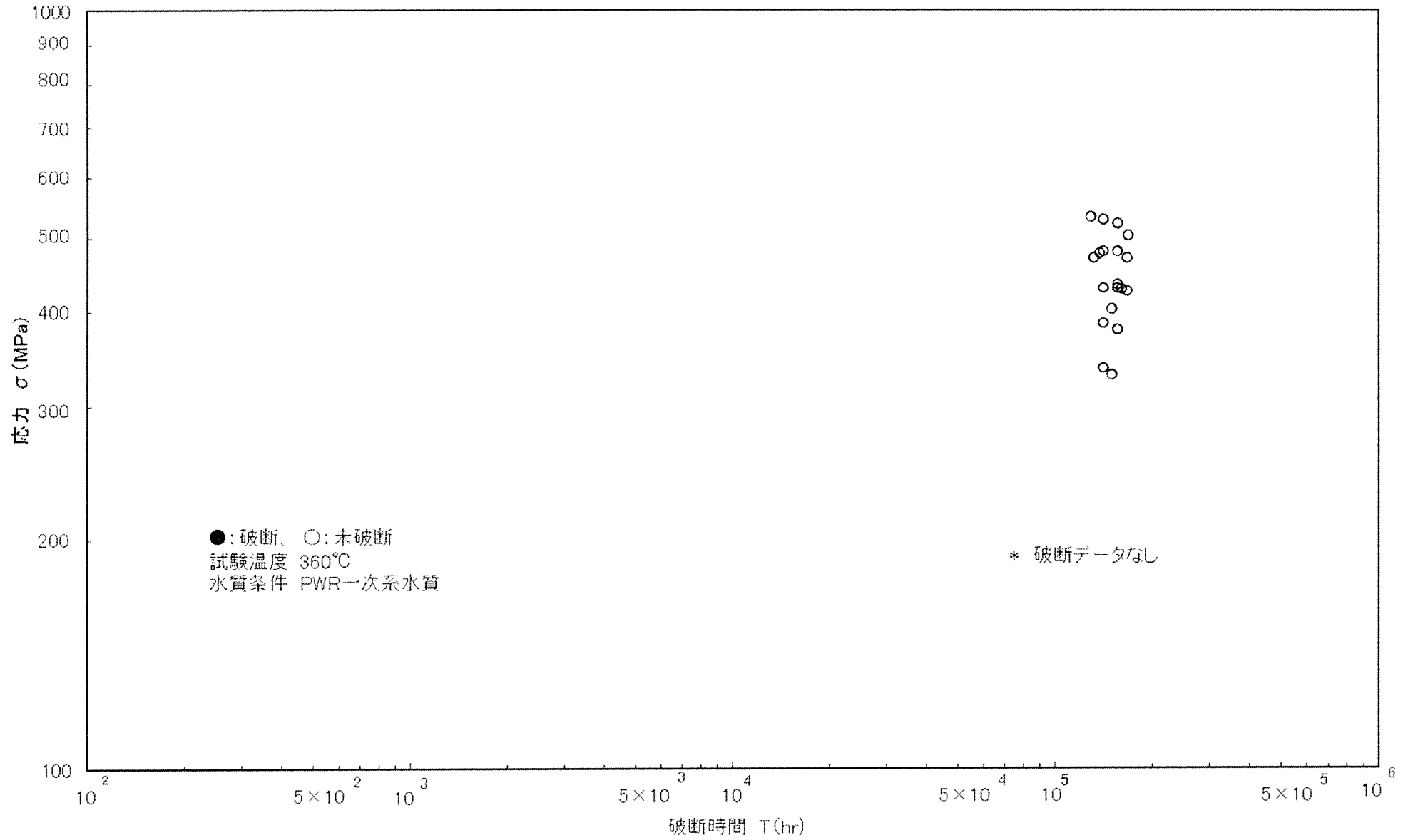


図2.2-1 690系ニッケル基合金の定荷重応力腐食割れ (SCC) 試験結果

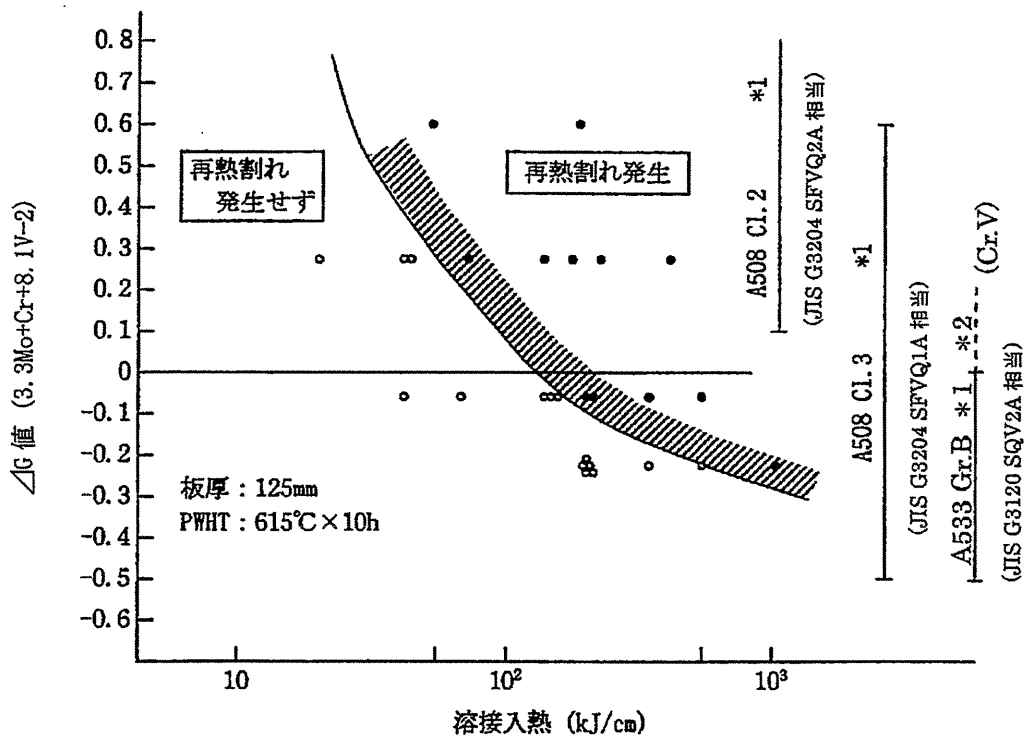
[出典: 電力共同研究「690合金のPWSCC長期信頼性確認試験 (STEP5)」2020年度 (最終報告書)]

前述の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

(5) 上部ふた等低合金鋼部の内張り下層部のき裂

上部ふた、上部胴等には低合金鋼を用いており、ステンレス鋼の内張りを施している。一部の低合金鋼（SA508 Cl. 2）では大入熱溶接を用いた肉盛で溶接後熱処理が行われると局部的にき裂が発生することが米国 P V R C（Pressure Vessel Research Council）の研究により確認されている。これは肉盛溶接の際、6本の溶接ワイヤーで同時に溶接したために大入熱になったものである。

玄海3号炉においては、図2.2-2に示すように材料の化学成分（ ΔG 値）を踏まえ溶接入熱を管理し溶接を実施しており、き裂の発生する可能性は小さく、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。



*1：規格成分による計算値
*2：規格成分外のCr、Vを加えた計算値

図2.2-2 再熱割れ発生に及ぼす ΔG 値及び溶接入熱の影響

[出典：三菱重工技報 Vol.14 No.1 (1977-1)]

2.2.4 消耗品及び定期取替品

○リングは開放点検時に取り替えている消耗品であり、長期使用はせず取替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 原子炉容器本体に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	上部胴、下部胴、トランジションリング、下部鏡板		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)			○			○*1	▲*2	*1：中性子照射脆化 (下部胴) *2：内張り下層部の き裂 *3：ピitting
	上部ふた 上部胴フランジ		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)		△*3	○				▲*2	
	入口管台 出口管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフエント [®] はステンレス鋼 溶接金属は600系ニッケル 基合金 溶接接液部は690系 ニッケル基合金グラット [®] 施工			○	△ (溶接金属)			▲*2	
	ふた管台 空気抜管台		690系ニッケル基合金			○	△ (溶接金属含む)				
	炉内計装筒		600系ニッケル基合金 セーフエント [®] はステンレス鋼 溶接金属は600系ニッケル 基合金			○	△ (溶接金属含む)				
	炉心支持金物		600系ニッケル基合金			○	△ (溶接金属含む)				
	スタッドボルト		低合金鋼		△	○					
	Oリング	◎	—								

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 出入口管台等の疲労割れ

a. 事象の説明

出入口管台等は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

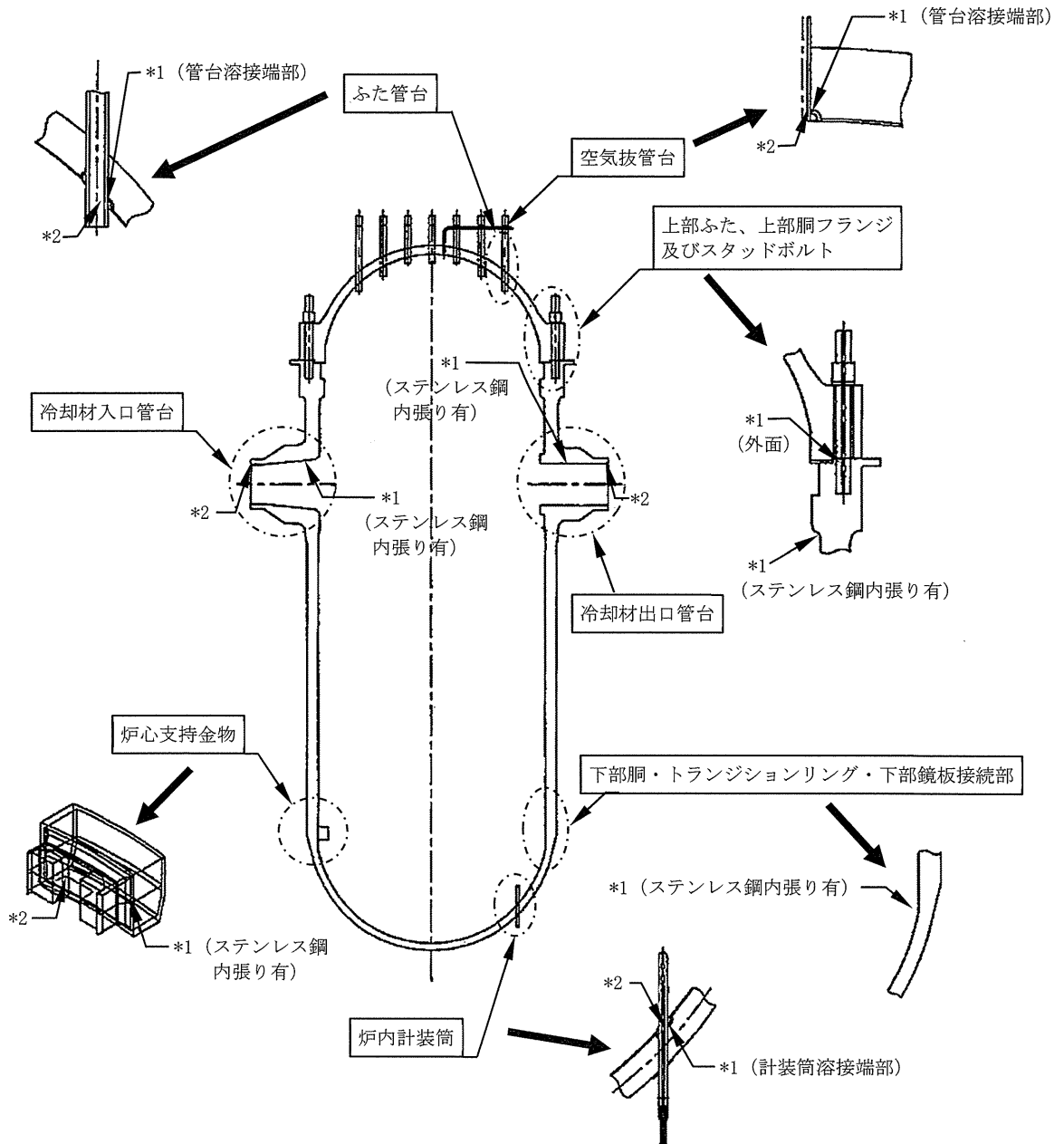
出入口管台等の健全性評価にあたっては、構造が不連続であるため比較的大きな熱応力の発生する部位を対象として、「(社)日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」、「(社)日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)」及び「(社)日本機械学会 材料規格(JSME S NJ1-2012)」に基づき疲労評価を行った。

また、使用環境を考慮した疲労評価については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

評価対象部位を図2.3-1に、疲労評価に用いた推定過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2018年度末までの運転実績に基づき推定した2019年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2019年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

それぞれの評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果を得た。



*1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位 (最大)

(非接液部の場合は()内に理由を記載)

*2 : 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位 (最大) (接液部が対象)

図2.3-1 玄海3号炉 原子炉容器本体 出入口管台等の疲労評価対象部位

表2.3-1(1/2) 玄海3号炉 原子炉容器本体 出入口管台等の疲労評価に用いた過渡回数
(上部ふた、ふた管台及び空気抜管台を除く)

運転状態Ⅰ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動 (温度上昇率55.6℃/h)	23 (24) ^{*2}	60 (63) ^{*2}
停止 (温度下降率55.6℃/h)	22 (22) ^{*2}	60 (63) ^{*2}
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	201	884
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	193	876
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	4
定常負荷運転時の変動 ^{*1}	—	—
燃料交換	15	68
0%から15%への負荷上昇	24	64
15%から0%への負荷減少	17	57
1 ループ停止 / 1 ループ起動		
Ⅰ) 停 止	0	2
Ⅱ) 起 動	0	2

運転状態Ⅱ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	1	5
1次冷却材流量の部分喪失	0	2
100%からの原子炉トリップ		
Ⅰ) 不注意な冷却を伴わないトリップ	1	8
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	0	2
タービン回転試験	6	6
1次系漏えい試験	21	59 (61) ^{*2}

*1: 設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材圧力+0.39MPa、-0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない

*2: () 内はスタッドボルトの過渡回数を示す

表2.3-1(2/2) 玄海3号炉 原子炉容器本体 出入口管台等の疲労評価に用いた過渡回数
(上部ふた、ふた管台及び空気抜管台)

運転状態Ⅰ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値*2
起動 (温度上昇率55.6°C/h)	—	32
停止 (温度下降率55.6°C/h)	—	32
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	—	601
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	—	601
90%から100%へのステップ状負荷上昇	—	2
100%から90%へのステップ状負荷減少	—	2
100%からの大きいステップ状負荷減少	—	2
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	—	47
0%から15%への負荷上昇	—	35
15%から0%への負荷減少	—	35
1 ループ停止 / 1 ループ起動		
Ⅰ) 停 止	—	2
Ⅱ) 起 動	—	2

運転状態Ⅱ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値*2
負荷の喪失	—	2
外部電源喪失	—	3
1次冷却材流量の部分喪失	—	2
100%からの原子炉トリップ		
Ⅰ) 不注意な冷却を伴わないトリップ	—	7
Ⅱ) 不注意な冷却を伴うトリップ	—	2
Ⅲ) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	—	2
1次冷却系の異常な減圧	—	2
制御棒クラスタの落下	—	2
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	—	2
1次冷却系停止ループの誤起動	—	2
タービン回転試験	—	0
1次系漏えい試験	—	34

*1：設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4°C、低温側±2.4°C、1次冷却材圧力+0.39MPa、-0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない

*2：運転開始後29年時点（第17回定期検査（2023年度））での上部ふた取替に伴い、プラント運転開始後60年時点での過渡回数としては、上部ふた取替からプラント運転開始後60年時点までの年数である31年間の過渡回数とした

表2.3-2 玄海3号炉 原子炉容器本体 出入口管台等の疲労評価結果

評価部位	疲労累積係数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
① 入口管台	0.038	0.001 ^{*2}
② 出口管台	0.044	0.001 ^{*2}
③ ふた管台 ^{*1}	0.040	0.001 ^{*2}
④ 空気抜管台 ^{*1}	0.023	0.001 ^{*2}
⑤ 炉内計装筒	0.462	0.001 ^{*2}
⑥ 上部ふた ^{*1} 、上部胴フランジ	0.006	非接液部
⑦ 下部胴・トランジションリング・ 下部鏡板接続部	0.005	非接液部
⑧ 炉心支持金物	0.005	0.001 ^{*2}
⑨ スタッドボルト	0.341	非接液部

*1：第17回定期検査時（2023年度）に上部ふたを取り替えているため、31年間の過渡回数を基に算出した

*2：炉水環境にあり、かつ疲労評価上最も厳しい箇所について評価を実施しており、設計・建設規格に基づく疲労評価対象箇所と異なる

② 現状保全

出入口管台等の疲労割れに対しては、定期的な超音波探傷検査等により有意な欠陥がないことを確認し、漏えい検査により耐圧部の健全性を確認している（表2.3-3）。

また、原子炉容器本体内面の内張りについては、開放点検時の目視確認により有意な異常のないことを確認している。

表2.3-3 玄海3号炉 原子炉容器本体の供用期間中検査の内容

評価対象	検査部位	検査内容
① 入口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査
② 出口管台	内面コーナー、セーフエンドとの溶接部、胴との溶接部	超音波探傷検査 浸透探傷検査
③ ふた管台	制御棒駆動装置ハウジングの溶接継手	浸透探傷検査
	上部鏡板の貫通部	漏えい検査による目視確認(VT-2)
④ 空気抜管台	上部鏡板の貫通部	漏えい検査による目視確認(VT-2)
⑤ 炉内計装筒	下部鏡板の貫通部	ベアメタル検査
⑥ 上部胴フランジ	溶接部（円周方向）	超音波探傷検査
⑦ 下部胴・トランジションリング・下部鏡板接続部	溶接部（円周方向）	超音波探傷検査
⑧ 炉心支持金物	胴との溶接部	目視確認(VT-3)
⑨ スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査
	ナット	目視確認(VT-1)

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、疲労割れ発生の可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れは超音波探傷検査等で、原子炉容器本体内表面の内張りについては、有意な異常のないことを目視確認により検知可能であり、点検手法として適切である。

c. 高経年化への対応

出入口管台等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

2.3.2 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化

a. 事象の説明

原子炉容器本体が通常の圧力容器と異なる点は、燃料を取り囲む胴部（炉心領域部）で中性子照射を受ける環境にあることである。このため安全性の見地から監視試験片の設定や中性子照射脆化に関する多くの研究が行われてきている。

一般的に材料は中性子の照射を受けると非常に微小な欠陥（析出物やマイクロボイド）が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際（転位の移動）の抵抗となり、破壊に対する抵抗（靱性）の低下が生じる。原子炉容器本体の胴部（炉心領域部）においては、中性子照射とともに関連温度（ RT_{NDT} ）が上昇し、上部棚吸収エネルギー（USE）が低下することは広く知られており、中性子照射脆化と呼ばれている（図2.3-2参照）。

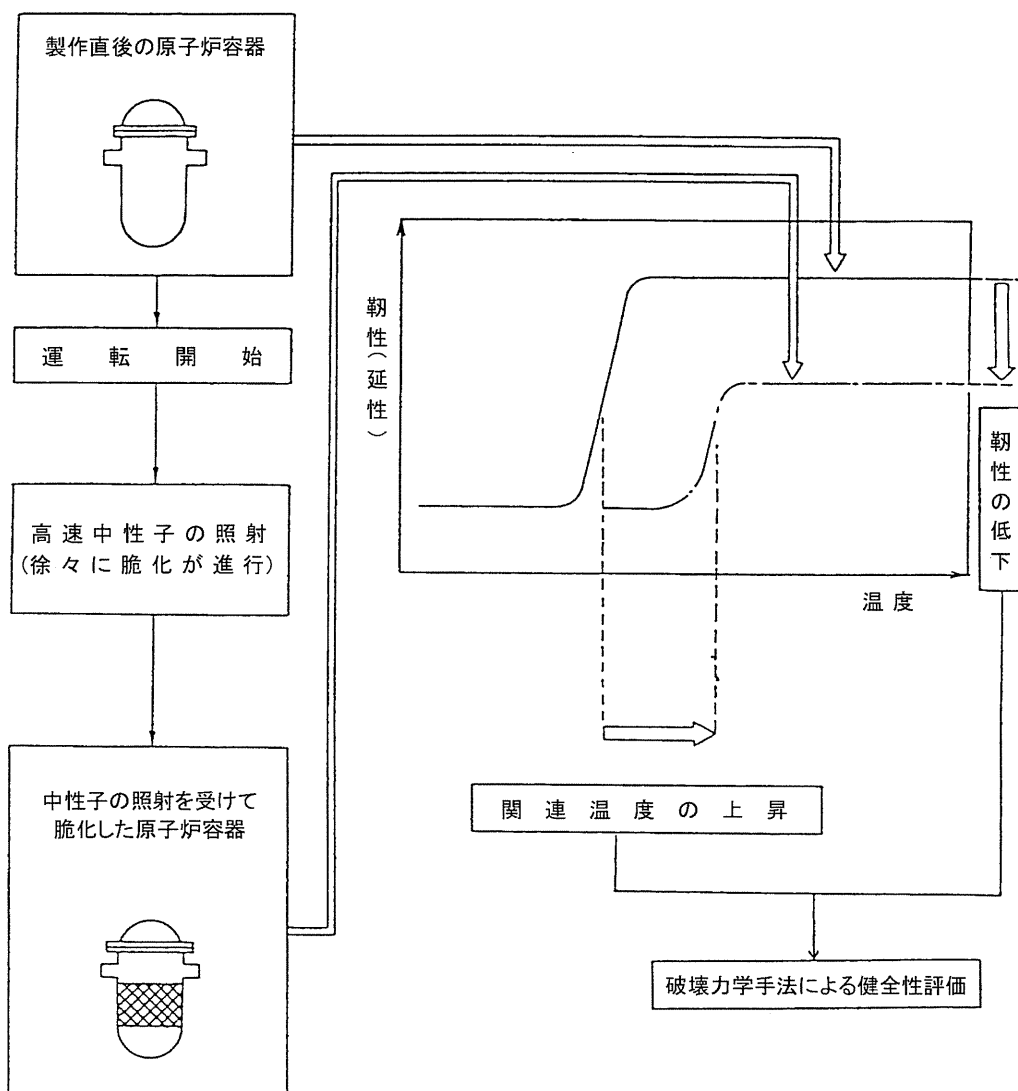


図2.3-2 原子炉容器本体胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する健全性評価

b. 技術評価

① 健全性評価

中性子照射脆化に対し健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の下部胴である。胴内表面での中性子照射量^{*1}は、現時点（2020年3月末時点）で $1.38 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($E>1\text{MeV}$)、運転開始後60年時点^{*2}で $4.64 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($E>1\text{MeV}$) 程度と評価される。また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下、「MOX燃料」という。）装荷時の中性子束は、MOX燃料を装荷した13.6EFPY以前の第2回監視試験より得られた中性子束を保守的に1.2倍として、2020年3月末時点及び運転開始後60年時点の中性子照射量を算出している。なお、炉心の有効高さを直接囲んでいる下部胴に対して、上部胴及びトランジションリングでは相当運転期間における関連温度移行量が十分に小さく炉心領域に含まれないことから、炉心領域の下部胴を対象として以下の評価を実施する。

玄海3号炉の現在までの監視試験結果を表2.3-4に示す。

*1：第3回監視試験片の炉内中性子束解析により求めた監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出

*2：2020年4月以降の設備利用率100%で運転すると仮定して算出

表2.3-4 玄海3号炉 原子炉容器本体胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [$E>1\text{MeV}$]	Tr30(°C) ^{*3}	
			母材	上部棚吸収エネルギー(J)
初期値	—	0	-61	283
第1回	1996年4月	0.786 [約16EFPY] ^{*1}	-55	273
第2回	2004年4月	2.71 [約49EFPY] ^{*1}	-49	263
第3回	2019年5月	4.76 [約85EFPY] ^{*1*2}	-30	265

*1：内表面から板厚の1/4深さでのEFPY。EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す

*2：第3回監視試験実施時の定格負荷相当年数は約16EFPY

*3：シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41 Jとなる温度、関連温度はTr30の移行量と関連温度初期値から算出する

【関連温度初期値】玄海3号炉 母材：-30°C

「(社) 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007[2013年追補版])」(以下 JEAC4201) の国内脆化予測法による現時点 (2020年3月末時点) と運転開始後 60 年時点での関連温度予測値及び国内 U S E 予測式による上部棚吸収エネルギー予測値並びに国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係を表 2. 3-5 及び図 2. 3-3 に示す。

評価の結果、関連温度実測値は予測の範囲内であった。

表 2. 3-5 玄海 3 号炉 原子炉容器本体胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する
関連温度の予測値及び上部棚吸収エネルギーの予測値

評価時期	中性子照射量*1 ($\times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$) [E>1MeV]	関連温度*2 (°C)	上部棚吸収 エネルギー*2 (J)
		母 材	母 材*4
現時点 (2020年3月末時点)	0. 828	-8	269
運転開始後60年時点*3	2. 79	2	262

*1 : 内表面から板厚の1/4深さでの中性子照射量、内表面の中性子照射量に

JEAC4201 附属書B「中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測」に示される式で求めた減衰率を乗じて算出

*2 : 内表面から板厚の1/4深さでの予測値

*3 : 2020年4月以降の設備利用率100%で運転すると仮定して算出

*4 : T方向 (試験片の長手方向が主鍛造方向に直角)

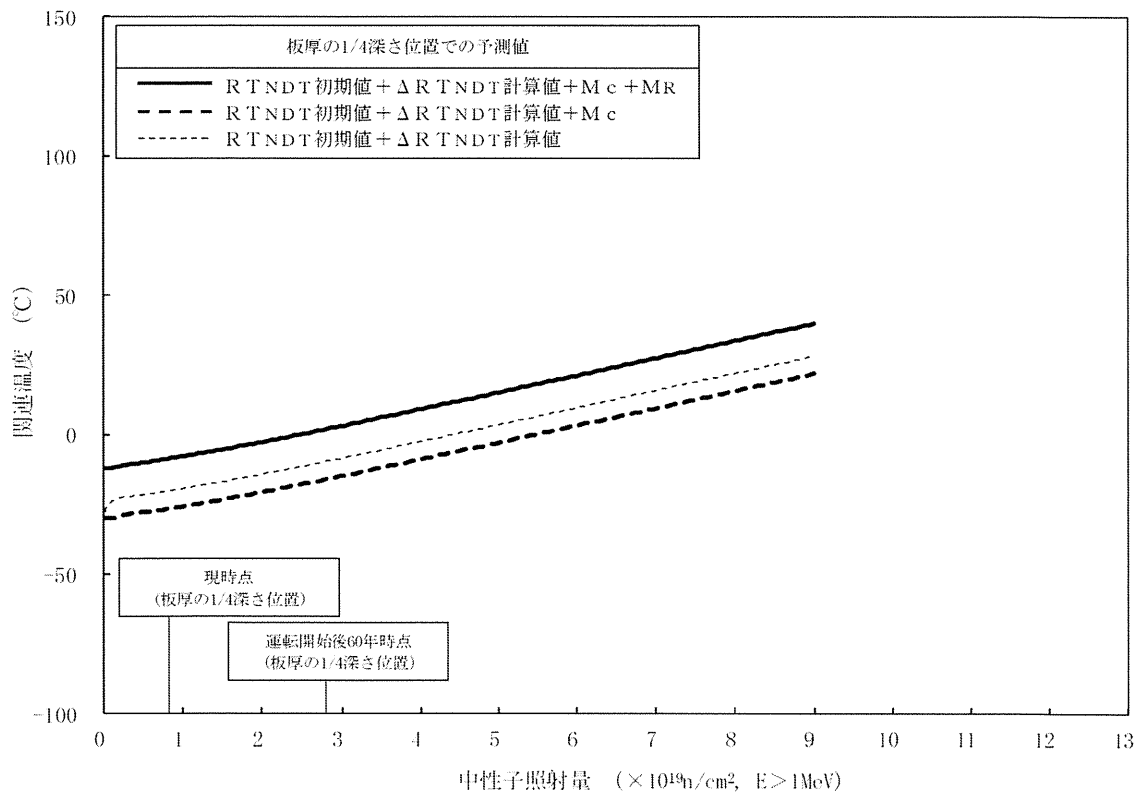
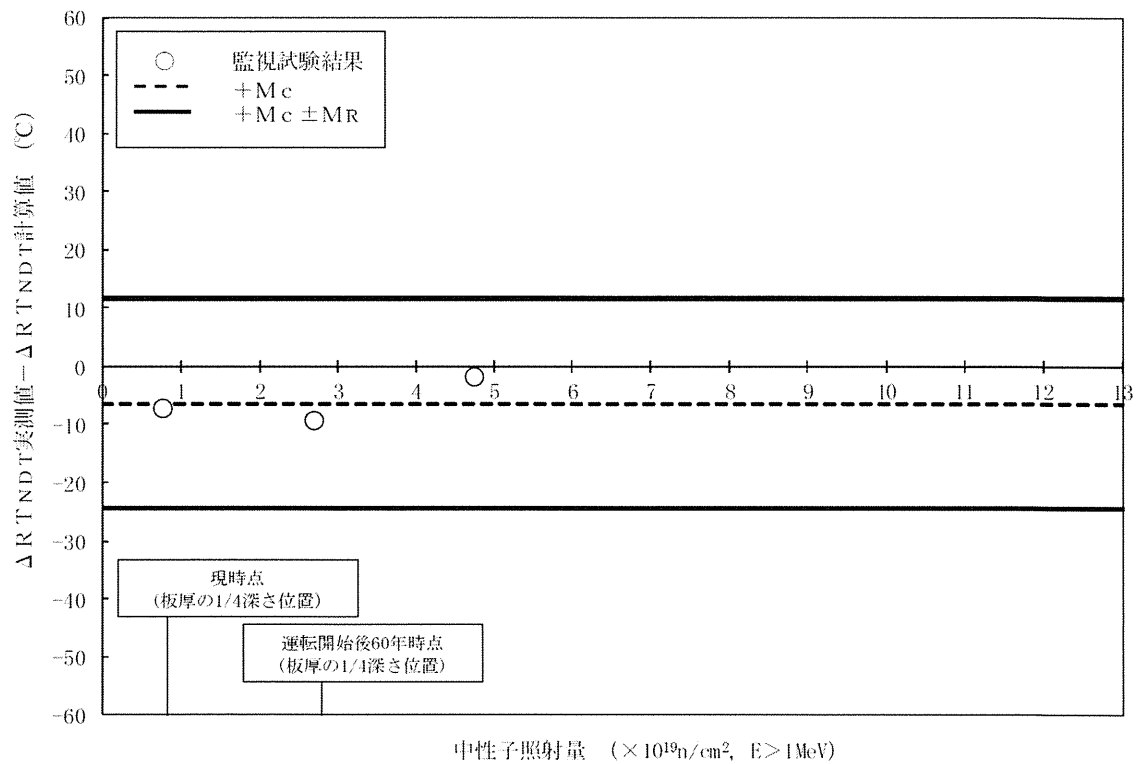


図2.3-3 玄海3号炉 原子炉容器本体胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する
 関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係（母材）
 M_C ：実測値で補正する場合に用いるマージン
 M_R ：マージン

本技術評価では、原子炉容器の胴部（炉心領域部）材料の関連温度の上昇及び上部棚領域部の靱性の低下に対する評価を以下のとおり実施した。

i 関連温度上昇に対する評価

関連温度の上昇については、「(社) 日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)」(以下 JEAC4206) の附属書C「供用状態C、Dにおける加圧水型原子炉压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」に定められた加圧熱衝撃 (PTS: Pressurized Thermal Shock) 評価手法^{*1}に基づき玄海3号炉原子炉容器本体の胴部 (炉心領域部) 材料の評価を実施した。PTS事象は小破断LOCA、大破断LOCA、主蒸気管破断事故及び2次冷却系からの除熱機能喪失を対象とした。

中性子照射脆化による材料の靱性低下の予測について、国内脆化予測法を用いて、実測 K_{IC} データを運転開始後60年時点まで温度軸に対してシフトさせ、その予測破壊靱性 (K_{IC}) の下限を包絡した以下の K_{IC} 曲線を設定する。

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

ここで、 T_P はプラント評価時期の K_{IC} 曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数である。

玄海3号炉を評価した結果、 T_P は現時点 (2020年3月末時点) までで -15°C 、プラント運転開始後60年時点で 6°C となった。健全性評価は K_{IC} 下限包絡曲線とPTS状態遷移曲線を比較し、 $K_{IC} > K_I$ であることを確認することであり、図2.3-4に評価結果を示す。

初期き裂を想定しても、運転開始後60年時点において、脆性破壊に対する抵抗値 (材料自身の持つねばり強さ) を示す K_{IC} 曲線は、負荷状態を応力拡大係数 K_I (脆性破壊を起こそうとする値) で示すPTS状態遷移曲線を上回っていることから、脆性破壊は起こらないと評価される。

*1: PTS評価では、想定き裂先端部の中性子照射量には原子炉容器内表面の値を用いている

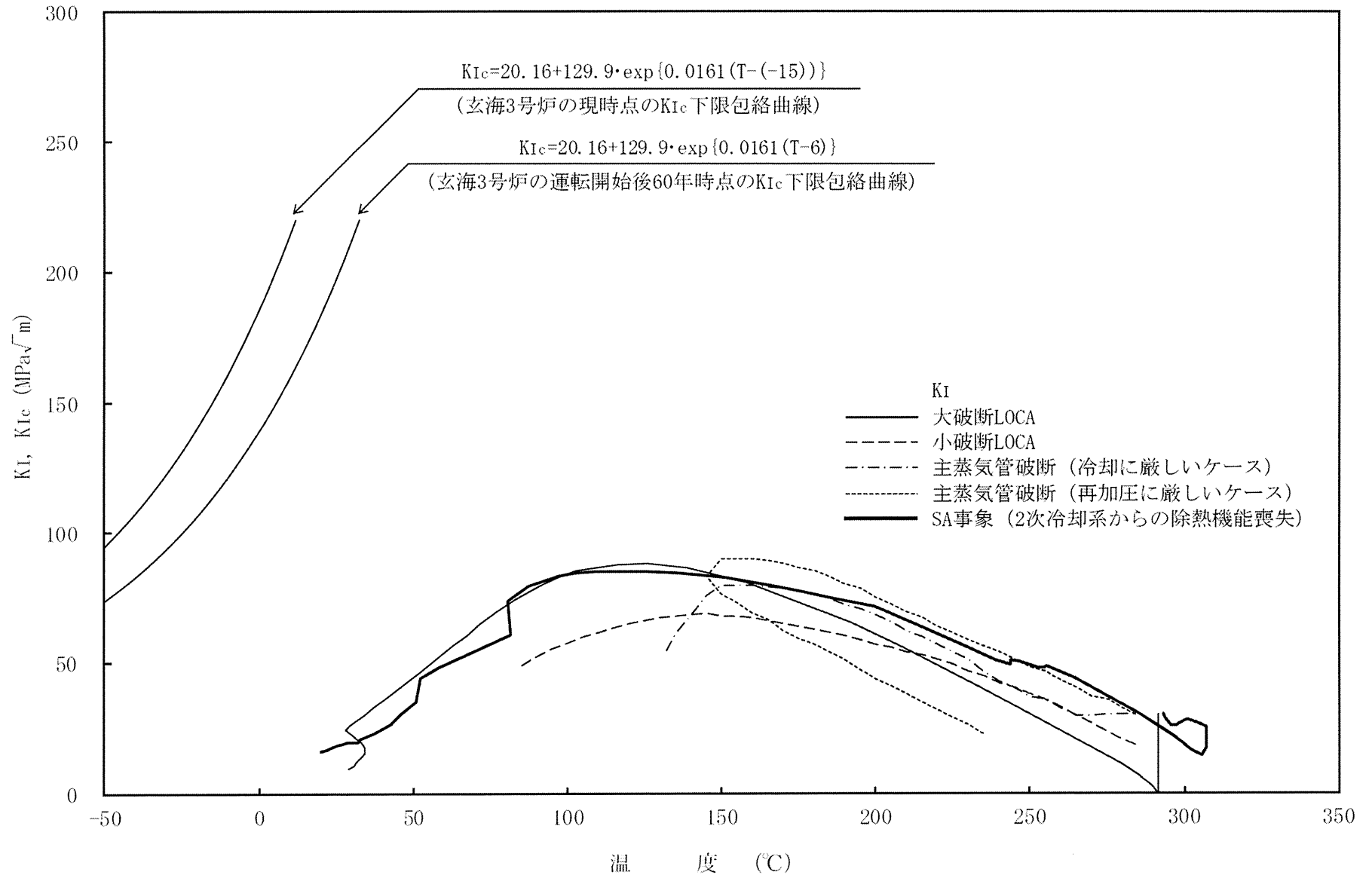


図2.3-4 玄海3号炉 原子炉容器本体胴部（炉心領域部）中性子照射脆化に対するPTS評価結果

ii 上部棚吸収エネルギー低下に対する評価

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式（JEAC4201の国内USE予測式）を用いて、運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した。

その結果、表2.3-6のとおりJEAC4206で要求している68J以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

表2.3-6 玄海3号炉 上部棚吸収エネルギーの予測値

(単位：J)

	方 向	初 期 値	現時点 (2020年3月末) *1	運転開始後 60年時点*1
母 材	L方向*2	273	257	251
	T方向*3	283	269	262

*1：板厚の1/4深さでの予測値

*2：主鍛造方向（参考値）

*3：試験片の長手方向が主鍛造方向に直角

② 現状保全

原子炉容器本体に対しては、定期的に溶接部の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。

胴部（炉心領域部）材料の中性子照射による機械的性質の変化については、J E A C 4 2 0 1に基づいて、計画的に監視試験を実施し、将来の破壊靱性の変化を先行把握している。玄海3号炉は、当初監視試験カプセルを6体挿入し、現在までに3体のカプセルを取り出し、将来の運転期間に対する脆化予測を行い、原子炉容器本体の健全性を評価している。

また、監視試験結果から、J E A C 4 2 0 6に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容し得る温度・圧力の範囲（加熱冷却制限曲線）及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。ただし、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、今後も計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要がある。

胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥がないことも超音波探傷検査により確認していることから、保全内容として適切である。

c. 高経年化への対応

胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、J E A C 4 2 0 1に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施していく。

また、監視試験結果から、J E A C 4 2 0 6に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容し得る温度・圧力の範囲（加熱冷却制限曲線）及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用していく。

なお、健全性評価の結果から胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第4回監視試験の実施計画を策定する。

2 加 圧 器

[対象部位]

- 2.1 加圧器本体
- 2.2 加圧器ヒータ

玄海3号炉で使用されている加圧器の部位は、本体及びヒータに大きく分類されるため、技術評価書においては、これら対象部位2種類についての技術評価を行う。

本技術評価書では、以下の2つに分類している。

- 2.1 加圧器本体
- 2.2 加圧器ヒータ

2.1 加压器本体

[対象機器]

① 加压器本体

目 次

1. 対象機器	1
2. 加圧器本体の技術評価	2
2.1 構造、材料及び使用条件	2
2.2 経年劣化事象の抽出	5
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	13

1. 対象機器

玄海3号炉で使用されている加圧器本体の主な仕様を表1-1に示す。

表1-1 玄海3号炉 加圧器本体の主な仕様

機器名称 (台数)	重要度*1	使用条件		
		運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (℃)
加圧器本体 (1)	PS-1、重*2	連 続	約17.2	約360

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

2. 加圧器本体の技術評価

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 加圧器本体

(1) 構造

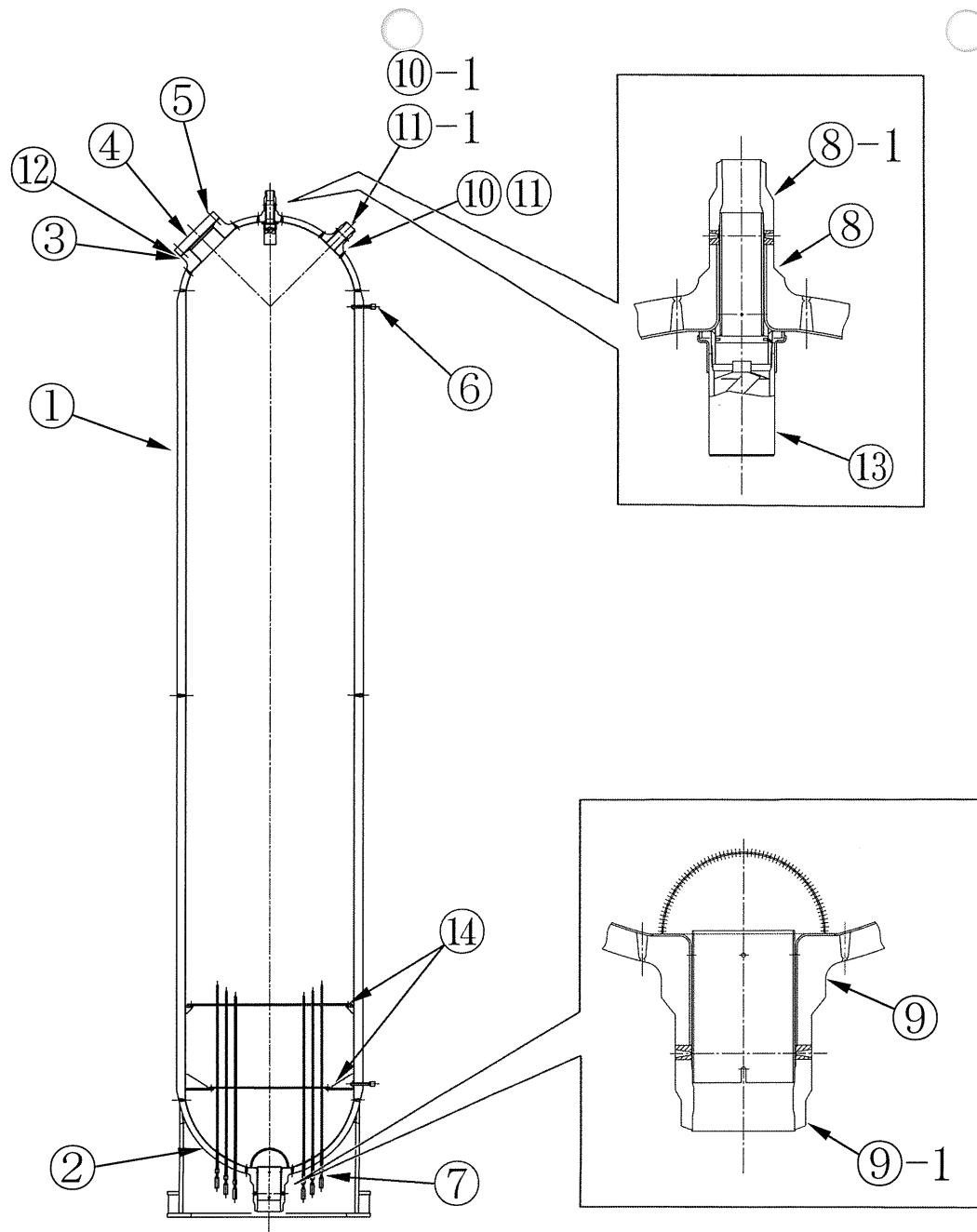
玄海3号炉の加圧器本体は、たて置円筒形である。

胴板と鏡板で構成されており、主要部分は全溶接構造にて製作している。また、1次冷却材と接する内面は、ステンレス鋼の内張りをしている。玄海3号炉の加圧器本体の構造図を図2.1-1に示す。

なお、加圧器本体の各管台のうち、スプレイライン用管台、サージ用管台並びに安全弁及び逃がし弁用管台については、第13回定期検査時（2010年度～2018年度）に溶接金属を600系ニッケル基合金から690系ニッケル基合金に変更している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の加圧器本体の使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。



No.	部 位
①	胴 板
②	鏡 板
③	マンホール座
④	マンホールふた
⑤	マンホールボルト
⑥	計測用管台
⑦	ヒータスリーブ
⑧	スプレイライン用管台
⑧-1	スプレイライン用管台セーフエンド
⑨	サージ用管台
⑨-1	サージ用管台セーフエンド
⑩	安全弁用管台
⑩-1	安全弁用管台セーフエンド
⑪	逃がし弁用管台
⑪-1	逃がし弁用管台セーフエンド
⑫	ガスケット
⑬	スプレイノズル
⑭	ヒータサポートプレート

図2.1-1 玄海3号炉 加圧器本体構造図

表2.1-1 玄海3号炉 加圧器本体主要部位の使用材料

部 位	材 料
胴板 鏡板	低合金鋼（ステンレス鋼内張り）
マンホール座	低合金鋼（ステンレス鋼内張り）
マンホールふた	低合金鋼
マンホールボルト	低合金鋼
計測用管台 ヒータスリーブ	ステンレス鋼
スプレイライン用管台 サージ用管台 安全弁用管台 逃がし弁用管台	低合金鋼（ステンレス鋼内張り） セーフエンドはステンレス鋼 溶接金属は690系ニッケル基合金
ガスケット	消耗品・定期取替品
スプレイノズル	ステンレス鋼鋳鋼
ヒータサポートプレート	ステンレス鋼

表2.1-2 玄海3号炉 加圧器本体の使用条件

最高使用圧力	約17.2MPa[gage]
最高使用温度	約360℃
内 部 流 体	1次冷却材

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

加圧器本体の機能である圧力制御機能を維持するためには、次の2つの項目が必要である。

- ① バウンダリの維持
- ② 圧力制御

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

加圧器本体について機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表2.2-1に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表2.2-1で○となっているもの）としては以下の事象がある。

(1) スプレイライン用管台等の疲労割れ

プラントの起動・停止時等に発生する1次冷却材の温度、圧力及び流量変化により、疲労が蓄積する可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1で△又は▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

(1) マンホールシート面のピitting

加圧器本体のマンホールシート部は、狭あい部でありピittingの発生が考えられる。

しかしながら、一度運転に入ると高温状態となりシール部のステンレス鋼肉盛表面に強固な酸化皮膜が形成されるため、有意なピittingの進展は考えられない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

(2) マンホールボルトの腐食（全面腐食）

マンホールボルトは、ガスケットからの漏えいにより、内部流体による腐食が考えられる。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、目視確認で有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

(3) 計測用管台の内面からの応力腐食割れ

1995年9月、米国サリー（Surry）発電所1号炉の加圧器計測用管台で応力腐食割れによる損傷が発生していることから、応力腐食割れが発生する可能性がある。

しかしながら、玄海3号炉の加圧器本体計測用管台には耐応力腐食割れ性に優れた316系ステンレス鋼を採用しており、玄海3号炉においては、水素注入や脱塩処理により、1次系水質を維持し、プラント起動時等のサンプリングにより管理している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、漏えい検査により、機器の健全性を確認している。

(4) ヒータスリーブ（溶接部含む）の応力腐食割れ

1989年5月、米国カルバートクリフ（Calvert Cliffs）発電所2号炉で損傷事例のあったヒータスリーブは、600系ニッケル基合金製であり、316系ステンレス鋼製である玄海3号炉のヒータスリーブについては、PWR 1次系水質環境下において応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えられる。

また、2006年4月、米国ブレイドウッド（Braidwood）発電所1号炉で損傷事例のあったヒータスリーブは、316系ステンレス鋼製であり、溶接部が熱影響等により鋭敏化していたとともに、ヒータスリーブとヒータの隙間部で溶存酸素が高くなっていた可能性があることから、発生原因として「酸素型応力腐食割れ」が推定されている。しかしながら、玄海3号炉のヒータスリーブ（316系ステンレス鋼製）については、電力共同研究で当該部を想定した最も厳しい酸素型応力腐食割れ発生環境中での定荷重試験により破断が認められた時間よりも、実機が酸素型応力腐食割れ発生環境下におかれる時間が極めて短いことから、応力腐食割れ発生の可能性は小さいと考えられる。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、漏えい検査により、機器の健全性を確認している。

(5) スプレイライン用管台等の690系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ

2003年9月、敦賀2号炉の加圧器逃がし弁用管台及び安全弁用管台において、600系ニッケル基合金溶接部の応力腐食割れが発生している。

玄海3号炉のスプレイライン用管台、サージ用管台並びに安全弁及び逃がし弁用管台は、第13回定期検査時(2010年度～2018年度)に溶接金属を690系ニッケル基合金へ変更しており、図2.2-1に示す電力共同研究による690系ニッケル基合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、現時点の知見において、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考えられる。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、溶接部を対象とした超音波探傷検査及び浸透探傷検査により、機器の健全性を確認している。

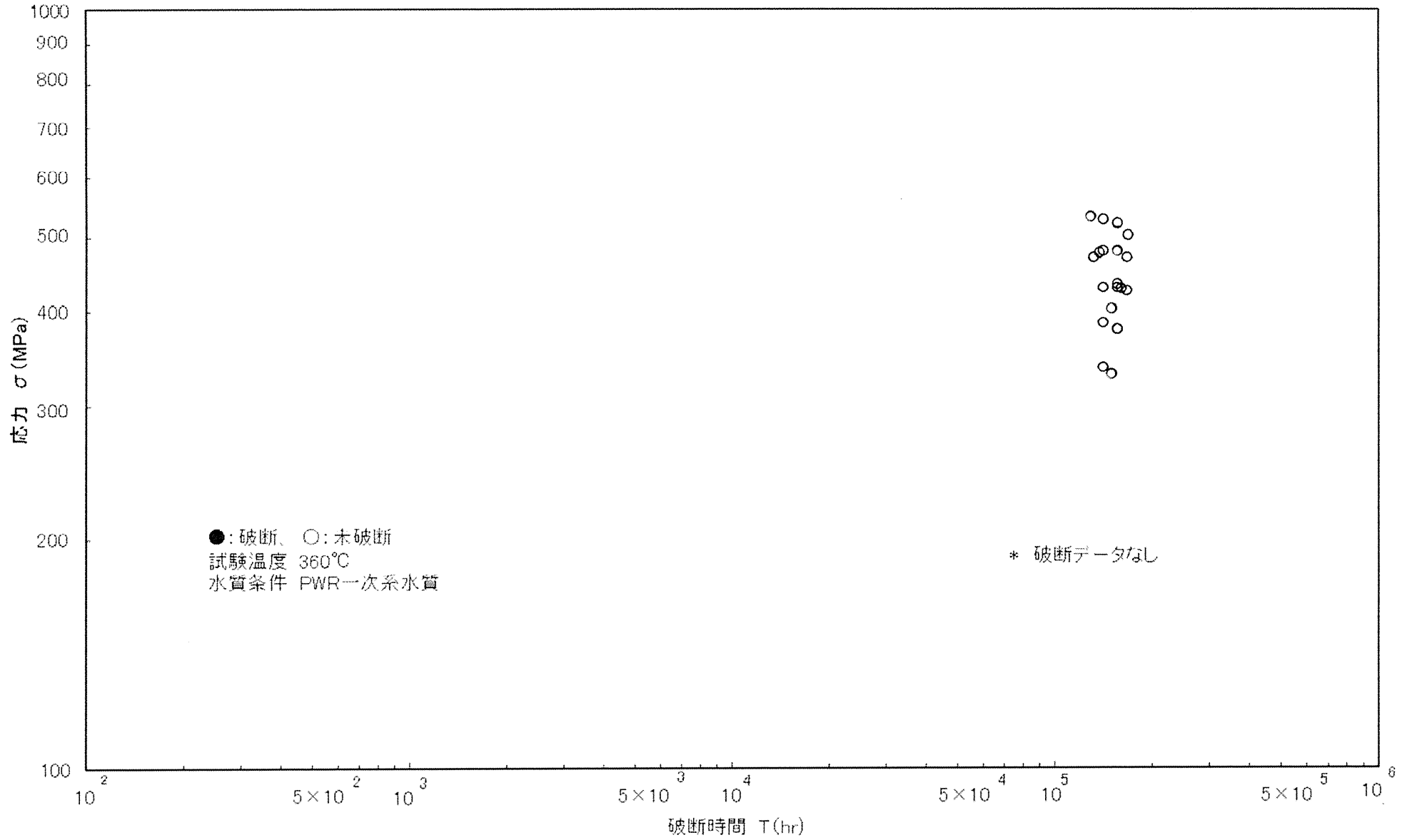


図2.2-1 690系ニッケル基合金の定荷重応力腐食割れ (SCC) 試験結果

[出典：電力共同研究「690合金のPWSCC長期信頼性確証試験 (STEP5)」2020年度 (最終報告書)]

前述の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

(6) スプレインズルの熱時効

加圧器本体スプレインズルに使用しているステンレス鋼鋳鋼については、使用温度が250℃を超えるため熱時効による材料特性変化を起こす可能性がある。

しかしながら、耐圧部材ではないこと、外荷重を受けないため発生する応力は十分小さいことから、熱時効による材料特性の変化が問題となることはなく、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(7) 鏡板等低合金鋼部の内張り下層部のき裂

鏡板、胴板等には低合金鋼を用いており、ステンレス鋼の内張りを施している。一部の低合金鋼 (SA508 Cl.2) では大入熱溶接を用いた肉盛で溶接後熱処理が行われると局部的にき裂が発生することが米国 P V R C (Pressure Vessel Research Council) の研究により確認されている。これは肉盛溶接の際、6本の溶接ワイヤーで同時に溶接したために大入熱になったものである。

玄海3号炉においては図2.2-2に示すように材料の化学成分 (ΔG 値) を踏まえ溶接入熱を管理し溶接を実施しており、き裂が発生する可能性は小さく、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

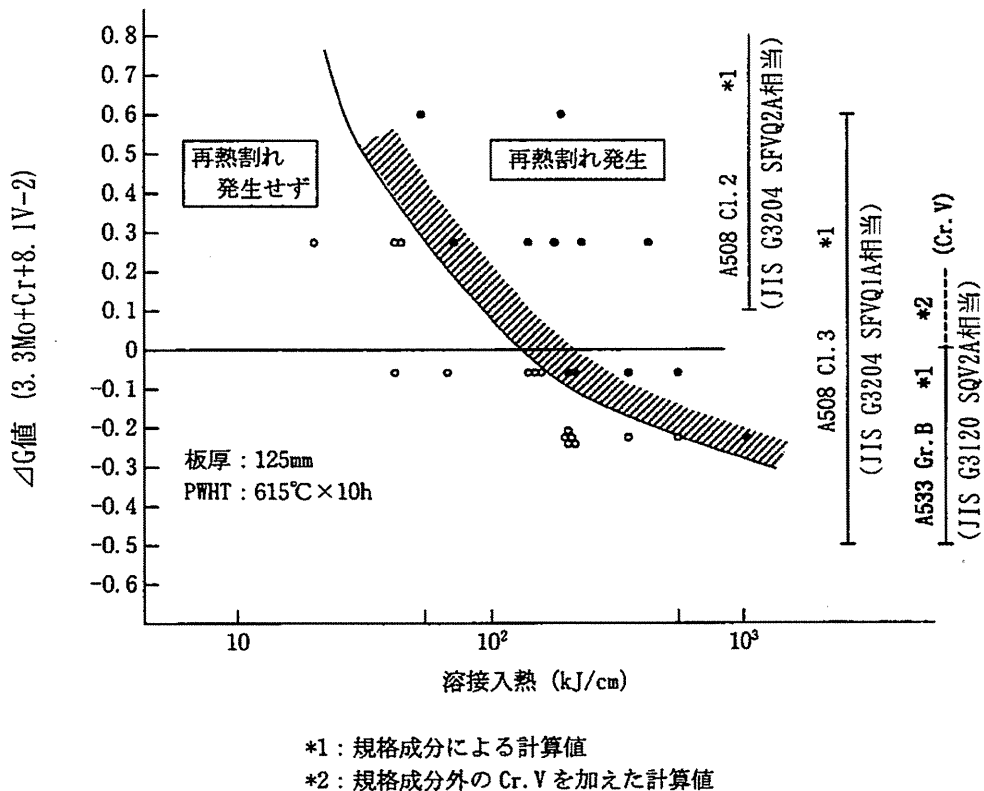


図2.2-2 再熱割れ発生に及ぼす ΔG 値及び溶接入熱の影響

[出典：三菱重工技報 Vol.14 No.1 (1977-1)]

2.2.4 消耗品及び定期取替品

ガスケットは開放点検時に取り替えている消耗品であり、長期使用はせず取替を前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 加圧器本体に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	胴板、鏡板		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)							▲*1	*1：内張り下層部のき裂 *2：ピitting *3：インサートプレートにより接触しない
	マンホール座		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り)		△*2					▲*1	
	マンホールふた		低合金鋼*3								
	マンホールボルト		低合金鋼		△						
	計測用管台		ステンレス鋼				△				
	ヒータスリーブ		ステンレス鋼				△				
	スプレイライン用管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフエントはステンレス鋼 溶接金属は690系 ニッケル基合金			○	△ (溶接金属)			▲*1	
	サージ用管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフエントはステンレス鋼 溶接金属は690系 ニッケル基合金			○	△ (溶接金属)			▲*1	
	安全弁用管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフエントはステンレス鋼 溶接金属は690系 ニッケル基合金				△ (溶接金属)			▲*1	
	逃がし弁用管台		低合金鋼 (ステンレス鋼内張り) セーフエントはステンレス鋼 溶接金属は690系 ニッケル基合金				△ (溶接金属)			▲*1	
ガスカート	◎	-									
圧力制御	スプレイノズル		ステンレス鋼 鋼					▲			
	ヒータサポートプレート		ステンレス鋼								

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 スプレイライン用管台等の疲労割れ

a. 事象の説明

スプレイライン用管台等は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

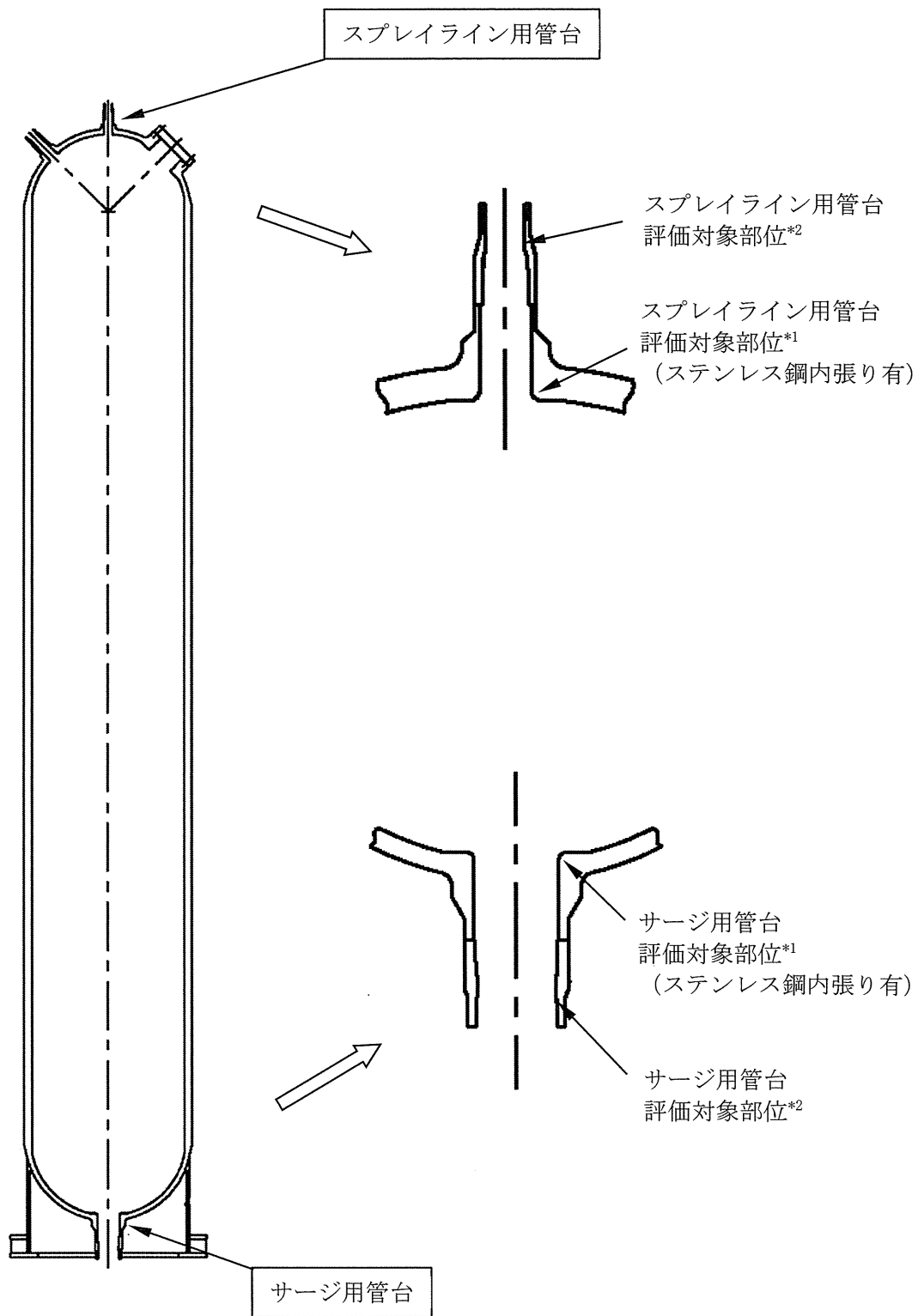
スプレイ注水時又はインサージ（1次冷却材管から加圧器本体への流れ）やアウトサージ（加圧器本体から1次冷却材管への流れ）時の熱衝撃により比較的大きな熱応力が発生するスプレイライン用管台及びサージ用管台を対象として、「(社)日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」に基づき疲労評価を行った。

また、使用環境を考慮した疲労については、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。さらに、スプレイライン用管台では、熱成層の影響を考慮して評価した。

評価対象部位を図2.3-1に、疲労評価に用いた推定過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2018年度末までの運転実績に基づき推定した2019年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2019年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

それぞれの評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果を得た。



*1 : 「設計・建設規格」に基づく疲労評価対象部位 (最大)
 (非接液部の場合は () 内に理由を記載)

*2 : 「環境疲労評価手法」に基づく疲労評価対象部位 (最大) (接液部が対象)

図2.3-1 玄海3号炉 加圧器本体の疲労評価対象部位

表2.3-1 玄海3号炉 加圧器本体スプレイライン用管台等の疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動（温度上昇率55.6℃/h）	23	60
停止（温度下降率55.6℃/h）	22	60
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	201	884
負荷減少（負荷減少率5%/min）	193	876
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	4
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	15	68
0%から15%への負荷上昇	24	64
15%から0%への負荷減少	17	57
1 ループ停止 / 1 ループ起動		
I) 停 止	0	2
II) 起 動	0	2

運転状態 II

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	1	5
1 次冷却材流量の部分喪失	0	2
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	1	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1 次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1 次冷却系停止ループの誤起動	0	2
タービン回転試験	6	6
1 次系漏えい試験	21	59

*1：設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材圧力+0.39MPa、-0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない

表2.3-2 玄海3号炉 加圧器本体スプレイライン用管台等の疲労評価結果

評価部位	疲労累積係数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
スプレイライン用管台	0.042	0.057*1
サージ用管台	0.016	0.020

*1：熱成層による発生応力を含めた解析結果であり、設計・建設規格に基づく疲労評価対象箇所と異なる

② 現状保全

スプレイライン用管台等の疲労割れに対しては、定期的に超音波探傷検査及び浸透探傷検査により、有意な欠陥がないことを確認し、漏えい検査により耐圧部の健全性を確認している。

スプレイライン用管台等の加圧器内面の内張りについては、定期的に超音波探傷検査により母材に有意な欠陥のないことを確認することで、その健全性を確認している。

さらに、高経年化技術評価にあわせて、実績過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、疲労割れ発生の可能性はないと考える。

ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れは超音波探傷検査及び浸透探傷検査で検知可能であり、点検手法として適切である。

c. 高経年化への対応

スプレイライン用管台等の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

2. 2 加圧器ヒータ

[対象機器]

- ① 加圧器後備ヒータ

目 次

1. 対象機器	1
2. 加圧器後備ヒータの技術評価	2
2.1 構造、材料及び使用条件	2
2.2 経年劣化事象の抽出	6

1. 対象機器

玄海3号炉で使用されている加圧器ヒータの主な仕様を表1-1に示す。

表1-1 玄海3号炉 加圧器ヒータの主な仕様

機器名称 (台数)	重要度*1	主要寸法 (φ×L) (mm×mm)	使用条件	
			最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (℃)
加圧器 後備ヒータ (60)	MS-2	約22×約2,985	約17.2	約390

注：主要寸法の長さ（L）にはアダプタ部は含まない

*1：機能は最上位の機能を示す

2. 加圧器後備ヒータの技術評価

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 加圧器後備ヒータ

(1) 構造

加圧器後備ヒータはヒータスリーブを介して加圧器本体に取り付けられており、加圧器内部で上下2箇所をサポートプレートで支持している。

発熱体は、1次冷却材の圧力バウンダリであるシースに内包されており、リード等に接続されている。電力は端子部に接続されたケーブルからリード等を介して発熱体に供給されている。

シース内部の絶縁物は酸化マグネシウムにより維持している。

酸化マグネシウムは吸湿しやすい材料であるため、セラミック端子とレセプタクルの接続部をシールすることで外部の湿気がシース内部に侵入しないようにしている。

絶縁物、充てん材及びセラミック端子はヒータ端末部の絶縁を維持するためのものである。

玄海3号炉の加圧器後備ヒータの加圧器本体への取付構造図を図2.1-1に、加圧器後備ヒータの構造図を図2.1-2に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の加圧器後備ヒータの使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

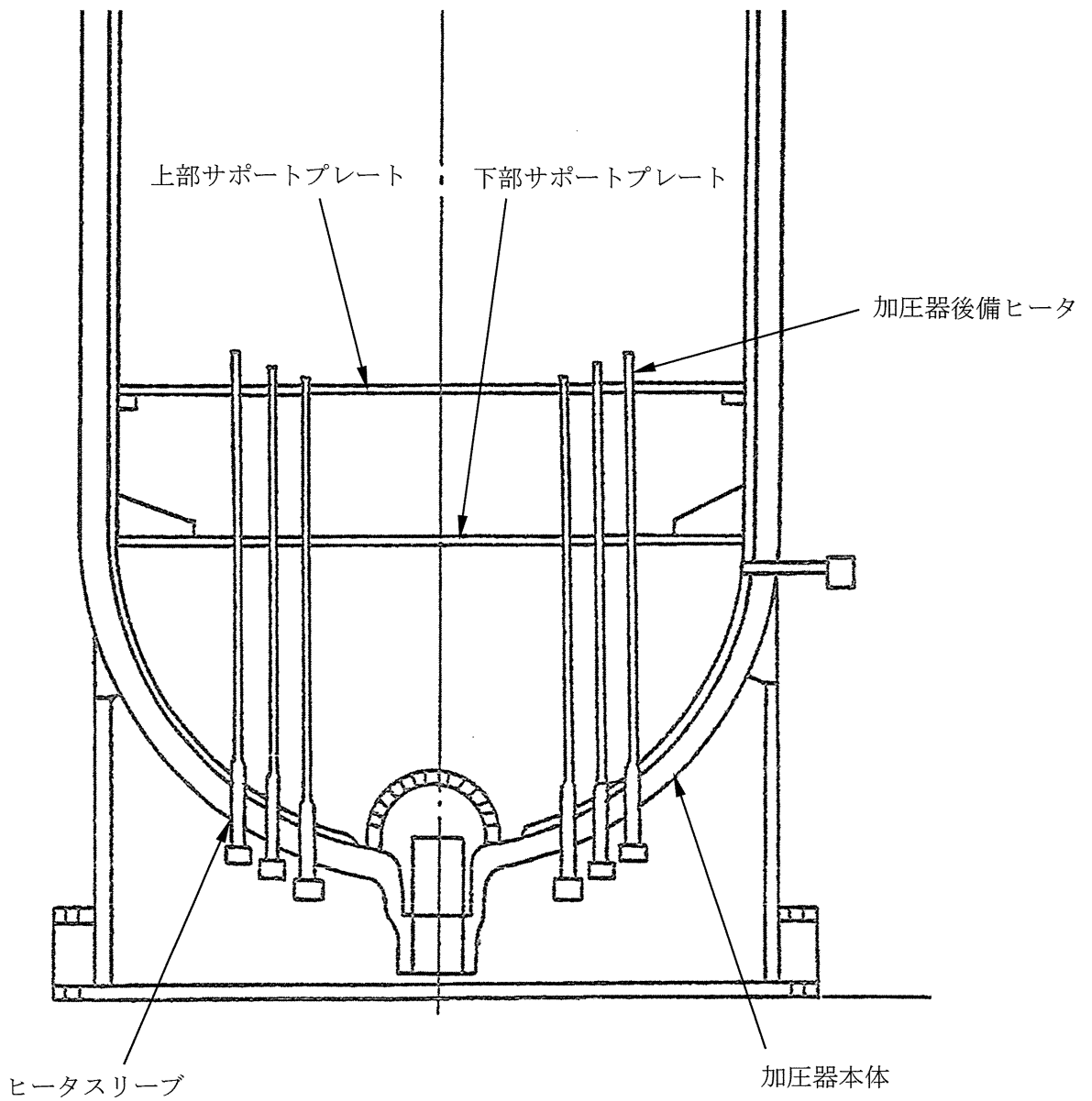
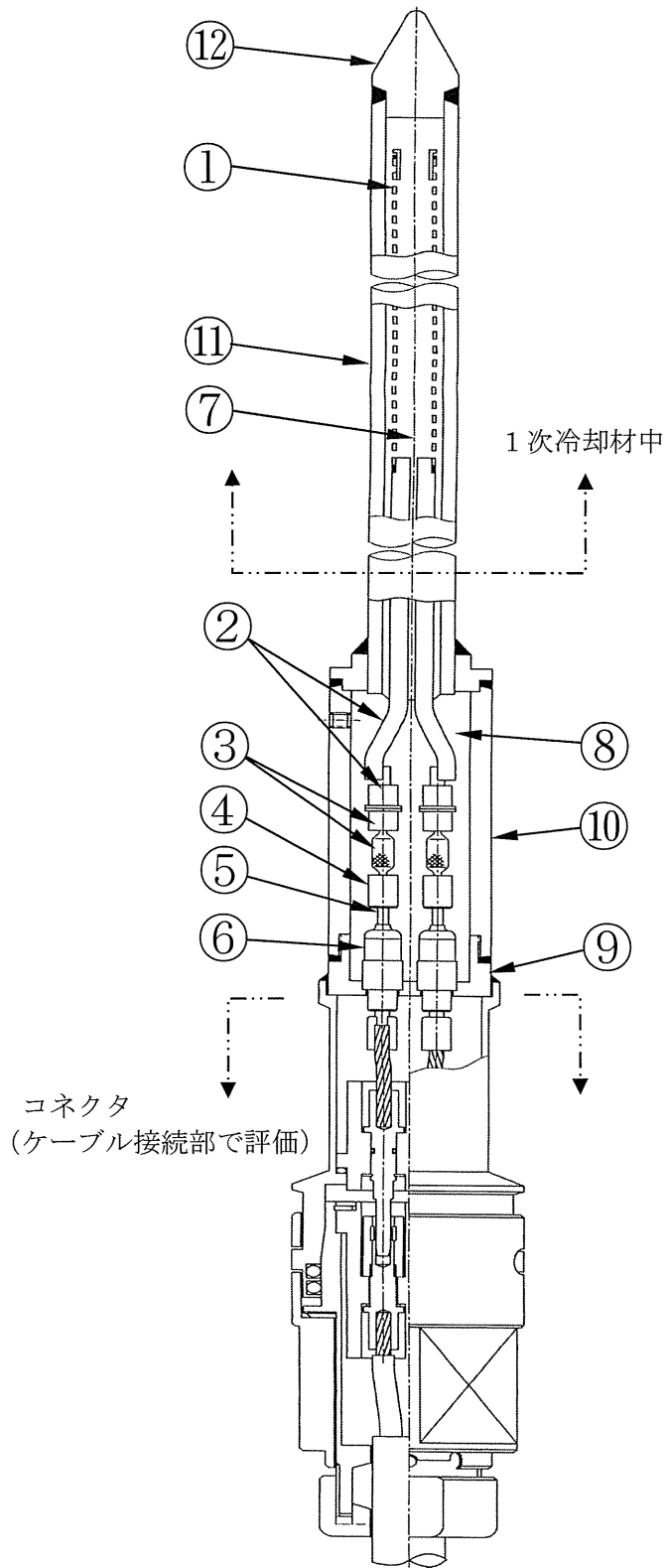


図2.1-1 玄海3号炉 加圧器後備ヒータの加圧器本体への取付構造図



No.	部 位
①	発 熱 体
②	リ ー ド
③	伸縮リード
④	端 子
⑤	銅 棒
⑥	セラミック端子
⑦	絶 縁 物
⑧	充てん材
⑨	レセプタクル
⑩	アダプタ
⑪	シ ー ス
⑫	プ ラ グ

図2.1-2 玄海3号炉 加圧器後備ヒータの構造図

表2.1-1 玄海3号炉 加圧器後備ヒータの使用材料

部 位	材 料
発熱体	ニクロム線
リード	ニッケル
伸縮リード	銅
端子	銅
銅棒	銅
セラミック端子	セラミックス
絶縁物	酸化マグネシウム
充てん材	酸化アルミニウム
レセプタクル	ステンレス鋼
アダプタ	ステンレス鋼
シース	ステンレス鋼
プラグ	ステンレス鋼

表2.1-2 玄海3号炉 加圧器後備ヒータの使用条件

最高使用圧力	約17.2MPa[gage]
最高使用温度	約390℃

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

加圧器後備ヒータとしての機能を維持するためには、次の2つの項目が必要である。

- ① 昇温・昇圧制御
- ② バウンダリの維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

加圧器後備ヒータについて、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件及び現在までの運転経験を考慮し、表2.2-1に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1で△となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

(1) 発熱体、リード、伸縮リード、端子及び銅棒の導通不良

発熱体、リード、伸縮リード、端子及び銅棒は、ヒータON-OFF時に発生する熱伸縮により繰り返し応力を受けるため、材料に疲労が蓄積され、疲労割れにより導通不良が想定される。

しかしながら、実機同等品を用いたON-OFF寿命試験の結果、実機の使用状態での発熱体温度では、60年間の運転を想定したヒータON-OFF回数程度では、導通不良に至らないことを確認しており、疲労割れにより導通不良に至る可能性はない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、機器点検時の抵抗測定により、機器の健全性を確認している。

(2) セラミック端子及び充てん材の絶縁低下

セラミック端子及び充てん材は無機物の磁器であり、経年劣化の可能性はないが、長期の使用においては表面の汚損による絶縁低下が想定される。

しかしながら、セラミック端子及び充てん材はアダプタ及びレセプタクルで保護されており、塵埃の付着により表面が汚損する可能性は小さい。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、機器点検時の絶縁抵抗測定により、機器の健全性を確認している。

(3) 絶縁物の絶縁低下

絶縁物は、発熱体の発熱により、発熱体の成分（Ni、Cr）が拡散し、酸化マグネシウムの純度が低下することによる絶縁低下が想定される。

しかしながら、加圧器後備ヒータの発熱体の温度は最大550℃であり、拡散が急激に進行することはない（出典：Kingery・Bowen・Uhlmann セラミック材料科学入門 基礎編）。

また、加圧器後備ヒータは絶縁物の吸湿防止のため、セラミック端子とレセプタクルでシールしており、外部の湿気がシース内部に侵入しない構造としている。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、定期的な絶縁抵抗測定により、機器の健全性を確認している。

(4) シース、プラグの応力腐食割れ

海外プラントにおいて、ステンレス鋼製のシース外面のサポートプレート接触部等が応力腐食割れによって損傷する事例が発生している。応力腐食割れの発生原因として、接液部表面の硬化層や残留応力の影響と報告されている。

玄海3号炉のシースは、国内産であり、表層は硬くなく、応力腐食割れが発生、進展することは考え難い。

また、プラグの表面は機械加工を行っており、表面での応力腐食割れの発生は否定できないが、内部まで硬いとは考えられないことから、応力腐食割れが進展することは考え難い。

以上のことから、シース、プラグの応力腐食割れは、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、定期的な絶縁抵抗測定により、1次冷却材の混入等による絶縁低下がないことを確認している。

表2.2-1 玄海3号炉 加圧器後備ヒータに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象								備 考	
				減 肉		割 れ		絶 縁	導 通	特 性	その他		
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	絶縁低下	導通不良	特性変化			
昇温・昇圧制御	発熱体		ニクロム線							△			
	リード		ニッケル							△			
	伸縮リード		銅							△			
	端子		銅							△			
	銅棒		銅							△			
	セラミック端子		セラミックス						△				
	絶縁物		酸化マグネシウム						△				
	充てん材		酸化アルミニウム						△				
	レセプタクル		ステンレス鋼										
	アダプタ		ステンレス鋼										
バウンダリの維持	シース		ステンレス鋼				△						
	プラグ		ステンレス鋼				△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

3 原子炉格納容器

[対象部位]

- 3.1 原子炉格納容器本体
- 3.2 機械ペネトレーション
- 3.3 電気ペネトレーション

玄海3号炉で使用されている原子炉格納容器の部位は、本体及び貫通部に大きく分かれ、型式等でグループ化すると3個のグループに分類されるため、技術評価書においては、これら対象部位3種類についての技術評価を行う。

本技術評価書では、以下の3つに分類している。

- 3.1 原子炉格納容器本体
- 3.2 機械ペネトレーション
- 3.3 電気ペネトレーション

3. 1 原子炉格納容器本体

[対象機器]

- ① 原子炉格納容器本体

目 次

1. 対象機器	1
2. 原子炉格納容器本体の技術評価	2
2.1 構造、材料及び使用条件	2
2.2 経年劣化事象の抽出	6

1. 対象機器

玄海3号炉で使用されている原子炉格納容器本体の主な仕様を表1-1に示す。

表1-1 玄海3号炉 原子炉格納容器本体の主な仕様

機器名称 (台数)	重要度*1	使用条件		
		運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)
原子炉格納容器本体 (1)	MS-1、重*2	連 続	約0.392	約144

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

2. 原子炉格納容器本体の技術評価

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 原子炉格納容器本体

(1) 構造

玄海3号炉の原子炉格納容器本体は、LOCA時の耐圧、漏えい防止機能、及び構造物の支持機能、並びに遮蔽機能をもつ容器であり、プレストレストコンクリート構造とし、その内面には気密性を確保するためのライナプレートを設け、防錆のために塗装を施している。

玄海3号炉の原子炉格納容器本体の構造図を図2.1-1及び図2.1-2に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の原子炉格納容器本体の使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

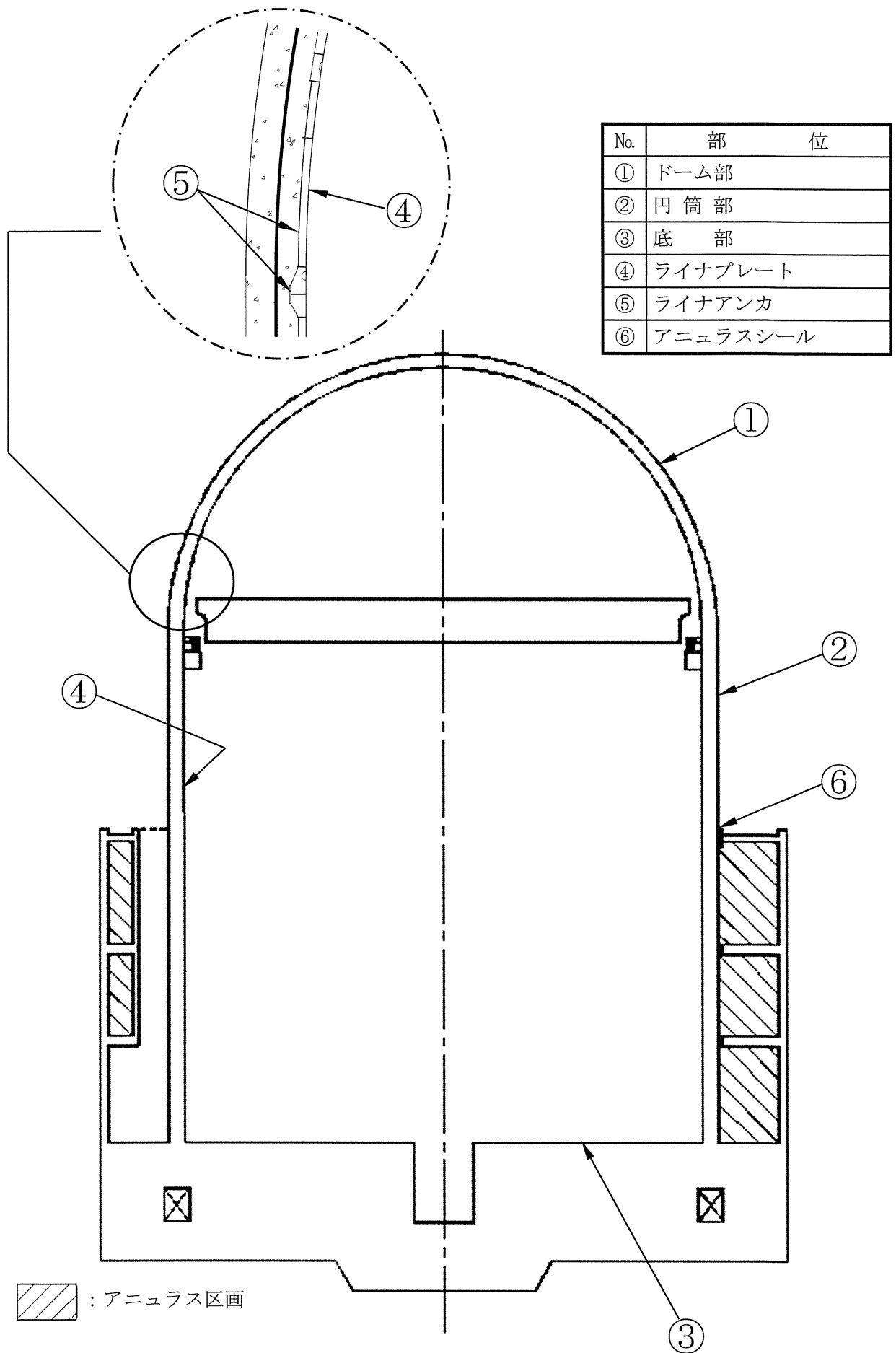


図2.1-1 玄海3号炉 原子炉格納容器本体構造図

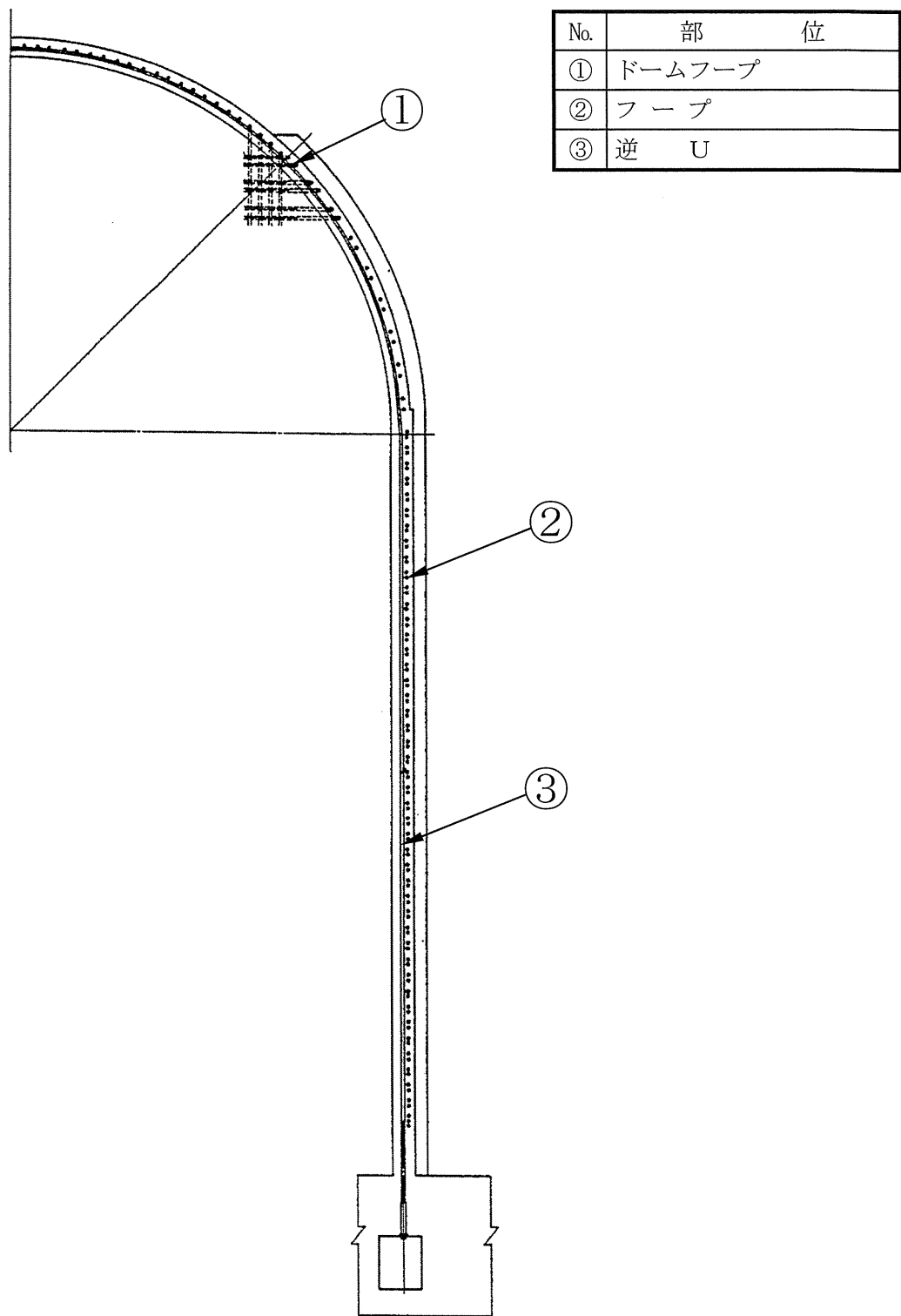


図2.1-2 玄海3号炉 原子炉格納容器本体構造図
 (テンドン (プレストレスシステム) 配置図)

表2.1-1 玄海3号炉 原子炉格納容器本体主要部位の使用材料

部 位		材 料
鉄筋コンクリート部	ドーム部	コンクリート 鉄筋
	円筒部	
	底部	
テンドン (プレストレス システム)	ドームフープ	P C 鋼線
	フープ	
	逆 U	
ライナプレート		炭素鋼
ライナアンカ		炭素鋼
アニュラスシール		消耗品・定期取替品

表2.1-2 玄海3号炉 原子炉格納容器本体の使用条件

最高使用圧力	約0.392MPa[gage]
最高使用温度	約144℃
内部流体	空 気

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

原子炉格納容器本体の機能である耐圧・漏えい防止機能を維持するためには、次の項目が必要である。

- ① バウンダリの維持
- ② 強度の維持
- ③ 遮蔽能力の維持

なお、耐圧機能、支持機能及び遮蔽機能を担う鉄筋コンクリート、テンドン（プレストレスシステム）の強度の維持及び遮蔽能力の維持については、「コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価書」にて評価するものとし、本評価書には含んでいない。

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

原子炉格納容器本体について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表2.2-1に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1で△となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

(1) ライナプレート等の腐食（全面腐食）

ライナプレート等は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。コンクリート埋設部は、塗装の状態を確認することが困難であるが、コンクリート内の水酸化カルシウムにより強アルカリ環境を形成しており、塗装がない状態でも鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極めて小さい。

また、定期的に見視確認により塗装の健全性を確認するとともに、原子炉格納容器漏えい率検査によりバウンダリ機能の健全性を確認している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(2) ライナプレートの疲労割れ

ライナプレートは、プラントの起動・停止時等の過渡により、疲労割れが想定される。

しかしながら、運転中の温度変化及びそれに伴う圧力変化等しか過渡を受けず、有意な過渡を受けないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、原子炉格納容器漏えい率検査によりバウンダリ機能の健全性を確認している。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

アニュラスシールは、目視確認等の結果に基づき取り替える消耗品であり、長期使用はせず取替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 原子炉格納容器本体に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	ライナプレート		炭素鋼		△	△					
	ライナアンカ		炭素鋼		△						
	アニュラスシール	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

3. 2 機械ペネトレーション

[対象機器]

- ① 固定式配管貫通部
- ② 機器搬入口
- ③ エアロック
- ④ 燃料移送管貫通部

目 次

1. 対象機器及び代表機器の選定	1
1.1 グループ化の考え方及び結果	1
1.2 代表機器の選定	1
2. 代表機器の技術評価	8
2.1 構造、材料及び使用条件	8
2.2 経年劣化事象の抽出	20
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	27
3. 代表機器以外への展開	31
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	31
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	32

1. 対象機器及び代表機器の選定

玄海3号炉で使用されている機械ペネトレーションの主な仕様を表1-1に示す。

これらの機械ペネトレーションを型式の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

1.1 グループ化の考え方及び結果

表1-1に示す機械ペネトレーションについて、型式を分離基準として考えると、合計4つのグループに分類される。

1.2 代表機器の選定

(1) 型式：固定式配管貫通部

固定式配管貫通部のうち口径が大きく、かつプラントの起動・停止等に伴い有意な熱過渡を受ける主蒸気ライン貫通部を代表機器とする。

(2) 型式：円筒二重ガスケット単ふた式

このグループには、機器搬入口のみが属するため、代表機器は機器搬入口とする。

(3) 型式：円筒二重とびら式

このグループには、通常用エアロックと非常用エアロックが属するが、常用される通常用エアロックを代表機器とする。

(4) 型式：燃料移送管貫通部

このグループには、燃料移送管貫通部のみが属するため、代表機器は燃料移送管貫通部とする。

表1-1 (1/6) 玄海3号炉 機械ペネトレーションの主な仕様

型式	貫通部 番号	貫通配管貫通部・機器名	仕 様 配管口径 (mm)	選 定 基 準		選定	選定理由	
				重要度*1	使 用 条 件*2			
					最高使用圧力 (MPa[gage])			最高使用温度 (°C)
固定式 配管貫通部	151	A格納容器再循環ライン貫通部	約609.6	MS-1、重*3	約0.392	約144		
	152	B格納容器再循環ライン貫通部	約609.6					
	210	A格納容器水素制御ライン貫通部	約 89.1					
	211	A格納容器減圧ライン貫通部	約165.2					
	213	B格納容器水素制御ライン貫通部	約 89.1					
	214	B格納容器減圧ライン貫通部	約165.2					
	222	S I T (構造性能確認試験) 用貫通部	約216.3					
	223	D格納容器再循環ユニット冷却水出口ライン貫通部	約165.2					
	225	S I T (構造性能確認試験) 用貫通部	約216.3					
	226	A格納容器再循環ユニット冷却水出口ライン貫通部	約165.2					
	229	漏えい率試験圧力取出配管接続用貫通部	約216.3					
	234	蒸気発生器スラッジランシング用貫通部	約267.4					
	235	DRPI 盤室冷却ユニットからのCWS供給ライン貫通部	約 34.0					
		DRPI 盤室冷却ユニットからのCWS戻りライン貫通部	約 34.0					
	238	ICIS CO ₂ ガスパージライン貫通部	約 27.2					
1次冷却材ポンプモータオイル入口配管貫通部		約 34.0						
1次冷却材ポンプモータオイル出口配管貫通部		約 48.6						

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：使用条件は原子炉格納容器の値（約144°C、約0.392MPa）より小さいものは原子炉格納容器の値とする

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表1-1 (2/6) 玄海3号炉 機械ペネトレーションの主な仕様

型式	貫通部 番号	貫通配管貫通部・機器名	仕 様 配管口径 (mm)	選 定 基 準		選定	選定理由	
				重要度*1	使 用 条 件*2			
					最高使用圧力 (MPa[gage])			最高使用温度 (°C)
固定式 配管貫通部	302	D蒸気発生器ブローダウンサンプルライン貫通部	約 27.2	MS-1、重*3	約0.392	約298		
		A蒸気発生器ブローダウンサンプルライン貫通部	約 27.2			約298		
	304	A制御用空気ライン貫通部	約 60.5			約144		
	305	加圧器逃がしタンク補給水ライン貫通部	約 89.1			約144		
	306	加圧器逃がしタンク窒素供給ライン貫通部	約 48.6			約144		
	308	1次冷却材ポンプモータ及び 余剰抽出冷却器冷却水出口ライン貫通部	約318.5			約144		
	309	格納容器圧力検出ライン（スプレー用）貫通部	約 27.2			約144		
	313	格納容器内消火水供給ライン貫通部	約114.3			約144		
	314	B蒸気発生器ブローダウンサンプルライン貫通部	約 27.2			約298		
		C蒸気発生器ブローダウンサンプルライン貫通部	約 27.2			約298		
	315	格納容器圧力検出ライン（スプレー用）貫通部	約 27.2			約144		
	316	格納容器内脱塩水供給ライン貫通部	約 60.5			約144		
	317	格納容器内補助蒸気供給ライン貫通部	約 48.6			約185		
	320	CRDM冷却ユニット冷却水出口ライン貫通部	約114.3			約144		
	321	格納容器圧力検出ライン（C/V減圧系統用）貫通部	約 27.2			約144		
325	所内用空気ライン貫通部	約 60.5	約144					

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：使用条件は原子炉格納容器の値（約144°C、約0.392MPa）より小さいものは原子炉格納容器の値とする

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表1-1 (3/6) 玄海3号炉 機械ペネトレーションの主な仕様

型式	貫通部番号	貫通配管貫通部・機器名	仕様 配管口径 (mm)	選定基準		選定	選定理由	
				重要度*1	使用条件*2			
					最高使用圧力 (MPa[gage])			最高使用温度 (°C)
固定式 配管貫通部	326	A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口ライン貫通部	約216.3	MS-1、重*3	約0.392	約144		
	327	蒸気発生器満水保管水出口ライン貫通部	約 89.1					約144
	331	1次冷却材ポンプ封水注入ライン(Aループ)貫通部	約 48.6					約150
	334	1次冷却材ポンプ封水注入ライン(Bループ)貫通部	約 48.6					約150
	336	加圧器逃がしタンクガス分析ライン貫通部	約 27.2					約170
		蓄圧タンクサンプルライン貫通部	約 27.2					約170
		格納容器冷却材ドレンタンクガス分析器ライン貫通部	約 27.2					約170
	338	格納容器冷却材ドレンタンクのドレンライン貫通部	約 89.1					約144
	339	1次冷却材(Bループ)サンプルライン貫通部	約 27.2					約360
		加圧器液相部、気相部及び1次冷却材(Aループ)サンプルライン貫通部	約 27.2					約360
	340	原子炉キャビティと燃料取替用水タンク連絡ライン貫通部	約165.2					約144
	343	安全注入配管漏えいテストライン及び蓄圧タンク補給水ライン貫通部	約 27.2					約150
		格納容器冷却材ドレンタンク窒素供給及びベントライン貫通部	約 60.5					約150
	347	A低圧注入ライン(余熱除去系注入ライン)貫通部	約267.4					約200
350	A高圧注入ライン貫通部	約114.3	約150					

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：使用条件は原子炉格納容器の値(約144°C、約0.392MPa)より小さいものは原子炉格納容器の値とする

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表1-1 (4/6) 玄海3号炉 機械ペネトレーションの主な仕様

型式	貫通部 番号	貫通配管貫通部・機器名	仕 様 配管口径 (mm)	選 定 基 準		選定	選定理由	
				重要度*1	使用条件*2			
					最高使用圧力 (MPa[gage])			最高使用温度 (°C)
固定式 配管貫通部	352	A余熱除去ポンプ入口ライン（Bループより）貫通部	約318.5	MS-1、重*3	約0.392	約200		
	353	A格納容器スプレイライン貫通部	約355.6					約150
	402	B格納容器スプレイライン貫通部	約355.6					約150
	404	事故後サンプリング水ドレン戻りライン貫通部	約 27.2					約144
		事故後サンプリングガス試料採取戻りライン貫通部	約 27.2					約144
	405	B低圧注入ライン（余熱除去系注入ライン）貫通部	約267.4					約200
	407	B余熱除去ポンプ入口ライン（Cループより）貫通部	約318.5					約200
	408	B高圧注入ライン貫通部	約114.3					約150
	410	格納容器サンプ出口ライン貫通部	約 60.5					約144
	411	1次冷却材ポンプ封水戻りライン貫通部	約 89.1					約144
	412	充てんライン貫通部	約 89.1					約144
	413	1次冷却材ポンプ封水注入ライン（Dループ）貫通部	約 48.6					約150
	414	1次冷却材ポンプ封水注入ライン（Cループ）貫通部	約 48.6					約150
	420	原子炉キャビティ水浄化ライン貫通部	約114.3					約144
	422	蓄圧タンク窒素充てんライン貫通部	約 34.0					約144
	425	B制御用空気ライン貫通部	約 60.5					約144
426	1次冷却材ポンプモータ及び 余剰抽出冷却器冷却水入口ライン貫通部	約318.5	約144					

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：使用条件は原子炉格納容器の値（約144°C、約0.392MPa）より小さいものは原子炉格納容器の値とする

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表1-1 (5/6) 玄海3号炉 機械ペネトレーションの主な仕様

型式	貫通部 番号	貫通配管貫通部・機器名	仕 様 配管口径 (mm)	選 定 基 準		選定	選定理由			
				重要度*1	使 用 条 件*2					
					最高使用圧力 (MPa[gage])			最高使用温度 (°C)		
固定式 配管貫通部	429	C、D格納容器再循環ユニット及び CRDM冷却ユニット冷却水入口ライン貫通部	約216.3	MS-1、重*3	約0.392	約144				
	436	抽出ライン貫通部	約 60.5					約200		
	501	主給水ライン (Dループ) 貫通部	約406.4					約298		
	502	主給水ライン (Aループ) 貫通部	約406.4					約298		
	503	主給水ライン (Bループ) 貫通部	約406.4					約298		
	504	主給水ライン (Cループ) 貫通部	約406.4					約298		
	505	D蒸気発生器ブローダウンライン貫通部	約 89.1					約298		
	506	A蒸気発生器ブローダウンライン貫通部	約 89.1					約298		
	507	B蒸気発生器ブローダウンライン貫通部	約 89.1					約298		
	508	C蒸気発生器ブローダウンライン貫通部	約 89.1					約298		
	511	主蒸気ライン (Dループ) 貫通部	約719.2					約298	◎	温度、口径
	512	主蒸気ライン (Aループ) 貫通部	約719.2					約298	◎	温度、口径
	513	主蒸気ライン (Bループ) 貫通部	約719.2					約298	◎	温度、口径
	514	主蒸気ライン (Cループ) 貫通部	約719.2					約298	◎	温度、口径
	551	漏えい率試験空気出口配管貫通部	約216.3					約144		
	552	漏えい率試験空気入口配管貫通部	約165.2					約144		
554	格納容器圧力検出ライン (C/V減圧系統用) 貫通部	約 27.2	約144							

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：使用条件は原子炉格納容器の値（約144°C、約0.392MPa）より小さいものは原子炉格納容器の値とする

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表1-1 (6/6) 玄海3号炉 機械ペネトレーションの主な仕様

型式	貫通部 番号	貫通配管貫通部・機器名	仕様 配管口径 (mm)	選定基準			選定	選定理由
				重要度*1	使用条件*2			
					最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
固定式 配管貫通部	555	漏えい率試験圧力取出ライン貫通部	約 27.2	MS-1、重*3	約0.392	約144		
		格納容器圧力検出ライン (AM用) 貫通部	約 27.2			約144		
	556	格納容器給気ライン貫通部	約1219.2			約144		
	557	格納容器圧力検出ライン (スプレイ用) 貫通部	約 27.2			約144		
	558	格納容器圧力検出ライン (スプレイ用) 貫通部	約 27.2			約144		
	559	B格納容器再循環ユニット冷却水出口ライン貫通部	約165.2			約144		
	560	C格納容器再循環ユニット冷却水出口ライン貫通部	約165.2			約144		
	561	格納容器空気サンプリング戻りライン貫通部	約 34.0			約144		
	562	格納容器空気サンプリング取出しライン貫通部	約 34.0			約144		
	563	格納容器排気ライン貫通部	約1219.2			約144		
	—	配管貫通部 (予備)	—			約144		
円筒 二重ガスカート 単ふた式	520	機器搬入口	約6400*4	MS-1、重*3	約0.392	約144	◎	
円筒 二重とびら式	540	通常用エアロック	約2600*4	MS-1、重*3	約0.392	約144	◎	常用
	530	非常用エアロック	約2600*4			約144		
燃料移送管 貫通部	200	燃料移送管貫通部	約558.8	MS-1、重*3	約0.392	約144	◎	

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：使用条件は原子炉格納容器の値 (約144°C、約0.392MPa) より小さいものは原子炉格納容器の値とする

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*4：胴部の内径を示す

2. 代表機器の技術評価

本章では、1章で代表機器とした以下の4種類の機械ペネトレーションについて技術評価を実施する。

- ① 主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）
- ② 機器搬入口
- ③ 通常用エアロック
- ④ 燃料移送管貫通部

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）

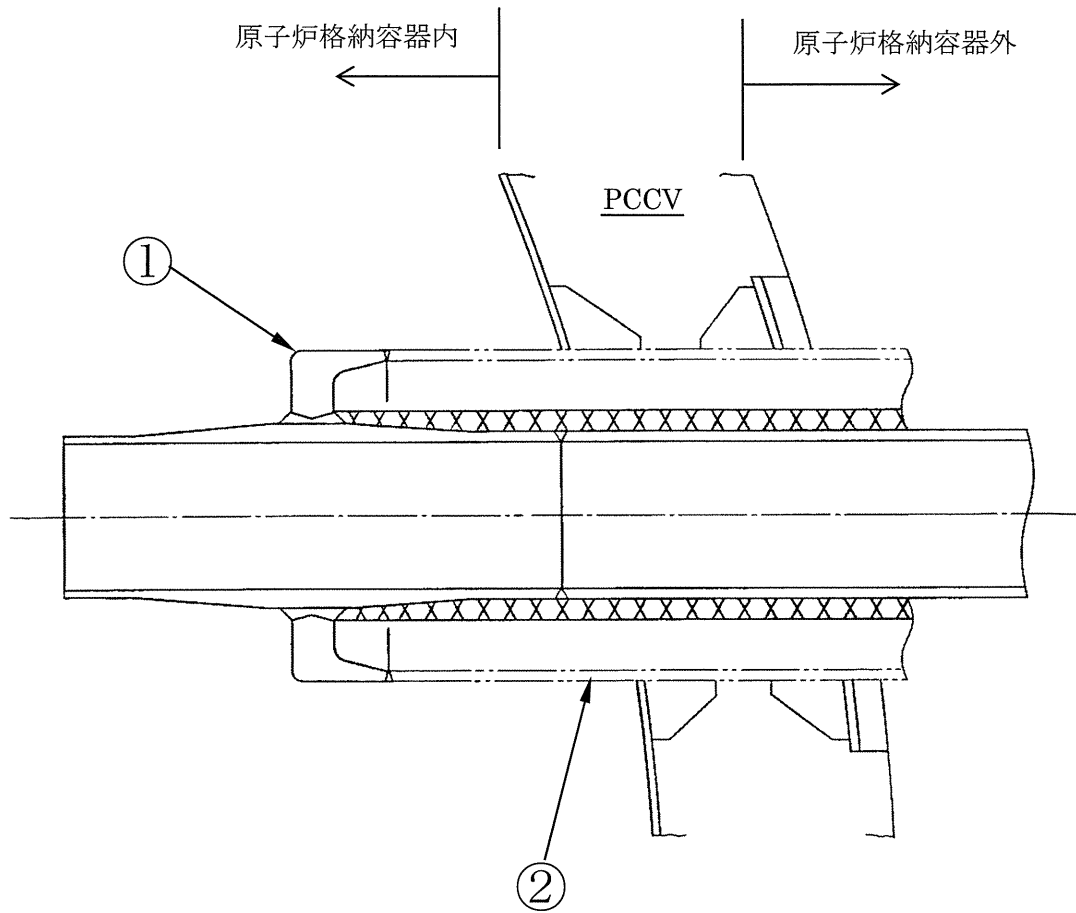
(1) 構造

玄海3号炉の主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）は、スリーブと貫通配管及びそれらを接続している端板により構成されており、可動部はない。

玄海3号炉の主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）の構造図を図2.1-1に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）の使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。



No.	部 位
①	端 板
②	スリーブ

図2.1-1 玄海3号炉 主蒸気ライン貫通部構造図

表2.1-1 玄海3号炉 主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）主要部位の使用材料

部 位	材 料
端 板	炭 素 鋼
スリーブ	炭 素 鋼

表2.1-2 玄海3号炉 主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）の使用条件

最高使用圧力	約0.392MPa[gage]
最高使用温度	約298℃

2.1.2 機器搬入口

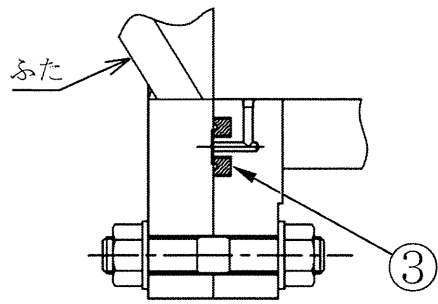
(1) 構造

玄海3号炉の機器搬入口は円筒二重ガスケット単ふた式であり、胴とふたにより構成されており、ふたは取り外しが可能なフランジ構造を有している。

玄海3号炉の機器搬入口の構造図を図2.1-2に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の機器搬入口の使用材料及び使用条件を表2.1-3及び表2.1-4に示す。



No.	部 位
①	ふ た
②	胴
③	ガスケット

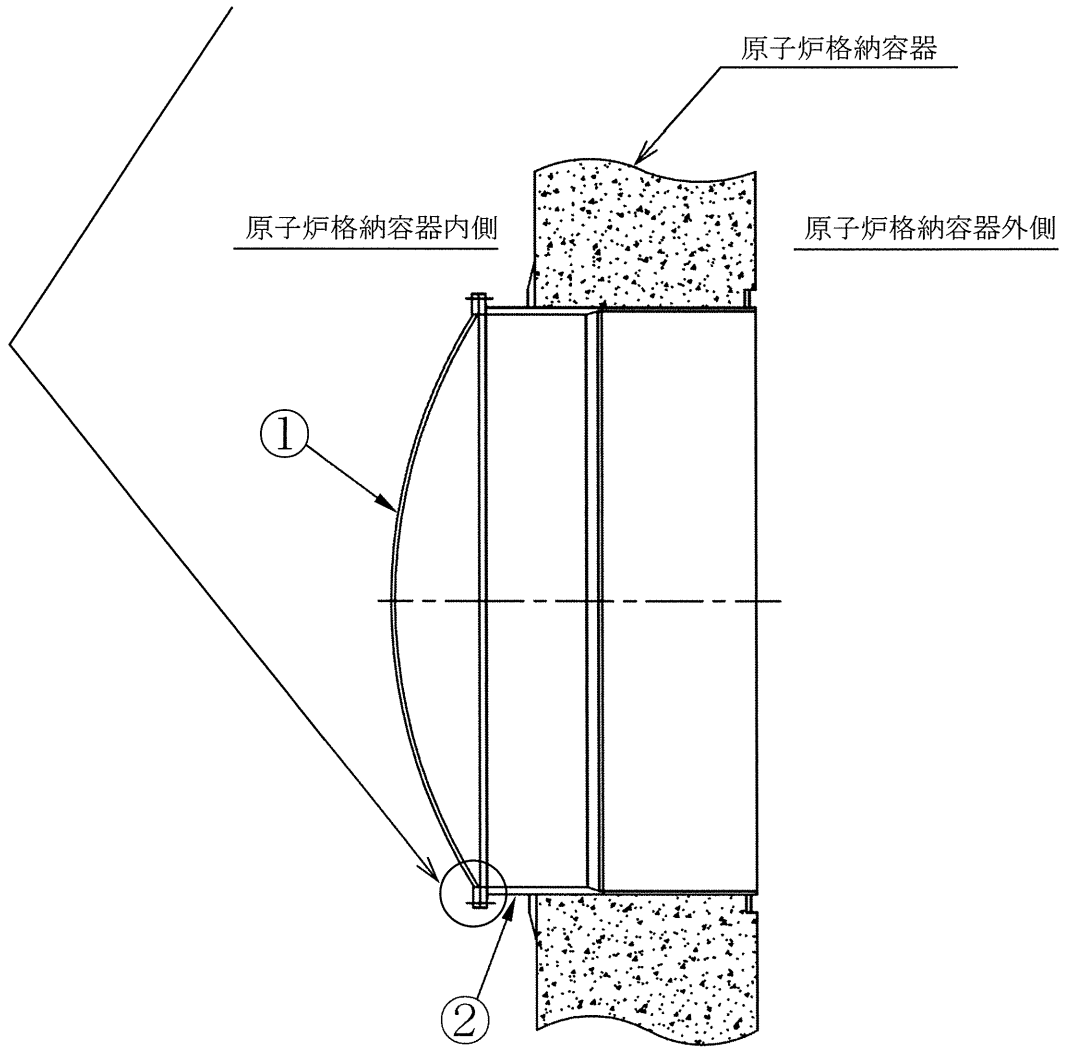


図2.1-2 玄海3号炉 機器搬入口構造図

表2.1-3 玄海3号炉 機器搬入口主要部位の使用材料

部 位	材 料
ふ た	炭 素 鋼
胴	炭 素 鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-4 玄海3号炉 機器搬入口の使用条件

最高使用圧力	約0.392MPa[gage]
最高使用温度	約144℃

2.1.3 通常用エアロック

(1) 構造

玄海3号炉の通常用エアロックは円筒二重とびら式であり、胴と原子炉格納容器の内側及び外側に1枚ずつ設けられたとびらにより構成されている。

玄海3号炉の通常用エアロックの構造図を図2.1-3に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の通常用エアロックの使用材料及び使用条件を表2.1-5及び表2.1-6に示す。

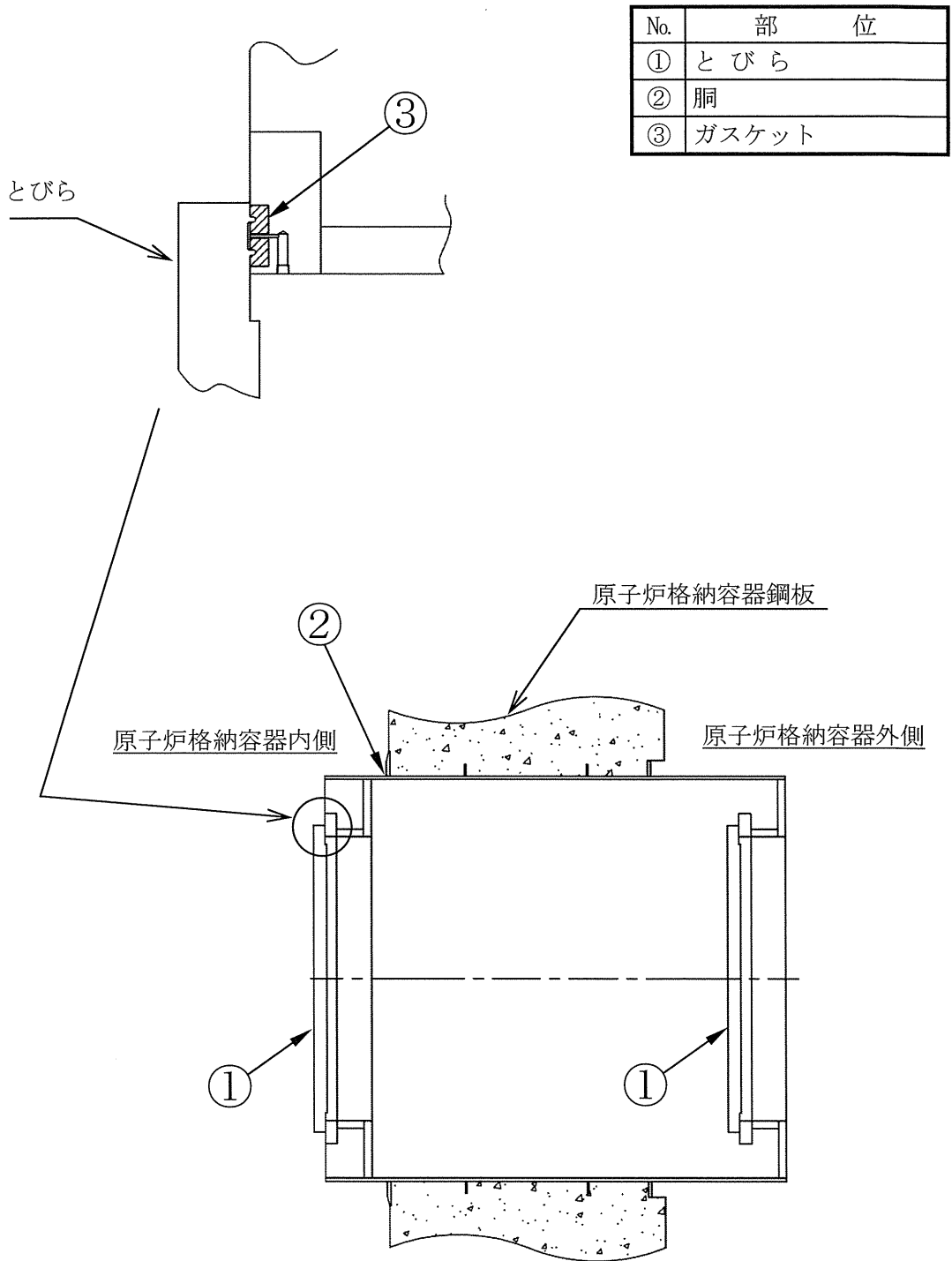


図2.1-3 玄海3号炉 通常用エアロック構造図

表2.1-5 玄海3号炉 通常用エアロック主要部位の使用材料

部 位	材 料
とびら	炭素鋼
胴	炭素鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-6 玄海3号炉 通常用エアロックの使用条件

最高使用圧力	約0.392MPa[gage]
最高使用温度	約144℃

2.1.4 燃料移送管貫通部

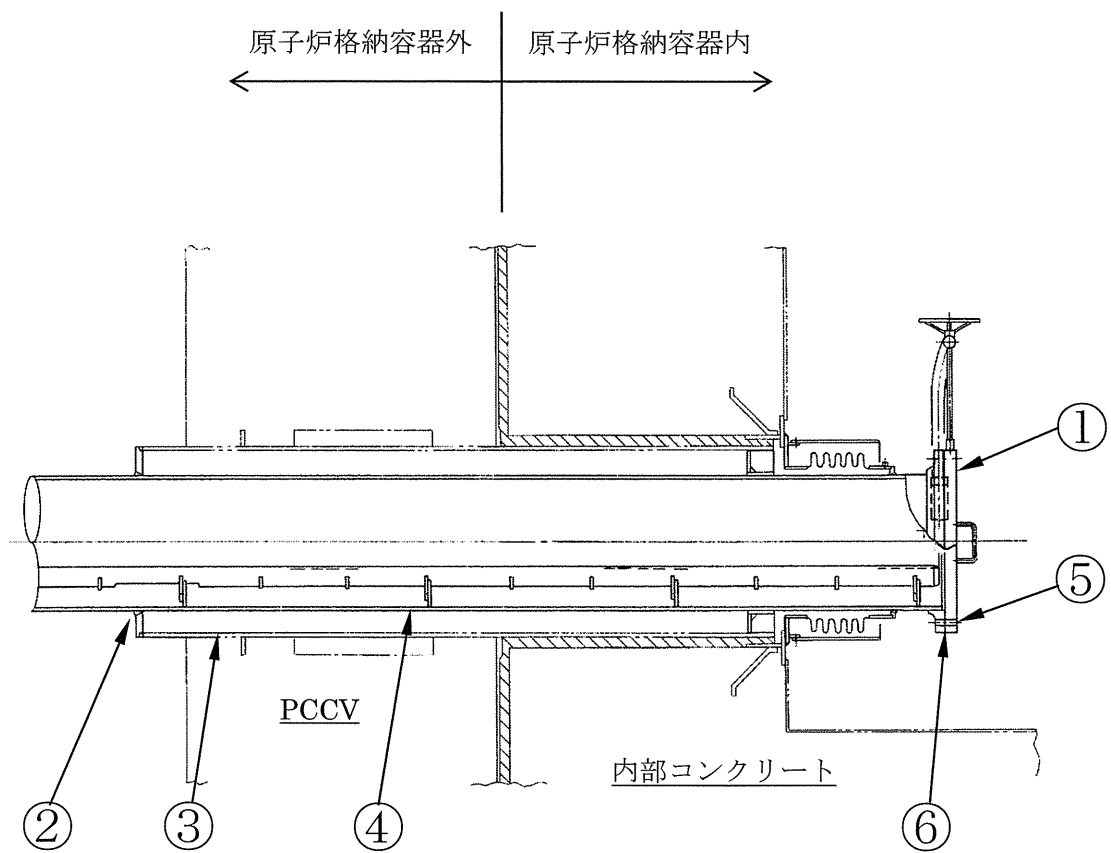
(1) 構造

玄海3号炉の燃料移送管貫通部は、スリーブと燃料移送管及びそれらを接続する端板により構成されており、閉止板は取外しが可能なフランジ構造を有している。

玄海3号炉の燃料移送管貫通部の構造図を図2.1-4に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の燃料移送管貫通部の使用材料及び使用条件を表2.1-7及び表2.1-8に示す。



No.	部 位
①	閉止板
②	端板
③	スリーブ
④	燃料移送管
⑤	ボルト
⑥	ガスケット

図2.1-4 玄海3号炉 燃料移送管貫通部構造図

表2.1-7 玄海3号炉 燃料移送管貫通部主要部位の使用材料

部 位	材 料
閉止板	ステンレス鋼
端 板	ステンレス鋼
スリーブ	炭素鋼
燃料移送管	ステンレス鋼
ボルト	ステンレス鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-8 玄海3号炉 燃料移送管貫通部の使用条件

最高使用圧力	約0.392MPa[gage]
最高使用温度	約144℃

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

機械ペネトレーションとしての機能を維持するためには、次の項目が必要である。

① バウンダリの維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

機械ペネトレーション個々について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件及び現在までの運転経験を考慮し、代表機器ごとに表2.2-1～表2.2-4に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表2.2-1～表2.2-4で○となっているもの）としては以下の事象がある。

(1) 端板の疲労割れ〔主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）〕

プラント起動・停止等運転状態の変化に伴う貫通配管の熱移動により主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）の端板は繰り返し荷重を受け、疲労が蓄積する可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1～表2.2-4で△となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

(1) スリーブ等耐圧構成品の腐食（全面腐食）[共通]

スリーブ等耐圧構成品は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、原子炉格納容器漏えい率検査時等の目視確認で塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(2) 胴等耐圧構成品の疲労割れ

[機器搬入口、通常用エアロック、燃料移送管貫通部]

機器搬入口、通常用エアロック及び燃料移送管貫通部の胴等耐圧構成品は、プラントの起動・停止時等の過渡により、疲労割れが想定される。

しかしながら、原子炉格納容器と同様に運転中の温度変化及びそれに伴う圧力変化等しか過渡を受けず、有意な過渡を受けないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、原子炉格納容器漏えい率検査によりバウンダリ機能の健全性を確認している。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

ガスケットは開放点検時に取り替えている消耗品であり、長期使用はせず取替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	端 板		炭 素 鋼		△	○					
	スリーブ		炭 素 鋼		△						

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-2 玄海3号炉 機器搬入口に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	ふ た		炭素鋼		△	△					
	胴		炭素鋼		△	△					
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-3 玄海3号炉 通常用エアロックに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	とびら		炭素鋼		△	△					
	胴		炭素鋼		△	△					
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-4 玄海3号炉 燃料移送管貫通部に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取 替 品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	閉 止 板		ステンレス鋼			△					
	端 板		ステンレス鋼			△					
	スリーブ		炭 素 鋼		△	△					
	燃料移送管		ステンレス鋼			△					
	ボ ル ト		ステンレス鋼								
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 端板の疲労割れ [主蒸気ライン貫通部 (固定式配管貫通部)]

a. 事象の説明

固定式配管貫通部のうち主蒸気ライン貫通部 (固定式配管貫通部) は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、図2.3-1に示す貫通配管と端板との溶接部及びスリーブと端板との溶接部に比較的高い応力が発生し、疲労が蓄積することになる。

b. 技術評価

① 健全性評価

熱過渡による疲労評価上厳しいと考えられる主蒸気ライン貫通部 (固定式配管貫通部) を対象として「(社) 日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」に基づき疲労評価を行った。

評価対象部位を図2.3-1に、疲労評価に用いた運転開始後60年時点での推定過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2018年度末までの運転実績に基づき推定した2019年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

* : 評価条件として、2019年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

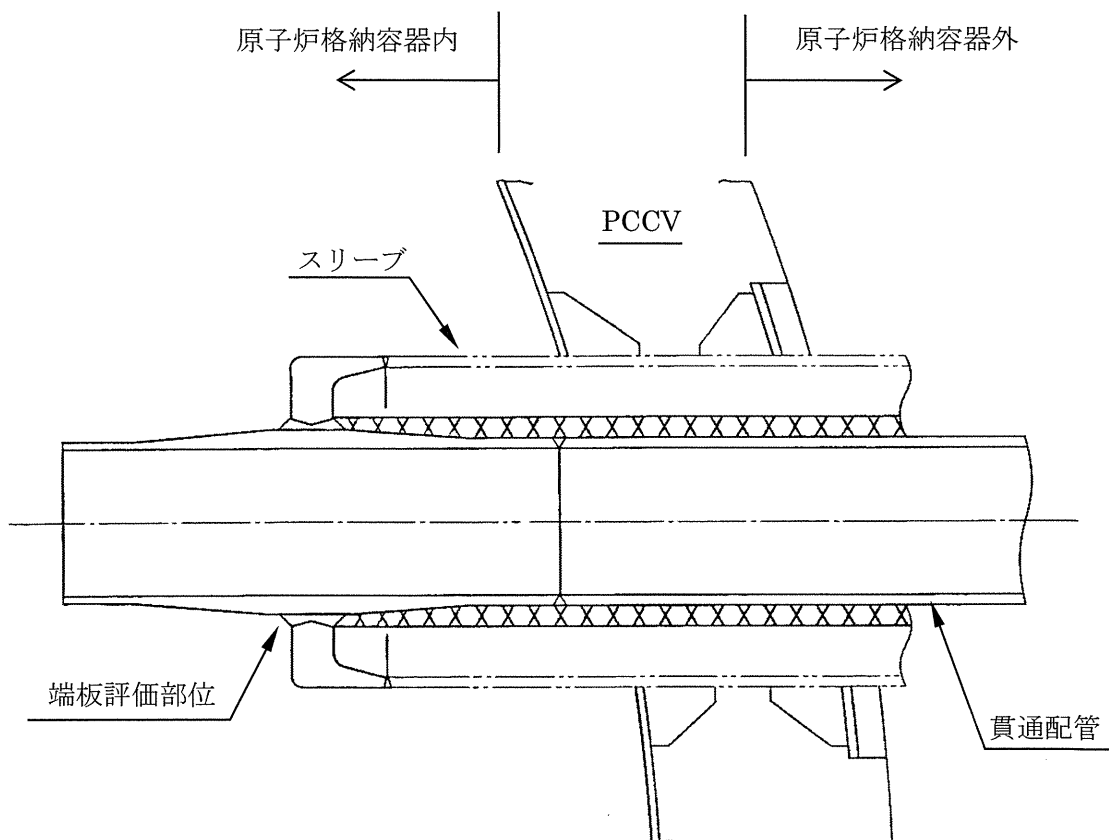


図2.3-1 玄海3号炉 主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）の
疲労評価対象部位

表2.3-1 玄海3号炉 主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）の
疲労評価に用いた過渡回数

運転状態Ⅰ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動（温度上昇率55.6℃/h）	23	60
停止（温度下降率55.6℃/h）	22	60
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	201	884
負荷減少（負荷減少率5%/min）	193	876
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	4
定常負荷運転時の変動*1	—	—
0%から15%への負荷上昇	24	64
15%から0%への負荷減少	17	57
1 ループ停止／1 ループ起動		
I) 停 止	0	2
II) 起 動	0	2

運転状態Ⅱ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	1	5
1 次冷却材流量の部分喪失	0	2
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	1	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1 次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1 次冷却系停止ループの誤起動	0	2
1 次漏えい試験	21	59
タービン回転試験	6	6

*1：設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材温圧力は+0.39MPa、-0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない

表2.3-2 玄海3号炉 主蒸気ライン貫通部（固定式配管貫通部）の疲労評価結果

評価部位	疲労累積係数 (許容値：1以下)
端 板	0.000

② 現状保全

端板の疲労割れに対しては、定期的に原子炉格納容器漏えい率検査によりバウンダリ機能の健全性を確認している。さらに、高経年化技術評価に合わせて、実績過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、疲労割れ発生の可能性はないと考える。
ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

端板の疲労割れについては、原子炉格納容器漏えい率検査にて検知可能であり、点検手法として適切である。

c. 高経年化への対応

端板の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

なお、経年劣化事象の抽出にあたっては、2章の代表機器における経年劣化事象の抽出と同様に水平展開貫通部各々の構造、材料、使用条件等の特殊性を考慮して選定している。

- ① 固定式配管貫通部（主蒸気ライン貫通部以外）
- ② 非常用エアロック

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

3.1.1 端板の疲労割れ〔固定式配管貫通部〕

固定式配管貫通部の端板は、代表機器同様、プラント起動・停止等運転状態の変化に伴う貫通配管熱移動により繰り返し荷重を受ける。

ただし、代表機器として選定した主蒸気ライン貫通部は、配管反力の大きな大口径管であり、かつプラント起動・停止時に高温となるため熱過渡上も厳しく、端板の疲労評価上厳しいと想定される貫通部である。主蒸気ライン貫通部以外の固定式配管貫通部端板についても、代表機器とほぼ同様又はそれ以下の評価になると考える。

また、代表機器と同様に他の固定式配管貫通部も定期的に原子炉格納容器漏えい率検査によりバウンダリ機能の健全性を確認しており、点検手法として適切である。

したがって、端板の疲労割れについては、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

2.2.3の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

3.2.1 スリーブ等耐圧構成品の腐食（全面腐食）〔共通〕

スリーブ等耐圧構成品は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、原子炉格納容器漏えい率検査時等の目視確認で塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.2 胴等耐圧構成品の疲労割れ〔非常用エアロック〕

非常用エアロックの胴等耐圧構成品は、プラントの起動・停止時等の過渡により、疲労割れが想定される。

しかしながら、原子炉格納容器と同様に運転中の温度変化及びそれに伴う圧力変化等しか過渡を受けず、有意な過渡を受けないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、原子炉格納容器漏えい率検査により、バウンダリ機能の健全性を確認している。

3. 3 電気ペネトレーション

[対象機器]

- ① LV型モジュール
- ② MV型モジュール

目 次

1. 対象機器及び代表機器の選定	1
1.1 グループ化の考え方及び結果	1
1.2 代表機器の選定	1
2. 代表機器の技術評価	3
2.1 構造、材料及び使用条件	3
2.2 経年劣化事象の抽出	6
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	11
3. 代表機器以外への展開	41
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	41
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	42

1. 対象機器及び代表機器の選定

玄海3号炉で使用されている電気ペネトレーションの主な仕様を表1-1に示す。

これらの電気ペネトレーションを経年劣化の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

1.1 グループ化の考え方及び結果

表1-1に示す電気ペネトレーションは経年劣化の観点からは同一のグループになるが、用途の観点から分類すると以下の2つに分類される。

① LV型モジュール

低電圧、制御及び計装用に用いられる電気ペネトレーション

② MV型モジュール

1次冷却材ポンプ用電動機の電力供給に用いられる電気ペネトレーション

1.2 代表機器の選定

電気ペネトレーションに要求される主な機能である原子炉格納容器の気密性維持とペネトレーション内部の電気特性維持については、2つのタイプで基本的には同じであるが、接続機器の原子炉保護上の重要度が高く、事故時雰囲気内で気密性維持と電気特性維持の両方の機能要求があるLV型モジュールを代表機器とする。

表1-1 玄海3号炉 電気ペネトレーションの主な仕様

機 器 名 称 (台 数)	仕 様 (径×長さ) ^{*1} (mm)	選 定 基 準				選 定	選 定 理 由
		重要度 ^{*2}	使用条件 ^{*4、*5}				
			最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)			
LV型モジュール	φ 318.5×L218.5	MS-1、重 ^{*3}	約0.392	約144	}	◎ 用途	
制御トレン (2)							
制御ノントレン (4)							
計装チャンネル (8)							
計装ノントレン (8)							
低圧電力トレン (6)							
低圧電力ノントレン (10)							
MV型モジュール	φ 318.5×L218.5	MS-1、重 ^{*3}	約0.392	約144			

*1：長さ (L) には外部リードは含まない

*2：機能は最上位の機能を示す

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*4：設計基準事故を考慮する条件

*5：重大事故等も別途考慮する

2. 代表機器の技術評価

本章では、1章で代表機器とした以下の電気ペネトレーションについて技術評価を実施する。

① L V型モジュール

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 L V型モジュール

(1) 構造

玄海3号炉のL V型モジュールは、原子炉格納容器に38台設置されている。

L V型モジュールの気密性は、エポキシ樹脂及びOリングにより維持している。

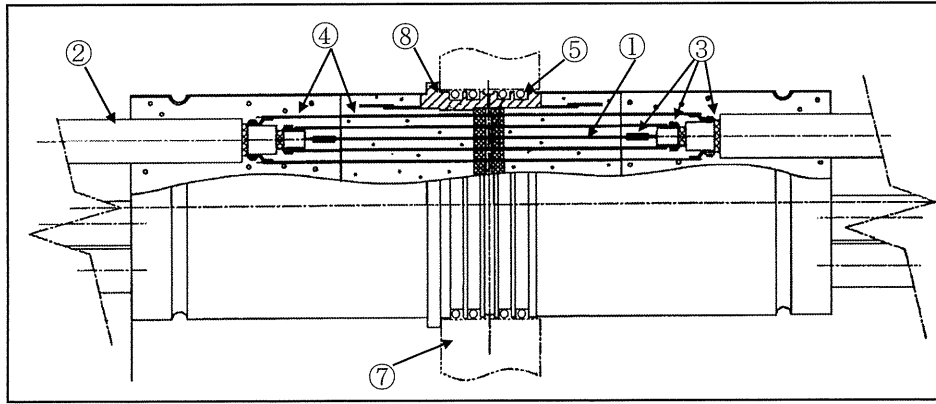
隣接する銅棒あるいは外部リード間の電気絶縁は、エポキシ樹脂のポッティング材により維持している。

また、銅棒と外部リードの中心導体は、接続金具を用いて電氣的に接続している。

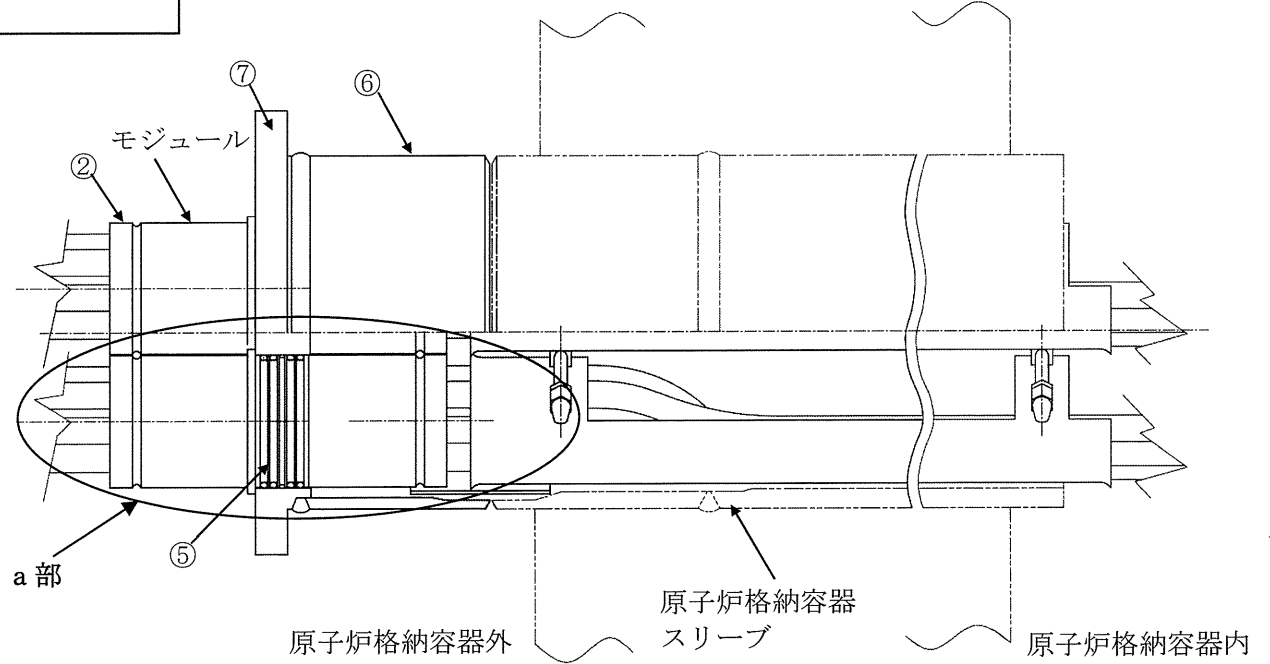
玄海3号炉のL V型モジュールの構造図を図2.1-1に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉のL V型モジュールの使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。



a部詳細図



No.	部 位
①	銅 棒
②	外部リード
③	接続金具
④	ポッティング材
⑤	〇リング
⑥	本 体
⑦	端 板
⑧	ヘッダー

図2.1-1 玄海3号炉 LV型モジュール構造図

表2.1-1 玄海3号炉 LV型モジュール主要部位の使用材料

部 位	材 料
銅 棒	銅
外部リード	銅、難燃EPゴム、架橋ポリエチレン
接続金具	銅
ポッティング材	エポキシ樹脂
Oリング	EPゴム
本 体	炭 素 鋼
端 板	ステンレス鋼
ヘッダー	ステンレス鋼

表2.1-2 玄海3号炉 LV型モジュールの使用条件

	通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時
圧 力	約0.0098MPa[gage] 以下	約0.392MPa[gage] ^{*3} (最高圧力)	約0.444MPa[gage] ^{*3} (最高圧力)
温 度	約32℃ ^{*1}	約144℃ ^{*3} (最高温度)	約144℃ ^{*3} (最高温度)
放 射 線	1×10 ⁻³ Gy/h ^{*2}	824kGy ^{*4} (最大集積線量)	500kGy ^{*3} (最大集積線量)

- *1：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度
- *2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率
- *3：新規制基準への適合性確認のための工事計画認可申請書「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」記載値
- *4：IEEEに記載された、典型的なPWRプラントにおける事故時照射量を基に、玄海3号炉の原子炉出力及び原子炉格納容器自由体積から算出した値

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

L V型モジュールの機能を維持するためには、次の3つの項目が必要である。

- ① 電力・制御・計装信号送受
- ② 電気絶縁性維持
- ③ バウンダリの維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

L V型モジュールについて、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件及び現在までの運転経験を考慮し、表2.2-1に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表2.2-1で○となっているもの）としては以下の事象がある。

(1) 外部リード、ポッティング材及びOリングの経年劣化による絶縁低下

外部リードの絶縁体は有機物であり、熱的、電氣的及び環境的要因で経年劣化が進行し、絶縁性能の低下を起こす可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

ポッティング材として使用しているエポキシ樹脂は有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行した場合、絶縁性能の低下を起こす可能性がある。また、同様に経年劣化が進行し、接着力の低下により気密性が低下した場合、湿気が電気ペネトレーション内部に侵入し、絶縁性能の低下を起こす可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

さらに、Oリングとして使用しているEPゴムは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行し、気密性が低下した場合、湿気が電気ペネトレーション内部に侵入し、絶縁性能の低下を起こす可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

(2) ポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下

LV型モジュールのポッティング材として使用しているエポキシ樹脂は有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行し、接着力の低下により気密性が低下した場合、リークパスが原子炉格納容器内より電気ペネトレーション内部を通り、原子炉格納容器外側まで至ることによって、原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下を起こす可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

また、Oリングとして使用しているEPゴムは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行し、気密性が低下した場合、リークパスが原子炉格納容器内より原子炉格納容器外側まで至ることによって、原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下を起こす可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1で△となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

(1) 外部リードの導通不良

外部リードは、大きな荷重が作用すると断線するため、導通不良が想定される。しかしながら、断線に至るような荷重は作用しない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、系統機器の動作確認等により、機器の健全性を確認している。

(2) 本体の腐食（全面腐食）

本体は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合は必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(3) 端板及びヘッダーの応力腐食割れ

端板及びヘッダーはステンレス鋼であり、応力腐食割れが想定される。

しかしながら、端板及びヘッダーは水環境にないこと、さらに温度も低く、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、原子炉格納容器漏えい率検査及び電気ペネトレーションに封入している窒素ガスの圧力確認により、機器の健全性を確認している。

表2.2-1 玄海3号炉 LV型モジュールに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象								備 考
				減 肉		割 れ		絶 縁	導 通	特 性	その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	絶縁低下	導通不良	特性変化		
電力・制御・計装信号送受	銅 棒		銅									*1：気密性低下
	外部リード		銅、難燃EPゴム、架橋ポリエチレン					○	△			
	接続金具		銅									
電気絶縁性維持及びバウンダリの維持	ポッティング材		エポキシ樹脂					○			○*1	
	Oリング		EPゴム					○			○*1	
バウンダリの維持	本 体		炭 素 鋼		△							
	端 板		ステンレス鋼				△					
	ヘッダー		ステンレス鋼				△					

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 外部リード、ポッティング材及びOリングの経年劣化による絶縁低下

a. 事象の説明

外部リードの絶縁体は有機物であり、熱的、電氣的及び環境的要因で経年劣化が進行し、絶縁性能の低下を起こす可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

ポッティング材として使用しているエポキシ樹脂は有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行した場合、絶縁性能の低下を起こす可能性がある。また、同様に経年劣化が進行し、接着力の低下により気密性が低下した場合、図2.3-1に示すように湿気が電気ペネトレーション内部に侵入する可能性がある。

湿気が侵入した場合、銅棒間あるいは銅棒とヘッダー間の絶縁性能が低下する可能性がある。

さらに、Oリングとして使用しているEPゴムは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行し、気密性が低下した場合、図2.3-1に示すように湿気が電気ペネトレーション内部に侵入する可能性がある。

湿気が侵入した場合、銅棒間又は銅棒とヘッダー間の絶縁性能が低下する可能性がある。

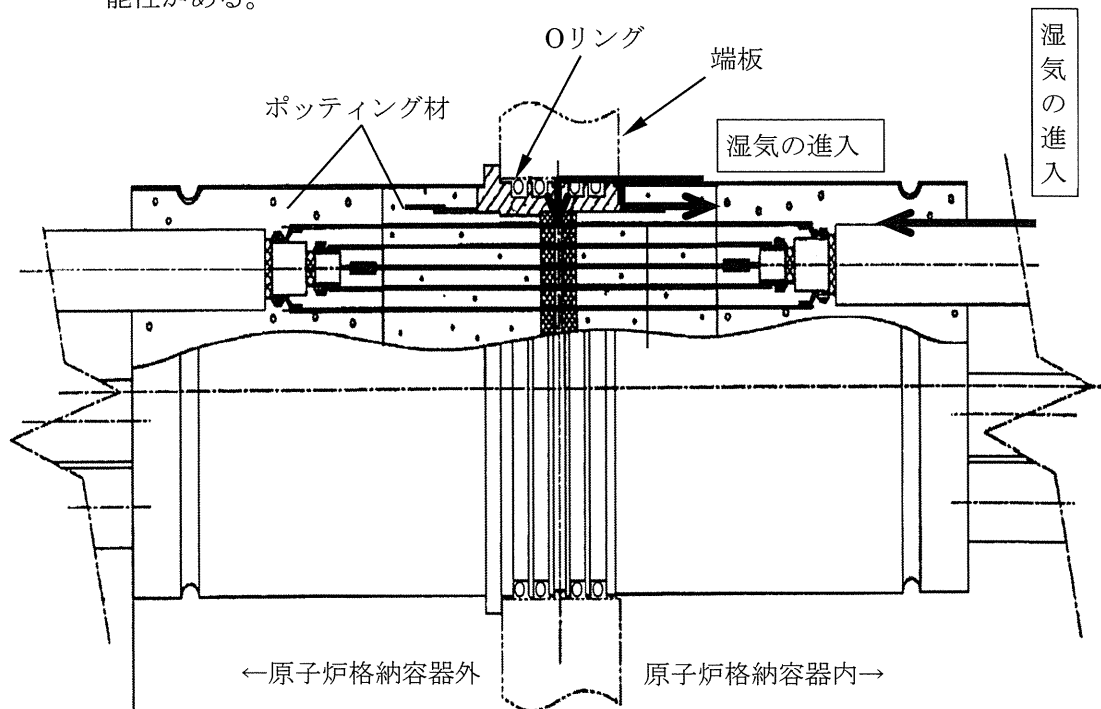


図2.3-1 玄海3号炉 LV型モジュールのポッティング材使用箇所

b. 技術評価

① 健全性評価

ポッティング材及びオリングの経年劣化による絶縁低下については、LV型モジュールと同等のモジュラー型電気ペネトレーションにより、IEEE Std. 317-2013「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」に準拠した長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき健全性評価を行う。

また、外部リードの絶縁性能については、IEEE Std. 323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class IE Equipment for Nuclear Power Generating Stations」及びIEEE Std. 383-1974「IEEE Standard for Type Test of Class IE Electric Cables, Field Splices, and Connections for Nuclear Power Generating Stations」の規格を根幹としてまとめられた「電気学会推奨案」*1又は「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE-2013-2049）」*1に従って実機同等品による長期健全性試験を実施しており、これらの組み合わせで健全性評価を行う。

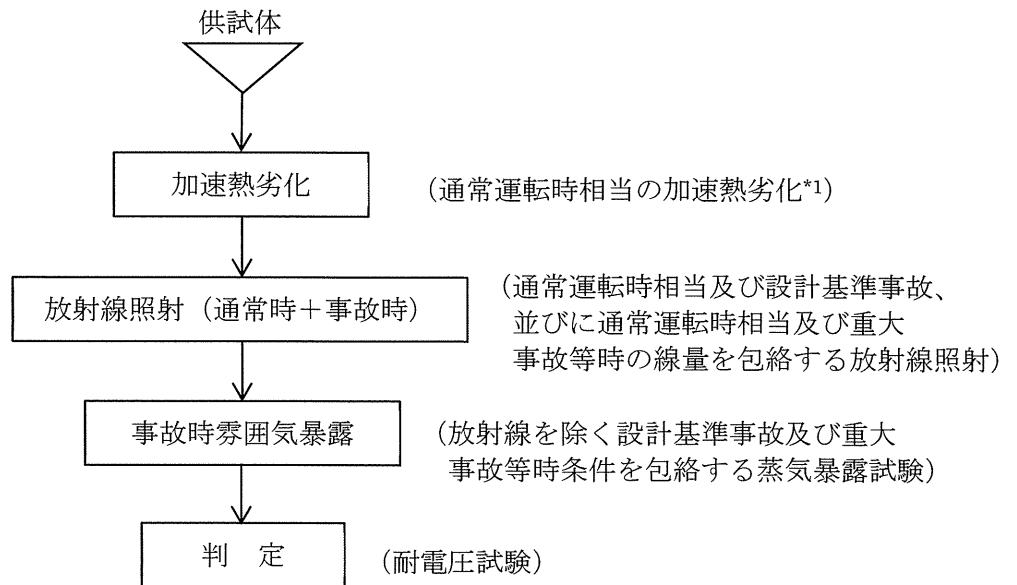
なお、外部リードは、絶縁体の種類と製造メーカーの違いにより、難燃EPゴム（以下「外部リード-1-1」及び「外部リード-1-2」という。）と架橋ポリエチレン（以下「外部リード-2-1」及び「外部リード-2-2」という。）の4種類があるため、それぞれについて評価を行う。

*1:「ケーブルの技術評価書」低圧ケーブルの絶縁体の絶縁低下 b. 技術評価

①健全性評価を参照のこと。

図2.3-2にモジュラー型電気ペネトレーションの長期健全性試験の手順を、表2.3-1に試験条件を示す。ポッティング材及びOリングについて、これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び設計基準事故、並びに60年間の運転及び重大事故等時を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表2.3-2に長期健全性試験結果を示す。結果は判定基準を満足している。



*1：プラントの起動停止を模擬した熱サイクル試験を含む

図2.3-2 モジュラー型電気ペネトレーションの長期健全性試験の手順

表2.3-1 モジュール型電気ペネトレーション 長期健全性試験の条件

	試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件、 設計基準事故及び重大事故等時の環境条件
加速熱劣化	熱劣化： 110℃-218日間*1 熱サイクル： 71~107℃-20日間	38℃*2-60年
放射線照射	1,500kGy (10kGy/h以下)	通常運転相当：0.6kGy*3 設計基準事故時線量：824kGy 重大事故等時線量：500kGy
事故時 雰囲気 暴露	最高温度：190℃ 最高圧力：0.45MPa[gage] 試験時間：7日間	設計基準事故時：約144℃（最高温度） ：約0.392MPa[gage]（最高圧力） 重大事故等時：約144℃（最高温度） ：約0.444MPa[gage]（最高圧力）

*1：熱サイクル試験による劣化（71~107℃-20日間）に、40℃-60年に相当する熱劣化となるよう、通常の熱劣化（110℃-218日間）を加えた

*2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度（約32℃）に通電による温度上昇を加えた温度として設定

*3：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量 $(1 \times 10^{-3} [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 0.6 \text{kGy})$

[出典（試験条件）：電力共同委託「過酷事故環境条件を考慮した電気ペネトレーションの長期健全性評価」2019年度]

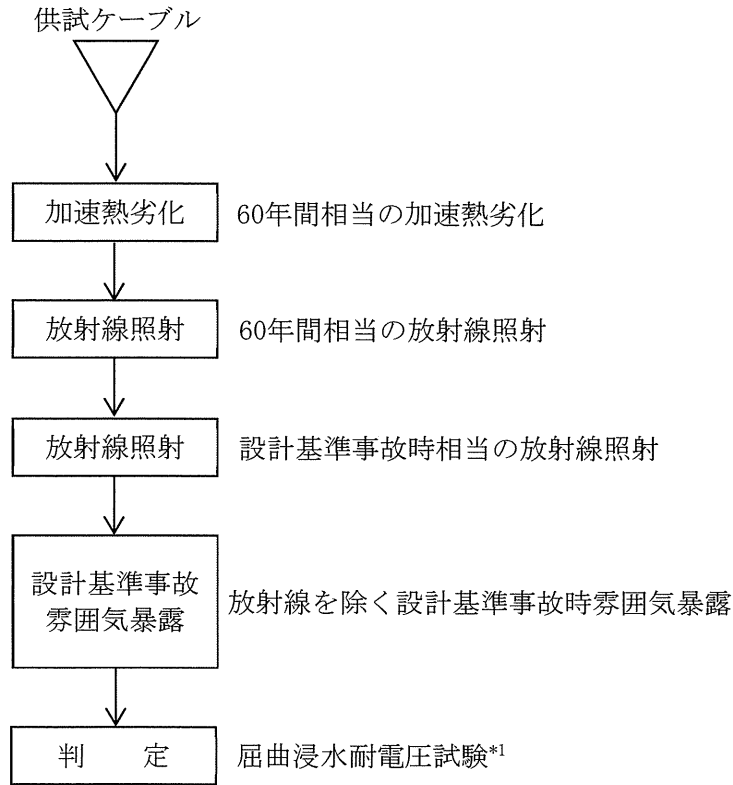
表2.3-2 モジュール型電気ペネトレーション 長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
耐電圧試験	課電電圧： C-1S間 1,500V/1分間 1S-2S間 500V/1分間	良

[出典：電力共同委託「過酷事故環境条件を考慮した電気ペネトレーションの長期健全性評価」2019年度]

図2.3-3に外部リードー1-1の長期健全性試験の手順を、表2.3-3に試験条件を示す。これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び設計基準事故を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表2.3-4に長期健全性試験結果を示す。結果は判定基準を満足している。



*1：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおりである

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約40倍のマンドレルに巻き付ける
- ② ①の両端部以外を水中に浸し1時間以上放置する
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加し、絶縁破壊が生じるか否かを調べる

図2.3-3 外部リードー1-1の長期健全性試験手順

表2.3-3 外部リード-1-1の長期健全性試験条件（設計基準事故）

		試験条件	60年間の通常運転時の 使用条件に基づく劣化条件 又は 設計基準事故時の環境条件
通常運転 相当	温度	140℃-9日	91℃-9日 (=41℃*1-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (7.3kGy/h以下)	0.6kGy*2
設計基準 事故相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (7.3kGy/h以下)	824kGy
	温度	最高温度：190℃	最高温度：約144℃
	圧力	最高圧力：0.41MPa[gage]	最高圧力：約0.392MPa[gage]

*1：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度（約32℃）に通電による温度上昇を加えた温度

*2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量 $(1 \times 10^{-3} [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 0.6 \text{kGy})$

[出典（試験条件）：九州電力研究データ]

表2.3-4 外部リード-1-1の長期健全性試験結果

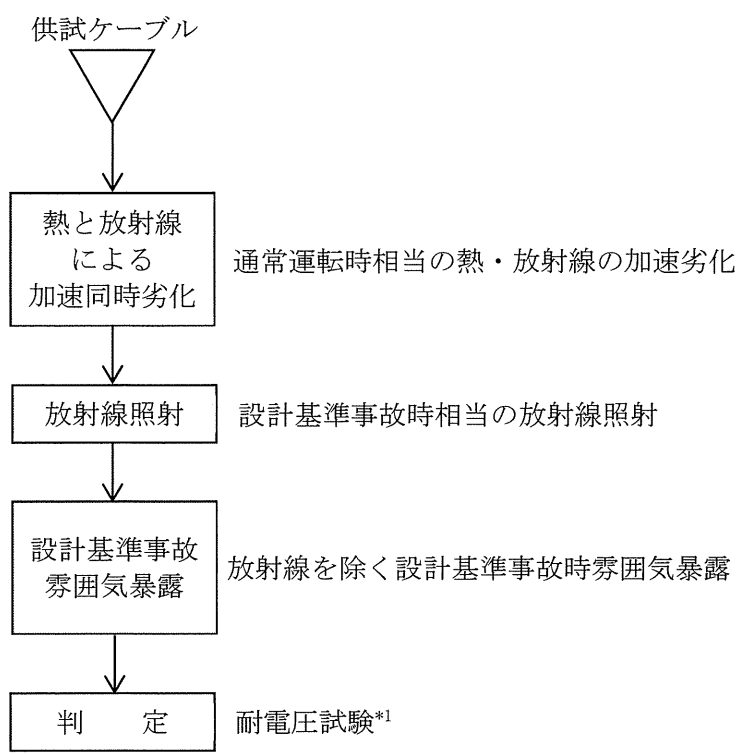
項目	試験条件	判定
屈曲浸水 耐電圧試験	供試体外径：11.5mm マンドレル径：400mm 絶縁厚さ：0.8mm 課電電圧：2.6kV/5分間	良

[出典：九州電力研究データ]

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、独立行政法人原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化評価手法が検討され、その結果が「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE-2013-2049）」（以下「ACAガイド」という。）に取りまとめられている。このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある外部リード-1-1については、ACAガイドに従った長期健全性も評価した。

図2.3-4に外部リード-1-1のACAガイドに基づく試験手順を、表2.3-5にACA試験条件を示す。これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び設計基準事故を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

ACA試験結果を表2.3-6にACAガイドに基づく実布設環境での長期健全性評価結果を表2.3-7示す。結果は判定基準を満足している。



*1：耐電圧試験は、日本産業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005:2000) の試験

図2.3-4 外部リード-1-1のACAガイドに基づく試験手順

表2.3-5 外部リード-1-1のACA試験条件

		試験条件
通常運転相当	温度放射線	100°C-94.8Gy/h-4,003h
設計基準事故相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (10kGy/h以下)
	温度	最高温度：190°C
	圧力	最高圧力：0.41MPa[gage]

[出典：原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 (JNES-SS-0903)]

表2.3-6 外部リード-1-1のACA試験結果

項目	試験条件	判定
耐電圧試験	課電電圧：1,500V/1分間	良

[出典：原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 (JNES-SS-0903)]

表2.3-7 ACAガイドに基づく実布設環境での長期健全性評価結果

布設区分	実布設環境条件		評価期間 [年]*1
	温度 [°C]	放射線量率 [Gy/h]	
通路部	41*3	1×10 ⁻³	188*2

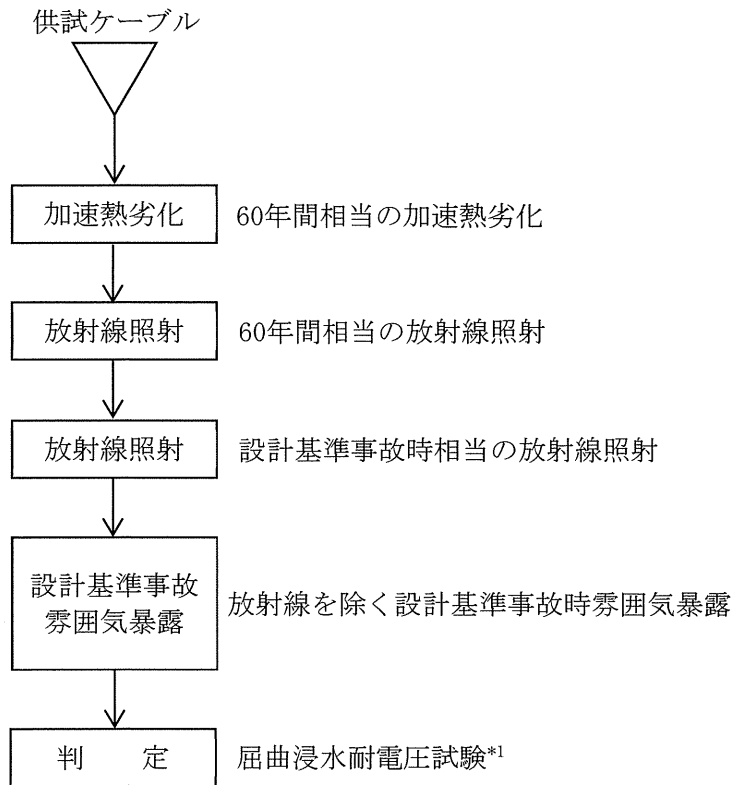
*1：稼働率100%での評価期間

*2：時間依存データの重ね合わせ手法により評価

*3：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度（約32°C）に通電による温度上昇を加えた温度

図2.3-5に外部リードー1-2の長期健全性試験の手順を、表2.3-8に試験条件を示す。これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び設計基準事故を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表2.3-9に長期健全性試験結果を示す。結果は判定基準を満足している。



*1：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおりである

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約40倍のマンドレルに巻き付ける
- ② ①の両端部以外を水中に浸し1時間以上放置する
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加し、絶縁破壊が生じるか否かを調べる

図2.3-5 外部リードー1-2の長期健全性試験手順

表2.3-8 外部リーダー1-2の長期健全性試験条件（設計基準事故）

		試験条件	60年間の通常運転時の 使用条件に基づく劣化条件 又は 設計基準事故時の環境条件
通常運転 相当	温度	140℃-9日	126℃-9日 (=41℃*1-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (10kGy/h以下)	0.6kGy*2
設計基準 事故相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (10kGy/h以下)	824kGy
	温度	最高温度：190℃	最高温度：約144℃
	圧力	最高圧力：0.41MPa[gage]	最高圧力：約0.392MPa[gage]

*1：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度（約32℃）に通電による温度上昇を加えた温度

*2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量 $(1 \times 10^{-3} [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 0.6 \text{kGy})$

[出典（試験条件）：メーカーデータ]

表2.3-9 外部リーダー1-2の長期健全性試験結果

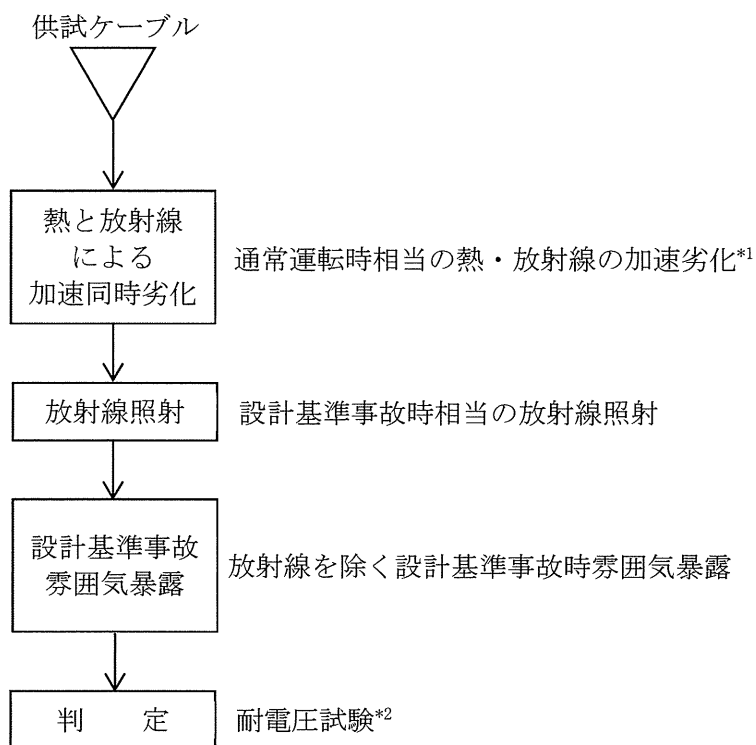
項目	試験条件	判定
屈曲浸水 耐電圧試験	供試体外径：12.5mm マンドレル径：供試体外径の約40倍 絶縁厚さ：0.8mm 課電電圧：2.6kV/5分間	良

[出典：メーカーデータ]

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、独立行政法人原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化評価手法が検討され、その結果が「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド (JNES-RE-2013-2049)」(以下「ACAガイド」という。)に取りまとめられている。このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある外部リーダー1-2については、ACAガイドに従った長期健全性も評価した。

図2.3-6に外部リーダー1-2のACAガイドに基づく試験手順を、表2.3-10にACA試験条件を示す。これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び設計基準事故を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表2.3-11にACA試験結果を示す。結果は判定基準を満足している。



*1：実機環境の線量率が低く、熱による劣化が支配的な領域のため、熱加速劣化のみとした

*2：耐電圧試験は、日本産業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005:2000)の試験

図2.3-6 外部リード-1-2のACAガイドに基づく試験手順

表2.3-10 外部リード-1-2の長期健全性試験条件（ACA評価）

		試験条件*1	60年間の通常運転時の 使用条件に基づく劣化条件 又は 設計基準事故時の環境条件
通常運転 相当	温度	36.6℃-19.7年 (=41℃-13年) 120℃-106日 (=41℃-83年)	41℃*2-60年
	放射線 (集積線量)	-	0.6kGy*3
設計基準 事故等相 当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (10kGy/h以下)	824kGy
	温度	最高温度：190℃	最高温度：約144℃
	圧力	最高圧力：0.41MPa[gage]	最高圧力：約0.392MPa[gage]

*1：実機環境の線量率が低く、熱による劣化が支配的な領域のため、熱加速劣化のみとした。また、36.6℃-1.6mGy/hの布設環境で19.7年間使用したケーブルを供試体とし、追加で劣化させた条件を示す

*2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度（約32℃）に通電による温度上昇を加えた温度

*3：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量（ $1 \times 10^{-3} [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 0.6 \text{kGy}$ ）

[出典（試験条件）：電力共同研究「ケーブル加速劣化試験データの整備に関する研究（ACA評価ケーブル以外）2014年度」]

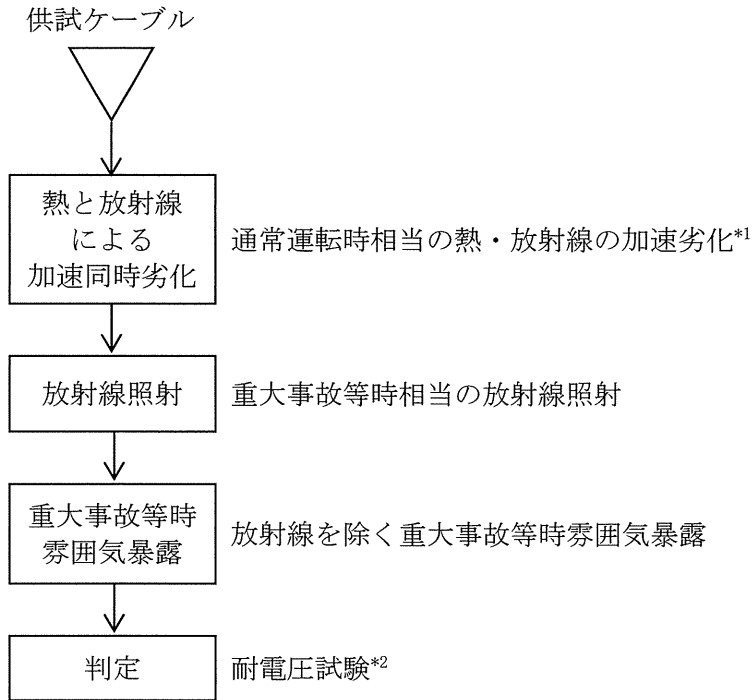
表2.3-11 外部リード-1-2の長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
耐電圧試験	課電電圧：1,500V/1分間	良

[出典：電力共同研究「ケーブル加速劣化試験データの整備に関する研究（ACA評価ケーブル以外）2014年度」]

また、図2.3-7に外部リード-1-2の長期健全性試験の手順を、表2.3-12に試験条件を示す。これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び重大事故等時を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表2.3-13に長期健全性試験結果を示す。結果は判定基準を満足している。



*1：実機環境の線量率が低く、熱による劣化が支配的な領域のため、熱加速劣化のみとした

*2：耐電圧試験は、日本産業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」（JIS C 3005:2000）の試験

図2.3-7 外部リード-1-2の長期健全性試験の手順

表2.3-12 外部リード-1-2の長期健全性試験条件（重大事故等）

		試験条件*1	60年間の通常運転時の 使用条件に基づく劣化条件 又は 重大事故等時の環境条件
通常運転 相当	温度	33.4℃-13.4年 (=41℃-7年) 120℃-115日 (=41℃-91年)	41℃*2-60年
	放射線 (集積線量)	—	0.6kGy*3
重大事故 等相当	放射線 (集積線量)	500kGy (10kGy/h以下)	500kGy
	温度	最高温度：153℃	最高温度：約144℃
	圧力	最高圧力：0.45MPa[gage]	最高圧力：約0.444MPa[gage]

*1：実機環境の線量率が低く、熱による劣化が支配的な領域のため、熱加速劣化のみとした。また、33.4℃の布設環境で15.6年間（稼働率86%）使用したケーブルを供試体とし、追加で劣化させた条件を示す

*2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度（約32℃）に通電による温度上昇を加えた温度

*3：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量 $(1 \times 10^{-3} [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}] = 0.6 \text{kGy})$

[出典（試験条件）：電力共通研究「PWRにおける過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究Phase II（ケーブル）2021年度」]

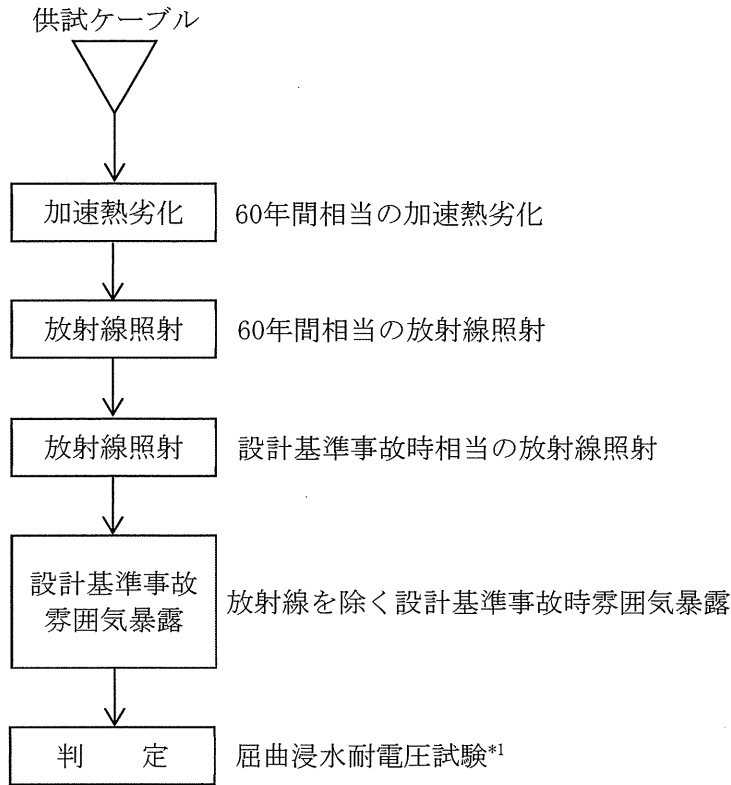
表2.3-13 外部リード-1-2の長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
耐電圧試験	課電電圧：1,500V/1分間	良

[出典：電力共通研究「PWRにおける過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究Phase II（ケーブル）2021年度」]

図2.3-8に外部リードー2-1の長期健全性試験の手順を、表2.3-14に試験条件を示す。これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び設計基準事故を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表2.3-15に長期健全性試験結果を示す。結果は判定基準を満足している。



*1：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおりである

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約40倍のマンドレルに巻き付ける
- ② ①の両端部以外を水中に浸し1時間以上放置する
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加し、絶縁破壊が生じるか否かを調べる

図2.3-8 外部リードー2-1の長期健全性試験手順

表2.3-14 外部リード-2-1の長期健全性試験条件（設計基準事故）

		試験条件	60年間の通常運転時の 使用条件に基づく劣化条件 又は 設計基準事故時の環境条件
通常運転 相当	温度	121℃-7日	66℃-7日 (=32℃*1-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (7.49kGy/h以下)	0.6kGy*2
設計基準 事故相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (7.49kGy/h以下)	824kGy
	温度	最高温度：190℃	最高温度：約144℃
	圧力	最高圧力：0.41MPa[gage]	最高圧力：約0.392MPa[gage]

*1：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度

*2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量（ 1×10^{-3} [Gy/h] × (24 × 365.25) [h/y] × 60[y] = 0.6kGy）

[出典（試験条件）：メーカーデータ]

表2.3-15 外部リード-2-1の長期健全性試験結果

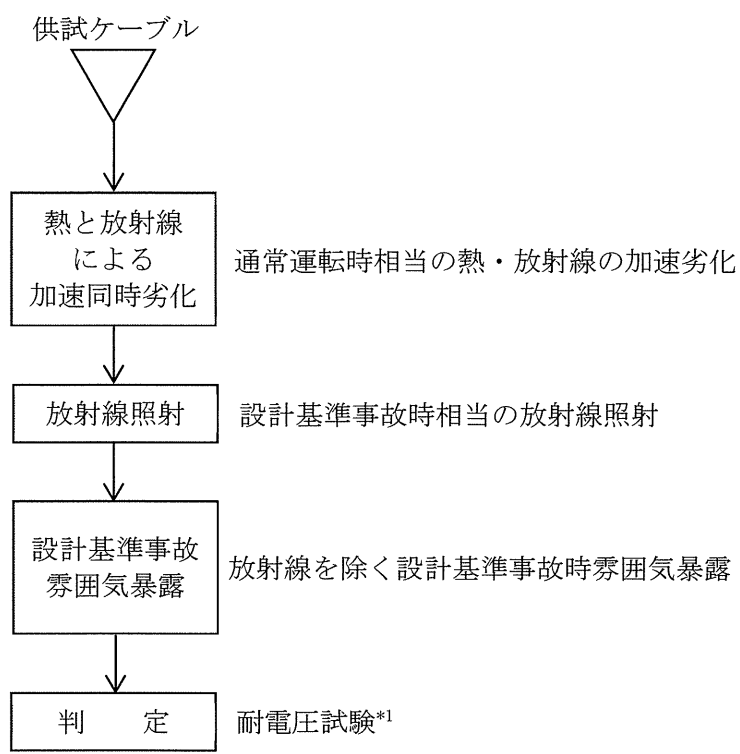
項目	試験条件	判定
屈曲浸水 耐電圧試験	供試体外径：11.7mm マンドレル径：500mm 絶縁厚さ：2.9mm 課電電圧：9.7kV/5分間	良

[出典：メーカーデータ]

また、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、独立行政法人原子力安全基盤機構により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化評価手法が検討され、その結果が「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド (JNES-RE-2013-2049)」(以下「ACAガイド」という。)に取りまとめられている。このため、設計基準事故時雰囲気内で機能要求がある外部リード-2-1については、ACAガイドに従った長期健全性も評価した。

図2.3-9に外部リード-2-1のACAガイドに基づく試験手順を、表2.3-16にACA試験条件を示す。これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び設計基準事故を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

ACA試験結果を表2.3-17にACAガイドに基づく実布設環境での長期健全性評価結果を表2.3-18示す。結果は判定基準を満足している。



*1：耐電圧試験は、日本産業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」
(JIS C 3005:2000) の試験

図2.3-9 外部リード-2-1のACAガイドに基づく試験手順

表2.3-16 外部リード-2-1のACA試験条件

		試験条件
通常運転相当	温度 放射線	100℃-98.9Gy/h-5,686h
設計基準 事故相当	放射線 (集積線量)	1,500kGy (10kGy/h以下)
	温度	最高温度：190℃
	圧力	最高圧力：0.41MPa[gage]

[出典：原子カプランスのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書（JNES-SS-0903）]

表2.3-17 外部リード-2-1のACA試験結果

項目	試験条件	判定
耐電圧試験	課電電圧：AC10kV/1分間（C-1S） AC 2kV/1分間（1S-2S）	良

[出典：原子カプランスのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書（JNES-SS-0903）]

表2.3-18 ACAガイドに基づく実布設環境での長期健全性評価結果

布設区分	実布設環境条件		評価期間 [年]*1
	温度 [℃]	放射線量率 [Gy/h]	
通路部	32*3	1×10 ⁻³	430*2

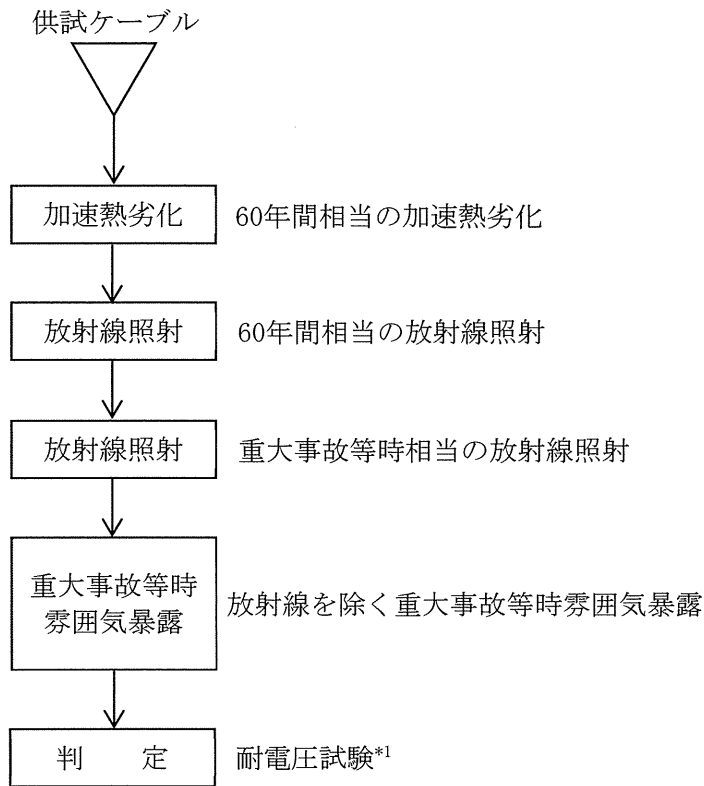
*1：稼働率100%での評価期間

*2：時間依存データの重ね合わせ手法により評価

*3：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度

また、図2.3-10に外部リード－２－１の長期健全性試験の手順を、表2.3-19に試験条件を示す。ポッティング材及びOリングについて、これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び重大事故等時を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表2.3-20に長期健全性試験結果を示す。結果は判定基準を満足している。



*1：規定電圧を規定時間印加し、絶縁破壊を生じるか否かを調べる

図2.3-10 外部リード－２－１の長期健全性試験の手順

表2.3-19 外部リード-2-1の長期健全性試験条件（重大事故等）

		試験条件	60年間の通常運転時の 使用条件に基づく劣化条件 又は 重大事故等時の環境条件
通常運転 相当	温度	113℃-255h	64℃-255h (=32℃*1-60年)
	放射線 (集積線量)	750kGy (10kGy/h以下)	0.6kGy*2
重大事故 等相当	放射線 (集積線量)	500kGy (10kGy/h以下)	500kGy
	温度	最高温度：150℃	最高温度：約144℃
	圧力	最高圧力：0.5MPa[gage]	最高圧力：約0.444MPa[gage]

*1：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度

*2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量 $(1 \times 10^{-3} [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}]) = 0.6 \text{kGy}$

[出典（試験条件）：電力共同委託「高レンジエリアモニタ及び三重同軸ケーブル・コネクタに関わる耐環境性能評価委託2014年度」]

表2.3-20 外部リード-2-1の長期健全性試験結果

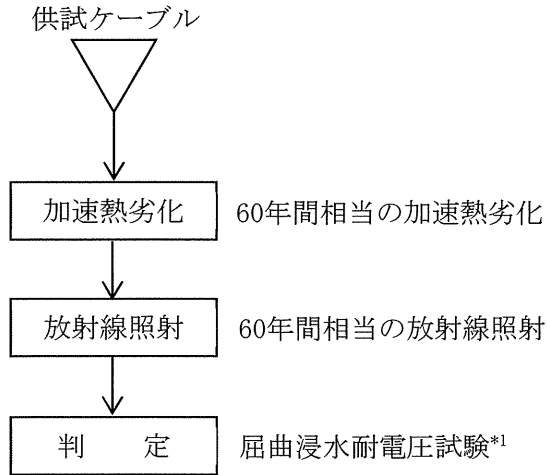
項目	試験条件	判定
耐電圧試験	C-I 間 DC3,000V 1分 I-O 間 DC 500V 1分	良

[出典：電力共同委託「高レンジエリアモニタ及び三重同軸ケーブル・コネクタに関わる耐環境性能評価委託2014年度」]

外部リード-2-2については、事故時機能要求がないため、通常運転時の使用条件に基づく健全性評価を実施する。

図2.3-11に外部リード-2-2の長期健全性試験の手順を、表2.3-21に試験条件を示す。これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表2.3-22に長期健全性試験結果を示す。結果は判定基準を満足している。



*1：屈曲浸水耐電圧試験の試験手順は以下のとおりである

- ① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径の約40倍のマンドレルに巻き付ける
- ② ①の両端部以外水中に於く
- ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧3.2kV/mmを5分間印加し、絶縁破壊が生じるか否かを調べる

図2.3-11 外部リード-2-2の長期健全性試験手順

表2.3-21 外部リード-2-2の長期健全性試験条件

		試験条件	60年間の通常運転時の 使用条件に基づく劣化条件
通常運転 相当	温度	121℃-7日	80℃-7日 (=32℃*1-60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy (10kGy/h以下)	0.6kGy*2
設計基準 事故相当	放射線 (集積線量)	—*3	
	温度		
	圧力		

*1：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度

*2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量 $(1 \times 10^{-3} [\text{Gy/h}] \times (24 \times 365.25) [\text{h/y}] \times 60 [\text{y}]) = 0.6 \text{kGy}$

*3：長期健全性試験は設計基準事故時相当の放射線照射及び設計基準事故時雰囲気暴露試験を実施しているが、外部リード-2-2には事故時機能要求がないため、設計基準事故相当の劣化は考慮対象外

[出典（試験条件）：電力共通研究「電気・計装機器の耐環境実証試験に関する研究（Step-3）」1983年度]

表2.3-22 外部リード-2-2の長期健全性試験結果

項目	試験条件	判定
屈曲浸水 耐電圧試験	供試体外径 : 13.2mm マンドレル径 : 供試体外径の約40倍 絶縁厚さ : 2.9mm 課電電圧 : 9.5kV/5分間	良

[出典：電力共通研究「電気・計装機器の耐環境実証試験に関する研究（Step-3）」1983年度]

したがって、外部リード、ポッティング材及びOリングの経年劣化による絶縁低下については、60年間の通常運転とその後の設計基準事故、又は60年間の通常運転とその後の重大事故等時においても、絶縁機能を維持できると判断する。

② 現状保全

外部リード、ポッティング材及びOリングの経年劣化による絶縁低下に対しては、定期的にケーブルを含めた絶縁抵抗測定又は系統機器の動作確認を実施し、有意な絶縁低下のないことを確認している。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、外部リード、ポッティング材及びOリングの経年劣化による絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

また、外部リード、ポッティング材及びOリングの経年劣化による絶縁低下は、絶縁抵抗測定又は系統機器の動作確認で検知可能であり、点検手法として適切である。

c. 高経年化への対応

外部リード、ポッティング材及びOリングの経年劣化による絶縁低下については、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

2.3.2 ポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下

a. 事象の説明

L V型モジュールのポッティング材として使用しているエポキシ樹脂は有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行し、接着力の低下により気密性が低下した場合、図2.3-12に示すようにリークパスが原子炉格納容器内より電気ペネトレーション内部を通り、原子炉格納容器外側まで至ることによって、原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下を起こす可能性がある。

また、Oリングとして使用しているEPゴムは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行し、気密性が低下した場合、図2.3-12に示すようにリークパスが原子炉格納容器内より原子炉格納容器外側まで至ることによって、原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下を起こす可能性がある。

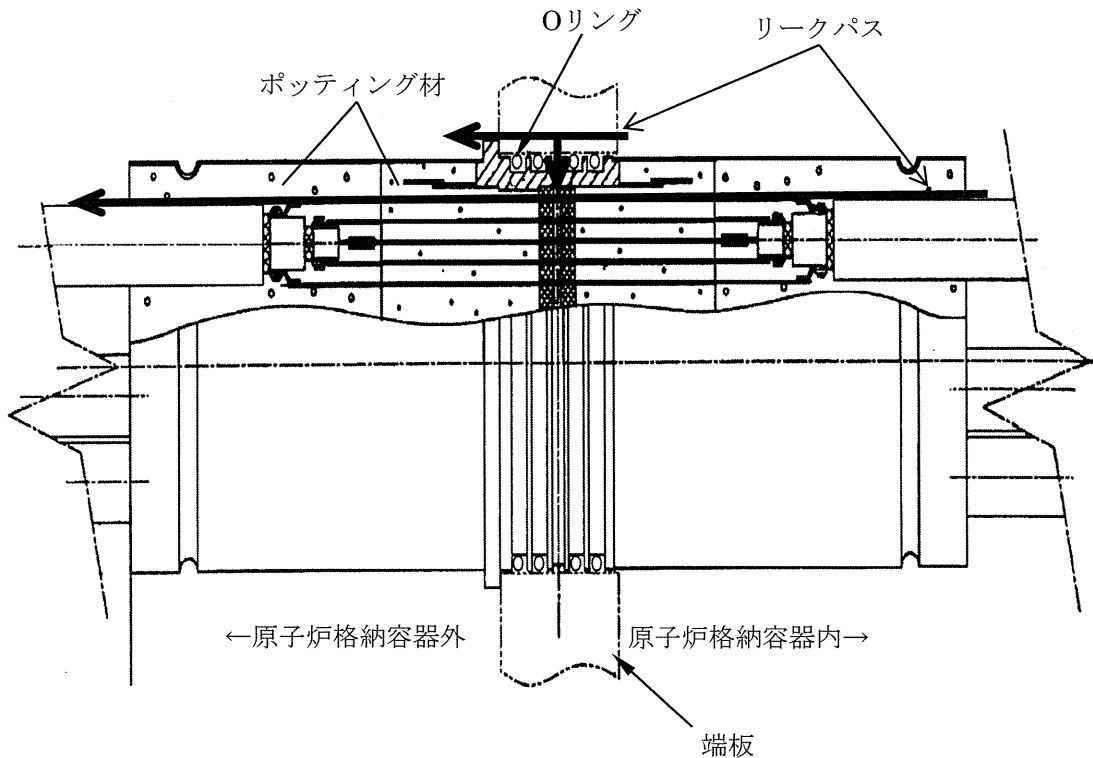


図2.3-12 玄海3号炉 LV型モジュールのバウンダリ機能に係るリークパス

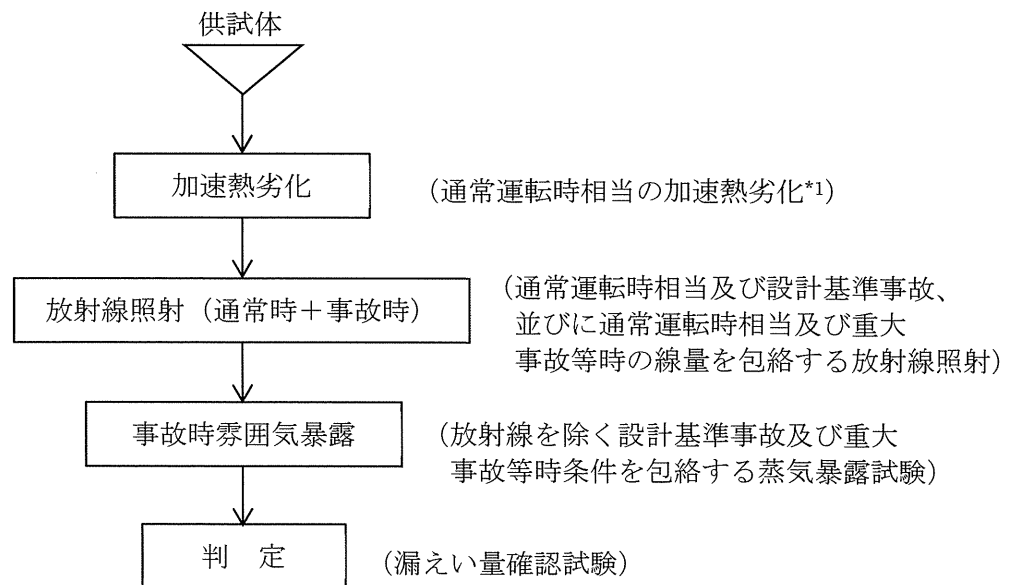
b. 技術評価

① 健全性評価

ポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下については、LV型モジュールと同等のモジュラー型電気ペネトレーションにより、IEEE Std. 317-2013「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」に準拠した長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき健全性評価を行う。

図2.3-13にモジュラー型電気ペネトレーションの長期健全性試験の手順を、表2.3-23に試験条件を示す。ポッティング材及びOリングについて、これらの条件は玄海3号炉の60年間の運転及び設計基準事故、並びに60年間の運転及び重大事故等時を想定した熱及び放射線による劣化条件を包絡している。

表2.3-24に長期健全性試験での漏えい量確認試験の結果を示す。結果は判定基準を満足している。



*1：プラントの起動停止を模擬した熱サイクル試験を含む

図2.3-13 モジュラー型電気ペネトレーションの長期健全性試験の手順

表2.3-23 モジュール型電気ペネトレーション 長期健全性試験の条件

	試験条件	60年間の通常運転時の使用条件に基づく劣化条件、 設計基準事故及び重大事故等時の環境条件
加速熱劣化	熱劣化： 110℃-218日間*1 熱サイクル： 71~107℃-20日間	38℃*2-60年
放射線照射	1,500kGy (10kGy/h以下)	通常運転相当：0.6kGy*3 設計基準事故時線量：824kGy 重大事故等時線量：500kGy
事故時 雰囲気 暴露	最高温度：190℃ 最高圧力：0.45MPa[gage] 試験時間：7日間	設計基準事故時：約144℃（最高温度） ：約0.392MPa[gage]（最高圧力） 重大事故等時：約144℃（最高温度） ：約0.444MPa[gage]（最高圧力）

*1：熱サイクル試験による劣化（71~107℃-20日間）に、40℃-60年に相当する熱劣化となるよう、通常の熱劣化（110℃-218日間）を加えた

*2：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲温度実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた温度（約32℃）に通電による温度上昇を加えた温度として設定

*3：通常運転時の原子炉格納容器内電気ペネトレーション設置エリアの周囲線量率実測値（複数の実測値の平均値のうち最大のもの）に余裕を加えた線量率から算出した集積線量（ 1×10^{-3} [Gy/h] \times (24 \times 365.25) [h/y] \times 60 [y]) = 0.6kGy)

[出典 (試験条件)：電力共同委託「過酷事故環境条件を考慮した電気ペネトレーションの長期健全性評価」2019年度]

表2.3-24 モジュール型電気ペネトレーション 長期健全性試験結果

項目	判定基準	測定値	判定
漏えい量 確認試験	1×10^{-3} cm ³ /sec以下	0.67×10^{-3} cm ³ /sec	良

[出典：電力共同委託「過酷事故環境条件を考慮した電気ペネトレーションの長期健全性評価」2019年度]

② 現状保全

ポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下に対しては、定期的に原子炉格納容器漏えい率検査及び電気ペネトレーションに封入している窒素ガスの圧力確認を実施し、機器の健全性を確認している。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、ポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下の可能性はないと考える。

c. 高経年化への対応

ポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下については、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

なお、経年劣化事象の抽出にあたっては、2章の代表機器における経年劣化事象の抽出と同様に、水平展開機器各々の構造、材料、使用材料等の特殊性を考慮して選定している。

① MV型モジュール

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

3.1.1 ポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下

MV型モジュールのポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下については、ポッティング材として使用しているエポキシ樹脂及びOリングとして使用しているEPゴムが実機と同等であるLV型モジュールでの劣化を考慮した長期健全性試験結果により、60年間の運転及び設計基準事故、並びに60年間の運転及び重大事故等時においても機器の健全性が維持できることを確認している。

ポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下は、定期的な原子炉格納容器漏えい率検査及び電気ペネトレーションに封入している窒素ガスの圧力確認で検知可能であり、点検手法として適切である。

したがって、ポッティング材及びOリングの原子炉格納容器バウンダリ機能に係る気密性低下については、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

2.2.3の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

3.2.1 本体の腐食（全面腐食）

本体は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合は必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.2 端板及びシュラウドの応力腐食割れ

端板及びシュラウドはステンレス鋼であり、応力腐食割れが想定される。

しかしながら、端板及びシュラウドは水環境になく、かつ温度も低いことから応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、原子炉格納容器漏えい率検査及び電気ペネトレーションに封入している窒素ガスの圧力確認により、機器の健全性を確認している。

4 補機タンク

[対象機器]

- ① 蓄圧タンク
- ② 体積制御タンク
- ③ ほう酸タンク
- ④ 燃料取替用水タンク
- ⑤ ガスサージタンク
- ⑥ 原子炉補機冷却水サージタンク
- ⑦ よう素除去薬品タンク
- ⑧ 復水タンク
- ⑨ 湿分分離加熱器第2段ドレンタンク
- ⑩ 湿分分離加熱器第1段ドレンタンク
- ⑪ 湿分分離器ドレンタンク
- ⑫ 低圧給水加熱器ドレンタンク
- ⑬ 1次系補助蒸気復水タンク

目 次

1. 対象機器及び代表機器の選定	1
1.1 グループ化の考え方及び結果	1
1.2 代表機器の選定	1
2. 代表機器の技術評価	4
2.1 構造、材料及び使用条件	4
2.2 経年劣化事象の抽出	22
3. 代表機器以外への展開	35
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	35
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	35

1. 対象機器及び代表機器の選定

玄海3号炉で使用されている主要な補機タンクの主な仕様を表1-1に示す。

これらの補機タンクを設置場所・型式、内部流体及び材料の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

1.1 グループ化の考え方及び結果

表1-1に示す補機タンクについて、設置場所・型式、内部流体及び材料を分離基準として考えると、合計6つのグループに分類される。

1.2 代表機器の選定

- (1) 設置場所・型式：屋内・たて置円筒形、内部流体：1次冷却材・ほう酸水、材料：炭素鋼（内面ステンレス鋼内張り）
このグループには、蓄圧タンクのみが属するため、代表機器は蓄圧タンクとする。
- (2) 設置場所・型式：屋内・たて置円筒形、内部流体：1次冷却材・ほう酸水、材料：ステンレス鋼
このグループには、体積制御タンク、ほう酸タンク及び燃料取替用水タンクが属するが、圧力が高い体積制御タンクを代表機器とする。
- (3) 設置場所・型式：屋内・たて置円筒形、内部流体：希ガス等、材料：炭素鋼
このグループには、ガスサージタンクのみが属するため、代表機器はガスサージタンクとする。
- (4) 設置場所・型式：屋内・横置円筒形、内部流体：ヒドラジン水、材料：炭素鋼
このグループには、原子炉補機冷却水サージタンクのみが属するため、代表機器は原子炉補機冷却水サージタンクとする。
- (5) 設置場所・型式：屋内・横置円筒形、内部流体：苛性ソーダ溶液、材料：ステンレス鋼
このグループには、よう素除去薬品タンクのみが属するため、代表機器はよう素除去薬品タンクとする。

- (6) 設置場所・型式：屋内・たて置、横置円筒形、内部流体：給水、純水、材料：炭素鋼

このグループには、復水タンク、湿分分離加熱器第2段ドレンタンク、湿分分離加熱器第1段ドレンタンク、湿分分離器ドレンタンク、低圧給水加熱器ドレンタンク及び1次系補助蒸気復水タンクが属するが、重要度が高い復水タンクを代表機器とする。

表1-1 玄海3号炉 補機タンクの主な仕様

分離基準			機器名称(台数)	選定基準			選定	選定理由
				重要度*1	使用条件			
設置場所 型式	内部流体	材 料			最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
屋内・ たて置円筒形	1次冷却材 ほう酸水	炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)	蓄圧タンク (4)	MS-1、重*3	約 4.9	約150	◎	
		ステンレス鋼	体積制御タンク (1)	PS-2	約0.49	約 95	◎	圧力
			ほう酸タンク (2)	MS-1、重*3	約0.05	約 95		
			燃料取替用水タンク (1)	MS-1、重*3	大気圧	約 95		
	希ガス等	炭素鋼	ガスサージタンク (4)	PS-2	約0.98	約 95	◎	
屋内・ 横置円筒形	ヒドラジン水	炭素鋼	原子炉補機冷却水サージタンク (1)	MS-1、重*3	約0.34	約 95	◎	
	苛性ソーダ溶液	ステンレス鋼	よう素除去薬品タンク (1)	MS-1	約0.07	約 65	◎	
屋内・ たて置、横置円筒形	給水・純水	炭素鋼	復水タンク (1)	MS-1、重*3	大気圧	約 40	◎	重要度
			湿水分離加熱器第2段ドレンタンク (4)	高*2	約 8.2	約298		
			湿水分離加熱器第1段ドレンタンク (4)	高*2	約 3.4	約245		
			湿水分離器ドレンタンク (2)	高*2	約 1.4	約200		
			低圧給水加熱器ドレンタンク (2)	高*2	約0.05	約115		
			1次系補助蒸気復水タンク (2)	高*2	大気圧	約100		

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

2. 代表機器の技術評価

本章では1章で代表機器とした以下の6種類の補機タンクについて技術評価を実施する。

- ① 蓄圧タンク
- ② 体積制御タンク
- ③ ガスサージタンク
- ④ 原子炉補機冷却水サージタンク
- ⑤ よう素除去薬品タンク
- ⑥ 復水タンク

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 蓄圧タンク

(1) 構造

玄海3号炉の蓄圧タンクは、たて置円筒形のタンクであり、胴板、鏡板、出口管台及びマンホールは炭素鋼を使用しており、内面にはステンレス鋼を内張りしている。

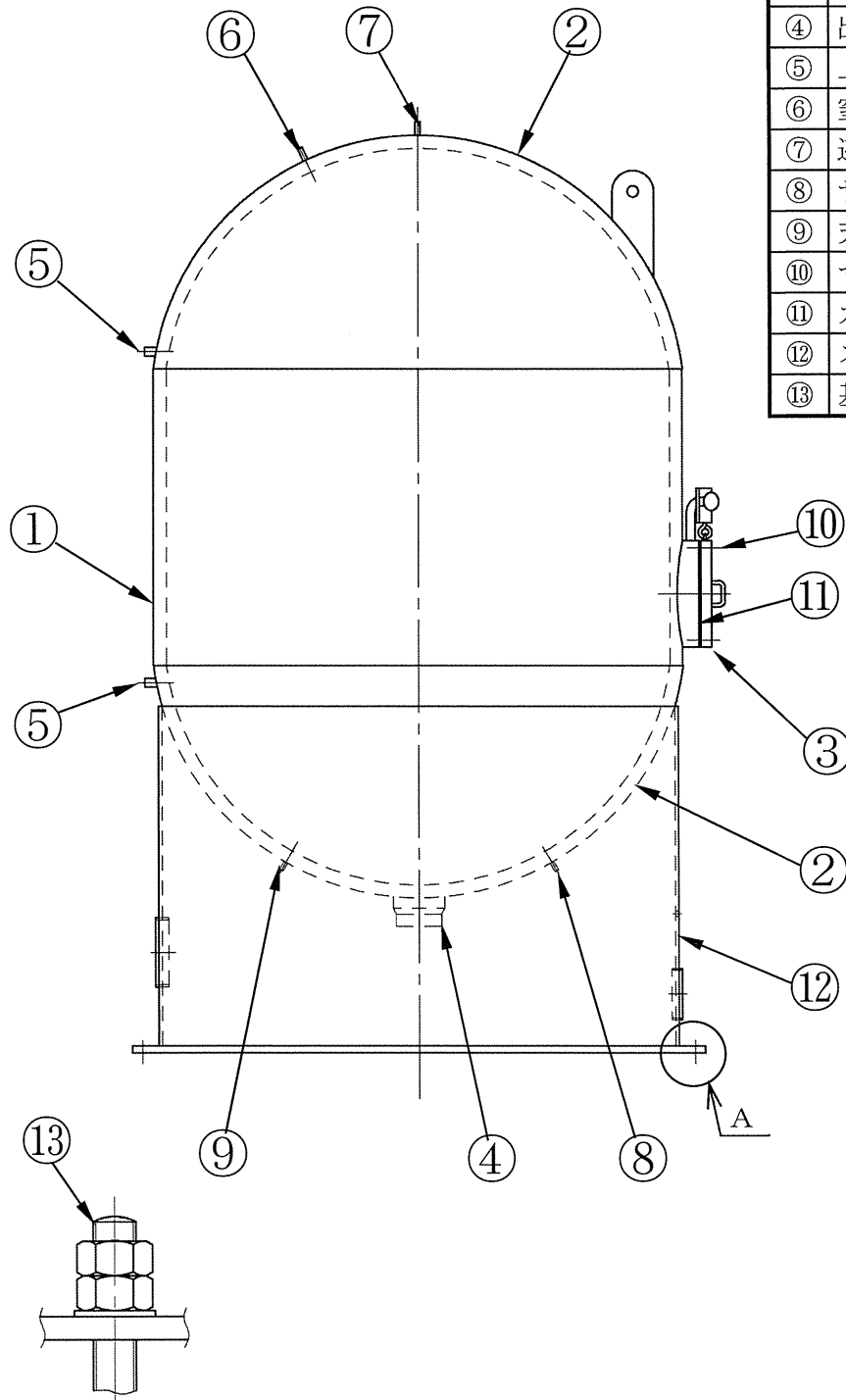
上部・下部水位計管台等にはステンレス鋼を使用しており、それぞれ1次冷却材に接液している。

玄海3号炉の蓄圧タンクの構造図を図2.1-1に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の蓄圧タンクの使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

No.	部 位
①	胴 板
②	鏡 板
③	マンホール
④	出口管台
⑤	上部・下部水位計管台
⑥	窒素供給管台
⑦	逃がし弁取付管台
⑧	サンプリング管台
⑨	充てん管台
⑩	マンホール用ボルト
⑪	ガスケット
⑫	スカート
⑬	基礎ボルト



A部基礎ボルト詳細

図2.1-1 玄海3号炉 蓄圧タンク構造図

表2.1-1 玄海3号炉 蓄圧タンク主要部位の使用材料

部 位	材 料
胴 板	炭素鋼（ステンレス鋼内張り）
鏡 板	炭素鋼（ステンレス鋼内張り）
マンホール	炭素鋼（ステンレス鋼内張り）
出口管台	炭素鋼（ステンレス鋼内張り）
上部・下部水位計管台	ステンレス鋼
窒素供給管台	ステンレス鋼
逃がし弁取付管台	ステンレス鋼
サンプリング管台	ステンレス鋼
充てん管台	ステンレス鋼
マンホール用ボルト	低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品
スカート	炭 素 鋼
基礎ボルト	炭 素 鋼

表2.1-2 玄海3号炉 蓄圧タンクの使用条件

最高使用圧力	約4.9MPa[gage]
最高使用温度	約150℃
内 部 流 体	1次冷却材

2.1.2 体積制御タンク

(1) 構造

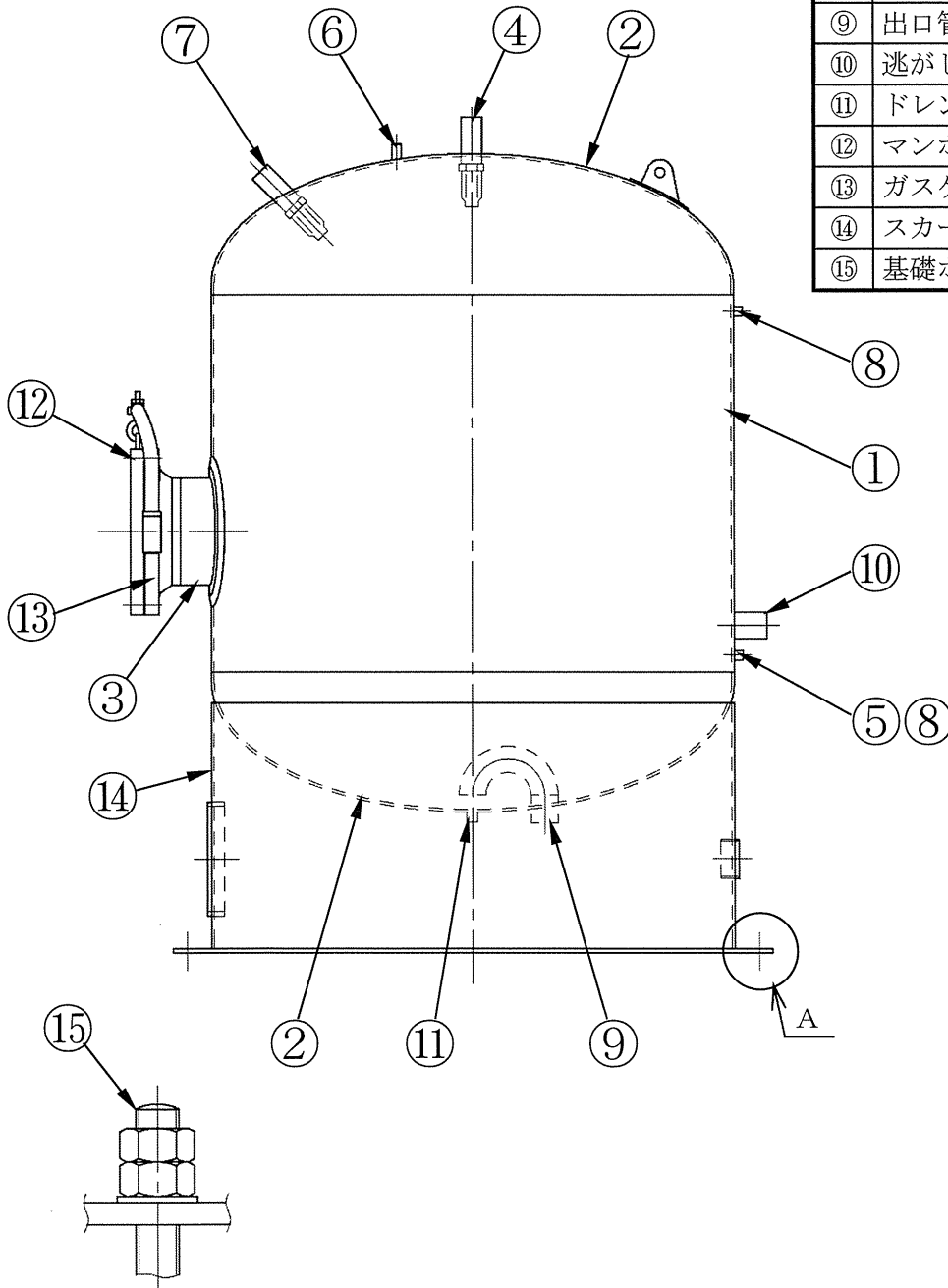
玄海3号炉の体積制御タンクは、たて置円筒形のタンクであり、胴板及び鏡板等にはステンレス鋼を使用しており、1次冷却材に接液している。

玄海3号炉の体積制御タンクの構造図を図2.1-2に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の体積制御タンクの使用材料及び使用条件を表2.1-3及び表2.1-4に示す。

No.	部 位
①	胴 板
②	鏡 板
③	マンホール
④	抽出水入口管台
⑤	水素、窒素封入管台
⑥	ベント管台
⑦	封水戻り管台
⑧	上部・下部水位計管台
⑨	出口管台
⑩	逃がし弁出口管台
⑪	ドレン管台
⑫	マンホール用ボルト
⑬	ガスケット
⑭	スカート
⑮	基礎ボルト



A部基礎ボルト詳細

図2.1-2 玄海3号炉 体積制御タンク構造図

表2.1-3 玄海3号炉 体積制御タンク主要部位の使用材料

部 位	材 料
胴 板	ステンレス鋼
鏡 板	ステンレス鋼
マンホール	ステンレス鋼
抽出水入口管台	ステンレス鋼
水素、窒素封入管台	ステンレス鋼
ベント管台	ステンレス鋼
封水戻り管台	ステンレス鋼
上部・下部水位計管台	ステンレス鋼
出口管台	ステンレス鋼
逃がし弁出口管台	ステンレス鋼
ドレン管台	ステンレス鋼
マンホール用ボルト	低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品
スカート	炭 素 鋼
基礎ボルト	炭 素 鋼

表2.1-4 玄海3号炉 体積制御タンクの使用条件

最高使用圧力	約0.49MPa[gage]
最高使用温度	約95℃
内 部 流 体	1次冷却材

2.1.3 ガスサージタンク

(1) 構造

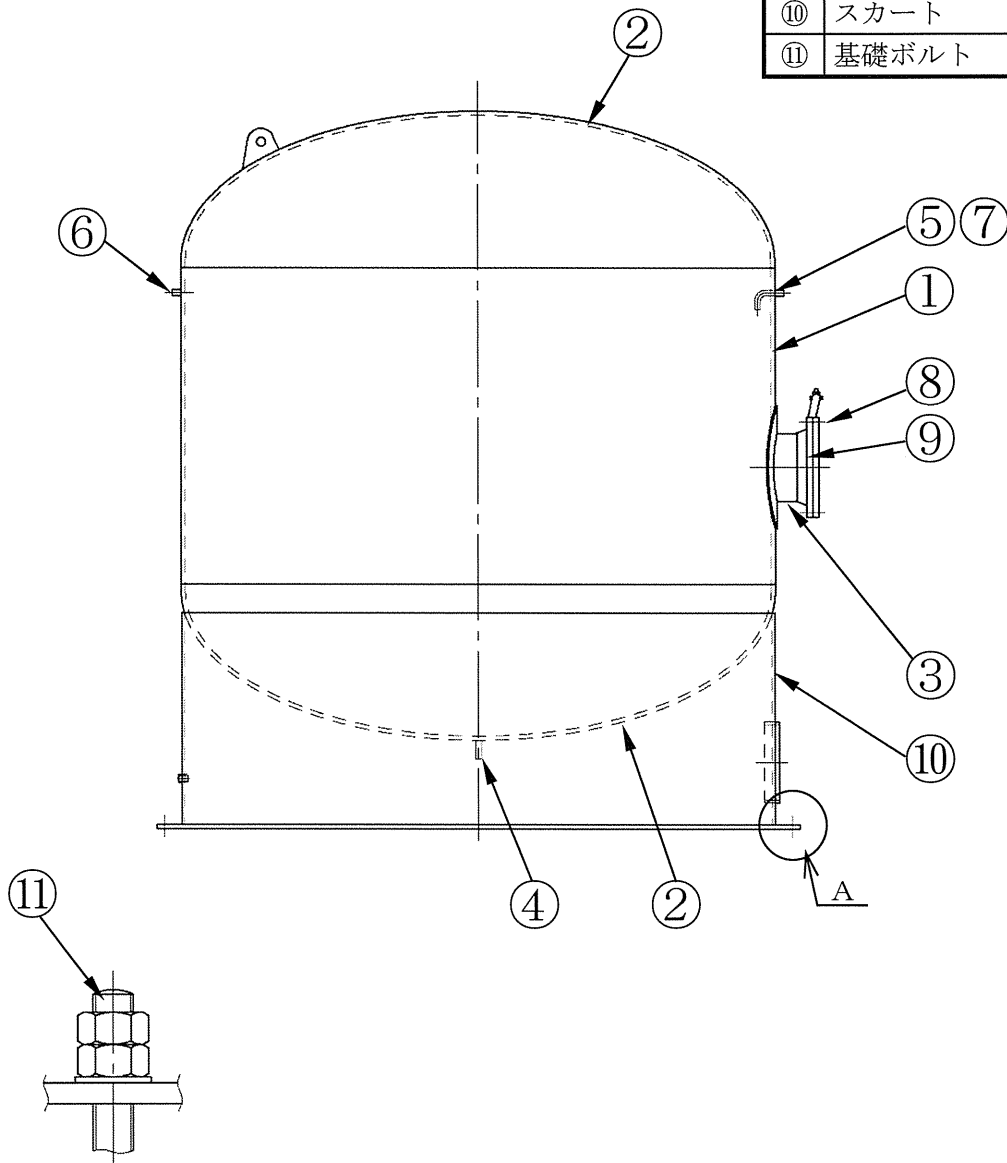
玄海3号炉のガスサージタンクは、たて置円筒形のタンクであり、胴板及び鏡板等には炭素鋼を使用しており、希ガス等に接している。

玄海3号炉のガスサージタンクの構造図を図2.1-3に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉のガスサージタンクの使用材料及び使用条件を表2.1-5及び表2.1-6に示す。

No.	部 位
①	胴 板
②	鏡 板
③	マンホール
④	ドレン管台
⑤	試料採取管台
⑥	ガス入口管台
⑦	ガス出口管台
⑧	マンホール用ボルト
⑨	ガスケット
⑩	スカート
⑪	基礎ボルト



A部基礎ボルト詳細

図2.1-3 玄海3号炉 ガスサージタンク構造図

表2.1-5 玄海3号炉 ガスサージタンク主要部位の使用材料

部 位	材 料
胴 板	炭 素 鋼
鏡 板	炭 素 鋼
マンホール	炭 素 鋼
ドレン管台	炭 素 鋼
試料採取管台	炭 素 鋼
ガス入口管台	炭 素 鋼
ガス出口管台	炭 素 鋼
マンホール用ボルト	低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品
スカート	炭 素 鋼
基礎ボルト	炭 素 鋼

表2.1-6 玄海3号炉 ガスサージタンクの使用条件

最高使用圧力	約0.98MPa[gage]
最高使用温度	約95℃
内 部 流 体	希ガス等

2.1.4 原子炉補機冷却水サージタンク

(1) 構造

玄海3号炉の原子炉補機冷却水サージタンクは、横置円筒形のタンクであり、胴板及び鏡板等には炭素鋼を使用しており、ヒドラジン水（防錆剤注入水）に接液している。

玄海3号炉の原子炉補機冷却水サージタンクの構造図を図2.1-4に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の原子炉補機冷却水サージタンクの使用材料及び使用条件を表2.1-7及び表2.1-8に示す。

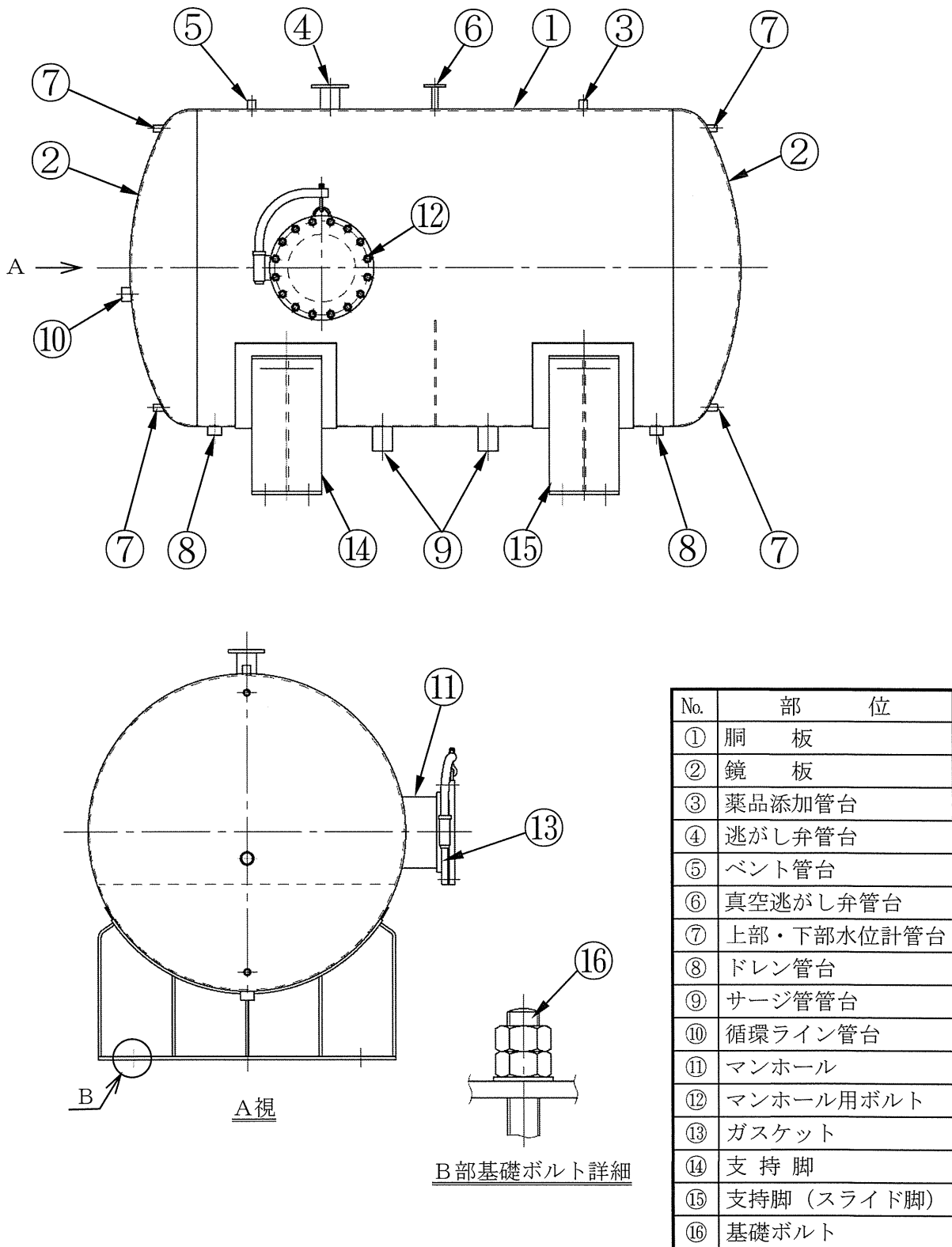


図2.1-4 玄海3号炉 原子炉補機冷却水サージタンク構造図

表2.1-7 玄海3号炉 原子炉補機冷却水サージタンク主要部位の使用材料

部 位	材 料
胴 板	炭 素 鋼
鏡 板	炭 素 鋼
薬品添加管台	炭 素 鋼
逃がし弁管台	炭 素 鋼
ベント管台	炭 素 鋼
真空逃がし弁管台	炭 素 鋼
上部・下部水位計管台	炭 素 鋼
ドレン管台	炭 素 鋼
サージ管管台	炭 素 鋼
循環ライン管台	炭 素 鋼
マンホール	炭 素 鋼
マンホール用ボルト	低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品
支 持 脚	炭 素 鋼
支持脚（スライド脚）	炭 素 鋼
基礎ボルト	低合金鋼

表2.1-8 玄海3号炉 原子炉補機冷却水サージタンクの使用条件

最高使用圧力	約0.34MPa[gage]
最高使用温度	約95℃
内 部 流 体	ヒドラジン水

2.1.5 よう素除去薬品タンク

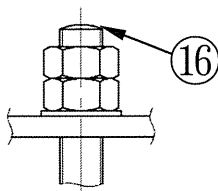
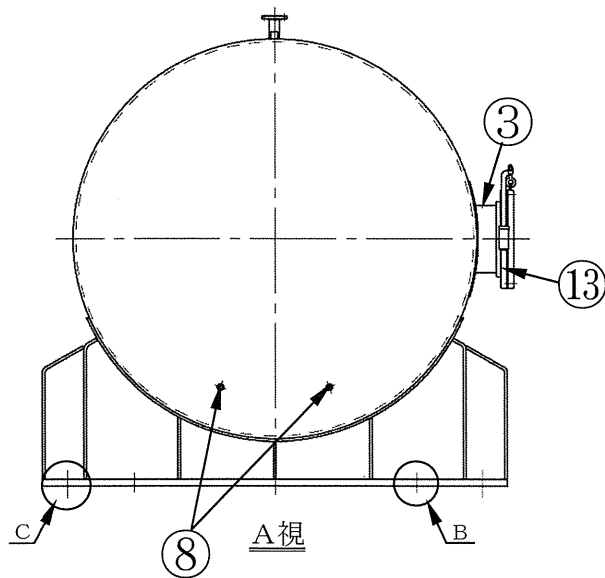
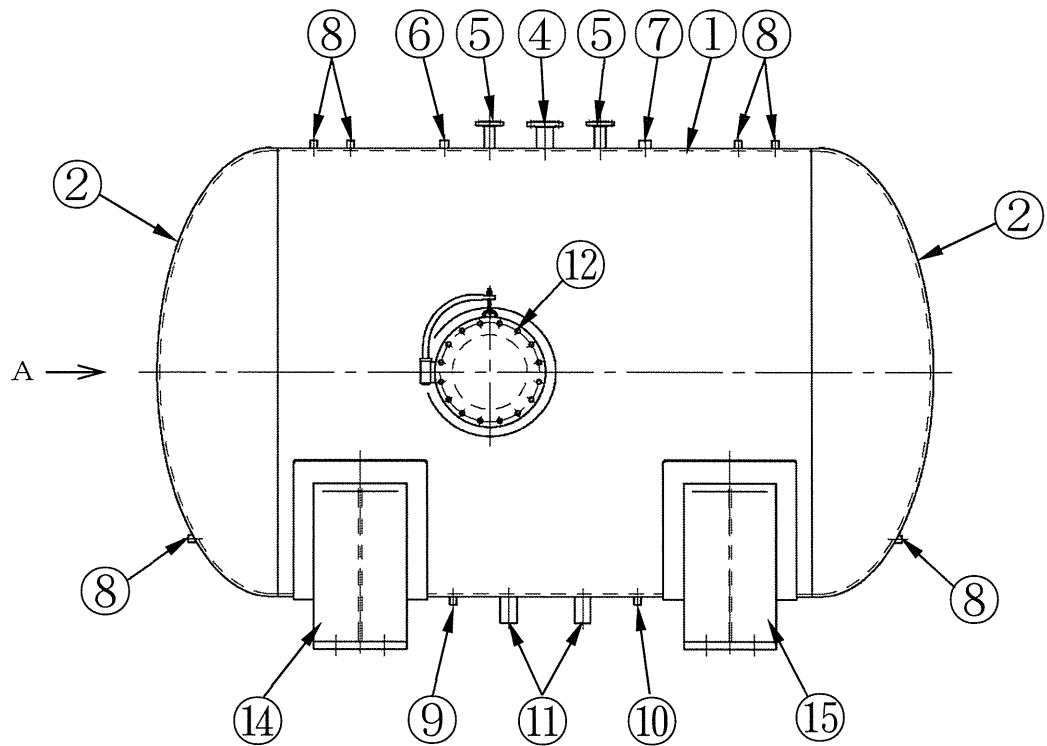
(1) 構造

玄海3号炉のよう素除去薬品タンクは、横置円筒形のタンクであり、胴板及び鏡板等にはステンレス鋼を使用しており、苛性ソーダ溶液に接液している。

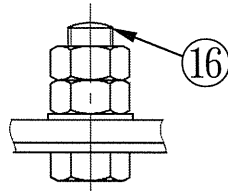
玄海3号炉のよう素除去薬品タンクの構造図を図2.1-5に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉のよう素除去薬品タンクの使用材料及び使用条件を表2.1-9及び表2.1-10に示す。



B部基礎ボルト詳細



C部基礎ボルト詳細

No.	部 位
①	胴 板
②	鏡 板
③	マンホール
④	薬液供給管台
⑤	真空逃がし弁管台
⑥	窒素供給管台
⑦	逃がし弁取付管台
⑧	上部・下部水位計管台
⑨	サンプル管台
⑩	ドレン管台
⑪	出口管台
⑫	マンホール用ボルト
⑬	ガスケット
⑭	支 持 脚
⑮	支持脚 (スライド脚)
⑯	基礎ボルト

図2.1-5 玄海3号炉 よう素除去薬品タンク構造図

表2.1-9 玄海3号炉 よう素除去薬品タンク主要部位の使用材料

部 位	材 料
胴 板	ステンレス鋼
鏡 板	ステンレス鋼
マンホール	ステンレス鋼
薬液供給管台	ステンレス鋼
真空逃がし弁管台	ステンレス鋼
窒素供給管台	ステンレス鋼
逃がし弁取付管台	ステンレス鋼
上部・下部水位計管台	ステンレス鋼
サンプル管台	ステンレス鋼
ドレン管台	ステンレス鋼
出口管台	ステンレス鋼
マンホール用ボルト	低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品
支 持 脚	炭 素 鋼
支持脚（スライド脚）	炭 素 鋼
基礎ボルト	低合金鋼、炭素鋼

表2.1-10 玄海3号炉 よう素除去薬品タンクの使用条件

最高使用圧力	約0.07MPa[gage]
最高使用温度	約65℃
内 部 流 体	苛性ソーダ溶液

2.1.6 復水タンク

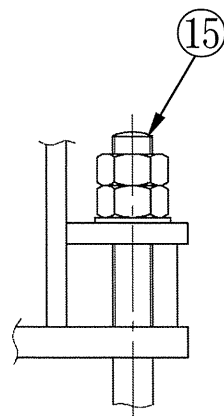
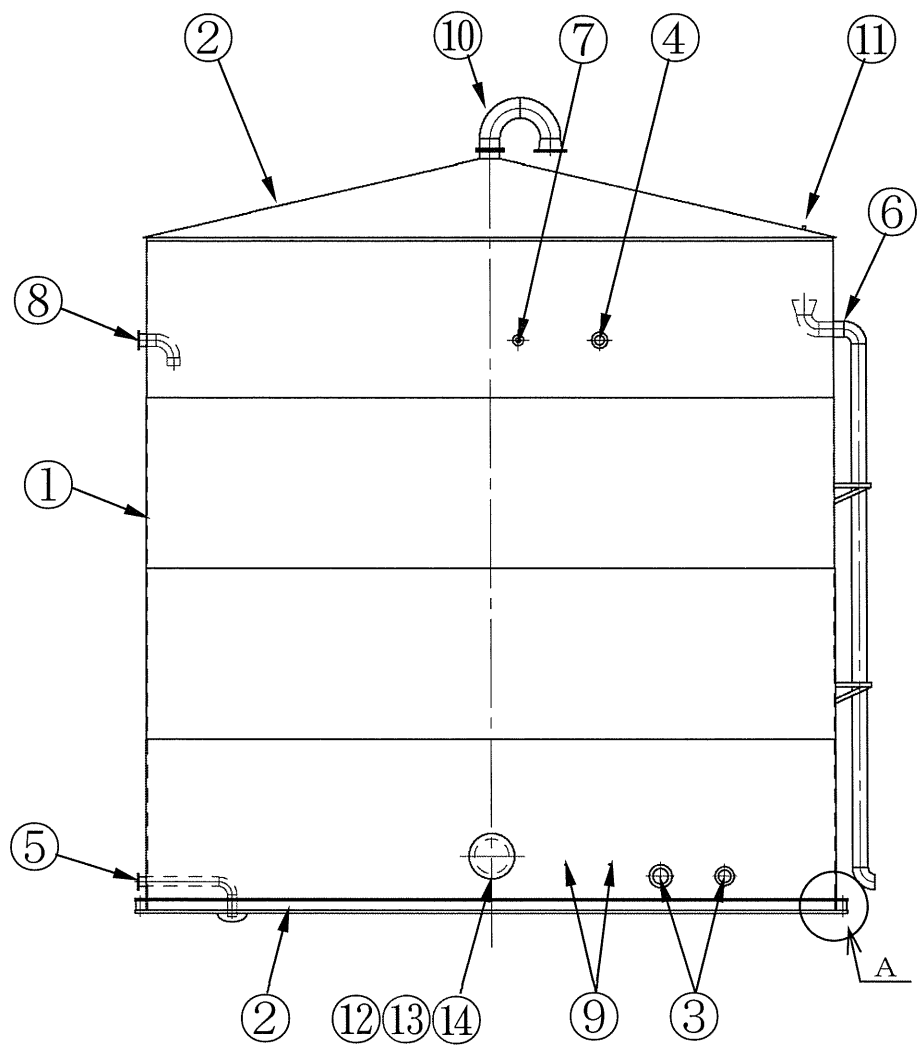
(1) 構造

玄海3号炉の復水タンクは、たて置円筒形のタンクであり、胴板、屋根板及び底板等には炭素鋼を使用しており、純水に接液している。

玄海3号炉の復水タンク構造図を図2.1-6に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の復水タンクの使用材料及び使用条件を表2.1-11及び表2.1-12に示す。



A部基礎ボルト詳細

No.	部 位
①	胴 板
②	屋根板、底板
③	補助給水ポンプ吸込口管台
④	補助給水ポンプ戻り管台
⑤	ブロー管台
⑥	オーバーフロー管台
⑦	補給水管台
⑧	スピルオーバ管台
⑨	レベルトランスミッタ用管台
⑩	ベント管台
⑪	フロート式水面計用管台
⑫	マンホール
⑬	マンホール用ボルト
⑭	ガスケット
⑮	基礎ボルト

図2.1-6 玄海3号炉 復水タンク構造図

表2.1-11 玄海3号炉 復水タンク主要部位の使用材料

部 位	材 料
胴 板	炭 素 鋼
屋根板、底板	炭 素 鋼
補助給水ポンプ吸込口管台	ステンレス鋼
補助給水ポンプ戻り管台	ステンレス鋼
ブロー管台	ステンレス鋼
オーバーフロー管台	ステンレス鋼
補給水管台	ステンレス鋼
スピルオーバー管台	ステンレス鋼
レベルトランスミッタ用管台	ステンレス鋼
ベント管台	ステンレス鋼
フロート式水面計用管台	ステンレス鋼
マンホール	炭 素 鋼
マンホール用ボルト	炭 素 鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品
基礎ボルト	低合金鋼

表2.1-12 玄海3号炉 復水タンクの使用条件

最高使用圧力	大 気 圧
最高使用温度	約40℃
内 部 流 体	純 水

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

補機タンクの機能である貯蔵機能を維持するためには、次の3つの項目が必要である。

- ① バウンダリの維持
- ② 機器の支持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

補機タンク個々について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、代表機器ごとに表2.2-1～表2.2-6に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1～表2.2-6で△となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

(1) 胴板等耐圧構成品の外面からの腐食（全面腐食）

[蓄圧タンク、ガスサージタンク、原子炉補機冷却水サージタンク、復水タンク]

胴板等耐圧構成品は炭素鋼であり、外面からの腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(2) 胴板等耐圧構成品の内面からの腐食（全面腐食）

[ガスサージタンク、原子炉補機冷却水サージタンク、よう素除去薬品タンク、復水タンク]

ガスサージタンク及び復水タンクの胴板等耐圧構成品は炭素鋼であり、ガスサージタンクについてはドレン水がタンク下部に滞留しており、また、復水タンクについては内部流体が飽和溶存酸素濃度（最大約8ppm）の流体であるため、長期使用により内面からの腐食が想定される。

しかしながら、胴板等耐圧構成品の腐食に対しては、ガスサージタンクについては、開放点検時に内面全体の目視確認により有意な腐食がないことを確認している。

また、復水タンクについては、開放点検時に目視により塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合には必要に応じて補修を実施することとしている。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

原子炉補機冷却水サージタンクの胴板等耐圧構成品は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、内部流体は、ヒドラジン水（防錆剤注入水）であり腐食の発生し難い環境であり、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

よう素除去薬品タンクは内部流体が苛性ソーダ溶液であり、腐食が想定される。

しかしながら、接液部材料がステンレス鋼であり、苛性ソーダの濃度及び使用温度が低いことから、腐食が発生する可能性は小さい。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

(3) 管台の内面からの応力腐食割れ [蓄圧タンク]

1977年10月、米国H. B. ロビンソン (H.B. Robinson) 発電所のほう酸注入タンクでカップリングから管台 (ともにステンレス鋼) にかけて内面からの応力腐食割れによる損傷が発生している。この事象は、飽和溶存酸素濃度 (最大約8ppm) のほう酸水環境下で、高炭素量のステンレス鋼を使用していた管台が著しく鋭敏化していたことが原因となり発生したものである。

しかしながら、タンク本体の熱処理を行った後に管台を溶接しており、材料の有意な鋭敏化はないと判断される。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

(4) 胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れ [よう素除去薬品タンク]

よう素除去薬品タンクの胴板等耐圧構成品はステンレス鋼であり、内部流体が苛性ソーダ溶液であることから応力腐食割れが想定される。

しかしながら、図2.2-1に示すように苛性ソーダの濃度及び使用温度が低く、応力腐食割れが発生し難い環境にあることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

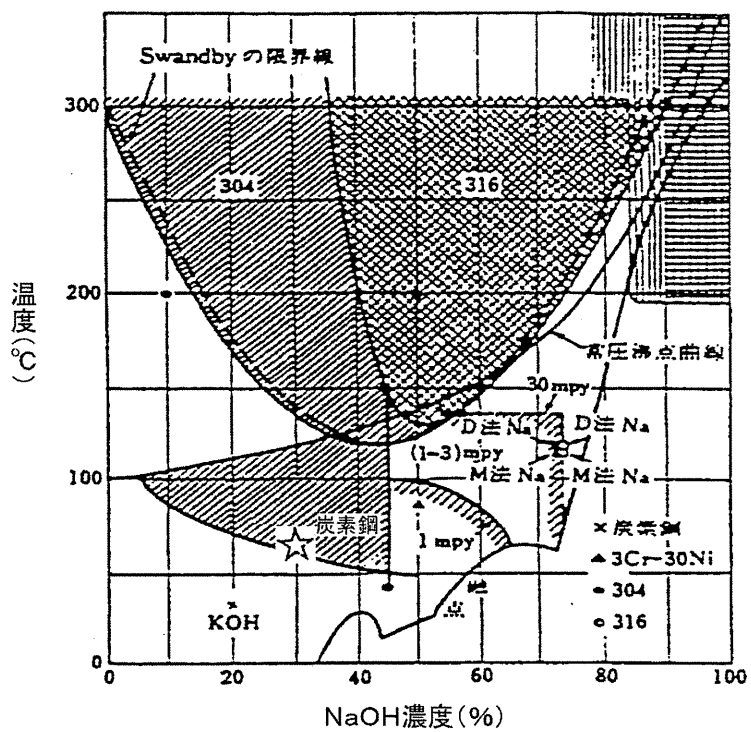


図2.2-1 SUS 304 / 316材のNaOH溶液中でのSCC感受性

[出典：大久保勝夫、徳永一弘：化学工学、40（1976）]

(☆：よう素除去薬品タンクの使用環境：65°C、30%を出典文献に追記)

(5) マンホール用ボルトの腐食（全面腐食）〔共通〕

マンホール用ボルトは、ガスケットからの漏えいにより、内部流体による腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認等により、機器の健全性を確認している。

(6) 支持脚等の腐食（全面腐食）

〔蓄圧タンク、体積制御タンク、ガスサージタンク、原子炉補機冷却水サージタンク、よう素除去薬品タンク〕

支持脚及びスカートは炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(7) 支持脚（スライド脚）の腐食（全面腐食）

〔原子炉補機冷却水サージタンク、よう素除去薬品タンク〕

原子炉補機冷却水サージタンク及びよう素除去薬品タンクは横置きであり、支持脚（スライド脚）が設置されているが、スライド部は炭素鋼であり、長期使用により、腐食による固着が想定される。

しかしながら、通常運転状態での横方向移動が少ない原子炉補機冷却水サージタンク及びよう素除去薬品タンクの支持脚（スライド脚）については、巡視点検等で目視によりスライド部を覆っている塗装の健全性を確認している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(8) 基礎ボルトの腐食（全面腐食）〔共通〕

基礎ボルトは炭素鋼又は低合金鋼であり、腐食が想定される。

基礎ボルトの健全性評価については各機器で共通であることから、機械設備の技術評価書のうち「基礎ボルト」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

ガスケットは開放点検時に取り替えている消耗品であり、長期使用はせず取替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 蓄圧タンクに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	胴 板		炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)		△(外面)						
	鏡 板		炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)		△(外面)						
	マンホール		炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)		△(外面)						
	出口管台		炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)		△(外面)						
	上部・下部水位計管台		ステンレス鋼				△(内面)				
	窒素供給管台		ステンレス鋼				△(内面)				
	逃がし弁取付管台		ステンレス鋼				△(内面)				
	サンプリング管台		ステンレス鋼				△(内面)				
	充てん管台		ステンレス鋼				△(内面)				
	マンホール用ボルト		低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								
機器の支持	スカート		炭素鋼		△						
	基礎ボルト		炭素鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-2 玄海3号炉 体積制御タンクに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	胴 板		ステンレス鋼								
	鏡 板		ステンレス鋼								
	マンホール		ステンレス鋼								
	抽出水入口管台		ステンレス鋼								
	水素、窒素封入管台		ステンレス鋼								
	ベント管台		ステンレス鋼								
	封水戻り管台		ステンレス鋼								
	上部・下部水位計管台		ステンレス鋼								
	出口管台		ステンレス鋼								
	逃がし弁出口管台		ステンレス鋼								
	ドレン管台		ステンレス鋼								
	マンホール用ボルト		低合金鋼		△						
ガスケット	◎	—									
機器の支持	スカート		炭素鋼		△						
	基礎ボルト		炭素鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-3 玄海3号炉 ガスサージタンクに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	胴 板		炭素鋼		△(内面) △(外面)						
	鏡 板		炭素鋼		△(内面) △(外面)						
	マンホール		炭素鋼		△(内面) △(外面)						
	ドレン管台		炭素鋼		△(内面) △(外面)						
	試料採取管台		炭素鋼		△(内面) △(外面)						
	ガス入口管台		炭素鋼		△(内面) △(外面)						
	ガス出口管台		炭素鋼		△(内面) △(外面)						
	マンホール用ボルト		低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								
機器の支持	スカート		炭素鋼		△						
	基礎ボルト		炭素鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-4 玄海3号炉 原子炉補機冷却水サージタンクに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取 替 品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	胴 板		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)					*1：スライド部の腐食	
	鏡 板		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	薬品添加管台		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	逃がし弁管台		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	ベント管台		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	真空逃がし弁管台		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	上部・下部水位計管台		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	ドレン管台		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	サージ管管台		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	循環ライン管台		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	マンホール		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	マンホール用ボルト		低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								
機器の支持	支 持 脚		炭 素 鋼		△						
	支持脚(スライド脚)		炭 素 鋼		△ ^{*1} △						
	基礎ボルト		低合金鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-5 玄海3号炉 よう素除去薬品タンクに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	胴 板		ステンレス鋼		△(内面)		△			*1：スライド部の腐食	
	鏡 板		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	マンホール		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	薬液供給管台		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	真空逃がし弁管台		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	窒素供給管台		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	逃がし弁取付管台		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	上部・下部水位計管台		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	サンプル管台		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	ドレン管台		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	出口管台		ステンレス鋼		△(内面)		△				
	マンホール用ボルト		低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								
機器の支持	支 持 脚		炭 素 鋼		△						
	支持脚(スライド脚)		炭 素 鋼		△ ^{*1} △						
	基礎ボルト		低合金鋼 炭 素 鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-6 玄海3号炉 復水タンクに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	胴 板		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	屋根板、底板		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	補助給水ポンプ吸込口管台		ステンレス鋼								
	補助給水ポンプ戻り管台		ステンレス鋼								
	ブロー管台		ステンレス鋼								
	オーバーフロー管台		ステンレス鋼								
	補給水管台		ステンレス鋼								
	スピルオーバ管台		ステンレス鋼								
	レベルトランスミッタ用管台		ステンレス鋼								
	ベント管台		ステンレス鋼								
	フロート式水面計用管台		ステンレス鋼								
	マンホール		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						
	マンホール用ボルト		炭 素 鋼		△						
	ガスケット	◎	—								
機器の支持	基礎ボルト		低合金鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

なお、経年劣化事象の抽出にあたっては、2章の代表機器における経年劣化事象の抽出と同様に水平展開機器各々の構造、材料、使用条件等の特殊性を考慮して選定している。

- ① ほう酸タンク
- ② 燃料取替用水タンク
- ③ 湿分分離加熱器第2段ドレンタンク
- ④ 湿分分離加熱器第1段ドレンタンク
- ⑤ 湿分分離器ドレンタンク
- ⑥ 低圧給水加熱器ドレンタンク
- ⑦ 1次系補助蒸気復水タンク

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

水平展開機器各々の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮すると、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

2.2.3の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

3.2.1 胴板等耐圧構成品の外表面からの腐食（全面腐食）

[湿分分離加熱器第2段ドレンタンク、湿分分離加熱器第1段ドレンタンク、湿分分離器ドレンタンク、低圧給水加熱器ドレンタンク、1次系補助蒸気復水タンク]

胴板等耐圧構成品は炭素鋼であり、外表面からの腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.2 胴板等耐圧構成品の内表面からの腐食（全面腐食）

[湿分分離加熱器第2段ドレンタンク、湿分分離加熱器第1段ドレンタンク、湿分分離器ドレンタンク、低圧給水加熱器ドレンタンク、1次系補助蒸気復水タンク]

湿分分離加熱器第2段ドレンタンク、湿分分離加熱器第1段ドレンタンク、湿分分離器ドレンタンク及び低圧給水加熱器ドレンタンクの胴板等の耐圧構成品は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、内部流体が給水（溶存酸素濃度5ppb以下）であることから、腐食が発生し難い環境であり、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

1次系補助蒸気復水タンクは胴板等の耐圧構成品が炭素鋼であり、内部流体が飽和溶存酸素濃度（最大約8ppm）の流体であるため、長期使用により腐食が想定される。

しかしながら、開放点検時の目視確認により、機器の健全性を維持している。したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.3 胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れ [ほう酸タンク]

ほう酸タンクの胴板等耐圧構成品については、溶接部は溶接入熱により鋭敏化している可能性があり、内面からの応力腐食割れが想定される。

しかしながら、溶接後熱処理を施していないこと、また、温度条件的にも100℃未満と低いことにより、内面からの応力腐食割れ発生の可能性はない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、定期的な目視確認により、機器の健全性を確認している。

3.2.4 マンホール用ボルトの腐食（全面腐食） [共通]

マンホール用ボルトは、ガスケットからの漏えいにより、内部流体による腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認等により、機器の健全性を確認している。

3.2.5 支持脚等の腐食（全面腐食）

[ほう酸タンク、湿分分離加熱器第2段ドレンタンク、湿分分離加熱器第1段ドレンタンク、湿分分離器ドレンタンク、低圧給水加熱器ドレンタンク]

支持脚及びスカートは炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.6 支持脚（スライド脚）の腐食（全面腐食）

[湿分分離加熱器第2段ドレンタンク、湿分分離加熱器第1段ドレンタンク、湿分分離器ドレンタンク、低圧給水加熱器ドレンタンク]

湿分分離加熱器第2段ドレンタンク、湿分分離加熱器第1段ドレンタンク、湿分分離器ドレンタンク及び低圧給水加熱器ドレンタンクは横置きであり、支持脚（スライド脚）が設置されているが、スライド部は炭素鋼であり、長期使用により、腐食による固着が想定される。

しかしながら、支持脚（スライド脚）の腐食に対しては、プラント起動時に目視によりスライド部が正常であることを確認し、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.7 取付ボルトの腐食（全面腐食）

[湿分分離加熱器第2段ドレンタンク、湿分分離加熱器第1段ドレンタンク、湿分分離器ドレンタンク]

取付ボルトは炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.8 基礎ボルトの腐食（全面腐食）

[ほう酸タンク、燃料取替用水タンク、低圧給水加熱器ドレンタンク、1次系補助蒸気復水タンク]

基礎ボルトは炭素鋼又は低合金鋼であり、腐食が想定される。

基礎ボルトの健全性評価については各機器で共通であることから、機械設備の技術評価書のうち「基礎ボルト」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

5 フィルタ

[対象機器]

- ① 冷却材フィルタ
- ② 封水注入フィルタ
- ③ 冷却材脱塩塔入口フィルタ
- ④ ほう酸フィルタ
- ⑤ 格納容器再循環サンプスクリーン

目 次

1. 対象機器及び代表機器の選定	1
1.1 グループ化の考え方及び結果	1
1.2 代表機器の選定	1
2. 代表機器の技術評価	3
2.1 構造、材料及び使用条件	3
2.2 経年劣化事象の抽出	9
3. 代表機器以外への展開	14
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	14
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	14

1. 対象機器及び代表機器の選定

玄海3号炉で使用されている主要なフィルタの主な仕様を表1-1に示す。

これらのフィルタを設置場所・型式、内部流体及び材料の観点からグループ化し、以下のとおり代表機器を選定した。

1.1 グループ化の考え方及び結果

表1-1に示すフィルタについて、設置場所・型式、内部流体及び材料の観点から2つのグループにまとめられる。

1.2 代表機器の選定

- (1) 設置場所・型式：屋内・たて置円筒形、内部流体：1次冷却材、ほう酸水、材料：ステンレス鋼

このグループには、冷却材フィルタ、封水注入フィルタ、冷却材脱塩塔入口フィルタ及びほう酸フィルタが属するが、重要度が高いほう酸フィルタを代表機器とする。

- (2) 設置場所・型式：屋内・ディスク型、内部流体：空気、材料：ステンレス鋼

このグループには、格納容器再循環サンプスクリーンのみが属するため、代表機器は格納容器再循環サンプスクリーンとする。

表1-1 玄海3号炉 フィルタの主な仕様

分離基準			機器名称 (台数)	選定基準			選定	選定理由
				重要度*1	使用条件			
設置場所 型式	内部流体	材 料			最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
屋内・ たて置円筒形	1次冷却材	ステンレス鋼	冷却材フィルタ (1)	PS-2	約 2.1	約 95	◎	重要度
			封水注入フィルタ (2)	PS-2	約 20.0	約150		
			冷却材脱塩塔入口フィルタ (2)	PS-2	約 2.1	約 65		
	ほう酸水	ほう酸フィルタ (1)	MS-1、重*2	約 1.4	約 95			
屋内・ ディスク型	空 気	ステンレス鋼	格納容器再循環サンプスクリーン (2)	MS-1、重*2	約0.392	約144	◎	

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

2. 代表機器の技術評価

本章では1章で代表機器とした以下の2種類のフィルタについて技術評価を実施する。

- ① ほう酸フィルタ
- ② 格納容器再循環サンプスクリーン

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 ほう酸フィルタ

(1) 構造

玄海3号炉のほう酸フィルタは、たて置円筒形のカートリッジ型のフィルタであり、胴板、底板等にはステンレス鋼を使用しており、ほう酸水に接液している。

玄海3号炉のほう酸フィルタの構造図を図2.1-1に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉のほう酸フィルタの使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

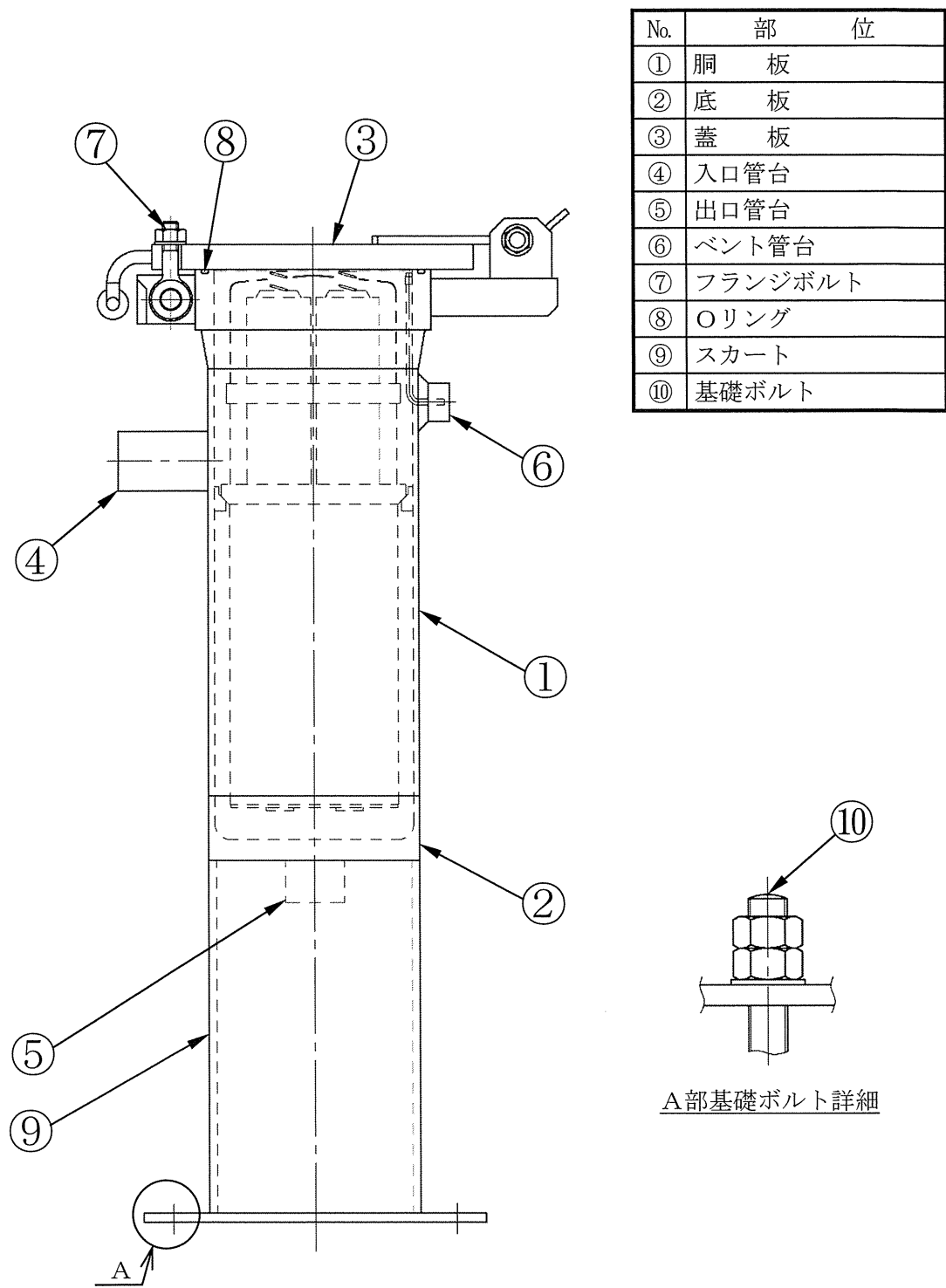


図2.1-1 玄海3号炉 ほう酸フィルタ構造図

表2.1-1 玄海3号炉 ほう酸フィルタ主要部位の使用材料

部 位	材 料
胴 板	ステンレス鋼
底 板	ステンレス鋼
蓋 板	ステンレス鋼
入口管台	ステンレス鋼
出口管台	ステンレス鋼
ベント管台	ステンレス鋼
フランジボルト	低合金鋼
Oリング	消耗品・定期取替品
スカート	ステンレス鋼
基礎ボルト	炭素鋼

表2.1-2 玄海3号炉 ほう酸フィルタの使用条件

最高使用圧力	約1.4MPa[gage]
最高使用温度	約95℃
内 部 流 体	ほう酸水

2.1.2 格納容器再循環サンプスクリーン

(1) 構造

玄海3号炉の格納容器再循環サンプスクリーンは、ディスク型のスクリーンであり、ディスク、コアチューブ、ラテラルサポート等の構成品をトップカバー及びボトムカバーに固定し、ボトムカバーは床に基礎ボルトで固定されている。各構成品にはステンレス鋼を使用しており、格納容器再循環サンプ上に設置されている。

玄海3号炉の格納容器再循環サンプスクリーンの構造図を図2.1-2に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の格納容器再循環サンプスクリーンの使用材料及び使用条件を表2.1-3及び表2.1-4に示す。

No.	部 位
①	ディスク
②	コアチューブ
③	トップカバー
④	ボトムカバー
⑤	ラテラルサポート
⑥	チャンネル
⑦	基礎ボルト

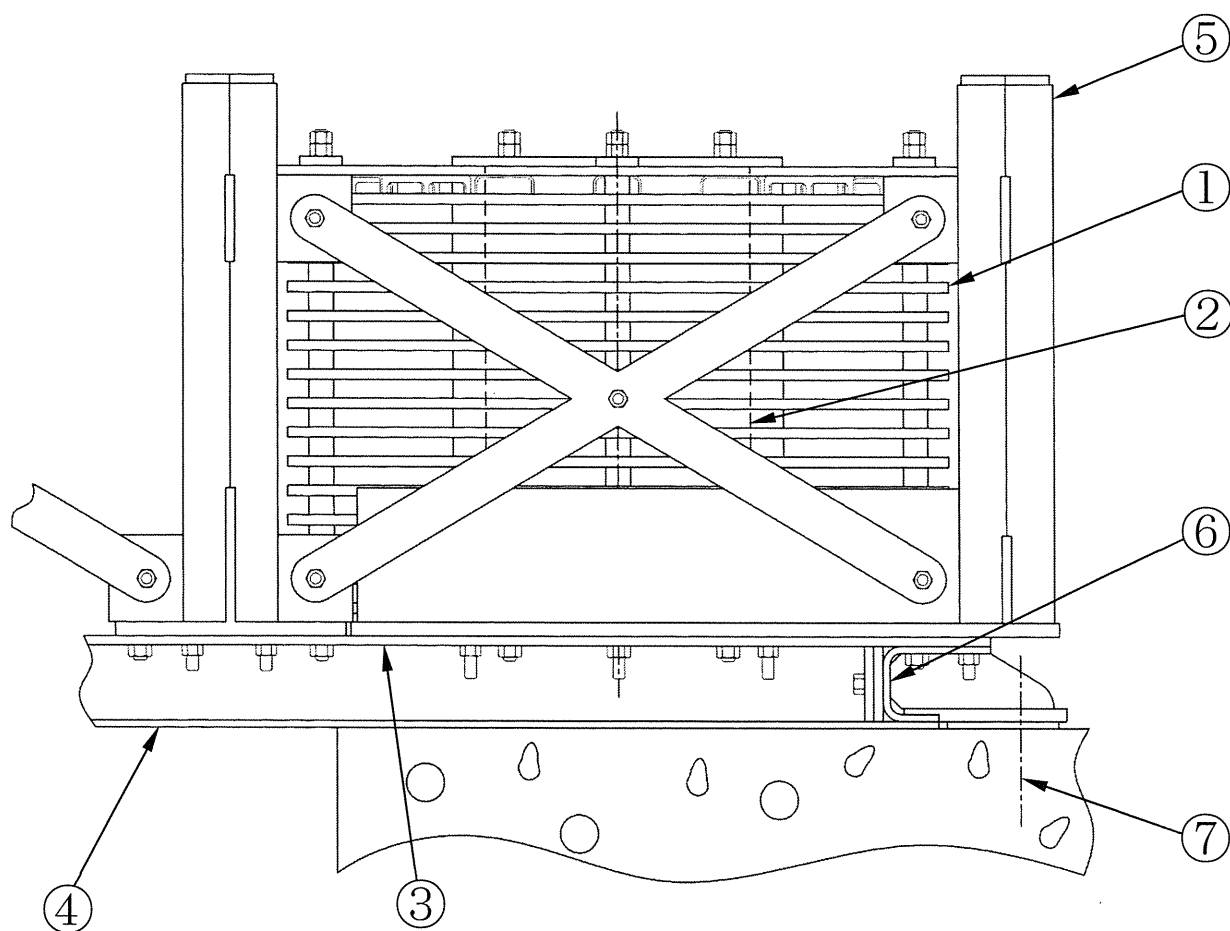


図2.1-2 玄海3号炉 格納容器再循環サンプスクリーン構造図

表2.1-3 玄海3号炉 格納容器再循環サンプスクリーン主要部位の使用材料

部 位	材 料
ディスク	ステンレス鋼
コアチューブ	ステンレス鋼
トップカバー	ステンレス鋼
ボトムカバー	ステンレス鋼
ラテラルサポート	ステンレス鋼
チャンネル	ステンレス鋼
基礎ボルト	ステンレス鋼

表2.1-4 玄海3号炉 格納容器再循環サンプスクリーンの使用条件

最高使用圧力	約0.392MPa[gage]
最高使用温度	約144℃
内 部 流 体	空 気

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

フィルタの機能である冷却材等の浄化機能を維持するためには、次の3つの項目が必要である。

- ① バウンダリの維持
- ② 機器の支持
- ③ 流路の確保

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

フィルタについて、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表2.2-1及び表2.2-2に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1及び表2.2-2で△となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

(1) 胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れ〔ほう酸フィルタ〕

1977年10月、米国H. B. ロビンソン (H. B. Robinson) 発電所のほう酸注入タンクでカップリングから管台（ともにステンレス鋼）にかけて内面からの応力腐食割れによる損傷が発生している。この事象は、飽和溶存酸素濃度（最大約8ppm）のほう酸水環境下で、高炭素量のステンレス鋼を使用していた管台が著しく鋭敏化していたことが原因となり発生したものである。

しかしながら、ほう酸フィルタは溶接後熱処理を施していないこと、また使用温度も低い（100℃未満）ことから、現時点の知見において応力腐食割れ発生の可能性はない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認及び漏えい確認により、機器の健全性を確認している。

(2) フランジボルトの腐食（全面腐食）〔ほう酸フィルタ〕

フランジボルトは、Ｏリングからの漏えいにより、内部流体による腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認等により、機器の健全性を確認している。

(3) スクリーン流路の減少〔格納容器再循環サンプスクリーン〕

ディスク部は原子炉格納容器内空気環境へ開放されており、異物混入によるスクリーン流路の減少が想定される。

しかしながら、目視確認と清掃により、スクリーン流路の減少につながる異物は適切に取り除かれている。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(4) 基礎ボルトの腐食（全面腐食）〔ほう酸フィルタ〕

基礎ボルトは炭素鋼であり、腐食が想定される。

基礎ボルトの健全性評価については各機器で共通であることから、機械設備の技術評価書のうち「基礎ボルト」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

Ｏリングは開放点検時に取り替えている消耗品であり、長期使用はせず取替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 ほう酸フィルタに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	胴 板		ステンレス鋼				△				
	底 板		ステンレス鋼				△				
	蓋 板		ステンレス鋼				△				
	入口管台 出口管台 ベント管台		ステンレス鋼				△				
	フランジボルト		低合金鋼		△						
	Oリング	◎	—								
機器の支持	スカート		ステンレス鋼								
	基礎ボルト		炭 素 鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-2 玄海3号炉 格納容器再循環サンプルスクリーンに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取 替 品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
流路の確保	ディスク		ステンレス鋼							△*1	*1：流路の減少
	コアチューブ		ステンレス鋼								
機器の支持	トップカバー		ステンレス鋼								
	ボトムカバー		ステンレス鋼								
	ラテラルサポート		ステンレス鋼								
	チャンネル		ステンレス鋼								
	基礎ボルト		ステンレス鋼								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

なお、経年劣化事象の抽出にあたっては、2章の代表機器における経年劣化事象の抽出と同様に水平展開機器各々の構造、材料、使用条件等の特殊性を考慮して選定している。

- ① 冷却材フィルタ
- ② 封水注入フィルタ
- ③ 冷却材脱塩塔入口フィルタ

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

水平展開機器各々の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮すると、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

2.2.3の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

3.2.1 胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れ [共通]

胴板等耐圧構成品については、溶接部は溶接入熱により鋭敏化している可能性があり、応力腐食割れが想定される。

しかしながら、いずれのフィルタも溶接後熱処理を施していないこと、また、使用温度も低く（100℃未満）、現時点の知見において応力腐食割れ発生の可能性はない。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認及び漏えい確認により、機器の健全性を確認している。

3.2.2 フランジボルトの腐食（全面腐食）〔共通〕

フランジボルトは、Oリングからの漏えいにより、内部流体による腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認等により、機器の健全性を確認している。

3.2.3 基礎ボルトの腐食（全面腐食）〔共通〕

基礎ボルトは炭素鋼であり、腐食が想定される。

基礎ボルトの健全性評価については各機器で共通であることから、機械設備の技術評価書のうち「基礎ボルト」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

6 脱塩塔

[対象機器]

- ① 冷却材混床式脱塩塔
- ② 冷却材陽イオン脱塩塔
- ③ ホールドアップ塔
- ④ 除湿塔
- ⑤ 前置塔

目 次

1. 対象機器及び代表機器の選定	1
1.1 グループ化の考え方及び結果	1
1.2 代表機器の選定	1
2. 代表機器の技術評価	3
2.1 構造、材料及び使用条件	3
2.2 経年劣化事象の抽出	6
3. 代表機器以外への展開	9
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	9
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	9

1. 対象機器及び代表機器の選定

玄海3号炉で使用されている主要な脱塩塔の主な仕様を表1-1に示す。

これらの脱塩塔を設置場所・型式、内部流体及び材料の観点からグループ化し、以下のとおり代表機器を選定した。

1.1 グループ化の考え方及び結果

表1-1に示す脱塩塔について、設置場所・型式及び材料を分離基準として考えると、1つのグループにまとめられる。

1.2 代表機器の選定

(1) 設置場所・型式：屋内・たて置円筒形、材料：ステンレス鋼

このグループには、冷却材混床式脱塩塔、冷却材陽イオン脱塩塔、ホールドアップ塔、除湿塔及び前置塔が属するが、最高使用圧力が高く、使用頻度の多い冷却材混床式脱塩塔を代表機器とする。

表1-1 玄海3号炉 脱塩塔の主な仕様

分離基準			機器名称 (台数)	選定基準			選定	選定理由
				重要度*1	使用条件			
設置場所 型式	内部流体	材 料			最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
屋内・ たて置円筒形	1次冷却材 希ガス等	ステンレス鋼	冷却材混床式脱塩塔 (2)	PS-2	約 2.1	約 65	◎	最高使用圧力 使用頻度
			冷却材陽イオン脱塩塔 (1)	PS-2	約 2.1	約 65		
			ホールドアップ塔 (4)	PS-2	約0.98	約 95		
			除湿塔 (3)	高*2	約0.98	約400		
			前置塔 (1)	PS-2	約0.98	約 95		

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

2. 代表機器の技術評価

本章では1章で代表機器とした以下の脱塩塔について技術評価を実施する。

① 冷却材混床式脱塩塔

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 冷却材混床式脱塩塔

(1) 構造

玄海3号炉の冷却材混床式脱塩塔は、たて置円筒形の脱塩塔であり、胴板及び鏡板等にはステンレス鋼を使用しており、1次冷却材に接液している。

玄海3号炉の冷却材混床式脱塩塔の構造図を図2.1-1に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の冷却材混床式脱塩塔の使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

No.	部 位
①	胴 板
②	鏡 板
③	樹脂入口管台
④	樹脂出口管台
⑤	入口管台
⑥	出口管台
⑦	逆洗水出口管台
⑧	支 持 脚
⑨	基礎ボルト

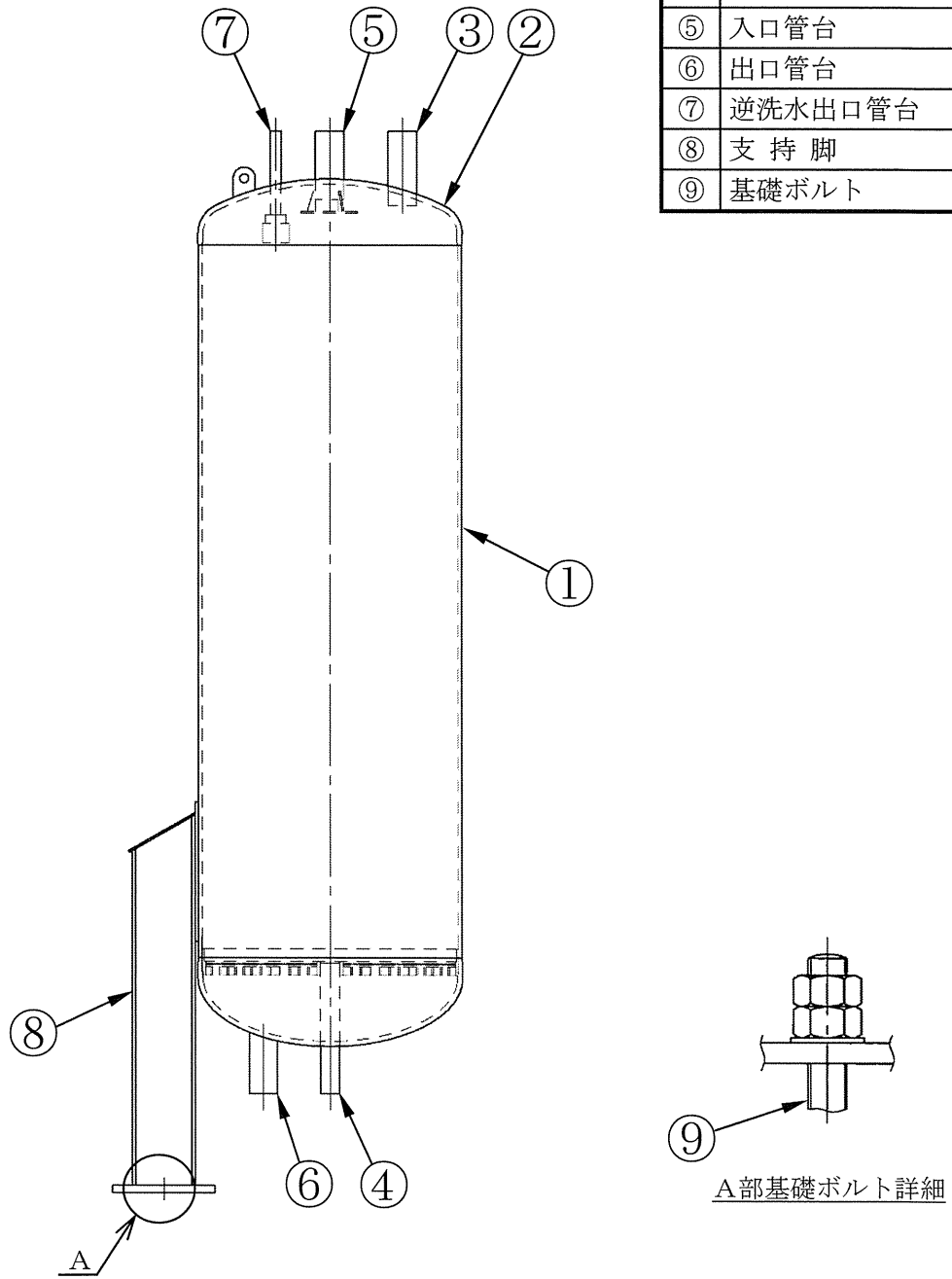


図2.1-1 玄海3号炉 冷却材混床式脱塩塔構造図

表2.1-1 玄海3号炉 冷却材混床式脱塩塔主要部位の使用材料

部 位	材 料
胴 板	ステンレス鋼
鏡 板	ステンレス鋼
樹脂入口管台	ステンレス鋼
樹脂出口管台	ステンレス鋼
入口管台	ステンレス鋼
出口管台	ステンレス鋼
逆洗水出口管台	ステンレス鋼
支持脚	炭素鋼
基礎ボルト	炭素鋼

表2.1-2 玄海3号炉 冷却材混床式脱塩塔の使用条件

最高使用圧力	約2.1MPa[gage]
最高使用温度	約65℃
内 部 流 体	1次冷却材

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

冷却材混床式脱塩塔の機能である冷却材の浄化機能を維持するためには、次の2つの項目が必要である。

- ① バウンダリの維持
- ② 機器の支持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

冷却材混床式脱塩塔について機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表2.2-1に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1で△となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

(1) 支持脚の腐食（全面腐食）

支持脚は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離等が認められた場合は必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(2) 基礎ボルトの腐食（全面腐食）

基礎ボルトは炭素鋼であり、腐食が想定される。

基礎ボルトの健全性評価については各機器で共通であることから、機械設備の技術評価書のうち「基礎ボルト」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

表2.2-1 玄海3号炉 冷却材混床式脱塩塔に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	胴 板		ステンレス鋼								
	鏡 板		ステンレス鋼								
	樹脂入口管台		ステンレス鋼								
	樹脂出口管台		ステンレス鋼								
	入口管台		ステンレス鋼								
	出口管台		ステンレス鋼								
	逆洗水出口管台		ステンレス鋼								
機器の支持	支 持 脚		炭 素 鋼		△						
	基礎ボルト		炭 素 鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

なお、経年劣化事象の抽出にあたっては、2章の代表機器における経年劣化事象の抽出と同様に水平展開機器各々の構造、材料、使用条件等の特殊性を考慮して選定している。

- ① 冷却材陽イオン脱塩塔
- ② ホールドアップ塔
- ③ 除湿塔
- ④ 前置塔

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

水平展開機器各々の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮すると、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

2.2.3の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

なお、日常劣化管理事象ではない事象はない。

3.2.1 支持脚の腐食（全面腐食）[共通]

支持脚は炭素鋼又は低合金鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離等が認められた場合は必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.2 基礎ボルトの腐食（全面腐食）[共通]

基礎ボルトは炭素鋼又は低合金鋼であり、腐食が想定される。

基礎ボルトの健全性評価については各機器で共通であることから、機械設備の技術評価書のうち「基礎ボルト」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

7 プール形容器

[対象機器]

- ① 使用済燃料ピット
- ② 原子炉キャビティ
- ③ 燃料取替用チャンネル
- ④ キャスクピット

目 次

1. 対象機器及び代表機器の選定	1
1.1 グループ化の考え方及び結果	1
1.2 代表機器の選定	1
2. 代表機器の技術評価	3
2.1 構造、材料及び使用条件	3
2.2 経年劣化事象の抽出	6
3. 代表機器以外への展開	10
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	10
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	10

1. 対象機器及び代表機器の選定

玄海3号炉で使用されているプール形容器の主な仕様を表1-1に示す。

これらのプール形容器を設置場所・型式、内部流体及び材料の観点からグループ化し、以下のとおり代表機器を選定した。

なお、格納容器再循環サンプはコンクリート製であり、「コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価書」にて内部コンクリートとして評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

1.1 グループ化の考え方及び結果

表1-1に示すプール形容器について、設置場所・型式、内部流体及び材料の観点から1つのグループにまとめられる。

1.2 代表機器の選定

常時使用していることから、使用済燃料ピットを代表機器とする。

表1-1 玄海3号炉 プール形容器の主な仕様

分離基準			機器名称 (台数)	選定基準			選定	選定理由
				重要度*1	使用条件			
設置場所 型式	内部流体	材 料			最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
屋内・ コンクリート製 埋込みプール形	ほう酸水	鉄筋コンクリート (ステンレス鋼内張り)	使用済燃料ピット (2)	PS-2、重*2	大気圧	約65	◎	常時使用
			原子炉キャビティ (1)	PS-2	大気圧	約65		
			燃料取替用チャンネル (1)	PS-2	大気圧	約65		
			キャスクピット (1)	PS-2	大気圧	約65		

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

2. 代表機器の技術評価

本章では1章で代表機器とした以下のプール形容器について技術評価を実施する。

① 使用済燃料ピット

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 使用済燃料ピット

(1) 構造

玄海3号炉の使用済燃料ピットは、コンクリート製の埋込みプール形容器であり、ピット内面にはステンレス鋼の内張りをしており、ほう酸水に接液している。

玄海3号炉の使用済燃料ピットの構造図を図2.1-1に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の使用済燃料ピットの使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

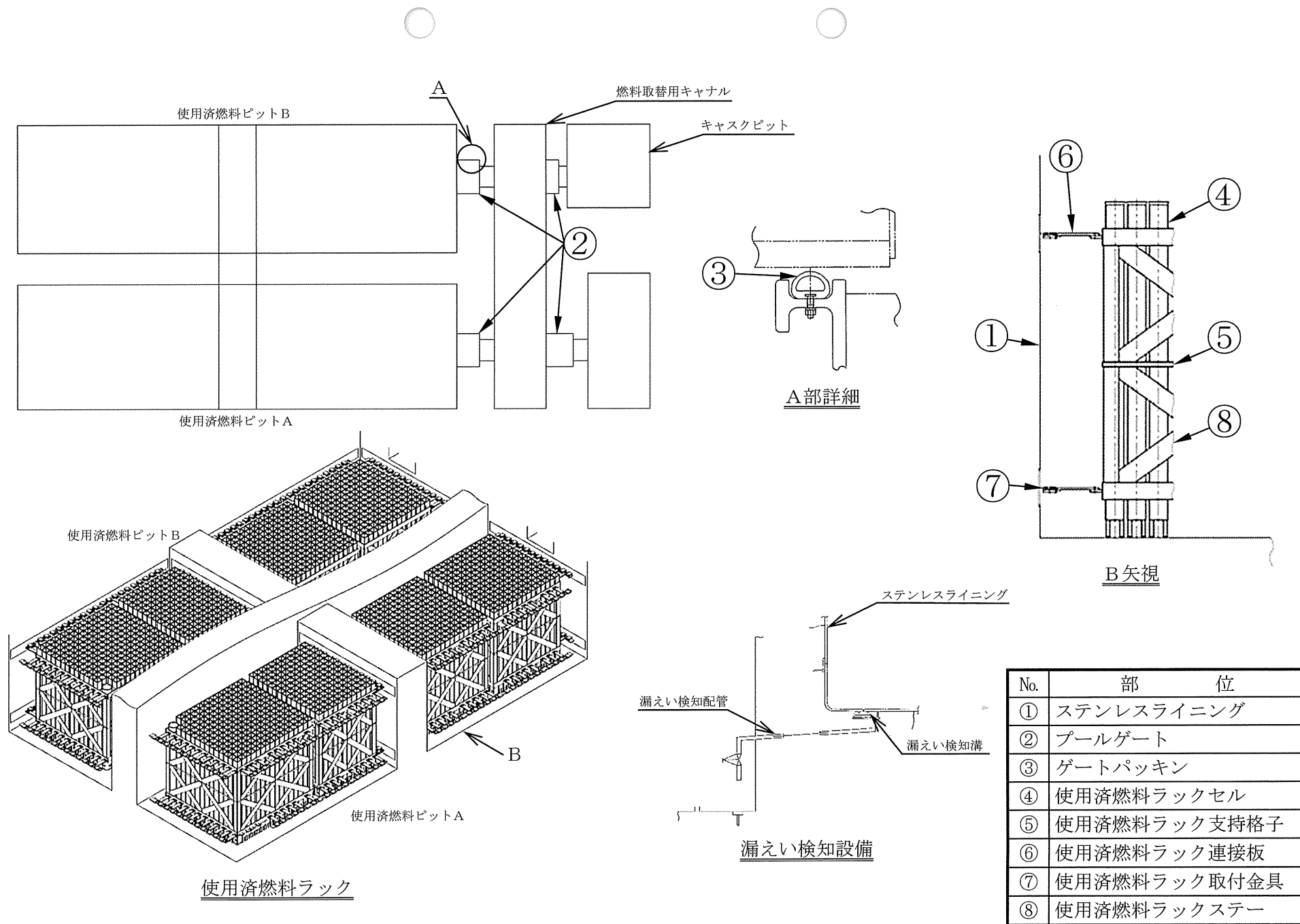


図2.1-1 玄海3号炉 使用済燃料ピット構造図

表2.1-1 玄海3号炉 使用済燃料ピット主要部位の使用材料

部 位	材 料
ステンレスライニング	ステンレス鋼
プールゲート	アルミニウム合金
ゲートパッキン	消耗品・定期取替品
使用済燃料ラックセル	ボロン添加ステンレス鋼 ステンレス鋼
使用済燃料ラック支持格子	ステンレス鋼
使用済燃料ラック連接板	ステンレス鋼
使用済燃料ラック取付金具	ステンレス鋼
使用済燃料ラックステー	ステンレス鋼

表2.1-2 玄海3号炉 使用済燃料ピットの使用条件

最高使用圧力	大 気 圧
最高使用温度	約65℃
内 部 流 体	ほう酸水

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

使用済燃料ピットの機能を維持するためには、次の3つ項目が必要である。

- ① 保有水の保持
- ② 燃料保持
- ③ ラック保持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

使用済燃料ピットについて、機能達成に必要な項目を考慮して組立品を主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表2.2-1に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

なお、ピット組立品の一部である躯体等のコンクリートについては、「コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価書」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1で△又は▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

(1) プールゲートの腐食（隙間腐食）

プールゲートとゲートパッキンとの隙間面には、隙間腐食が想定される。

しかしながら、隙間腐食については、ほう酸水中の塩化物イオン濃度が0.15ppmを超えないように管理されており、腐食が発生する可能性は小さい。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、ゲートパッキン取替時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

前述の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

(2) ステンレスライニング等の応力腐食割れ

2007年3月、美浜1号炉においてキャビティのステンレスライニングで応力腐食割れが発生している。この事象は、プラント建設時に原子炉格納容器開口部から持ち込まれた海塩粒子がコーナアングルやコーナプレート表面に付着、その後の定期検査時のキャビティ水張りにより発生した結露水により、塩化物イオンがコーナプレートの溶接線近傍の狭隘部分に持ち込まれ、さらに原子炉の運転で水分が蒸発し、ドライアンドウェット現象を繰り返すことで塩化物イオンが濃縮したことが原因とされている。

しかしながら、玄海3号炉の使用済燃料ピットのステンレスライニングについては、水抜き等の運用がなく常時水張り状態であり温度変化が少ないことから、ドライアンドウェット現象が発生し難い環境であると考えられ、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

したがって、使用済燃料ピットのステンレスライニングやラック類の応力腐食割れは、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(3) ボロンの中性子吸収能力の低下

使用済燃料ラックセルには、ボロン添加ステンレス鋼が使用されており、ボロンは中性子吸収により、その成分元素が中性子吸収断面積の小さな元素へと変換されるため、中性子吸収能力は徐々に低下する。

しかしながら、中性子吸収能力の低下は無視できるほど小さいと考えられることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

2.2.4 消耗品及び定期取替品等

ゲートパッキンについては消耗品であり、長期使用はせず取替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 使用済燃料ピットに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
保有水の保持	ステンレスライニング		ステンレス鋼				▲				*1：隙間腐食 *2：ボロンの中性子吸収能力の低下
	プールゲート		アルミニウム合金		△*1						
	ゲートパッキン	◎	—								
燃料保持	使用済燃料ラックセル		ボロン添加ステンレス鋼 ステンレス鋼				▲			▲*2	
ラック保持	使用済燃料ラック支持格子		ステンレス鋼				▲				
	使用済燃料ラック連接板		ステンレス鋼				▲				
	使用済燃料ラック取付金具		ステンレス鋼				▲				
	使用済燃料ラックステー		ステンレス鋼				▲				

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

なお、経年劣化事象の抽出にあたっては、2章の代表機器における経年劣化事象の抽出と同様に水平展開機器各々の構造、材料、使用条件等の特殊性を考慮して選定している。

- ① 原子炉キャビティ
- ② 燃料取替用チャンネル
- ③ キャスクピット

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

水平展開機器各々の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮すると、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

2.2.3の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

3.2.1 プールゲートの腐食（隙間腐食）[キャスクピット]

プールゲートとゲートパッキンとの隙間面には、隙間腐食が想定される。

しかしながら、隙間腐食については、ほう酸水中の塩化物イオン濃度が0.15ppmを超えないように管理されており、腐食が発生する可能性は小さい。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、ゲートパッキン取替時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

2.2.3の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

3.2.2 ステンレスライニング等の応力腐食割れ [共通]

2007年3月、美浜1号炉においてキャビティのステンレスライニングで応力腐食割れが発生している。この事象は、プラント建設時に原子炉格納容器開口部から持ち込まれた海塩粒子がコーナアングルやコーナプレート表面に付着、その後原子炉の運転に伴う温度変化により、ドライアンドウェット現象を繰り返すことで塩化物イオンが濃縮したことが原因と考えられている。

しかしながら、玄海3号炉の原子炉キャビティ、燃料取替用チャンネル及びキャスクピットには塩化物イオンの濃縮が想定される類似した箇所はないことから、ステンレスライニングの応力腐食割れが発生する可能性はない。

したがって、原子炉キャビティ、燃料取替用チャンネル及びキャスクピットのステンレスライニングの応力腐食割れは、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

玄海原子力発電所 3 号炉

配管の技術評価書

[運転を断続的に行うことを前提とした評価]

九州電力株式会社

玄海3号炉の配管のうち、評価対象機器である安全重要度分類審査指針におけるクラス1、2の機器、高温・高圧の環境下にあるクラス3の機器及び常設重大事故等対処設備に属する機器を材料及び内部流体でグループ化し、同一グループ内の複数の機器の存在を考慮して、設置場所、重要度及び使用条件の観点から代表機器を選定した。

これらの一覧を表1に、機能を表2に示す。

本評価書においては、これら代表機器について技術評価を行うとともに、代表機器以外の機器についても技術評価を展開している。また、配管サポートについては配管の機能を維持するための1部品として位置づけられるが、サポートの種類が表3に示すように多種多様であり、かつそれぞれの配管にはそれらのサポートの何種類かのサポートが設置されていることを考慮し、独立してとりまとめている。本評価書における技術評価結果で現状保全を継続すべき項目としたものについては、現状保全の点検手法の適切性を確認しており、現状保全を継続することで健全性の維持は可能であると考える。

なお、点検等で確認した結果、異常が認められた場合、速やかに対策を施すこととしており、異常が認められた場合に対策を実施する旨の記載は省略している。

本評価書では配管の材料等を基に、以下の5つに分類している。

- 1 ステンレス鋼配管
- 2 低合金鋼配管
- 3 炭素鋼配管
- 4 1次冷却材管
- 5 配管サポート

なお、1次冷却材管はステンレス鋼配管に属することになるが、安全上重要な機器であり、かつ補修・取替が容易ではない機器であることを考慮し、ステンレス鋼配管と分けて単独で評価している。

表 1 (1/5) 玄海 3 号炉 主要な配管

分離基準		機器名称	選定基準				選定	選定理由				
			重要度*1	使用条件								
材料	内部流体			設置場所	運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)					
ステンレス鋼	1次冷却材 ほう酸水	1次冷却材管	PS-1、重*3	屋 内	連 続	約17.2	約343	◎	重要度、 環境条件*5			
		1次冷却材系統配管*2	PS-1、重*3		連 続	約17.2	約360					
		化学体積制御系統配管*2	MS-1、重*3		連 続	約20.0	約343					
		使用済燃料ピット浄化冷却系統配管	MS-2、重*3		連 続	約 1.4	約 95					
		燃料取替用水系統配管	MS-1、重*3		連 続	約 1.4	約144					
		液体廃棄物処理系統配管 (ほう酸収集・処理)	高*4		一 時	約 2.1	約 95					
		1次系試料採取系統配管	MS-1		連 続	約17.2	約360					
		安全注入系統配管*2	MS-1、重*3		一 時	約20.0	約343					
		余熱除去系統配管*2	MS-1、重*3		一 時	約17.2	約343					
	原子炉格納容器スプレイ系統配管	MS-1、重*3	一 時	約 2.7	約150							
	苛性ソーダ 溶液	原子炉格納容器スプレイ系統配管 (苛性ソーダライン)	MS-1	屋 内	一 時	約 2.7	約150			◎		
	蒸 気	主蒸気系統配管	主蒸気系統配管	高*4	屋 内	連 続	約 8.2			約298	◎	屋外(一部)、 使用条件
			低温再熱蒸気系統配管	高*4		連 続	約 1.4			約200		
第7抽気系統配管			高*4	連 続		約 3.4	約245					
タービンランド蒸気系統配管			高*4	連 続		約 3.9	約255					
補助蒸気系統配管			高*4	連 続		約 8.2	約298					
第6抽気系統配管			高*4	屋 内 外	連 続	約 1.4	約200					
2次系ドレン系統配管	高*4	屋 外	連 続	大気圧	約165							

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：1次冷却材系統内にラインが含有されるもののうち、弁等で他系統と接続されるラインは他系統側の配管として評価する。また、1次冷却材管は別に評価する

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*4：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

*5：余熱除去系統配管は、通常運転時は使用されておらず定期検査時のみに通水されることから、環境条件（使用時の温度変動が急激かつ大きい）により経年劣化評価上厳しくなる可能性があるかと判断した

表 1 (2/5) 玄海 3 号炉 主要な配管

分離基準		機器名称	選定基準				選定	選定理由	
			重要度*1	使用条件					
材料	内部流体			設置場所	運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
ステンレス鋼	給 水	蒸気発生器ブローダウン系統配管	MS-1	屋 内	連 続	約 8.2	約298	◎	重要度
		安全注入系統配管 (給水)	重*3		一 時	大気圧	約 40		
		余熱除去系統配管 (給水)	重*3		一 時	約 1.5	約 95		
		原子炉格納容器スプレイ系統配管 (給水)	重*3		一 時	約 2.7	約150		
		2次系復水系統配管	高*4		連 続	約 4.1	約155		
		主給水系統配管*2	高*4		連 続	約10.3	約200		
		補助給水系統配管	MS-1、重*3		一 時	約12.7	約 40		
		2次系ドレン系統配管	高*4		屋内外	連 続	約 8.2		
	希ガス等 空 気	気体廃棄物処理系統配管	PS-2	屋 内	連 続	約0.98	約400	◎	重要度
		原子炉補機冷却水系統配管 (空気)	重*3		一 時	大気圧	約 40		
		1次系試料採取系統配管 (空気)	高*4、重*3		一 時	約0.98	約144		
		制御用空気系統配管	MS-1、重*3		連 続	約0.83	約144		
		制御用空気系統配管 (窒素)	重*3		一 時	約0.98	約 50		
		代替緊急時対策所加圧設備系統配管	重*3		一 時	約 1.0	約 40		
使用済燃料ピット浄化冷却系統配管 (空気)		重*3	屋内外	一 時	大気圧	約 40			
油	タービン潤滑・制御油系統配管	高*4	屋 内	連 続	約16.2	約 75	◎		

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：2次系給水系統配管を含む

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*4：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

表 1 (3/5) 玄海 3 号炉 主要な配管

分離基準		機器名称	選定基準					選定	選定理由
			重要度*1	使用条件					
材料	内部流体			重要度*1	設置場所	運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)	選定
低合金鋼	蒸 気	低温再熱蒸気系統配管	高*2	屋 内	連 続	約 1.4	約200	◎	重要度
		タービンランド蒸気系統配管	高*2		連 続	約0.69	約175		
	給 水	2次系ドレン系統配管	高*2	屋内外	連 続	約 8.2	約298	◎	

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

表 1 (4/5) 玄海 3 号炉 主要な配管

分離基準		機器名称	重要度*1	選定基準				選定	選定理由			
				使用条件								
材料	内部流体			設置場所	運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)					
炭素鋼	蒸 気	主蒸気系統配管	MS-1、重*2	屋 内	連 続	約 8.2	約298	◎	重要度			
		高温再熱蒸気系統配管	高*3		連 続	約 1.4	約298					
		低温再熱蒸気系統配管	高*3		連 続	約 1.4	約200					
		第 3 抽気系統配管	高*3		連 続	約0.05	約115					
		第 4 抽気系統配管	高*3		連 続	約0.25	約180					
		第 5 抽気系統配管	高*3		連 続	約0.44	約225					
		第 7 抽気系統配管	高*3		連 続	約 3.4	約245					
		タービンランド蒸気系統配管	高*3		連 続	約 8.2	約298					
		補助蒸気系統配管	MS-1		連 続	約 8.2	約298					
		第 6 抽気系統配管	高*3		屋 外	連 続	約 1.4			約200		
	2次系ドレン系統配管	高*3	連 続	約 1.4		約200						
	給 水	蒸気発生器ブローダウン系統配管	MS-1	屋 内	連 続	約 8.2	約298			◎	重要度、 環境条件*5	
			原子炉格納容器スプレイ系統配管 (給水)		重*2	一 時	約 1.5					約 95
			2次系復水系統配管		高*3	連 続	約 4.1					約200
補助給水系統配管			MS-1、重*2		一 時	約12.7	約 40					
補助蒸気系統配管			高*3		一 時	約 1.8	約185					
2次系ドレン系統配管			高*3		屋 内 外	連 続	約 8.2	約298				
主給水系統配管*4		MS-1、重*2	連 続	約10.3		約298						

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*3：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

*4：2次系給水系統配管を含む

*5：主給水系統配管は、環境条件（プラントの起動・停止時に内部流体の温度、圧力の変化の影響を受ける）により経年劣化評価上厳しくなる可能性があるとして判断した

表 1 (5/5) 玄海 3 号炉 主要な配管

分離基準		機器名称	選定基準				選定	選定理由	
			重要度*1	使用条件					
材料	内部流体			設置場所	運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
炭素鋼	トリウム水 油	原子炉補機冷却水系統配管	MS-1、重*2	屋 内	連 続	約 1.4	約144	◎	重要度
		タービン潤滑・制御油系統配管	高*3		連 続	約 2.8	約 80		
	窒 素 空 気	原子炉補機冷却水系統配管（窒素）	重*2	屋 内	一 時	約0.98	約 95	◎	重要度
		格納容器減圧系統配管	MS-1		一 時	約0.39	約144		
		原子炉格納容器スプレイ系統配管 （空気）	重*2		一 時	大気圧	約 40		
		制御用空気系統配管（窒素）	重*2		一 時	約0.83	約 50		
	炭酸ガス	原子炉補機冷却水系統配管（空気）	重*2	屋 内 外	一 時	大気圧	約 40	◎	重要度
		消火装置系統配管	高*3		一 時	約10.8	約 40		
海 水	原子炉補機冷却海水系統配管	MS-1、重*2	屋 内 外	連 続	約0.98	約 50	◎		

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*3：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

表 2 (1/2) 玄海 3 号炉 主要な配管の機能

配 管	機 能
1 次冷却材管 1 次冷却材系統配管	炉心で発生した熱を蒸気発生器で 2 次系に伝達する 1 次冷却材系統を構成する配管である。
化学体積制御系統配管	1 次冷却材系統の 1 次冷却材保有量を適正に調整し、1 次冷却材中の核分裂生成物、腐食生成物等の不純物を除去する化学体積制御系統を構成する配管である。
蒸気発生器ブローダウン系統配管	蒸気発生器 2 次側水の水質維持のために一部を復水器に回収するための蒸気発生器ブローダウン系統を構成する配管である。
使用済燃料ピット浄化冷却系統配管	使用済燃料ピット中の使用済燃料からの崩壊熱を除去し、使用済燃料ピット水の冷却を行うとともに、使用済燃料ピット、原子炉キャビティ及び燃料取替用水タンクのほう酸水を浄化するための使用済燃料ピット浄化冷却系統を構成する配管である。
燃料取替用水系統配管	燃料取替用水タンク水の浄化及び水温の維持並びに使用済燃料ピットの補給水としてほう酸水を補給するための燃料取替用水系統を構成する配管である。
原子炉補機冷却水系統配管	1 次系補機に冷却水を供給する原子炉補機冷却水系統を構成する配管である。
原子炉補機冷却海水系統配管	1 次系の系統及び補機において発生又は蓄積された熱を除去する原子炉補機冷却海水系統を構成する配管である。
液体廃棄物処理系統配管	液体の廃棄物を各処理装置へ供給する液体廃棄物処理系統を構成する配管である。
固体廃棄物処理系統配管	放射性の廃棄物を固体化し処理する固体廃棄物処理系統を構成する配管である。
気体廃棄物処理系統配管	窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガス及び体積制御タンク等からパージされる水素廃ガスを貯留し、放射能を減衰処理する気体廃棄物処理系統を構成する配管である。
1 次系試料採取系統配管	1 次冷却材の化学的性質及び放射性物質の種類と量を把握するための流体サンプルを採取する 1 次系試料採取系統を構成する配管である。
換気空調系統配管	原子炉補助建屋内等の換気空調を行う換気空調系統を構成する配管である。
安全注入系統配管	1 次冷却材喪失事故あるいは主蒸気管破断事故時等に、ほう酸水を原子炉容器に注入することにより炉心の冷却かつ負の反応度添加を行う安全注入系統を構成する配管である。
余熱除去系統配管	炉を停止した後に 1 次冷却材系統に残留している熱、炉心の崩壊熱及び 1 次冷却材系統を均一に冷却する目的で運転する 1 次冷却材ポンプの発生熱を除去し、1 次冷却材系統を降温させる余熱除去系統を構成する配管である。

表 2 (2/2) 玄海 3 号炉 主要な配管の機能

配 管	機 能
原子炉格納容器スプレイ系統配管	事故時における格納容器からの放射性物質の漏えいを最小にし公衆の安全を確保するための格納容器スプレイ系統を構成する配管である。
主蒸気系統配管	蒸気発生器にて発生した蒸気をタービンに送る主蒸気系統を構成する配管である。
高温再熱蒸気系統配管	湿分分離加熱器にて湿分を除去した加熱蒸気を低圧タービンへ供給するための高温再熱蒸気系統を構成する配管である。
低温再熱蒸気系統配管	高圧タービンからの排気を湿分分離加熱器へ供給するための低温再熱蒸気系統を構成する配管である。
第 3 抽気系統配管	低圧タービンからの抽気を低圧第 3 給水加熱器へ供給するための第 3 抽気系統を構成する配管である。
第 4 抽気系統配管	低圧タービンからの抽気を低圧第 4 給水加熱器へ供給するための第 4 抽気系統を構成する配管である。
第 5 抽気系統配管	低圧タービンからの抽気を低圧第 5 給水加熱器へ供給するための第 5 抽気系統を構成する配管である。
第 6 抽気系統配管	高圧タービンからの抽気を脱気器へ供給するための第 6 抽気系統を構成する配管である。
第 7 抽気系統配管	高圧タービンからの抽気を高圧第 7 給水加熱器及び湿分分離加熱器へ供給するための第 7 抽気系統を構成する配管である。
2 次系復水系統配管	復水器により回収された復水を脱気器へ供給するための 2 次系復水系統を構成する配管である。
2 次系ドレン系統配管	各加熱器より発生したドレンを移送、回収するための 2 次系ドレン系統を構成する配管である。
主給水系統配管	蒸気発生器の水位を維持するために復水を蒸気発生器に給水する主給水系統を構成する配管である。
補助給水系統配管	主給水が使用できない場合に補助給水を蒸気発生器に供給する補助給水系統を構成する配管である。
タービングランド蒸気系統配管	タービンのグランド部へ蒸気シールの蒸気を供給するためのタービングランド蒸気系統を構成する配管である。
制御用空気系統配管	清浄で乾燥した圧縮空気をタービン建屋、補助建屋及び格納容器内の空気作動弁等に供給する制御用空気系統を構成する配管である。
補助蒸気系統配管	スチームコンバータ等にて発生した蒸気を各装置に供給する補助蒸気系統を構成する配管である。
タービン潤滑・制御油系統配管	タービン潤滑・制御油を移送・回収するためのタービン潤滑・制御油系統を構成する配管である。

表3 玄海3号炉 配管サポートの機能

サポート名称	機能
アンカー	配管の全方向の変位及びモーメントを拘束する。
Uバンド	配管の全方向の変位を拘束する。
Uボルト	配管の軸直方向の変位を拘束する。
スライドサポート	配管の軸直方向の変位及び全方向のモーメントを拘束する。
レストレイント	配管の特定1方向の変位を拘束する。
スプリングハンガ	配管自重を支持する。
オイルスナバ	地震時に、配管の特定1方向の変位を拘束する。
メカニカルスナバ	地震時に、配管の特定1方向の変位を拘束する。

1 ステンレス鋼配管

[対象機器]

- | | |
|-------------------------|-----------------------------|
| ① 1次冷却材系統配管 | ⑱ 原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン） |
| ② 化学体積制御系統配管 | ⑲ 主蒸気系統配管 |
| ③ 蒸気発生器ブローダウン系統配管 | ⑳ 低温再熱蒸気系統配管 |
| ④ 使用済燃料ピット浄化冷却系統配管 | ㉑ 第6抽気系統配管 |
| ⑤ 使用済燃料ピット浄化冷却系統配管（空気） | ㉒ 第7抽気系統配管 |
| ⑥ 燃料取替用水系統配管 | ㉓ 2次系復水系統配管 |
| ⑦ 原子炉補機冷却水系統配管（空気） | ㉔ 2次系ドレン系統配管 |
| ⑧ 液体廃棄物処理系統配管（ほう酸収集・処理） | ㉕ 主給水系統配管 |
| ⑨ 気体廃棄物処理系統配管 | ㉖ 補助給水系統配管 |
| ⑩ 1次系試料採取系統配管 | ㉗ タービングランド蒸気系統配管 |
| ⑪ 1次系試料採取系統配管（空気） | ㉘ 制御用空気系統配管 |
| ⑫ 安全注入系統配管 | ㉙ 制御用空気系統配管（窒素） |
| ⑬ 安全注入系統配管（給水） | ⑳ 補助蒸気系統配管 |
| ⑭ 余熱除去系統配管 | ㉑ タービン潤滑・制御油系統配管 |
| ⑮ 余熱除去系統配管（給水） | ㉒ 代替緊急時対策所加圧設備系統配管 |
| ⑯ 原子炉格納容器スプレイ系統配管 | |
| ⑰ 原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水） | |

目 次

1. 対象機器及び代表機器の選定	1
1.1 グループ化の考え方及び結果	1
1.2 代表機器の選定	1
2. 代表機器の技術評価	5
2.1 構造、材料及び使用条件	5
2.2 経年劣化事象の抽出	17
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	30
3. 代表機器以外への展開	34
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	35
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	39

1. 対象機器及び代表機器の選定

玄海3号炉で使用されている主要なステンレス鋼配管（1次冷却材管を除く）の主な仕様を表1-1に示す。

これらの配管を内部流体の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

1.1 グループ化の考え方及び結果

表1-1に示すステンレス鋼配管について、内部流体を分離基準として考えると、合計6つのグループに分類される。

1.2 代表機器の選定

(1) 内部流体：1次冷却材・ほう酸水

このグループには、1次冷却材系統配管、化学体積制御系統配管、使用済燃料ピット浄化冷却系統配管、燃料取替用水系統配管、液体廃棄物処理系統配管（ほう酸収集・処理）、1次系試料採取系統配管、安全注入系統配管、余熱除去系統配管及び原子炉格納容器スプレイ系統配管が属するが、重要度が高く、環境条件（使用時の温度変動が急激かつ大きい）により経年劣化評価上厳しくなる可能性のある余熱除去系統配管を代表機器とする。

(2) 内部流体：苛性ソーダ溶液

このグループには、原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）のみが属するため、代表機器は原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）とする。

(3) 内部流体：蒸気

このグループには、主蒸気系統配管、低温再熱蒸気系統配管、第7抽気系統配管、タービングランド蒸気系統配管、補助蒸気系統配管、第6抽気系統配管及び2次系ドレン系統配管が属するが、屋外にも設置され使用条件が厳しい第6抽気系統配管を代表機器とする。

(4) 内部流体：給水

このグループには、蒸気発生器ブローダウン系統配管、安全注入系統配管（給水）、余熱除去系統配管（給水）、原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）、2次系復水系統配管、主給水系統配管、補助給水系統配管及び2次系ドレン系統配管が属するが、重要度が高い補助給水系統配管を代表機器とする。

(5) 内部流体：希ガス等・空気

このグループには、気体廃棄物処理系統配管、原子炉補機冷却水系統配管（空気）、1次系試料採取系統配管（空気）、制御用空気系統配管、制御用空気系統配管（窒素）、代替緊急時対策所加圧設備系統配管及び使用済燃料ピット浄化冷却系統配管（空気）が属するが、重要度が高い制御用空気系統配管を代表機器とする。

(6) 内部流体：油

このグループには、タービン潤滑・制御油系統配管のみが属するため、代表機器はタービン潤滑・制御油系統配管とする。

表1-1(1/2) 玄海3号炉 ステンレス鋼配管の主な仕様

分離基準	機器名称	選定基準					選定	選定理由
		重要度*1	使用条件					
内部流体			設置場所	運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
1次冷却材 ほう酸水	1次冷却材系統配管*2	PS-1、重*3	屋 内	連 続	約17.2	約360	◎	重要度、環境条件*5
	化学体積制御系統配管*2	MS-1、重*3		連 続	約20.0	約343		
	使用済燃料ピット浄化冷却系統配管	MS-2、重*3		連 続	約 1.4	約 95		
	燃料取替用水系統配管	MS-1、重*3		連 続	約 1.4	約144		
	液体廃棄物処理系統配管(ほう酸収集・処理)	高*4		一 時	約 2.1	約 95		
	1次系試料採取系統配管	MS-1		連 続	約17.2	約360		
	安全注入系統配管*2	MS-1、重*3		一 時	約20.0	約343		
	余熱除去系統配管*2	MS-1、重*3		一 時	約17.2	約343		
	原子炉格納容器スプレイ系統配管	MS-1、重*3		一 時	約 2.7	約150		
苛性ソーダ 溶液	原子炉格納容器スプレイ系統配管 (苛性ソーダライン)	MS-1	屋 内	一 時	約 2.7	約150	◎	
蒸 気	主蒸気系統配管	高*4	屋 内	連 続	約 8.2	約298	◎	屋外(一部)、使用条件
	低温再熱蒸気系統配管	高*4		連 続	約 1.4	約200		
	第7抽気系統配管	高*4		連 続	約 3.4	約245		
	タービングラント蒸気系統配管	高*4		連 続	約 3.9	約255		
	補助蒸気系統配管	高*4		連 続	約 8.2	約298		
	第6抽気系統配管	高*4	屋 内 外	連 続	約 1.4	約200		
	2次系ドレン系統配管	高*4	屋 外	連 続	大気圧	約165		

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：1次冷却材系統内にラインが含有されるもののうち、弁等で他系統と接続されるラインは他系統側の配管として評価する。また、1次冷却材管は別に評価する

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*4：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

*5：余熱除去系統配管は、通常運転時は使用されておらず定期検査時のみに通水されることから、環境条件（使用時の温度変動が急激かつ大きい）により経年劣化評価上厳しくなる可能性があるかと判断した

表1-1(2/2) 玄海3号炉 ステンレス鋼配管の主な仕様

分離基準	機器名称	選 定 基 準					選定	選定理由
		重要度*1	使用条件					
内部流体			設置場所	運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
給 水	蒸気発生器ブローダウン系統配管	MS-1	屋 内	連 続	約 8.2	約298	◎	重要度
	安全注入系統配管（給水）	重*3		一 時	大気圧	約 40		
	余熱除去系統配管（給水）	重*3		一 時	約 1.5	約 95		
	原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）	重*3		一 時	約 2.7	約150		
	2次系復水系統配管	高*4		連 続	約 4.1	約155		
	主給水系統配管*2	高*4		連 続	約10.3	約200		
	補助給水系統配管	MS-1、重*3		一 時	約12.7	約 40		
	2次系ドレン系統配管	高*4	屋内外	連 続	約 8.2	約298		
希ガス等 空 気	気体廃棄物処理系統配管	PS-2	屋 内	連 続	約0.98	約400	◎	重要度
	原子炉補機冷却水系統配管（空気）	重*3		一 時	大気圧	約 40		
	1次系試料採取系統配管（空気）	高*4、重*3		一 時	約0.98	約144		
	制御用空気系統配管	MS-1、重*3		連 続	約0.83	約144		
	制御用空気系統配管（窒素）	重*3		一 時	約0.98	約 50		
	代替緊急時対策所加圧設備系統配管	重*3		一 時	約 1.0	約 40		
	使用済燃料ピット浄化冷却系統配管（空気）	重*3	屋内外	一 時	大気圧	約 40		
油	タービン潤滑・制御油系統配管	高*4	屋 内	連 続	約16.2	約 75	◎	

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：2次系給水系統配管を含む

*3：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*4：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

2. 代表機器の技術評価

本章では1章で代表機器とした以下の6系統のステンレス鋼配管について技術評価を実施する。

- ① 余熱除去系統配管
- ② 原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）
- ③ 第6抽気系統配管
- ④ 補助給水系統配管
- ⑤ 制御用空気系統配管
- ⑥ タービン潤滑・制御油系統配管

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 余熱除去系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の余熱除去系統配管は、母管にステンレス鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の余熱除去系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

表2.1-1 玄海3号炉 余熱除去系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	ステンレス鋼
小口径管台	ステンレス鋼
温度計ウェル	ステンレス鋼
フランジボルト	低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-2 玄海3号炉 余熱除去系統配管の使用条件

最高使用圧力	約17.2MPa[gage]
最高使用温度	約343℃
内 部 流 体	1次冷却材

2.1.2 原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）

(1) 構造

玄海3号炉の原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）は、母管にステンレス鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-3及び表2.1-4に示す。

表2.1-3 玄海3号炉 原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）
主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	ステンレス鋼
小口径管台	ステンレス鋼
フランジボルト	低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-4 玄海3号炉 原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）の
使用条件

最高使用圧力	約2.7MPa[gage]
最高使用温度	約150℃
内 部 流 体	苛性ソーダ溶液

2.1.3 第6抽気系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の第6抽気系統配管は、母管にステンレス鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の第6抽気系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-5及び表2.1-6に示す。

表2.1-5 玄海3号炉 第6抽気系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	ステンレス鋼
小口径管台	ステンレス鋼

表2.1-6 玄海3号炉 第6抽気系統配管の使用条件

最高使用圧力	約1.4MPa[gage]
最高使用温度	約200℃
内 部 流 体	蒸 気

2.1.4 補助給水系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の補助給水系統配管は、母管にステンレス鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の補助給水系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-7及び表2.1-8に示す。

表2.1-7 玄海3号炉 補助給水系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	ステンレス鋼
小口径管台	ステンレス鋼
フランジボルト	炭 素 鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-8 玄海3号炉 補助給水系統配管の使用条件

最高使用圧力	約12.7MPa[gage]
最高使用温度	約40℃
内 部 流 体	給 水

2.1.5 制御用空気系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の制御用空気系統配管は、母管にステンレス鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の制御用空気系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-9及び表2.1-10に示す。

表2.1-9 玄海3号炉 制御用空気系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	ステンレス鋼

表2.1-10 玄海3号炉 制御用空気系統配管の使用条件

最高使用圧力	約0.83MPa[gage]
最高使用温度	約144℃
内 部 流 体	空 気

2.1.6 タービン潤滑・制御油系統配管

(1) 構造

玄海3号炉のタービン潤滑・制御油系統配管は、母管にステンレス鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉のタービン潤滑・制御油系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-11及び表2.1-12に示す。

表2.1-11 玄海3号炉 タービン潤滑・制御油系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	ステンレス鋼
フランジボルト	低合金鋼
Ｏリング	消耗品・定期取替品

表2.1-12 玄海3号炉 タービン潤滑・制御油系統配管の使用条件

最高使用圧力	約16.2MPa[gage]
最高使用温度	約75℃
内 部 流 体	油

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

ステンレス鋼配管の機能である内部流体の流路形成機能を維持するためには、次の項目が必要である。

① バウンダリの維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

ステンレス鋼配管個々について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、代表機器ごとに表2.2-3～表2.2-8に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表2.2-3～表2.2-8で○となっているもの）としては以下の事象がある。

(1) 母管の疲労割れ〔余熱除去系統配管〕

プラントの起動・停止時等に発生する内部流体の温度及び圧力の変化により、疲労が蓄積する可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-3～表2.2-8で△又は▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

(1) 母管の高サイクル熱疲労割れ〔余熱除去系統配管〕

〔高低温水合流型疲労割れ〕

余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部（高低温水合流部）は、局所的にバイパス配管からの高温水が流入し、複雑な流況による熱過渡を受け、疲労が蓄積されることから、高サイクル熱疲労割れが想定される。

高低温水合流部の高サイクル熱疲労割れに対しては、「(社)日本機械学会 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 (JSME S 017-2003)」に基づき評価を実施した。

劣化が進展すると仮定した場合における運転開始後60年時点の疲労評価に用いた過渡回数を表2.2-1に示す。

評価結果を表2.2-2に示すが、許容値を満足する結果を得た。

なお、余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部については、第10回定期検査時（2006年度）に取替えを行なった。

また、漏えい検査により機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

表2.2-1 玄海3号炉 余熱除去系統配管の高低温水合流型疲労評価に用いた過渡回数

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動（温度上昇率55.6℃/h）	5	43
停止（温度下降率55.6℃/h）	4	43
1次系漏えい試験	5	44

表2.2-2 玄海3号炉 余熱除去系統配管の高低温水合流型疲労評価結果

評 価 部 位	疲労累積係数 (許容値：1以下)
余熱除去冷却器出口・バイパスライン合流部	0.871

[弁グランドリーク型熱成層]

通常運転時使用されず、閉塞滞留部となる余熱除去系統配管の一部において、第1隔離弁にグランドリークが生じ、水平管部において熱成層が発生、消滅を繰り返すことにより高サイクル熱疲労割れ（弁グランドリーク型）が想定される。

しかしながら、隔離弁の分解点検を実施し、弁ディスク位置の調整により弁シート部の隙間を適正に管理していくことにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(2) 母管（内面）の応力腐食割れ〔余熱除去系統配管〕

1996年5月、米国セコイヤ(Sequoyah)発電所2号炉で、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による漏えいが発生していることから、応力腐食割れが想定される。

しかしながら、高温で溶存酸素が高くなる可能性のある範囲の溶接部については、耐応力腐食割れ性に優れたSUS316系を使用している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、溶接部を対象とした超音波探傷検査又は漏えい検査により機器の健全性を確認している。

(3) 溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れ〔余熱除去系統配管〕

2020年8月、大飯3号炉において、加圧器スプレイ配管の1次冷却材管管台との溶接部近傍内面に亀裂が確認されている。調査の結果、「過大な溶接入熱」と「形状による影響」が重畳したことで表層近傍において特異な硬化が生じ、この特異な硬化が亀裂の発生に寄与したと推定された。亀裂は溶接熱影響部で粒界に沿って進展しており、粒界型応力腐食割れで進展したものと判断している。

一方、国内外のPWRプラントにおいて類似の事例は確認されておらず、玄海3、4号炉等において同様の事象発生の可能性があるとは推定された部位全てに対し追加検査が行われたが、亀裂は認められていない。これらの状況から、亀裂の発生は「過大な溶接入熱」と「形状による影響」が重畳した特異な事象と判断され、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、大飯3号炉で発生した事象は特異であるが、メカニズムが全て明らかになっていないことから、玄海3号炉で類似性の高い箇所に対しては第19回定期検査までの間、毎回検査を実施することとしている。また、第20回定期検査以降については、今後の知見拡充結果を踏まえて、供用期間中検査計画の検討を行う。

(4) 母管（外面）の応力腐食割れ [共通]

配管外面に大気中の海塩粒子等の塩分が付着した場合、塩化物イオンにより応力腐食割れが想定される。

しかしながら、塩分の付着の可能性のある配管については付着塩分濃度を測定し健全性を確認している。

また、巡視点検等で目視により塗装又は防水措置（保温）の状態を確認し、必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

さらに、塩化ビニールテープの熱分解により生じた塩化物イオンにより応力腐食割れが想定される。

しかしながら、配管外表面の残存テープ有無について目視確認及びテープ痕部の浸透探傷検査を実施し、健全性を確認している。これらの点検はすでに完了しており、今後、塩化ビニールテープの熱分解による外面からの応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。

(5) フランジボルトの腐食（全面腐食）

[余熱除去系統配管、原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）、補助給水系統配管、タービン潤滑・制御油系統配管]

フランジボルトは、ガスケットからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。

しかしながら、タービン潤滑・制御油系統配管については、油雰囲気下にあり、腐食が発生し難い環境にある。

また、タービン潤滑・制御油系統配管以外の配管については、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

前述の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

(6) アルカリ環境下における内面からの応力腐食割れ

[原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）]

原子炉格納容器スプレイ系統配管の一部の範囲については、内部流体が苛性ソーダ溶液であることから応力腐食割れが想定される。

しかしながら、図2.2-1に示すように苛性ソーダの濃度及び使用温度が低く、応力腐食割れが発生し難い環境にあることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

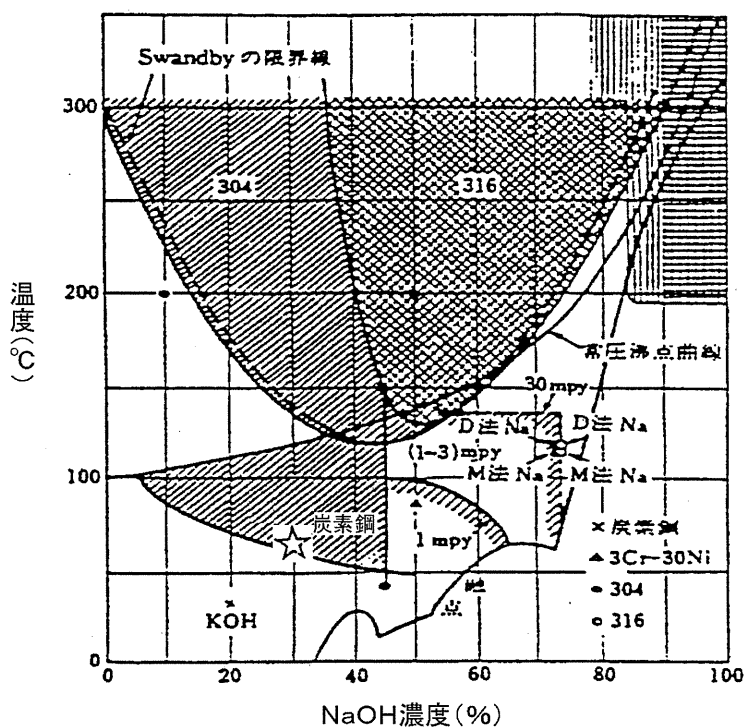


図2.2-1 SUS 304/316材のNaOH溶液中でのSCC感受性

[出典：大久保勝夫、徳永一弘：化学工学、40（1976）]

(☆：よう素除去薬品タンクの使用環境：65℃、30%を出典文献に追記)

(7) 小口径管台の高サイクル疲労割れ

[余熱除去系統配管、原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）、第6抽気系統配管、補助給水系統配管]

1998年12月、大飯2号炉の余熱除去系統配管のドレン弁管台において、高サイクル疲労割れによる漏えいが発生している。この事象は、配管取替に伴いドレン管の口径を変更したことにより、余熱除去ポンプと共振が発生し、ドレン弁管台溶接部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉においては、必要な部位について振動計測に基づく応力評価等を行い、健全性を確認している。

また、振動の状態は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(8) 温度計ウエルの高サイクル疲労割れ [余熱除去系統配管]

1995年12月、もんじゅの温度計ウエルで流体振動による高サイクル疲労割れが発生している。この事象はプラント運転中に内部流体の流れによる流体振動を受け、流れ方向（抗力方向）に共振が発生し、温度計ウエルの付け根部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉の温度計ウエルは、旧原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について（平成17・12・22原院第6号 NISA-163a-05-3）」に基づき「(社)日本機械学会 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 (JSME S 012-1998)」による評価を行い、問題とならないことを確認しており、同様な設計方針に基づき施設されているその他の箇所についても同様と考える。

このような条件は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

ガスケット及びOリングは分解点検時に取り替えている消耗品であり、長期使用はせず取替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-3 玄海3号炉 余熱除去系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		ステンレス鋼			○ △*1	△(内面) △(外面)			△*3	*1：高サイクル熱疲労割れ *2：高サイクル疲労割れ *3：溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れ
	小口径管台		ステンレス鋼			▲*2					
	温度計ウェル		ステンレス鋼			▲*2					
	フランジボルト		低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-4 玄海3号炉 原子炉格納容器スプレイ系統配管（苛性ソーダライン）に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取 替 品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		ステンレス鋼				▲(内面) △(外面)				*1：高サイクル疲労 割れ
	小口径管台		ステンレス鋼			▲*1					
	フランジボルト		低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-5 玄海3号炉 第6抽気系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		ステンレス鋼				△(外面)				*1：高サイクル疲労割れ
	小口径管台		ステンレス鋼			▲*1					

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-6 玄海3号炉 補助給水系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		ステンレス鋼				△(外面)				*1：高サイクル疲労 割れ
	小口径管台		ステンレス鋼			▲*1					
	フランジボルト		炭 素 鋼		△						
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-7 玄海3号炉 制御用空気系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		ステンレス鋼				△(外面)				

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-8 玄海3号炉 タービン潤滑・制御油系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		ステンレス鋼				△(外面)				
	フランジボルト		低合金鋼		△						
	Oリング	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 母管の疲労割れ [余熱除去系統配管]

a. 事象の説明

母管は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

母管の健全性評価にあたっては、以下に示す要領により応力算出並びに評価を行った。評価対象部位としては、1次冷却材管高温側余熱除去管台から原子炉格納容器貫通部までとした。

評価方法は、「(社)日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」に規定されるクラス1配管の評価基準を適用した。

また、使用環境を考慮した疲労について、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2018年度末までの運転実績に基づき推定した2019年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2019年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

表2.3-1 (1/2) 玄海3号炉 余熱除去系統配管の疲労評価に用いた過渡回数

(1次冷却材管高温側余熱除去管台～余熱除去ポンプ入口内隔離弁)

運転状態Ⅰ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動 (温度上昇率55.6℃/h)	23	60
停止 (温度下降率55.6℃/h)	22	60
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	201	884
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	193	876
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	4
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	15	68
0%から15%への負荷上昇	24	64
15%から0%への負荷減少	17	57
1ループ停止 / 1ループ起動		
I) 停 止	0	2
II) 起 動	0	2

運転状態Ⅱ

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	1	5
1次冷却材流量の部分喪失	0	2
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	1	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	0	2
タービン回転試験	6	6
1次系漏えい試験	21	59

*1: 設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材圧力は+0.39MPa、-0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない

表2.3-1 (2/2) 玄海3号炉 余熱除去系統配管の疲労評価に用いた過渡回数

(余熱除去ポンプ入口内隔離弁～原子炉格納容器貫通部)

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動 (温度上昇率55.6℃/h)	23	60
停止 (温度下降率55.6℃/h)	22	60
1次系漏えい試験	21	59

表2.3-2 玄海3号炉 余熱除去系統配管の疲労評価結果

評 価 部 位	疲 労 累 積 係 数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
余熱除去系統出口配管 (1次冷却材管高温側余熱除去管台～ 余熱除去ポンプ入口内隔離弁)	0.011	0.217
余熱除去系統出口配管 (余熱除去ポンプ入口内隔離弁～ 原子炉格納容器貫通部)	0.074	0.464

② 現状保全

母管の疲労割れに対しては、定期的に溶接部を対象とした超音波探傷検査又は浸透探傷検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。

また、定期的に漏えい検査を実施し、健全性を確認している。

さらに、高経年化技術評価に合わせて実績過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、疲労割れ発生の可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

現在実施している溶接部の超音波探傷検査等は疲労割れを検知可能であり、また、割れが発生するとすれば応力の観点から溶接部であると判断されることから、点検手法として適切である。さらに、疲労割れによる機器の健全性への影響は、漏えい検査により検知可能であり、点検手法として適切である。

c. 高経年化への対応

母管の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

なお、経年劣化事象の抽出にあたっては、2章の代表機器における経年劣化事象の抽出と同様に水平展開機器各々の構造、材料、使用条件等の特殊性を考慮して選定している。

- ① 1次冷却材系統配管
- ② 化学体積制御系統配管
- ③ 蒸気発生器ブローダウン系統配管
- ④ 使用済燃料ピット浄化冷却系統配管
- ⑤ 使用済燃料ピット浄化冷却系統配管（空気）
- ⑥ 燃料取替用水系統配管
- ⑦ 原子炉補機冷却水系統配管（空気）
- ⑧ 液体廃棄物処理系統配管（ほう酸収集・処理）
- ⑨ 気体廃棄物処理系統配管
- ⑩ 1次系試料採取系統配管
- ⑪ 1次系試料採取系統配管（空気）
- ⑫ 安全注入系統配管
- ⑬ 安全注入系統配管（給水）
- ⑭ 余熱除去系統配管（給水）
- ⑮ 原子炉格納容器スプレー系統配管
- ⑯ 原子炉格納容器スプレー系統配管（給水）
- ⑰ 主蒸気系統配管
- ⑱ 低温再熱蒸気系統配管
- ⑲ 第7抽気系統配管
- ⑳ 2次系復水系統配管
- ㉑ 2次系ドレン系統配管
- ㉒ 主給水系統配管
- ㉓ タービンランド蒸気系統配管
- ㉔ 制御用空気系統配管（窒素）
- ㉕ 補助蒸気系統配管
- ㉖ 代替緊急時対策所加圧設備系統配管

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

3.1.1 母管の疲労割れ

[1次冷却材系統配管、化学体積制御系統配管、1次系試料採取系統配管]

化学体積制御系統配管の充てん配管及び抽出配管については、温度変化と溶接部の応力集中の影響を考慮しても疲労割れが発生する可能性は小さい。

また、充てん配管及び抽出配管は、定期的に超音波探傷検査又は浸透探傷検査を実施し有意な欠陥のないことを確認しており、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。なお、予防保全の観点から、第11回定期検査時(2008年度)に充てん配管の一部を取り替えている。

1次系試料採取系統配管は、連続通水により温度変化の大きい熱過渡を受けないことから疲労が蓄積する可能性はなく、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

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おいては、以下のとおりプラントの通常運転操作において熱成層の発生、消滅が繰り返されることで疲労評価上厳しくなる可能性がある。

《加圧器サージ配管》

加圧器サージ流量の変動に伴って、加圧器内水と1次冷却材の温度差に起因して加圧器サージ配管に熱成層が発生する。熱成層が発生している状態から、加圧器サージ配管内にアウトサージ又はインサージの過渡が発生すると加圧器サージ配管内に温度差がなくなり、熱成層が消滅する。

《加圧器スプレイ配管》

加圧器スプレイ弁の開閉操作に伴い、加圧器直上部及び水平部配管において熱成層が発生、消滅する。加圧器スプレイ弁を閉じた状態ではバイパスラインに少量の流体が流れており、また、加圧器スプレイ配管内に流入した加圧器気相部流体との間で熱成層が発生し、加圧器スプレイ弁を開くと配管内は、スプレイ水で満たされるため熱成層が消滅する。

加圧器サージ配管及び加圧器スプレイ配管の評価方法は、「(社)日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」のクラス1配管の評価基準を準用した。

また、使用環境を考慮した疲労について、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表3.1-1に示す。なお、2018年度末までの運転

実績に基づき推定した2019年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2019年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表3.1-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

母管の疲労割れに対しては、定期的に溶接部を対象とした超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認するとともに漏えい検査により健全性を確認している。

したがって、母管の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

表3.1-1 玄海3号炉 1次冷却材系統配管の疲労評価に用いた過渡回数
(加圧器サージ配管及び加圧器スプレイ配管)

運転状態 I

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動 (温度上昇率55.6℃/h)	23	60
停止 (温度下降率55.6℃/h)	22	60
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	201	884
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	193	876
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	4
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	15	68
0%から15%への負荷上昇	24	64
15%から0%への負荷減少	17	57
1 ループ停止 / 1 ループ起動		
I) 停 止	0	2
II) 起 動	0	2

運転状態 II

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	1	5
1次冷却材流量の部分喪失	0	2
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	1	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	0	2
タービン回転試験	6	6
1次漏えい試験	21	59

*1: 設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材圧力は+0.39MPa、-0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない

表3.1-2 玄海3号炉 1次冷却材系統配管の疲労評価結果

機 器	評価部位	疲 勞 累 積 係 数 (許容値：1以下)	
		設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析*1
1次冷却材系統配管	加圧器サージ配管	0.004	0.002
	加圧器スプレイ配管	0.011	0.105

*1：熱成層による発生応力を含めた解析結果であり、設計・建設規格に基づく疲労評価対象箇所と異なる

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

2.2.3の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

3.2.1 母管の腐食（エロージョン）

[蒸気発生器ブローダウン系統配管、2次系ドレン系統配管]

復水器に繋がる蒸気、凝縮水が流れる配管等では、高減圧部で流速が大きくなるため、エロージョンにより減肉が想定される。

エロージョンによる減肉は、流速、水質、温度、当該部の形状等の使用条件から発生する可能性は推定できるものの、個々の肉厚測定結果による進展評価以外に正確に定量的な評価を行うことは困難であるため、配管の減肉管理については減肉の可能性のある箇所の肉厚測定を行い、減肉の有無及び減肉率を判断し、寿命評価を実施することとしている。

配管減肉に対しては、減肉発生の知見及び調査結果に基づき作成した「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針（PWR）」（平成2年5月）により、減肉の点検対象として主要点検部位（「日本機械学会 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」に定められた偏流発生部位及び下流範囲を含む部位）及びその他部位（主要点検部位以外の部位）について管理対象とし、超音波による肉厚測定を行いデータの蓄積を図ってきた。

また、美浜3号炉2次系配管破損事故（2004年8月）以降は、旧原子力安全・保安院指示文書「原子力発電工作物の保安のための点検、検査等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈（内規）の制定について」（平成20・12・22原院第4号 NISA-163c-08-5）や日本機械学会の規格（加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006））に定められた内容に従い、対象系統及び部位や実施時期等の考え方を「2次系配管肉厚管理指針」（社内文書）に反映し、これに基づき配管減肉の管理を実施している。

現状保全として、「2次系配管肉厚管理指針」（社内文書）に基づき、超音波厚さ計による肉厚計測を計画的に実施し、減肉の管理を行うことにより機能を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.2 母管の高サイクル熱疲労割れ〔化学体積制御系統配管〕

《弁シートリーク型熱成層》

化学体積制御系統配管接続部のうち、加圧器補助スプレイラインにおいては、隔離弁がリークした場合、逆止弁を通じて低温水が1次冷却材系統配管へ流入するため、高温の1次冷却材との混合により熱成層が発生し、成層界面が変動することにより疲労割れが想定される。

しかしながら、国内プラントにおける隔離弁の分解点検実績を基に保守的なリーク量を仮定しても熱成層の変動による影響は小さく、問題ないことを確認している。

また、加圧器補助スプレイ弁の分解点検により、弁リークの発生を防止することで、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.3 再生熱交換器胴側出口配管の高サイクル疲労割れ〔化学体積制御系統配管〕

2003年9月、泊2号炉の再生熱交換器胴側出口配管で高サイクル熱疲労による疲労割れが発生しているが、この事象は内筒付再生熱交換器特有のものである。玄海3号炉の再生熱交換器には内筒がなく、高温水と低温水の合流部が想定されないことから、疲労割れ発生の可能性は小さい。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、溶接部を対象とした超音波探傷検査により、機器の健全性を確認している。

3.2.4 母管（内面）の応力腐食割れ

〔1次冷却材系統配管、化学体積制御系統配管、安全注入系統配管〕

1996年5月、米国セコイヤ(Sequoyah)発電所2号炉で、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による漏えいが発生していることから、応力腐食割れが想定される。

しかしながら、高温で溶存酸素が高くなる可能性のある範囲の溶接部については、耐応力腐食割れ性に優れたSUS316系を使用している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、溶接部を対象とした超音波探傷検査又は漏えい検査により機器の健全性を確認している。

3.2.5 溶接部の施工条件に起因する内面からの粒界割れ

[1次冷却材系統配管、安全注入系統配管]

2020年8月、大飯3号炉において、加圧器スプレイ配管の1次冷却材管管台との溶接部近傍内面に亀裂が確認されている。調査の結果、「過大な溶接入熱」と「形状による影響」が重畳したことで表層近傍において特異な硬化が生じ、この特異な硬化が亀裂の発生に寄与したと推定された。亀裂は溶接熱影響部で粒界に沿って進展しており、粒界型応力腐食割れで進展したものと判断している。

一方、国内外のPWRプラントにおいて類似の事例は確認されておらず、玄海3、4号炉等において同様の事象発生の可能性があるとして推定された部位全てに対し追加検査が行われたが、亀裂は認められていない。これらの状況から、亀裂の発生は「過大な溶接入熱」と「形状による影響」が重畳した特異な事象と判断され、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、大飯3号炉で発生した事象は特異であるが、メカニズムが全て明らかになっていないことから、玄海3号炉で類似性の高い箇所に対しては第19回定期検査までの間、毎回検査を実施することとしている。また、第20回定期検査以降については、今後の知見拡充結果を踏まえて、供用期間中検査計画の検討を行う。

3.2.6 母管（外面）の応力腐食割れ [共通]

配管外面に大気中の海塩粒子等の塩分が付着した場合、塩化物イオンにより応力腐食割れが想定される。

しかしながら、塩分の付着の可能性のある配管については付着塩分濃度を測定し健全性を確認している。

また、巡視点検等で目視により塗装又は防水措置（保温）の状態を確認し、必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

さらに、塩化ビニールテープの熱分解により生じた塩化物イオンにより応力腐食割れが想定される。

しかしながら、配管外表面の残存テープ有無について目視確認及びテープ痕部の浸透探傷検査を実施し、健全性を確認している。これらの点検はすでに完了しており、今後、塩化ビニールテープの熱分解による外面からの応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。

3.2.7 フランジボルトの腐食（全面腐食）

[1次冷却材系統配管、化学体積制御系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管、使用済燃料ピット浄化冷却系統配管（空気）、燃料取替用水系統配管、気体廃棄物処理系統配管、安全注入系統配管、安全注入系統配管（給水）、原子炉格納容器スプレイ系統配管、原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）、2次系ドレン系統配管、制御用空気系統配管（窒素）、補助蒸気系統配管、代替緊急時対策所加圧設備系統配管]

フランジボルトは、ガスケットからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

3.2.8 ヒートトレースの断線 [化学体積制御系統配管]

ヒートトレースは、ほう酸水の温度を維持するために設けられており、劣化による局部過熱を生じて導体が溶融し断線に至ることが想定される。

しかしながら、定期的な抵抗測定により、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

2.2.3の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

3.2.9 小口径管台の高サイクル疲労割れ

[1次冷却材系統配管、化学体積制御系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管、使用済燃料ピット浄化冷却系統配管、使用済燃料ピット浄化冷却系統配管（空気）、燃料取替用水系統配管、液体廃棄物処理系統配管（ほう酸収集・処理）、安全注入系統配管、安全注入系統配管（給水）、余熱除去系統配管（給水）、原子炉格納容器スプレイ系統配管、原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）、低温再熱蒸気系統配管、第7抽気系統配管、2次系復水系統配管、2次系ドレン系統配管、補助蒸気系統配管、代替緊急時対策所加圧設備系統配管]

1998年12月、大飯2号炉の余熱除去系統配管のドレン弁管台において、高サイクル疲労割れによる漏えいが発生している。この事象は、配管取替に伴いドレン管の口径を変更したことにより、余熱除去ポンプと共振が発生し、ドレン弁管台溶接部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉においては、必要な部位について振動計測に基づく応力評価等を行い、健全性を確認している。

また、振動の状態は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.10 温度計ウェルの高サイクル疲労割れ

[1次冷却材系統配管、化学体積制御系統配管、低温再熱蒸気系統配管、第7抽気系統配管、2次系復水系統配管、2次系ドレン系統配管、タービンランド蒸気系統配管、補助蒸気系統配管]

1995年12月、もんじゅの温度計ウェルで流体振動による高サイクル疲労割れが発生している。この事象は、プラント運転中に内部流体の流れによる流体振動を受け、流れ方向（抗力方向）に共振が発生し、温度計ウェルの付け根部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉の温度計ウェルは、旧原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について（平成17・12・22原院第6号 NISA-163a-05-3）」に基づき「(社)日本機械学会 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針(JSME S 012-1998)」による評価を行い、問題とならないことを確認しており、同様な設

計方針に基づき施設されているその他の箇所についても同様と考える。

このような条件は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

2 低合金鋼配管

[対象機器]

- ① 低温再熱蒸気系統配管
- ② 2次系ドレン系統配管
- ③ タービングランド蒸気系統配管

目 次

1. 対象機器及び代表機器の選定	1
1.1 グループ化の考え方及び結果	1
1.2 代表機器の選定	1
2. 代表機器の技術評価	3
2.1 構造、材料及び使用条件	3
2.2 経年劣化事象の抽出	7
3. 代表機器以外への展開	12
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	12
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	12

1. 対象機器及び代表機器の選定

玄海3号炉で使用されている主要な低合金鋼配管の主な仕様を表1-1に示す。

これらの配管を内部流体の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

1.1 グループ化の考え方及び結果

表1-1に示す低合金鋼配管について、内部流体を分離基準として考えると、合計2つのグループに分類される。

1.2 代表機器の選定

(1) 内部流体：蒸気

このグループには、低温再熱蒸気系統配管及びタービンランド蒸気系統配管が属するが、重要度が高い低温再熱蒸気系統配管を代表機器とする。

(2) 内部流体：給水

このグループには、2次系ドレン系統配管のみが属するため、代表機器は2次系ドレン系統配管とする。

表1-1 玄海3号炉 低合金鋼配管の主な仕様

分離基準	機器名称	選 定 基 準					選定	選定理由
		重要度*1	使 用 条 件					
内部流体			設置場所	運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
蒸 気	低温再熱蒸気系統配管	高*2	屋 内	連 続	約 1.4	約200	◎	重要度
	タービンランド蒸気系統配管	高*2		連 続	約0.69	約175		
給 水	2次系ドレン系統配管	高*2	屋内外	連 続	約 8.2	約298	◎	

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

2. 代表機器の技術評価

本章では1章で代表機器とした以下の2系統の低合金鋼配管について技術評価を実施する。

- ① 低温再熱蒸気系統配管
- ② 2次系ドレン系統配管

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 低温再熱蒸気系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の低温再熱蒸気系統配管は、母管に低合金鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の低温再熱蒸気系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

表2.1-1 玄海3号炉 低温再熱蒸気系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	低合金鋼
小口径管台	低合金鋼
フランジボルト	低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-2 玄海3号炉 低温再熱蒸気系統配管の使用条件

最高使用圧力	約1.4MPa[gage]
最高使用温度	約200℃
内 部 流 体	蒸 気

2.1.2 2次系ドレン系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の2次系ドレン系統配管は、母管に低合金鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の2次系ドレン系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-3及び表2.1-4に示す。

表2.1-3 玄海3号炉 2次系ドレン系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	低合金鋼
小口径管台	低合金鋼、炭素鋼
フランジボルト	炭 素 鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-4 玄海3号炉 2次系ドレン系統配管の使用条件

最高使用圧力	約8.2MPa[gage]
最高使用温度	約298℃
内 部 流 体	給 水

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

低合金鋼配管の機能である内部流体の流路形成機能を維持するためには、次の項目が必要である。

① バウンダリの維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

低合金鋼配管個々について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、代表機器ごとに表2.2-1、表2.2-2に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1、表2.2-2で△又は▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

(1) 母管（外面）の腐食（全面腐食）[共通]

母管は低合金鋼であり、外面からの腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装等により腐食を防止しており、塗装等が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装等の状態を確認し、はく離等が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(2) フランジボルトの腐食（全面腐食）[共通]

フランジボルトは、ガスケットからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

前述の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

(3) 小口径管台の高サイクル疲労割れ [共通]

1998年12月、大飯2号炉の余熱除去系統配管のドレン弁管台において、高サイクル疲労割れによる漏えいが発生している。この事象は配管取替に伴いドレン管の口径を変更したことにより余熱除去ポンプと共振が発生し、ドレン弁管台溶接部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉においては、必要な部位について振動計測に基づく応力評価等を行い、健全性を確認している。

また、振動の状態は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

ガスケットは分解点検時等に取り替えている消耗品であり、長期使用はせず取替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 低温再熱蒸気系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取 替 品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		低合金鋼		△(外面)						*1：高サイクル疲労割れ
	小口径管台		低合金鋼			▲*1					
	フランジボルト		低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-2 玄海3号炉 2次系ドレン系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取 替 品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		低合金鋼		△(外面)						*1：高サイクル疲労 割れ
	小口径管台		低合金鋼 炭 素 鋼			▲*1					
	フランジボルト		炭 素 鋼		△						
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

なお、経年劣化事象の抽出にあたっては、2章の代表機器における経年劣化事象の抽出と同様に水平展開機器各々の構造、材料、使用条件等の特殊性を考慮して選定している。

① タービングランド蒸気系統配管

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

水平展開機器各々の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮すると、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

2.2.3の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

3.2.1 母管（外面）の腐食（全面腐食）

母管は低合金鋼であり、外面からの腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装等により腐食を防止しており、塗装等が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装等の状態を確認し、はく離等が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.2 フランジボルトの腐食（全面腐食）

フランジボルトは、ガスケットからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

3 炭素鋼配管

[対象機器]

- ① 蒸気発生器ブローダウン系統配管
- ② 原子炉補機冷却水系統配管
- ③ 原子炉補機冷却水系統配管（空気）
- ④ 原子炉補機冷却水系統配管（窒素）
- ⑤ 原子炉補機冷却海水系統配管
- ⑥ 格納容器減圧系統配管
- ⑦ 原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）
- ⑧ 原子炉格納容器スプレイ系統配管（空気）
- ⑨ 主蒸気系統配管
- ⑩ 高温再熱蒸気系統配管
- ⑪ 低温再熱蒸気系統配管
- ⑫ 第3抽気系統配管
- ⑬ 第4抽気系統配管
- ⑭ 第5抽気系統配管
- ⑮ 第6抽気系統配管
- ⑯ 第7抽気系統配管
- ⑰ 2次系復水系統配管
- ⑱ 2次系ドレン系統配管
- ⑲ 主給水系統配管
- ⑳ 補助給水系統配管
- ㉑ タービンランド蒸気系統配管
- ㉒ 制御用空気系統配管（窒素）
- ㉓ 補助蒸気系統配管
- ㉔ 消火装置系統配管
- ㉕ タービン潤滑・制御油系統配管

目 次

1. 対象機器及び代表機器の選定	1
1.1 グループ化の考え方及び結果	1
1.2 代表機器の選定	1
2. 代表機器の技術評価	5
2.1 構造、材料及び使用条件	5
2.2 経年劣化事象の抽出	15
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	26
3. 代表機器以外への展開	29
3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象	29
3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象	30

1. 対象機器及び代表機器の選定

玄海3号炉で使用されている主要な炭素鋼配管の主な仕様を表1-1に示す。

これらの配管を内部流体の観点からグループ化し、それぞれのグループより以下のとおり代表機器を選定した。

1.1 グループ化の考え方及び結果

表1-1に示す炭素鋼配管について、内部流体を分離基準として考えると、合計5つのグループに分類される。

1.2 代表機器の選定

(1) 内部流体：蒸気

このグループには、主蒸気系統配管、高温再熱蒸気系統配管、低温再熱蒸気系統配管、第3抽気系統配管、第4抽気系統配管、第5抽気系統配管、第7抽気系統配管、タービンランド蒸気系統配管、補助蒸気系統配管、第6抽気系統配管及び2次系ドレン系統配管が属するが、重要度が高い主蒸気系統配管を代表機器とする。

(2) 内部流体：給水

このグループには、蒸気発生器ブローダウン系統配管、原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）、2次系復水系統配管、補助給水系統配管、補助蒸気系統配管、2次系ドレン系統配管及び主給水系統配管が属するが、重要度が高く、環境条件（プラントの起動・停止時に内部流体の温度、圧力の変化の影響を受ける）により経年劣化評価上厳しくなる可能性のある主給水系統配管を代表機器とする。

(3) 内部流体：ヒドラジン水・油

このグループには、原子炉補機冷却水系統配管及びタービン潤滑・制御油系統配管が属するが、重要度が高い原子炉補機冷却水系統配管を代表機器とする。

(4) 内部流体：窒素・空気・炭酸ガス

このグループには、原子炉補機冷却水系統配管（窒素）、格納容器減圧系統配管、原子炉格納容器スプレイ系統配管（空気）、制御用空気系統配管（窒素）、原子炉補機冷却水系統配管（空気）及び消火装置系統配管が属するが、重要度が高い格納容器減圧系統配管を代表機器とする。

(5) 内部流体：海水

このグループには、原子炉補機冷却海水系統配管のみが属するため、代表機器は原子炉補機冷却海水系統配管とする。

表1-1(1/2) 玄海3号炉 炭素鋼配管の主な仕様

分離基準	機器名称	選定基準					選定	選定理由
		重要度*1	使用条件			最高使用温度(°C)		
内部流体	設置場所		運転	最高使用圧力(MPa[gage])				
蒸気	主蒸気系統配管	MS-1、重*2	屋内	連続	約 8.2	約298	◎	重要度
	高温再熱蒸気系統配管	高*3		連続	約 1.4	約298		
	低温再熱蒸気系統配管	高*3		連続	約 1.4	約200		
	第3抽気系統配管	高*3		連続	約0.05	約115		
	第4抽気系統配管	高*3		連続	約0.25	約180		
	第5抽気系統配管	高*3		連続	約0.44	約225		
	第7抽気系統配管	高*3		連続	約 3.4	約245		
	タービングランド蒸気系統配管	高*3		連続	約 8.2	約298		
	補助蒸気系統配管	MS-1		連続	約 8.2	約298		
	第6抽気系統配管	高*3	屋外	連続	約 1.4	約200		
	2次系ドレン系統配管	高*3		連続	約 1.4	約200		
給水	蒸気発生器ブローダウン系統配管	MS-1	屋内	連続	約 8.2	約298	◎	重要度、環境条件*5
	原子炉格納容器スプレイ系統配管(給水)	重*2		一時	約 1.5	約 95		
	2次系復水系統配管	高*3		連続	約 4.1	約200		
	補助給水系統配管	MS-1、重*2		一時	約12.7	約 40		
	補助蒸気系統配管	高*3		一時	約 1.8	約185		
	2次系ドレン系統配管	高*3	屋内外	連続	約 8.2	約298		
	主給水系統配管*4	MS-1、重*2		連続	約10.3	約298		

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*3：最高使用温度が95°Cを超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

*4：2次系給水系統配管を含む

*5：主給水系統配管は、環境条件(プラントの起動・停止時に内部流体の温度、圧力の変化の影響を受ける)により経年劣化評価上厳しくなる可能性がある
と判断した

表1-1(2/2) 玄海3号炉 炭素鋼配管の主な仕様

分離基準	機器名称	選定基準					選定	選定理由
		重要度*1	使用条件					
内部流体			設置場所	運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (°C)		
ヒドラジン水 油	原子炉補機冷却水系統配管	MS-1、重*2	屋 内	連 続	約 1.4	約144	◎	重要度
	タービン潤滑・制御油系統配管	高*3		連 続	約 2.8	約 80		
窒 素 空 気	原子炉補機冷却水系統配管（窒素）	重*2	屋 内	一 時	約0.98	約 95	◎	重要度
	格納容器減圧系統配管	MS-1		一 時	約0.39	約144		
	原子炉格納容器スプレイ系統配管（空気）	重*2		一 時	大気圧	約 40		
	制御用空気系統配管（窒素）	重*2		一 時	約0.83	約 50		
	炭酸ガス	原子炉補機冷却水系統配管（空気）	重*2	屋 内 外	一 時	大気圧		
消火装置系統配管		高*3	一 時		約10.8	約 40		
海 水	原子炉補機冷却海水系統配管	MS-1、重*2	屋 内 外	連 続	約0.98	約 50	◎	

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

*3：最高使用温度が95℃を超え、又は最高使用圧力が1,900kPaを超える環境下にある原子炉格納容器外の重要度クラス3の機器

2. 代表機器の技術評価

本章では1章で代表機器とした以下の5系統の炭素鋼配管について技術評価を実施する。

- ① 主蒸気系統配管
- ② 主給水系統配管
- ③ 原子炉補機冷却水系統配管
- ④ 格納容器減圧系統配管
- ⑤ 原子炉補機冷却海水系統配管

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 主蒸気系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の主蒸気系統配管は、母管に炭素鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の主蒸気系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

表2.1-1 玄海3号炉 主蒸気系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	炭 素 鋼
小口径管台	炭 素 鋼
温度計ウェル	ステンレス鋼
サンプルノズル	ステンレス鋼
フランジボルト	炭素鋼、低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-2 玄海3号炉 主蒸気系統配管の使用条件

最高使用圧力	約8.2MPa[gage]
最高使用温度	約298℃
内 部 流 体	蒸 気

2.1.2 主給水系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の主給水系統配管は、母管に炭素鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の主給水系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-3及び表2.1-4に示す。

表2.1-3 玄海3号炉 主給水系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	炭 素 鋼
小口径管台	炭 素 鋼
温度計ウェル	ステンレス鋼
サンプルノズル	ステンレス鋼

表2.1-4 玄海3号炉 主給水系統配管の使用条件

最高使用圧力	約10.3MPa[gage]
最高使用温度	約298℃
内 部 流 体	給 水

2.1.3 原子炉補機冷却水系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の原子炉補機冷却水系統配管は、母管に炭素鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の原子炉補機冷却水系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-5及び表2.1-6に示す。

表2.1-5 玄海3号炉 原子炉補機冷却水系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	炭 素 鋼
小口径管台	炭 素 鋼
温度計ウェル	ステンレス鋼
フランジボルト	低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-6 玄海3号炉 原子炉補機冷却水系統配管の使用条件

最高使用圧力	約1.4MPa[gage]
最高使用温度	約144℃
内 部 流 体	ヒドラジン水

2.1.4 格納容器減圧系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の格納容器減圧系統配管は、母管に炭素鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の格納容器減圧系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-7及び表2.1-8に示す。

表2.1-7 玄海3号炉 格納容器減圧系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	炭 素 鋼
小口径管台	炭 素 鋼
フランジボルト	炭素鋼、低合金鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-8 玄海3号炉 格納容器減圧系統配管の使用条件

最高使用圧力	約0.39MPa[gage]
最高使用温度	約144℃
内 部 流 体	空 気

2.1.5 原子炉補機冷却海水系統配管

(1) 構造

玄海3号炉の原子炉補機冷却海水系統配管は、母管にライニング施工した炭素鋼を使用している。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の原子炉補機冷却海水系統配管主要部位の使用材料及び使用条件を表2.1-9及び表2.1-10に示す。

表2.1-9 玄海3号炉 原子炉補機冷却海水系統配管主要部位の使用材料

部 位	材 料
母 管	炭素鋼（ライニング）
小口径管台	炭素鋼（ライニング）
温度計ウェル	銅 合 金
フランジボルト	炭 素 鋼
ガスケット	消耗品・定期取替品

表2.1-10 玄海3号炉 原子炉補機冷却海水系統配管の使用条件

最高使用圧力	約0.98MPa[gage]
最高使用温度	約50℃
内 部 流 体	海 水

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

炭素鋼配管の機能である内部流体の流路形成機能を維持するためには、次の項目が必要である。

① バウンダリの維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

炭素鋼配管個々について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、代表機器ごとに表2.2-1～表2.2-5に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表2.2-1～表2.2-5で○となっているもの）としては以下の事象がある。

(1) 母管の疲労割れ〔主給水系統配管〕

プラントの起動・停止時等に発生する内部流体の温度及び圧力の変化により、疲労が蓄積する可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1～表2.2-5で△又は▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

(1) 母管の腐食（流れ加速型腐食）〔主蒸気系統配管、主給水系統配管〕

高温水又は二相流体を内包する炭素鋼配管では、エルボ部、分岐部、レギュレータ部等の流れの乱れが起きる箇所、流れ加速型腐食により減肉が想定される。

流れ加速型腐食による減肉は、流速、水質、温度、当該部の形状等の使用条件から発生する可能性は推定できるものの、個々の肉厚測定結果による進展評価以外に正確に定量的な評価を行うことは困難であるため、配管の減肉管理については減肉の可能性のある箇所の肉厚測定を行い、減肉の有無及び減肉率を判断し、寿命評価を実施することとしている。

配管減肉に対しては、減肉発生の知見及び調査結果に基づき作成した「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針（PWR）」（平成2年5月）により、減肉の点検対象として主要点検部位（「日本機械学会 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006）」に定められた偏流発生部位及び下流範囲を含む部位）及びその他部位（主要点検部位以外の部位）について管理対象とし、超音波による肉厚測定を行いデータの蓄積を図ってきた。

また、美浜3号炉2次系配管破損事故（2004年8月）以降は、旧原子力安全・保安院指示文書「原子力発電工作物の保安のための点検、検査等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈（内規）の制定について」（平成20・12・22原院第4号 NISA-163c-08-5）や日本機械学会の規格（加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（JSME S NG1-2006））に定められた内容に従い、対象系統及び部位や

実施時期等の考え方を「2次系配管肉厚管理指針」(社内文書)に反映し、これに基づき配管減肉の管理を実施している。

現状保全として、「2次系配管肉厚管理指針」(社内文書)に基づき、超音波厚さ計による肉厚計測を計画的に実施し、減肉の管理を行うことにより機能を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(2) 母管(内面)の腐食(全面腐食)[原子炉補機冷却水系統配管]

母管は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、内部流体はヒドラジン水(防錆剤注入水)で腐食が発生し難い環境にあり、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、系統機器の分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

(3) 母管(内面)の腐食(全面腐食)[格納容器減圧系統配管]

母管は炭素鋼であり、内部流体は空気であるため、長期使用により腐食が想定される。

しかしながら、系統機器の分解点検時の目視確認により、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(4) 母管(内面)の腐食(全面腐食)[原子炉補機冷却海水系統配管]

原子炉補機冷却海水系統配管は内部流体が海水であり、内部にライニングを施工しているが、ライニングのはく離等により海水が接した場合は腐食が想定される。

しかしながら、ライニング点検(目視確認)を実施し、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(5) 母管（外面）の腐食（全面腐食）[共通]

母管は炭素鋼であり、外面からの腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装等により腐食を防止しており、塗装等が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装等の状態を確認し、はく離等が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(6) フランジボルトの腐食（全面腐食）

[主蒸気系統配管、原子炉補機冷却水系統配管、格納容器減圧系統配管、原子炉補機冷却海水系統配管]

フランジボルトは、ガスケットからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

前述の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

(7) 小口径管台の高サイクル疲労割れ [共通]

1998年12月、大飯2号炉の余熱除去系統配管のドレン弁管台において、高サイクル疲労割れによる漏えいが発生している。この事象は、配管取替に伴いドレン管の口径を変更したことにより余熱除去ポンプと共振が発生し、ドレン弁管台溶接部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉においては、必要な部位について振動計測に基づく応力評価等を行い、健全性を確認している。

また、振動の状態は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(8) 温度計ウェル等の高サイクル疲労割れ

[主蒸気系統配管、主給水系統配管、原子炉補機冷却水系統配管、原子炉補機冷却海水系統配管]

1995年12月、もんじゅの温度計ウェルで流体振動による高サイクル疲労割れが発生している。この事象は、プラント運転中に内部流体の流れによる流体振動を受け、流れ方向（抗力方向）に共振が発生し、温度計ウェルの付け根部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉の温度計ウェル及びサンプルノズルは、旧原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について（平成17・12・22原院第6号 NISA-163a-05-3）」に基づき「(社)日本機械学会 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 (JSME S 012-1998)」による評価を行い、問題とならないことを確認しており、同様な設計方針に基づき施設されているその他の箇所についても同様と考える。このような条件は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

ガスケットは分解点検時に取り替えている消耗品であり、長期使用はせず取替えを前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 主蒸気系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		炭 素 鋼		△ ^{*1} △(外面)						*1：流れ加速型腐食 *2：高サイクル疲労割れ
	小口径管台		炭 素 鋼			▲ ^{*2}					
	温度計ウェル		ステンレス鋼			▲ ^{*2}					
	サンプルノズル		ステンレス鋼			▲ ^{*2}					
	フランジボルト		炭 素 鋼 低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-2 玄海3号炉 主給水系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取 替 品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		炭 素 鋼		△ ^{*1} △(外面)	○					*1：流れ加速型腐食 *2：高サイクル疲労割れ
	小口径管台		炭 素 鋼			▲ ^{*2}					
	温度計ウェル		ステンレス鋼			▲ ^{*2}					
	サンプルノズル		ステンレス鋼			▲ ^{*2}					

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-3 玄海3号炉 原子炉補機冷却水系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取 替 品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						*1：高サイクル疲労 割れ
	小口径管台		炭 素 鋼			▲*1					
	温度計ウェル		ステンレス鋼			▲*1					
	フランジボルト		低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-4 玄海3号炉 格納容器減圧系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取 替 品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		炭 素 鋼		△(内面) △(外面)						*1：高サイクル疲労 割れ
	小口径管台		炭 素 鋼			▲*1					
	フランジボルト		炭 素 鋼 低合金鋼		△						
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-5 玄海3号炉 原子炉補機冷却海水系統配管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・ 定期 取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	母 管		炭素鋼 (ライニング)		△(内面) △(外面)						*1：高サイクル疲労 割れ
	小口径管台		炭素鋼 (ライニング)			▲*1					
	温度計ウェル		銅合金			▲*1					
	フランジボルト		炭素鋼		△						
	ガスケット	◎	—								

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 母管の疲労割れ〔主給水系統配管〕

a. 事象の説明

母管は、プラントの起動・停止時等による熱過渡を繰り返し受けるため、疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

母管の健全性評価にあたっては、以下に示す要領により応力算出並びに評価を行った。評価対象部位としては、原子炉格納容器貫通部から蒸気発生器給水管台までとした。

評価方法は、「(社)日本機械学会 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007)」に規定されるクラス1配管の評価基準を準用した。

また、使用環境を考慮した疲労について、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法(JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。なお、2018年度末までの運転実績に基づき推定した2019年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2019年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

表2.3-1 玄海3号炉 主給水系統配管の疲労評価に用いた過渡回数
(原子炉格納容器貫通部～蒸気発生器給水管台)

運転状態 I

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
起動 (温度上昇率55.6℃/h)	23	60
停止 (温度下降率55.6℃/h)	22	60
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	201	884
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	193	876
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	4
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	15	68
0%から15%への負荷上昇	24	64
15%から0%への負荷減少	17	57
1 ループ停止 / 1 ループ起動		
I) 停 止	0	2
II) 起 動	0	2

運転状態 II

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点での推定値
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	1	5
1次冷却材流量の部分喪失	0	2
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	1	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	0	2
タービン回転試験	6	6
2次系漏えい試験	21*2	59*2

*1: 設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4℃、低温側±2.4℃、1次冷却材圧力は+0.39MPa、-0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない

*2: 1次系漏えい試験と同じ回数とした

表2.3-2 玄海3号炉 主給水系統配管の疲労評価結果

評価部位	疲労累積係数 (許容値：1以下)	
	設計・建設規格 による解析	環境疲労評価手法 による解析
主給水系統配管 (原子炉格納容器貫通部～ 蒸気発生器給水管台)	0.002	0.016

② 現状保全

母管の疲労割れに対しては、定期的に漏えい検査を実施し、健全性を確認している。

さらに、高経年化技術評価に合わせて実績過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、疲労割れの発生の可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

また、疲労割れによる機器の健全性への影響は、漏えい検査により検知可能であり、点検手法として適切である。

c. 高経年化への対応

母管の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

3. 代表機器以外への展開

本章では2章で実施した代表機器の技術評価結果について、1章で実施したグループ化で代表機器となっていない機器への展開について検討した。

なお、経年劣化事象の抽出にあたっては、2章の代表機器における経年劣化事象の抽出と同様に水平展開機器各々の構造、材料、使用条件等の特殊性を考慮して選定している。

- ① 蒸気発生器ブローダウン系統配管
- ② 原子炉補機冷却水系統配管（空気）
- ③ 原子炉補機冷却水系統配管（窒素）
- ④ 原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）
- ⑤ 原子炉格納容器スプレイ系統配管（空気）
- ⑥ 高温再熱蒸気系統配管
- ⑦ 低温再熱蒸気系統配管
- ⑧ 第3抽気系統配管
- ⑨ 第4抽気系統配管
- ⑩ 第5抽気系統配管
- ⑪ 第6抽気系統配管
- ⑫ 第7抽気系統配管
- ⑬ 2次系復水系統配管
- ⑭ 2次系ドレン系統配管
- ⑮ 補助給水系統配管
- ⑯ タービングランド蒸気系統配管
- ⑰ 制御用空気系統配管（窒素）
- ⑱ 補助蒸気系統配管
- ⑲ 消火装置系統配管
- ⑳ タービン潤滑・制御油系統配管

3.1 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

水平展開機器各々の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮すると、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象はない。

3.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

2.2.3の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

3.2.1 母管の腐食（流れ加速型腐食）

[低温再熱蒸気系統配管、第3抽気系統配管、第4抽気系統配管、第5抽気系統配管、タービンランド蒸気系統配管、補助蒸気系統配管、第6抽気系統配管、2次系ドレン系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管、2次系復水系統配管]

高温水又は二相流体を内包する炭素鋼配管では、エルボ部、分岐部、レギュレーサ部等の流れの乱れが起きる箇所、流れ加速型腐食により減肉が想定される。

流れ加速型腐食による減肉は、流速、水質、温度、当該部の形状等の使用条件から発生する可能性は推定できるものの、個々の肉厚測定結果による進展評価以外に正確に定量的な評価を行うことは困難であるため、配管の減肉管理については減肉の可能性のある箇所の肉厚測定を行い、減肉の有無及び減肉率を判断し、寿命評価を実施することとしている。

配管減肉に対しては、減肉発生の見解及び調査結果に基づき作成した「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」(平成2年5月)により、減肉の点検対象として主要点検部位(「日本機械学会 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格(JSME S NG1-2006)」に定められた偏流発生部位及び下流範囲を含む部位)及びその他部位(主要点検部位以外の部位)について管理対象とし、超音波による肉厚測定を行いデータの蓄積を図ってきた。

また、美浜3号炉2次系配管破損事故(2004年8月)以降は、旧原子力安全・保安院指示文書「原子力発電工作物の保安のための点検、検査等に関する電気事業法施行規則の規定の解釈(内規)の制定について」(平成20・12・22原院第4号 NISA-163c-08-5)や日本機械学会の規格(加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格(JSME S NG1-2006))に定められた内容に従い、対象系統及び部位や実施時期等の考え方を「2次系配管肉厚管理指針」(社内文書)に反映し、これに基づき配管減肉の管理を実施している。

現状保全として、「2次系配管肉厚管理指針」(社内文書)に基づき、超音波厚さ計による肉厚計測を計画的に実施し、減肉の管理を行うことにより機能を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目す

べき経年劣化事象ではない。

3.2.2 母管（内面）の腐食（全面腐食）

[第7抽気系統配管、タービン潤滑・制御油系統配管、原子炉補機冷却水系統配管（窒素）、消火装置系統配管]

母管は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、内部流体が第7抽気系統配管は蒸気、タービン潤滑・制御油系統配管は油、原子炉補機冷却水系統配管（窒素）は窒素、消火装置系統配管は炭酸ガスで腐食が発生し難い環境にあり、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、開放点検時の目視確認又は系統機器の分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

3.2.3 母管（内面）の腐食（全面腐食）

[原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）、補助給水系統配管、原子炉格納容器スプレイ系統配管（空気）、制御用空気系統配管（窒素）、原子炉補機冷却水系統配管（空気）]

母管は炭素鋼であり、内部流体は給水（飽和溶存酸素濃度：最大約8ppm）、空気であるため、長期使用により腐食が想定される。

しかしながら、系統機器の分解点検時の目視確認により、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.4 母管（外面）の腐食（全面腐食）[共通]

母管は炭素鋼であり、外面からの腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装等により腐食を防止しており、塗装等が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装等の状態を確認し、はく離等が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目す

べき経年劣化事象ではない。

3.2.5 フランジボルトの腐食（全面腐食）

[蒸気発生器ブローダウン系統配管、原子炉補機冷却水系統配管（空気）、原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）、原子炉格納容器スプレイ系統配管（空気）、高温再熱蒸気系統配管、低温再熱蒸気系統配管、2次系復水系統配管、2次系ドレン系統配管、補助給水系統配管、タービングランド蒸気系統配管、制御用空気系統配管（窒素）、補助蒸気系統配管、消火装置系統配管、タービン潤滑・制御油系統配管]

フランジボルトは、ガスケットからの漏えいにより、内部流体によるボルトの腐食が想定される。

しかしながら、締付管理により漏えい防止を図っており、これまでに有意な腐食は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、分解点検時の目視確認により、機器の健全性を確認している。

2.2.3の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

3.2.6 小口径管台の高サイクル疲労割れ

[蒸気発生器ブローダウン系統配管、原子炉補機冷却水系統配管（空気）、原子炉格納容器スプレイ系統配管（給水）、原子炉格納容器スプレイ系統配管（空気）、高温再熱蒸気系統配管、低温再熱蒸気系統配管、第3抽気系統配管、第4抽気系統配管、第5抽気系統配管、第6抽気系統配管、2次系復水系統配管、2次系ドレン系統配管、補助給水系統配管、タービンランド蒸気系統配管、補助蒸気系統配管、消火装置系統配管、タービン潤滑・制御油系統配管]

1998年12月、大飯2号炉の余熱除去系統配管のドレン弁管台において、高サイクル疲労割れによる漏えいが発生している。この事象は、配管取替に伴いドレン管の口径を変更したことにより余熱除去ポンプと共振が発生し、ドレン弁管台溶接部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉においては、必要な部位について振動計測に基づく応力評価等を行い、健全性を確認している。

また、振動の状態は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

3.2.7 温度計ウェル等の高サイクル疲労割れ

[高温再熱蒸気系統配管、低温再熱蒸気系統配管、第3抽気系統配管、第4抽気系統配管、第5抽気系統配管、2次系復水系統配管、2次系ドレン系統配管、タービンランド蒸気系統配管、消火装置系統配管、補助蒸気系統配管]

1995年12月、もんじゅの温度計ウェルで流体振動による高サイクル疲労割れが発生している。この事象は、プラント運転中に内部流体の流れによる流体振動を受け、流れ方向（抗力方向）に共振が発生し、温度計ウェルの付け根部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉の温度計ウェル及びサンプルノズルは、旧原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について（平成17・12・22原院第6号 NISA-163a-05-3）」に基づき「(社)日本機械学会 配管内円柱状構造物の流れ振動評価指針 (JSME S 012-1998)」による評価を行い、問題とならないことを確認しており、同様な設計方針に基づき施設されているその他の箇所について

も同様と考える。このような条件は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

4 1 次冷却材管

[対象機器]

- ① 1 次冷却材管

目 次

1. 対象機器	1
2. 1次冷却材管の技術評価	2
2.1 構造、材料及び使用条件	2
2.2 経年劣化事象の抽出	5
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	10

1. 対象機器

玄海3号炉で使用されている1次冷却材管の主な仕様を表1-1に示す。

表1-1 玄海3号炉 1次冷却材管の主な仕様

機器名称	重要度*1	使用条件		
		運 転	最高使用圧力 (MPa[gage])	最高使用温度 (℃)
1次冷却材管	PS-1、重*2	連 続	約17.2	約343

*1：機能は最上位の機能を示す

*2：重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

2. 1次冷却材管の技術評価

2.1 構造、材料及び使用条件

2.1.1 1次冷却材管

(1) 構造

1次冷却材管は原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプ相互を連絡し、循環回路を形成している。1次冷却材管は直管部とエルボ部からなる母管と母管に取り付けられた複数の管台及び温度計ウェル等から構成されている。

各グループでは、原子炉容器と蒸気発生器間をホットレグ、蒸気発生器と1次冷却材ポンプ間をクロスオーバーレグ、1次冷却材ポンプと原子炉容器間をコールドレグと呼んでいる。

玄海3号炉は4ループプラントであり、1次冷却材管の配置を図2.1-1に示す。

(2) 材料及び使用条件

玄海3号炉の1次冷却材管の使用材料及び使用条件を表2.1-1及び表2.1-2に示す。

表2.1-1 玄海3号炉 1次冷却材管の使用材料

部 位		材 料
母 管	直 管	ステンレス鋼鋳鋼
	エ ル ボ	ステンレス鋼鋳鋼
管 台	加圧器サージ管台	ステンレス鋼
	蓄圧タンク注入管台	ステンレス鋼
	充てん管台	ステンレス鋼
温度計ウェル		ステンレス鋼
サンプルノズル		ステンレス鋼
サーマルスリーブ		ステンレス鋼

表2.1-2 玄海3号炉 1次冷却材管の使用条件

最高使用圧力	約17.2MPa [gage]
最高使用温度	約343℃
1次冷却材流量	約 60×10^6 kg/h
内 部 流 体	1次冷却材

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

1次冷却材管の機能である耐圧機能を維持するためには、次の項目が必要である。

- ① バウンダリの維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

1次冷却材管について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件（水質、圧力、温度等）及び現在までの運転経験を考慮し、表2.2-1に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表2.2-1で○となっているもの）としては以下の事象がある。

(1) 母管及び管台の疲労割れ

プラントの起動・停止時等に発生する1次冷却材の温度、圧力及び流量変化による応力変動によって、材料に疲労が蓄積することから、経年劣化に対する評価が必要である。

(2) 母管の熱時効

母管に使用しているステンレス鋼（2相ステンレス鋼）は、高温での長時間の使用に伴い靱性の低下等、材料特性変化を起こすことから、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1で△又は▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

(1) 母管及び管台の応力腐食割れ

母管（原子炉容器及び蒸気発生器と接続するセーフエンドの溶接部を含む）及び管台はステンレス鋼鋳鋼又はステンレス鋼を使用しており応力腐食割れが想定される。

しかしながら、定期検査時に飽和溶存酸素濃度（最大約8ppm）の流体が流入する際は流体温度が低い（最高でも80℃程度）ため、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。また、定期検査後のプラント起動時には1次冷却材中の溶存酸素濃度低減のための運転操作を実施するため、高温（100℃以上）で使用する場合は溶存酸素濃度が0.1ppm以下に低減された流体となっていることから応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、溶接部を対象とした超音波探傷検査、浸透探傷検査又は漏えい検査により機器の健全性を確認している。

前述の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

(2) 温度計ウェル及びサンプルノズルの高サイクル疲労割れ

1995年12月、もんじゅの温度計ウェルで流体振動による高サイクル疲労割れが発生している。この事象は、プラント運転中に内部流体の流れによる流体振動を受け、流れ方向（抗力方向）に共振が発生し、温度計ウェルの付け根部に応力集中が生じたものである。

しかしながら、玄海3号炉の温度計ウェル及びサンプルノズルは、保安院指示文書（平成17・12・22原院第6号 NISA-163a-05-3）に基づき「(社)日本機械学会 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針（JSME S 012-1998）」による評価を行い、問題とならないことを確認しており、このような条件は経年的に変化するものではないことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(3) サーマルスリーブの高サイクル疲労割れ

1981年7月、大飯2号炉の2点溶接タイプのサーマルスリーブで流体振動による高サイクル疲労割れが発生している。

しかしながら、玄海3号炉のサーマルスリーブは全て全周溶接タイプであり、2点溶接タイプに比べて発生応力が十分小さいことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

図2.2-1にサーマルスリーブの構造を示す。

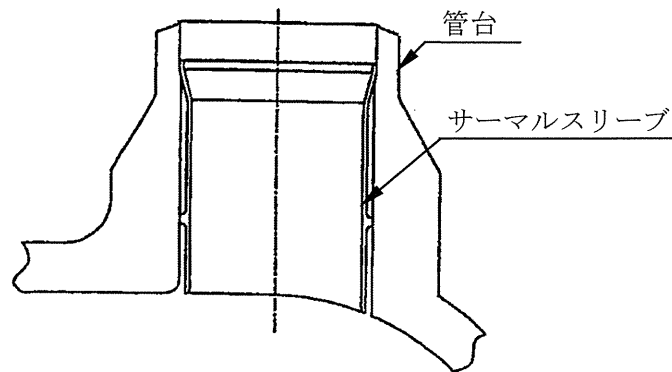


図2.2-1 玄海3号炉 サーマルスリーブ構造図

(4) 温度計ウェル等の応力腐食割れ

温度計ウェル、サンプルノズル及びサーマルスリーブはステンレス鋼を使用しており応力腐食割れが想定される。

しかしながら、定期検査時に飽和溶存酸素濃度（最大約8ppm）の流体が流入する際は流体温度が低い（最高でも80℃程度）ため、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。また、定期検査後のプラント起動時には1次冷却材中の溶存酸素濃度低減のための運転操作を実施するため、高温（100℃以上）で使用する場合は溶存酸素濃度が0.1ppm以下に低減された流体となっていることから応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

表2.2-1 玄海3号炉 1次冷却材管に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
				減 肉		割 れ		材質変化		その他	
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	直 管		ステンレス鋼鋳鋼			○	△	○			*1：高サイクル疲労割れ
	エ ル ボ		ステンレス鋼鋳鋼			○	△	○			
	加圧器サージ管台		ステンレス鋼			○	△				
	蓄圧タンク注入管台		ステンレス鋼			○	△				
	充てん管台		ステンレス鋼			○	△				
	温度計ウェル		ステンレス鋼			▲*1	▲				
	サンプルノズル		ステンレス鋼			▲*1	▲				
	サーマルスリーブ		ステンレス鋼			▲*1	▲				

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 母管及び管台の疲労割れ

a. 事象の説明

母管及び管台は、プラントの起動・停止時等に熱過渡を繰り返し受け、さらに管台は冷水注入による熱過渡を受けるため、疲労が蓄積する。

b. 技術評価

① 健全性評価

母管及び管台の健全性評価にあたっては、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007) (JSME S NC1-2012)」及び「(社)日本機械学会 材料規格 (JSME S NJ1-2012)」に基づき評価を行った。

また、使用環境を考慮した疲労について、「(社)日本機械学会 環境疲労評価手法 (JSME S NF1-2009)」に基づき評価した。

評価点を図2.3-1に、疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。

なお、2018年度末までの運転実績に基づき推定した2019年度以降の評価対象期間での推定過渡回数を包含し、より保守的*に設定した過渡回数とした。

*：評価条件として、2019年度以降の過渡発生頻度は実績の1.5倍以上を想定した。

評価結果を表2.3-2に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

表2.3-1 玄海3号炉 1次冷却材管の疲労評価に用いた過渡回数

運転状態 I

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値
起動 (温度上昇率55.6°C/h)	23	60
停止 (温度下降率55.6°C/h)	22	60
負荷上昇 (負荷上昇率5%/min)	201	884
負荷減少 (負荷減少率5%/min)	193	876
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	4
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	4
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	4
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	15	68
0%から15%への負荷上昇	24	64
15%から0%への負荷減少	17	57
1 ループ停止 / 1 ループ起動		
I) 停 止	0	2
II) 起 動	0	2

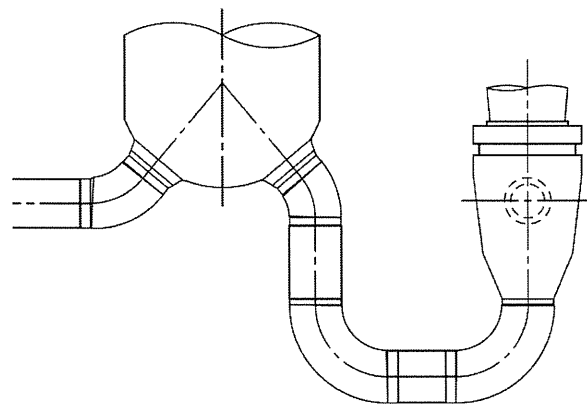
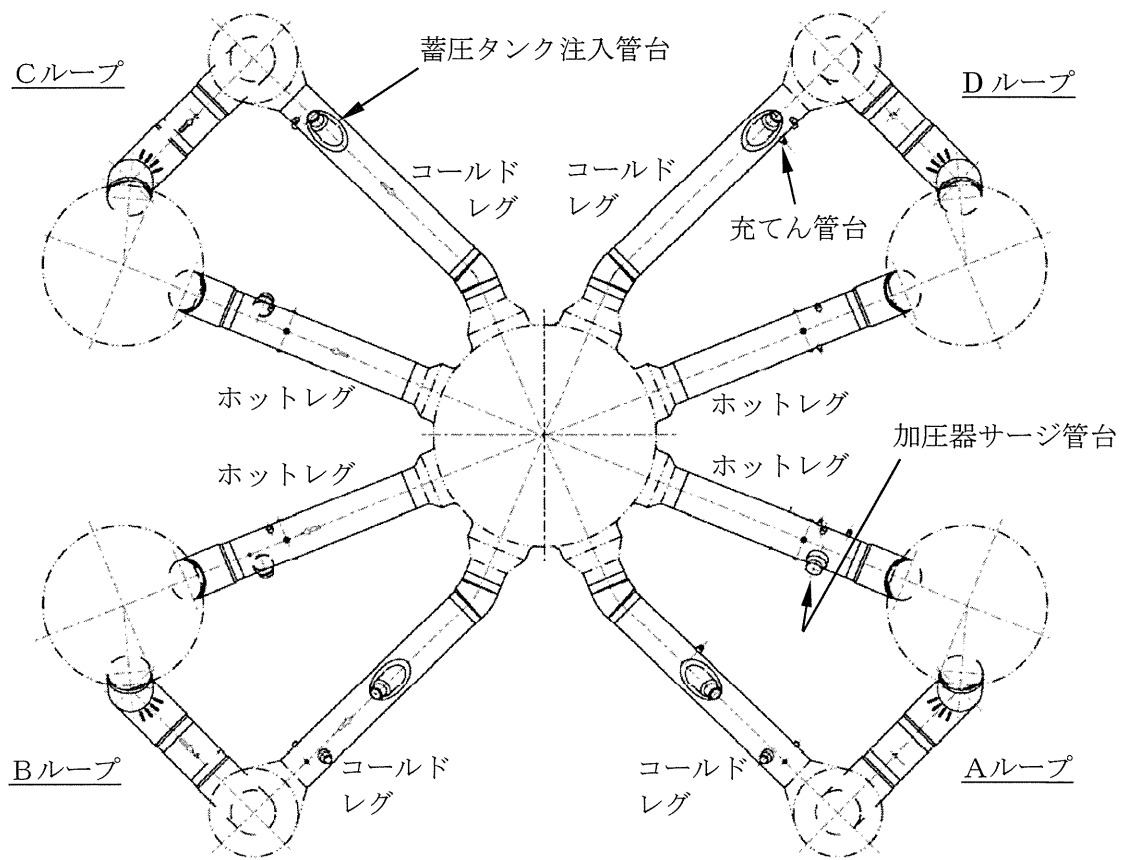
運転状態 II

過 渡 項 目	運転実績に基づく過渡回数	
	2019年3月末時点	運転開始後60年 時点の推定値
負荷の喪失	4	7
外部電源喪失	1	5
1次冷却材流量の部分喪失	0	2
100%からの原子炉トリップ		
I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	1	8
II) 不注意な冷却を伴うトリップ	0	2
III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	2
1次冷却系の異常な減圧	0	2
制御棒クラスタの落下	0	3
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	2
1次冷却系停止ループの誤起動	0	2
タービン回転試験	6	6
1次系漏えい試験	21	59

*1: 設計評価においては、1次冷却材温度は高温側±1.4°C、低温側±2.4°C、1次冷却材圧力は+0.39MPa、-0.29MPaの変動があるものとしているが、この過渡項目の疲労累積係数への寄与は小さく、また、実際には通常運転中のゆらぎとして、このような変動は生じていない

表2.3-2 玄海3号炉 1次冷却材管 疲労評価結果

評価対象部位 (使用材料)	評価点	疲労累積係数 (許容値：1以下)	
		設計・建設規格 及び材料規格による 解析	環境疲労評価手法 による解析
ホットレグ (ステンレス鋼鋳鋼)	図2.3-1	0.001	0.010
クロスオーバレグ (ステンレス鋼鋳鋼)		0.002	0.008
コールドレグ (ステンレス鋼鋳鋼)		0.001	0.005
加圧器サージ管台 (ステンレス鋼)		0.010	0.047
蓄圧タンク注入管台 (ステンレス鋼)		0.009	0.034
充てん管台 (ステンレス鋼)		0.003	0.023



クロスオーバレグ

図2.3-1 玄海3号炉 1次冷却材管の疲労評価点

② 現状保全

母管及び管台の疲労割れに対しては、定期的に溶接部の超音波探傷検査又は浸透探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。また、定期的に漏えい検査を実施し健全性を確認している。さらに、高経年化技術評価にあわせて実績過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、疲労割れ発生の可能性はないと考える。ただし、疲労評価は実績過渡回数に依存するため、今後も実績過渡回数を把握し評価する必要がある。

現在実施している溶接部の超音波探傷検査等は疲労割れを検知可能であり、また、割れが発生するとすれば応力の観点から溶接部であると判断されることから、点検手法として適切である。さらに、疲労割れによる機器の健全性への影響は、漏えい検査により検知可能であり、点検手法として適切である。

c. 高経年化への対応

母管及び管台の疲労割れについては、実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

2.3.2 母管の熱時効

a. 事象の説明

母管に使用しているステンレス鋼は、オーステナイト相中に一部フェライト相を含む2相組織であるため、高温での長期の使用に伴い、時間とともにフェライト相内でより安定な組織形態へ移行しようとし、相分離が起こることにより、靱性の低下等、材料特性変化を起こす。

b. 技術評価

① 健全性評価

プラント長期間の運転中に熱時効を受けたステンレス鋼は、引張強さは増加するので材料強度の評価上の余裕は向上するが、材料の靱性が低下する。

ここでは、き裂の存在を仮定し、破壊力学的手法を用いて、ステンレス鋼の熱時効後の構造上の安全性を評価した。

初期き裂については、「(社)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)」に準拠し、超音波探傷検査の検出能力を基に余裕を見込んで設定している。また、熱時効後の材料試験データを見ても延性安定き裂成長が認められるため、弾塑性破壊力学的解析手法に基づき評価を行った。

熱時効による靱性低下への影響は、フェライト量が多いほど大きくなる。

また、使用条件としては、応力が大きいほど厳しくなることから、1次冷却材管として使用されているステンレス鋼の部位で、応力が最も大きいホットレグ直管とフェライト量*1が最も多いSG入口50°エルボを評価部位として選定した。なお、エルボで応力が高くなると考えられる部位はSG入口50°エルボである。

ここで、1次冷却材管として使用されているステンレス鋼の部位と1次冷却材ポンプケーシング（吐出ノズル）を比較すると、表2.3-3に示すとおり、1次冷却材管（ホットレグ直管）の方が使用温度は高く、応力は大きい、フェライト量が少ない。このため、1次冷却材ポンプケーシングのフェライト量を考慮した1次冷却材管（ホットレグ直管）の熱時効評価を実施し、フェライト量が健全性に及ぼす影響を確認した。

具体的には、玄海3号炉評価対象部位の熱時効後の材料のき裂進展抵抗*2 (J_{mat}) と構造系に作用する応力 (重大事故等時*3 + 地震動による荷重) が

ら算出されるき裂進展力 (J_{app}) を求めてその比較を行った。なお、供用状態A、Bの破壊力学評価結果は、より評価が厳しくなる重大事故等時の評価結果に包含される。

その結果、図2.3-2に示すように、運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂^{*4}を想定しても、材料の J_{mat} と J_{app} との交点において、 J_{mat} の傾きが J_{app} の傾きを上回ることから^{*5}、配管は不安定破壊することではなく、健全性評価上問題とならないと判断する。

*1: フェライト量は、製造時記録の材料成分を用いて「Standard Practice for Estimating Ferrite Content of Stainless Steel Castings Containing Both Ferrite and Austenite (ASTM A800/A800M-20)」に示される線図により決定した

*2: き裂進展抵抗は、電力共同研究「1次冷却材管等の時効劣化に関する研究(STEPⅢ)(その2)」(1998年度)で改良された脆化予測モデル(H3Tモデル: Hyperbolic-Time, Temperature Toughness)を用いて、評価部位のフェライト量を基に、完全時効後の値(飽和値)として決定した。また、予測の下限值(-2σ)を採用した

*3: 重大事故等時におけるプラント条件(ピーク温度362℃、ピーク圧力18.9MPa)を考慮した

*4: 表2.3-1に示す運転過渡及び地震動による運転開始後60年時点までの疲労き裂の進展を考慮しても、当該き裂は配管を貫通しない評価結果となったが、その後の弾塑性破壊力学解析においては、解析の簡便性のため、保守的に貫通き裂を想定した

*5: 初期き裂の想定、き裂進展、貫通き裂の想定及びき裂進展力は「(社)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)」の評価手法に準拠した。そのため、き裂進展力の評価についても内圧、自重及び熱応力に加えて、地震を考慮した

表2.3-3 玄海3号炉 1次冷却材管と1次冷却材ポンプケーシングの評価条件の比較

評価部位	フェライト量 (%)	使用温度 (°C)	応力 (MPa)
1次冷却材管 (ホットレグ直管)	約 9.9* ¹	約324.9	約174
1次冷却材ポンプ ケーシング (吐出ノズル)	約12.2	約289.2	約113

*1: 1次冷却材管 (ホットレグ直管) のフェライト量は約9.9%であるが、保守的に厳しい値である約12.2%として評価を実施した

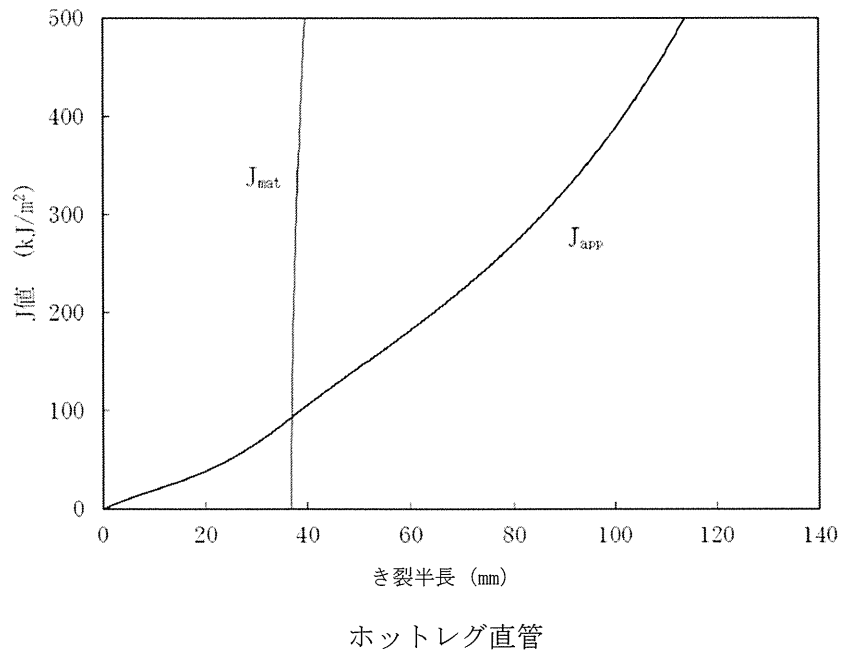
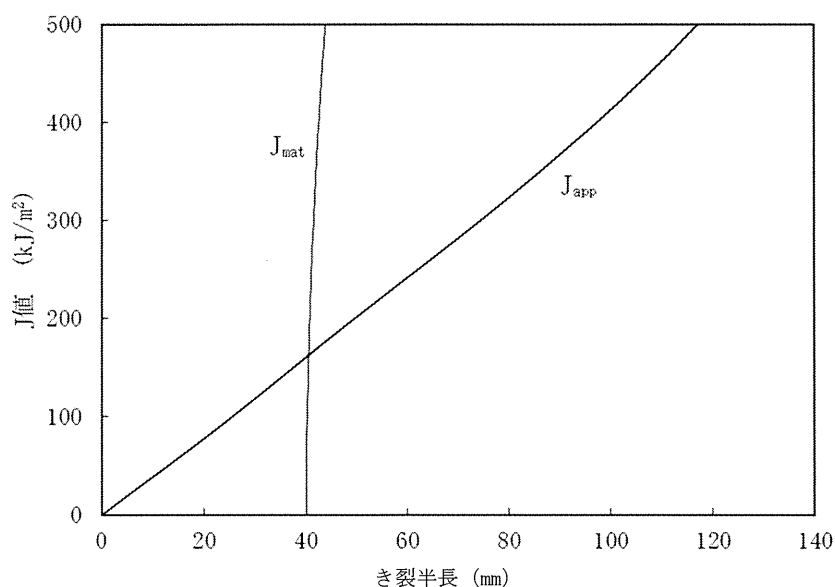
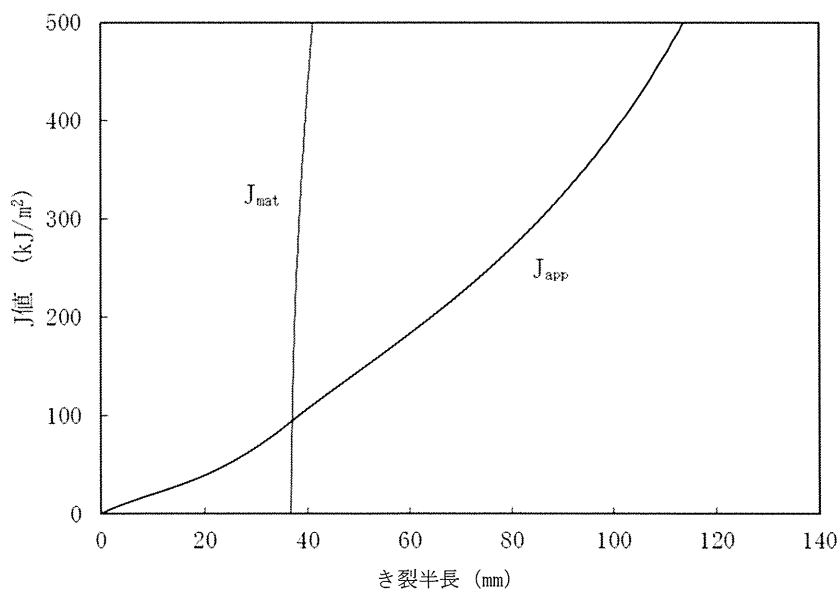


図2.3-2(1/3) 玄海3号炉 熱時効に対する破壊力学評価結果 (重大事故等時*¹)



SG入口50°エルボ

図2.3-2(2/3) 玄海3号炉 熱時効に対する破壊力学評価結果（重大事故等時^{*1}）



ホットレグ直管（フェライト量を約12.2%とした場合）

図2.3-2(3/3) 玄海3号炉 熱時効に対する破壊力学評価結果（重大事故等時^{*1}）

*1：重大事故等時にき裂進展力が大きくなる部位の評価を実施した。また供用状態A、Bの破壊力学評価結果は、より評価が厳しくなる重大事故等時の評価結果（図2.3-2）に包含される

② 現状保全

母管の熱時効に対しては、定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施し、評価で想定したき裂のないことを確認している。

また、定期的に漏えい検査を実施し、健全性を確認している。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、母管の熱時効は高経年化対策上問題となる可能性はないと考える。

現在実施している溶接部の超音波探傷検査は内面からの割れを検知可能であり、また、割れが発生するとすれば応力の観点から溶接部であると判断されることから、点検手法として適切である。

c. 高経年化への対応

母管の熱時効については、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。

5 配管サポート

[対象機器]

- ① アンカー
- ② Uバンド
- ③ Uボルト
- ④ スライドサポート
- ⑤ レストレイント
- ⑥ スプリングハンガ
- ⑦ オイルスナバ
- ⑧ メカニカルスナバ

目 次

1. 対象機器	1
2. 配管サポートの技術評価	2
2.1 構造及び材料	2
2.2 経年劣化事象の抽出	26
2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	39

1. 対象機器

玄海3号炉で使用されている主要な配管サポートの主な仕様を表1-1に示す。

これらの配管サポートについては、型式ごとに各々対象とした。

表1-1 玄海3号炉 配管サポートの主な仕様

機器名称	仕様
アンカー	配管の全方向の変位及びモーメントを拘束する。
Uバンド	配管の全方向の変位を拘束する。
Uボルト	配管の軸直方向の変位を拘束する。
スライドサポート	配管の軸直方向の変位及び全方向のモーメントを拘束する。
レストレイント	配管の特定1方向の変位を拘束する。
スプリングハンガ	配管自重を支持する。
オイルスナバ	地震時に、配管の特定1方向の変位を拘束する。
メカニカルスナバ	地震時に、配管の特定1方向の変位を拘束する。

2. 配管サポートの技術評価

本章では、1章で対象とした以下の8種類の配管サポートについて、技術評価を実施する。

- ① アンカー
- ② Uバンド
- ③ Uボルト
- ④ スライドサポート
- ⑤ レストレイント
- ⑥ スプリングハンガ
- ⑦ オイルスナバ
- ⑧ メカニカルスナバ

2.1 構造及び材料

2.1.1 アンカー

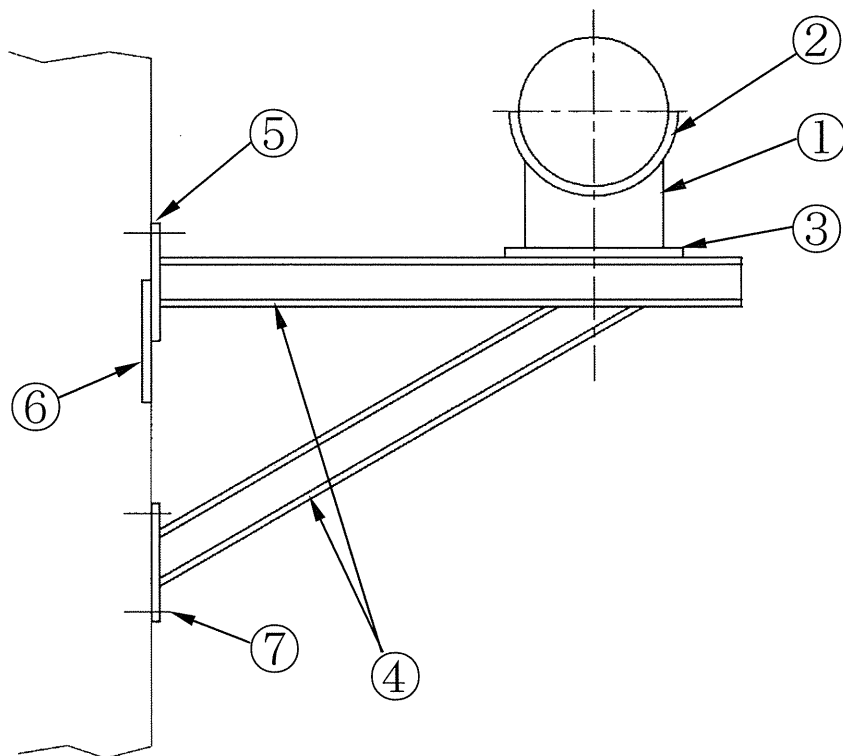
(1) 構造

アンカーは、配管の全方向の変位及びモーメントを拘束する構造である。

玄海3号炉のアンカーの構造図（概念図）を図2.1-1に示す。

(2) 材料

玄海3号炉のアンカー主要部位の使用材料を表2.1-1に示す。



No.	部 位
①	ラ グ
②	パ ッ ド
③	プ レ ー ト
④	鋼 材
⑤	ベ ー ス プ レ ー ト
⑥	埋 込 金 物
⑦	基 礎 ボ ル ト (ケ ミ カ ル ア ン カ)

図2.1-1 玄海3号炉 配管サポート アンカー構造図 (概念図)

表2.1-1 玄海3号炉 配管サポート アンカー主要部位の使用材料

部 位	材 料
ラ グ	炭 素 鋼
パ ッ ド	ステンレス鋼
プレート	炭 素 鋼
鋼 材	炭 素 鋼
ベースプレート	炭 素 鋼
埋込金物	炭 素 鋼
基礎ボルト (ケミカルアンカ)	炭 素 鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂

2.1.2 Uバンド

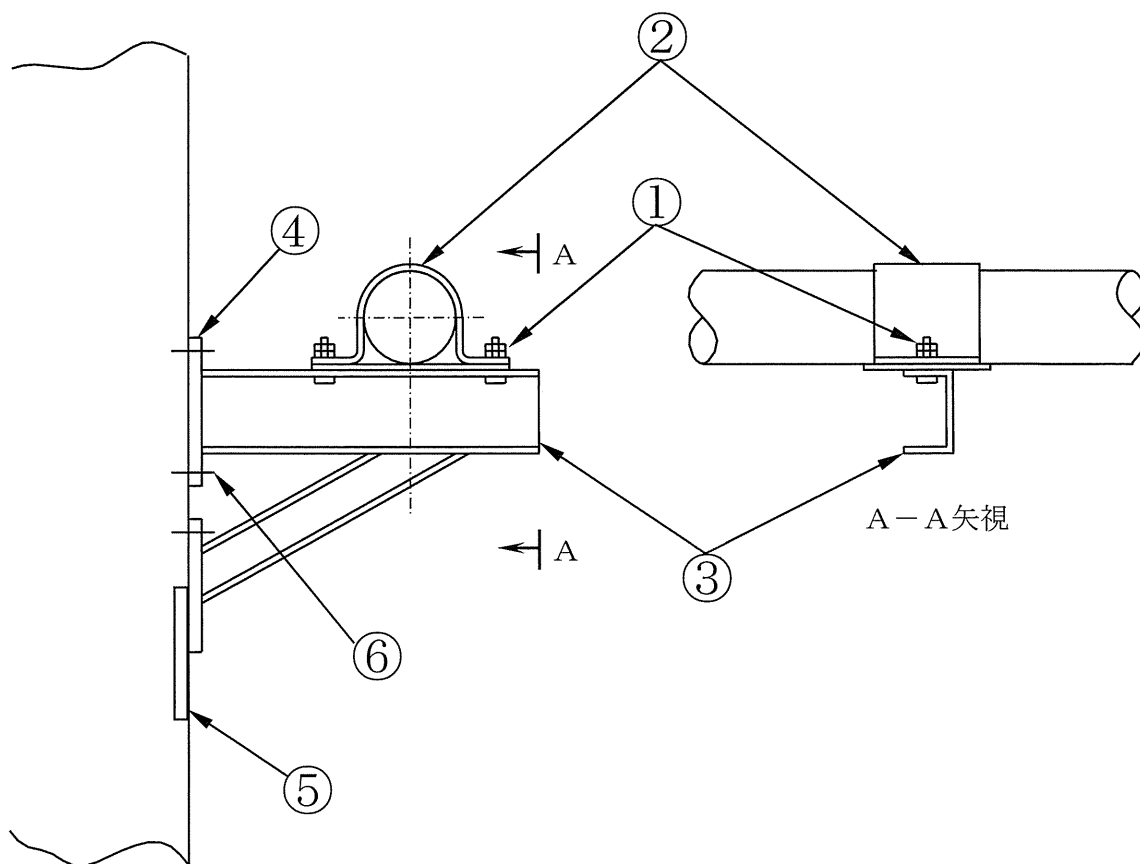
(1) 構造

Uバンドは、配管の全方向の変位を拘束する構造である。

玄海3号炉のUバンドの構造図（概念図）を図2.1-2に示す。

(2) 材料

玄海3号炉のUバンド主要部位の使用材料を表2.1-2に示す。



No.	部 位
①	ボルト、ナット
②	Uバンド本体
③	鋼 材
④	ベースプレート
⑤	埋込金物
⑥	基礎ボルト (メカニカルアンカ)

図2.1-2 玄海3号炉 配管サポート Uバンド構造図 (概念図)

表2.1-2 玄海3号炉 配管サポート Uバンド主要部位の使用材料

部 位	材 料
ボルト、ナット	炭素鋼
Uバンド本体	ステンレス鋼 炭素鋼
鋼 材	炭素鋼
ベースプレート	炭素鋼
埋込金物	炭素鋼
基礎ボルト（メカニカルアンカ）	炭素鋼

2.1.3 Uボルト

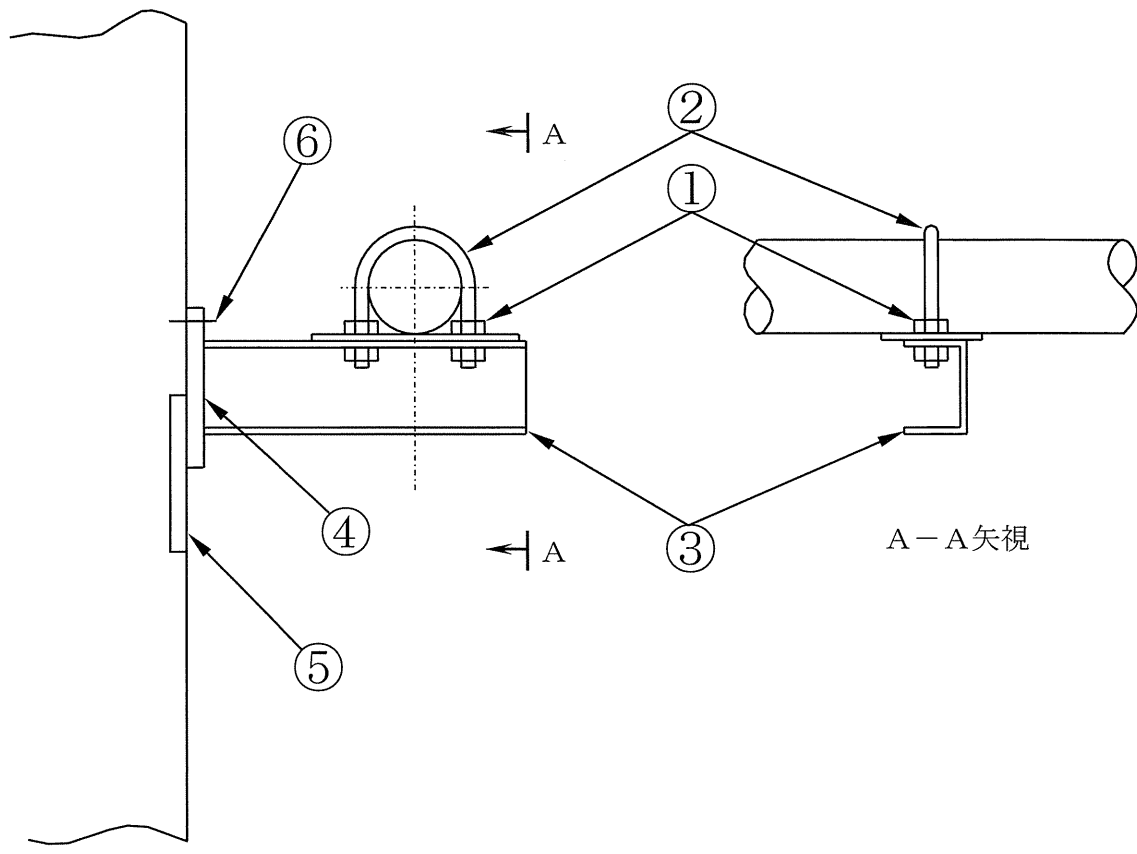
(1) 構造

Uボルトは、配管の軸直方向の変位を拘束する構造であり、配管との間に間隙を設け配管軸方向の変位を容易にしている。

玄海3号炉のUボルトの構造図（概念図）を図2.1-3に示す。

(2) 材料

玄海3号炉のUボルト主要部位の使用材料を表2.1-3に示す。



No.	部 位
①	ナ ッ ト
②	Uボルト本体
③	鋼 材
④	ベースプレート
⑤	埋込金物
⑥	基礎ボルト (メカニカルアンカ)
	基礎ボルト (ケミカルアンカ)

図2.1-3 玄海3号炉 配管サポート Uボルト構造図 (概念図)

表2.1-3 玄海3号炉 配管サポート Uボルト主要部位の使用材料

部 位	材 料
ナ ッ ト	ステンレス鋼 炭 素 鋼
Uボルト本体	ステンレス鋼 炭 素 鋼
鋼 材	炭 素 鋼
ベースプレート	炭 素 鋼
埋込金物	炭 素 鋼
基礎ボルト (メカニカルアンカ)	炭 素 鋼
基礎ボルト (ケミカルアンカ)	炭 素 鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂

2.1.4 スライドサポート

(1) 構造

スライドサポートは、配管の軸直方向の変位及び全方向のモーメントを拘束する構造である。

玄海3号炉のスライドサポートの構造図（概念図）を図2.1-4に示す。

(2) 材料

玄海3号炉のスライドサポート主要部位の使用材料を表2.1-4に示す。

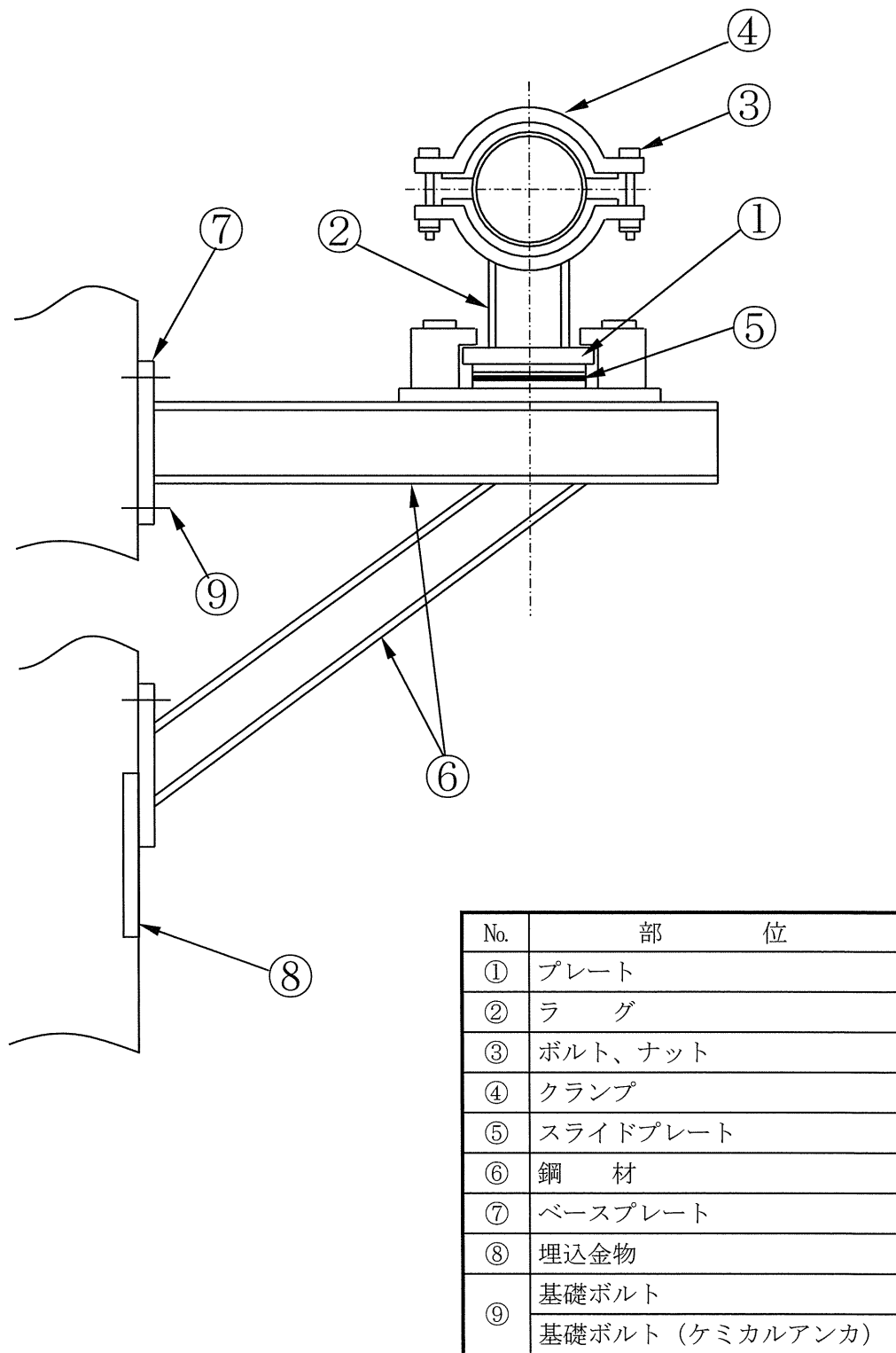


図2.1-4 玄海3号炉 配管サポート スライドサポート構造図 (概念図)

表2.1-4 玄海3号炉 配管サポート スライドサポート主要部位の使用材料

部 位	材 料
プレート	炭素鋼
ラ グ	炭素鋼
ボルト、ナット	炭素鋼
クランプ	炭素鋼
スライドプレート	ステンレス鋼+フッ素樹脂 炭素鋼+フッ素樹脂
鋼 材	炭素鋼
ベースプレート	炭素鋼
埋込金物	炭素鋼
基礎ボルト	炭素鋼
基礎ボルト（ケミカルアンカ）	炭素鋼 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂

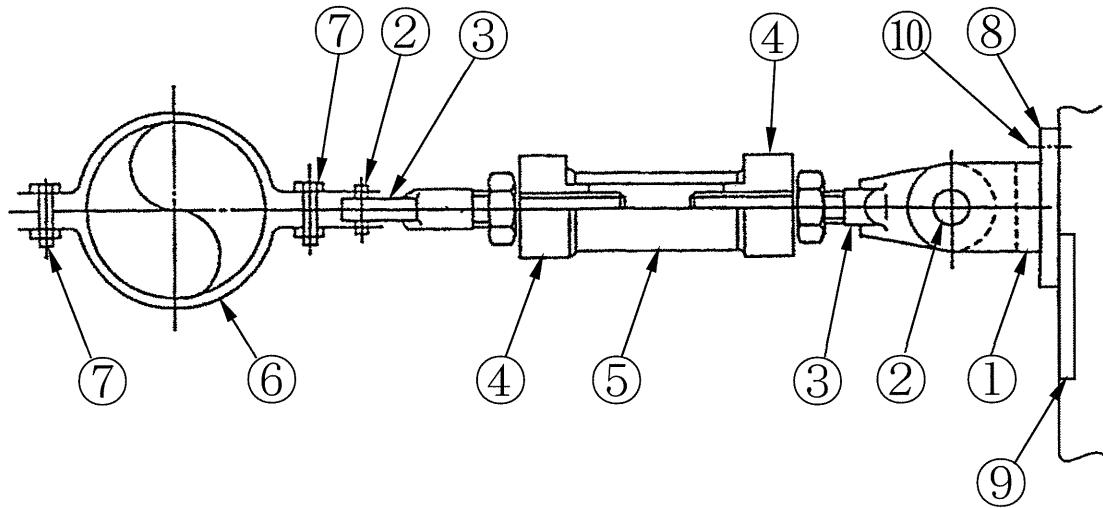
2.1.5 レストレイント

(1) 構造

レストレイントは、配管の特定1方向の変位を拘束する構造である。
玄海3号炉のレストレイントの構造図（概念図）を図2.1-5に示す。

(2) 材料

玄海3号炉のレストレイント主要部位の使用材料を表2.1-5に示す。



No.	部 位
①	ブラケット
②	ピ ン
③	スヘリカルアイボルト
④	アジャストナット
⑤	パ イ プ
⑥	パイプクランプ
⑦	ボルト、ナット
⑧	ベースプレート
⑨	埋込金物
⑩	基礎ボルト (メカニカルアンカ)
	基礎ボルト (ケミカルアンカ)

図2.1-5 玄海3号炉 配管サポート レストレイント構造図 (概念図)

表2.1-5 玄海3号炉 配管サポート レストレイント主要部位の使用材料

部 位	材 料
ブラケット	炭素鋼
ピ ン	炭素鋼
スヘリカルアイボルト	炭素鋼
アジャストナット	炭素鋼
パイ プ	炭素鋼
パイプクランプ	炭素鋼
ボルト、ナット	炭素鋼
ベースプレート	炭素鋼
埋込金物	炭素鋼
基礎ボルト（メカニカルアンカ）	炭素鋼
基礎ボルト（ケミカルアンカ）	炭素鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂

2.1.6 スプリングハンガ

(1) 構造

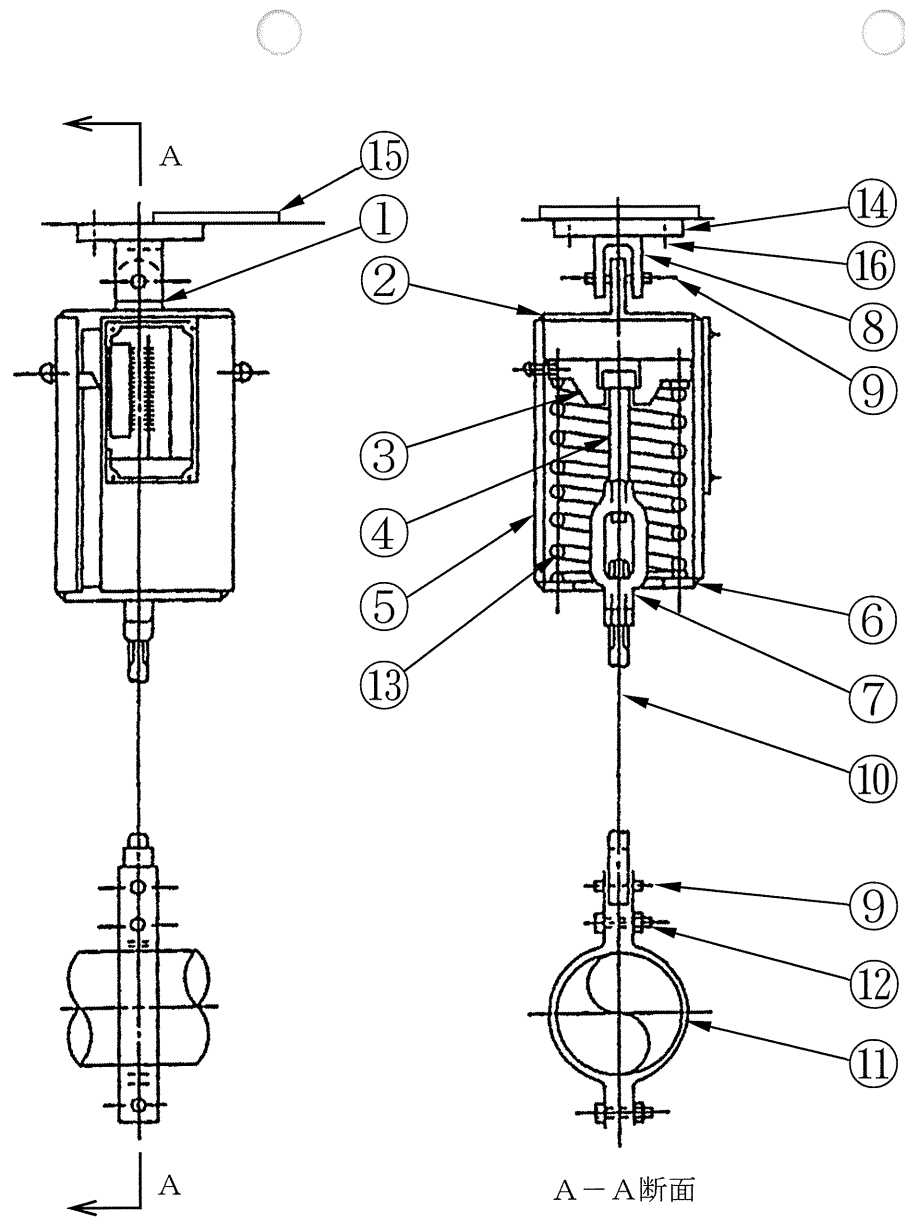
スプリングハンガは、配管自重を支持する構造である。

また、スプリングハンガはターンバックルを調整することによりばねの伸縮量を調整可能である。

玄海3号炉のスプリングハンガの構造図（概念図）を図2.1-6に示す。

(2) 材料

玄海3号炉のスプリングハンガ主要部位の使用材料を表2.1-6に示す。



No.	部 位
①	イ ー ヤ
②	上部カバー
③	ピストンプレート
④	ハンガロッド
⑤	スプリングケース
⑥	下部カバー
⑦	ターンバックル
⑧	クレビスブラケット
⑨	ピ ン
⑩	アイボルト
⑪	パイプクランプ
⑫	ボルト、ナット
⑬	ば ね
⑭	ベースプレート
⑮	埋込金物
⑯	基礎ボルト (メカニカルアンカ)
	基礎ボルト (ケミカルアンカ)

図2.1-6 玄海3号炉 配管サポート スプリングハンガ構造図 (概念図)

表2.1-6 玄海3号炉 配管サポート スプリングハンガ主要部位の使用材料

部 位	材 料
イ ー ヤ	炭 素 鋼
上部カバー	炭 素 鋼
ピストンプレート	炭 素 鋼
ハンガロッド	炭 素 鋼
スプリングケース	炭 素 鋼
下部カバー	炭 素 鋼
ターンバックル	炭 素 鋼
クレビスブラケット	炭 素 鋼
ピ ン	炭 素 鋼
アイボルト	炭 素 鋼
パイプクランプ	炭 素 鋼
ボルト、ナット	炭 素 鋼
ば ね	ばね鋼 ばね用オイルテンパー線
ベースプレート	炭 素 鋼
埋込金物	炭 素 鋼
基礎ボルト（メカニカルアンカ）	炭 素 鋼
基礎ボルト（ケミカルアンカ）	炭 素 鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂

2.1.7 オイルスナバ

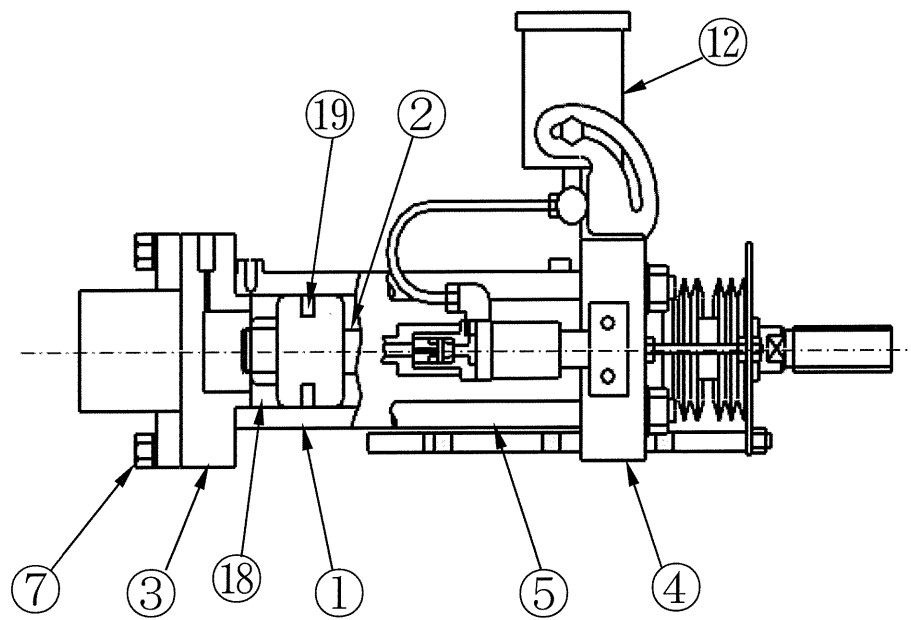
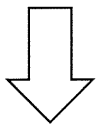
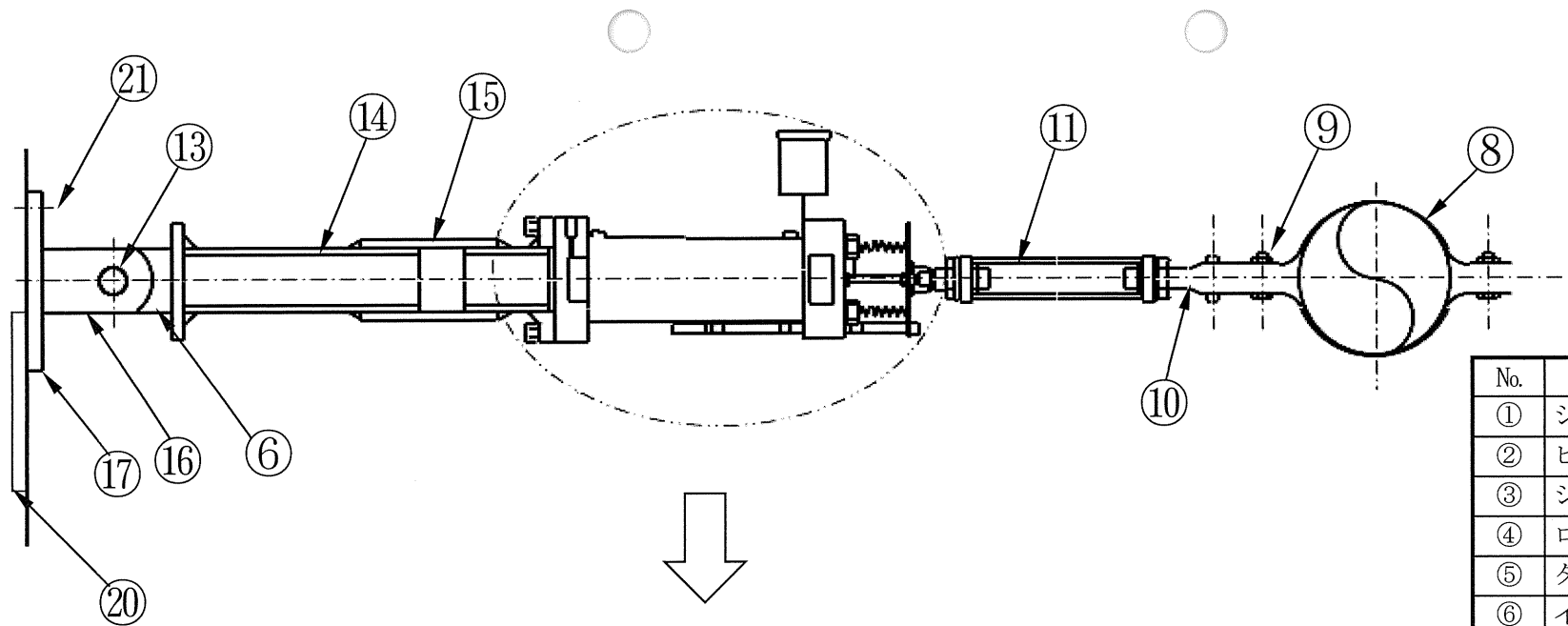
(1) 構造

オイルスナバは、地震時に配管の特定1方向の変位を拘束する構造である。
抵抗力発生媒体にオイルを使用している。

玄海3号炉のオイルスナバの構造図（概念図）を図2.1-7に示す。

(2) 材料

玄海3号炉のオイルスナバ主要部位の使用材料を表2.1-7に示す。



No.	部 位
①	シリンダチューブ
②	ピストンロッド
③	シリンダカバー
④	ロッドカバー
⑤	タイロッド
⑥	イ ー ヤ
⑦	六角ボルト
⑧	パイプクランプ
⑨	ボルト、ナット
⑩	スヘリカルアイボルト
⑪	ターンバックル
⑫	オイルリザーバ
⑬	ピ ン
⑭	コネクティングパイプ
⑮	アダプタ
⑯	ブラケット
⑰	ベースプレート
⑱	オイル
⑲	オイルシール
⑳	埋込金物
㉑	基礎ボルト
	基礎ボルト (メカニカルアンカ)

図2.1-7 玄海3号炉 配管サポート オイルスナバ構造図 (概念図)

表2.1-7 玄海3号炉 配管サポート オイルスナバ主要部位の使用材料

部 位	材 料
シリンダチューブ	炭素鋼
ピストンロッド	炭素鋼
シリンダカバー	炭素鋼
ロッドカバー	炭素鋼
タイロッド	炭素鋼
イーヤ	炭素鋼
六角ボルト	低合金鋼
パイプクランプ	炭素鋼
ボルト、ナット	炭素鋼
スヘリカルアイボルト	炭素鋼
ターンバックル	炭素鋼
オイルリザーバ	ステンレス鋼
ピン	炭素鋼
コネクティングパイプ	炭素鋼
アダプタ	炭素鋼
ブラケット	炭素鋼
ベースプレート	炭素鋼
オイル	消耗品・定期取替品
オイルシール	消耗品・定期取替品
埋込金物	炭素鋼
基礎ボルト	炭素鋼
基礎ボルト (メカニカルアンカ)	炭素鋼

2.1.8 メカニカルスナバ

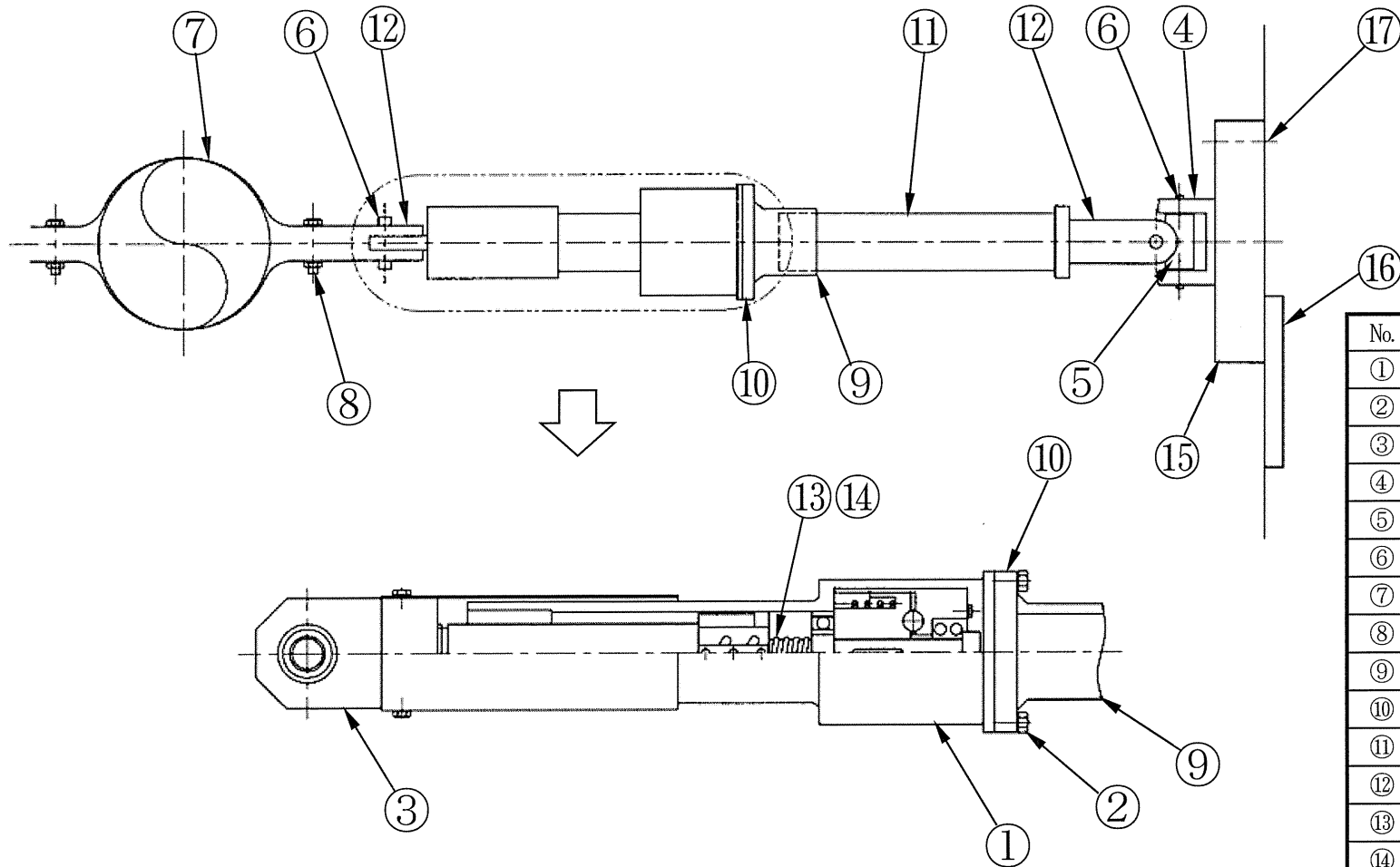
(1) 構造

メカニカルスナバは、地震時に配管の特定1方向の変位を拘束する構造である。主要な構造は全て機械的な部位で構成されており、ボールナットにより往復運動（地震時の変位）を回転運動に変換することで抵抗力を発生する。

玄海3号炉のメカニカルスナバの構造図（概念図）を図2.1-8に示す。

(2) 材料

玄海3号炉のメカニカルスナバ主要部位の使用材料を表2.1-8に示す。



No.	部 位
①	ケ ー ス
②	六角ボルト
③	イ ー ヤ
④	ユニバーサルブラケット
⑤	ユニバーサルボックス
⑥	ピ ン
⑦	パイプクランプ
⑧	ボルト、ナット
⑨	ジャンクションコラムアダプター
⑩	プレート
⑪	コネクティングチューブ
⑫	ブラケット
⑬	ボールネジ、ボールナット
⑭	グ リ ス
⑮	ベースプレート
⑯	埋込金物
⑰	基礎ボルト
	基礎ボルト (メカニカルアンカ)
	基礎ボルト (ケミカルアンカ)

図2.1-8 玄海3号炉 配管サポート メカニカルスナバ構造図 (概念図)

表2.1-8 玄海3号炉 配管サポート メカニカルスナバ主要部位の使用材料

部 位	材 料
ケ ー ス	炭 素 鋼
六角ボルト	低合金鋼
イ ー ヤ	炭 素 鋼
ユニバーサルブラケット	炭 素 鋼
ユニバーサルボックス	炭 素 鋼
ピ ン	炭 素 鋼
パイプクランプ	炭 素 鋼
ボルト、ナット	炭 素 鋼
ジャンクションコラムアダプター	炭 素 鋼
プレート	炭 素 鋼
コネクティングチューブ	炭 素 鋼
ブラケット	炭 素 鋼
ボールネジ、ボールナット	低合金鋼
グ リ ス	シリコン系オイル
ベースプレート	炭 素 鋼
埋込金物	炭 素 鋼
基礎ボルト	炭 素 鋼
基礎ボルト (メカニカルアンカ)	炭 素 鋼
基礎ボルト (ケミカルアンカ)	炭 素 鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 機能達成に必要な項目

配管サポートの機能を維持するためには、次の項目が必要である。

① 配管支持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

配管サポート個々について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料及び現在までの運転経験を考慮し、代表機器ごとに表2.2-1～表2.2-8に示すとおり想定される経年劣化事象を抽出した。

この結果、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象（表2.2-1～表2.2-8で○となっているもの）としては以下の事象がある。

(1) ラグとプレートの溶接部等のサポート取付部の疲労割れ

[アンカー、スライドサポート、レストレイント]

配管熱変位の拘束に伴う繰返し荷重により、取付部の溶接部に疲労が蓄積する可能性があることから、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象

以下の事象（表2.2-1～表2.2-8で△又は▲となっているもの）については、想定される経年劣化事象であるが、

- 1) 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考えがたい経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- 2) 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

に該当するものについては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

上記の1)又は2)に該当する事象であるが、保全によりその傾向が維持できていることを確認している事象（日常劣化管理事象）を以下に示す。

(1) ベースプレート、パイプクランプ等の腐食（全面腐食）[共通]

炭素鋼等を使用しているベースプレート、パイプクランプ等の配管サポート部位は腐食が想定される。

しかしながら、大気接触部は塗装により腐食を防止しており、塗装が健全であれば腐食進行の可能性は小さい。

また、巡視点検等で目視により塗装の状態を確認し、はく離が認められた場合には必要に応じて補修することにより、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(2) ピン等摺動部材の摩耗

[Uボルト、スライドサポート、レストレイント、スプリングハンガ、オイルスナバ、メカニカルスナバ]

配管移動を許容するサポートの摺動部材は、配管熱移動や振動により摩耗が生じ、支持機能への影響が想定される。

しかしながら、巡視点検等で目視により摺動部又は支持状態に異常のないことを確認し、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(3) スライドプレートのフッ素樹脂のはく離 [スライドサポート]

主蒸気管等の大口径配管のスライドサポートのスライド部には、摩擦力を低減するために炭素鋼やステンレス鋼表面にフッ素樹脂加工したスライドプレートを使用しているが、高温条件下で長期にわたり使用した場合フッ素樹脂のはく離が生じ、スライド部の固着等により支持機能への影響が想定される。

しかしながら、巡視点検等で目視により動作状況に異常のないことを確認し、機器の健全性を維持している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

(4) ばねの変形（応力緩和） [スプリングハンガ]

スプリングハンガのばねは、配管の自重に相当する荷重が常時加わっており、長期間保持されることにより変形（応力緩和）が生じ、支持機能への影響が想定される。

しかしながら、ばねに発生する応力は弾性範囲内であり、日本ばね工業会にて実施したばね材料と使用環境温度の実態調査結果と比べて、当該ばねは同等以下の環境で使用しており、これまでに有意な変形は認められておらず、今後もこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難い。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

なお、巡視点検等で目視により動作状況に異常のないことを確認し、機器の健全性を確認している。

(5) グリスの劣化 [メカニカルスナバ]

メカニカルスナバのボールネジ部には、円滑な作動を確保するために潤滑剤としてグリスが塗布されている。このグリスが劣化し潤滑剤として機能しなくなった場合、ボールネジ部固着等により支持機能に影響が想定される。

しかしながら、熱によるグリスの劣化は、グリスの油分減少に伴い発生するものであるが、蒸発試験を実施した結果を用いて、60年間の油分減少量を外挿により推定した値は、安全側に設定した許容値に対して十分低いことを確認した。また、放射線によるグリスの劣化については、耐放射線試験を実施し、長期の運転を考慮しても特に問題ないことを確認している。

したがって、今後も機能の維持は可能であることから、高経年化対策上着目す

べき経年劣化事象ではない。

なお、巡視点検等で目視により動作状況に異常のないことを確認し、機器の健全性を確認している。

(6) 基礎ボルトの腐食（全面腐食）及び樹脂の劣化 [共通]

基礎ボルトは炭素鋼であり、腐食が想定される。また、ケミカルアンカには樹脂を使用しており、劣化が想定される。

基礎ボルトの健全性評価については各機器で共通であることから、機械設備の技術評価書のうち「基礎ボルト」にて評価を実施するものとし、本評価書には含めていない。

前述の2)に該当する事象のうち、日常劣化管理事象を除く事象（日常劣化管理事象ではない事象）を以下に示す。

(7) 埋込金物のコンクリート埋設部の腐食（全面腐食） [共通]

埋込金物は炭素鋼であり、腐食が想定される。

しかしながら、コンクリート埋設部ではコンクリートの大気接触部表面から中性化の進行により腐食環境となるが、コンクリートが中性化に至り、埋込金物に有意な腐食が発生するまで長期間を要することから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

オイルスナバのオイル及びオイルシールは、分解点検時に取り替えている消耗品であり、長期使用はせず取替を前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

表2.2-1 玄海3号炉 配管サポート アンカーに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位		消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
					減 肉		割 れ		材質変化			その他
					摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
配管支持	ラ グ			炭 素 鋼		△	○				*1：大気接触部 *2：コンクリート埋設部 *3：樹脂の劣化	
	パ ッ ド			ステンレス鋼								
	プレート			炭 素 鋼		△						
	鋼 材			炭 素 鋼		△						
	ベースプレート			炭 素 鋼		△						
	埋込金物			炭 素 鋼		△ ^{*1} ▲ ^{*2}						
	基礎ボルト	ケミカルアンカ		炭 素 鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂		△				△ ^{*3}		

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-2 玄海3号炉 配管サポート Uバンドに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位		消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
					減 肉		割 れ		材質変化			その他
					摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
配管支持	ボルト、ナット			炭素鋼		△					*1：大気接触部 *2：コンクリート埋設部	
	Uバンド本体			ステンレス鋼 炭素鋼		△						
	鋼 材			炭素鋼		△						
	ベースプレート			炭素鋼		△						
	埋込金物			炭素鋼		△ ^{*1} ▲ ^{*2}						
	基礎ボルト	メカニカルソケット		炭素鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-3 玄海3号炉 配管サポート Uボルトに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
配管支持	ナ ッ ト		ステンレス鋼 炭 素 鋼		△					*1：大気接触部 *2：コンクリート埋設部 *3：樹脂の劣化	
	Uボルト本体		ステンレス鋼 炭 素 鋼	△	△						
	鋼 材		炭 素 鋼		△						
	ベースプレート		炭 素 鋼		△						
	埋込金物		炭 素 鋼		△ ^{*1} ▲ ^{*2}						
	基礎ボルト	メカニカルアンカ		炭 素 鋼		△					
ケミカルアンカ			炭 素 鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂		△			△ ^{*3}			

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-4 玄海3号炉 配管サポート スライドサポートに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
配管支持	プレート		炭素鋼		△					*1:フッ素樹脂のはく離 *2:大気接触部 *3:コンクリート埋設部 *4:樹脂の劣化	
	ラ グ		炭素鋼		△	○					
	ボルト、ナット		炭素鋼		△						
	クランプ		炭素鋼		△						
	スライドプレート		ステンレス鋼 +フッ素樹脂 炭素鋼 +フッ素樹脂	△	△				△*1		
	鋼 材		炭素鋼		△						
	ベースプレート		炭素鋼		△						
	埋込金物		炭素鋼		△*2 ▲*3						
	基礎ボルト	スタットボルト		炭素鋼		△					
ケミカルアンカ			炭素鋼 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂		△			△*4			

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-5 玄海3号炉 配管サポート レストレイントに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
配管支持	ブラケット		炭素鋼	△	△	○				*1：大気接触部 *2：コンクリート埋設部 *3：樹脂の劣化	
	ピ ン		炭素鋼	△	△						
	スヘリカルアイボルト		炭素鋼	△	△						
	アジャストナット		炭素鋼		△						
	パイ プ		炭素鋼		△						
	パイプクランプ		炭素鋼	△	△						
	ボルト、ナット		炭素鋼		△						
	ベースプレート		炭素鋼		△						
	埋込金物		炭素鋼		△ ^{*1} ▲ ^{*2}						
	基礎ボルト	メカニカルアンカ		炭素鋼		△					
ケミカルアンカ			炭素鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂		△			△ ^{*3}			

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-6 玄海3号炉 配管サポート スプリングハンガに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
配管支持	イーヤ		炭素鋼	△	△					*1：変形 (応力緩和) *2：大気接触部 *3：コンクリート埋設部 *4：樹脂の劣化	
	上部カバー		炭素鋼		△						
	ピストンプレート		炭素鋼		△						
	ハンガロッド		炭素鋼		△						
	スプリングケース		炭素鋼		△						
	下部カバー		炭素鋼		△						
	ターンバックル		炭素鋼		△						
	クレビスブラケット		炭素鋼	△	△						
	ピン		炭素鋼	△	△						
	アイボルト		炭素鋼	△	△						
	パイプクランプ		炭素鋼	△	△						
	ボルト、ナット		炭素鋼		△						
	ばね		ばね鋼 ばね用オイルテンパー線		△				△*1		
	ベースプレート		炭素鋼		△						
	埋込金物		炭素鋼		△*2 ▲*3						
基礎ボルト	メカアムカ		炭素鋼		△						
	ケミカルアムカ		炭素鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂		△			△*4			

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-7(1/2) 玄海3号炉 配管サポート オイルスナバに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
配管支持	シリンダチューブ		炭素鋼		△						
	ピストンロッド		炭素鋼		△						
	シリンダカバー		炭素鋼		△						
	ロッドカバー		炭素鋼		△						
	タイロッド		炭素鋼		△						
	イーヤ		炭素鋼	△	△						
	六角ボルト		低合金鋼		△						
	パイプクランプ		炭素鋼	△	△						
	ボルト、ナット		炭素鋼		△						
	スヘリカルアイボルト		炭素鋼	△	△						
	ターンバックル		炭素鋼		△						
	オイルリザーバ		ステンレス鋼								
ピン		炭素鋼	△	△							

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

表2.2-7(2/2) 玄海3号炉 配管サポート オイルスナバに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
配管支持	コネクティングパイプ		炭素鋼		△					*1：大気接触部 *2：コンクリート埋設部	
	アダプタ		炭素鋼		△						
	ブラケット		炭素鋼	△	△						
	ベースプレート		炭素鋼		△						
	オイル	◎	—								
	オイルシール	◎	—								
	埋込金物		炭素鋼		△ ^{*1} ▲ ^{*2}						
	基礎ボルト	スタッドボルト		炭素鋼		△					
メカニカルアンカ			炭素鋼		△						

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

表2.2-8 玄海3号炉 配管サポート メカニカルスナバに想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐蝕割れ	熱時効	劣 化		
配管支持	ケ ー ス		炭 素 鋼		△					*1：大気接触部 *2：コンクリート埋設部 *3：樹脂の劣化	
	六角ボルト		低合金鋼		△						
	イ ー ヤ		炭 素 鋼	△	△						
	ユニバーサルブラケット		炭 素 鋼	△	△						
	ユニバーサルボックス		炭 素 鋼	△	△						
	ピ ン		炭 素 鋼	△	△						
	パイプクランプ		炭 素 鋼	△	△						
	ボルト、ナット		炭 素 鋼		△						
	ジャンクションコラムアダプター		炭 素 鋼		△						
	プレート		炭 素 鋼		△						
	コネクティングチューブ		炭 素 鋼		△						
	ブラケット		炭 素 鋼	△	△						
	ボールネジ、ボールナット		低合金鋼	△							
	グ リ ス		シリコン系オイル					△			
	ベースプレート		炭 素 鋼		△						
	埋込金物		炭 素 鋼		△ ^{*1} ▲ ^{*2}						
基礎ボルト	スタットボルト		炭 素 鋼		△						
	メカニカルアンカ		炭 素 鋼		△						
	ケミカルアンカ		炭 素 鋼 不飽和ポリエステル樹脂 ビニルエステル樹脂 ビニルウレタン樹脂		△			△ ^{*3}			

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象）

▲：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象（日常劣化管理事象以外）

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.1 ラグとプレートの溶接部等のサポート取付部の疲労割れ

[アンカー、スライドサポート、レストレイント]

a. 事象の説明

プラントの起動・停止時等に伴う配管内部流体の温度過渡により配管は熱変位する。配管熱変位を拘束するサポートは、配管熱変位の拘束に伴う繰返し荷重を受け、溶接部等において疲労が蓄積する可能性がある。

b. 技術評価

① 健全性評価

ラグとプレートの溶接部等のサポート取付部の健全性評価にあたっては、以下に示す要領により応力算出並びに評価を行った。

配管が受ける温度過渡回数が多く、大口径配管であるため大きな熱変位拘束荷重等が発生する余熱除去系統配管を代表とし、その中から、配管の全方向の変位及びモーメントを拘束するため、発生する応力が他の型式のサポートに比べて大きいと考えられるアンカーサポートについて応力評価を行った。

評価部位は、応力評価上最も厳しいと考えられる配管とパッドの溶接部、パッドとラグの溶接部及びラグとプレートの溶接部とした。

評価対象部位を図2.3-1に示す。

配管とパッド、パッドとラグ及びラグとプレートの溶接部に発生する応力については、配管系の3次元梁モデルを作成し、荷重を算出した上で、「(社)日本機械学会 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)」等に基づき評価を実施した。

評価結果を表2.3-1に示すが、許容値を満足する結果が得られている。

なお、スライドサポート及びレストレイントについては、一部拘束機能があるものの、主要な配管熱変位を拘束しない構造となっており、疲労割れが発生する可能性はないと考える。

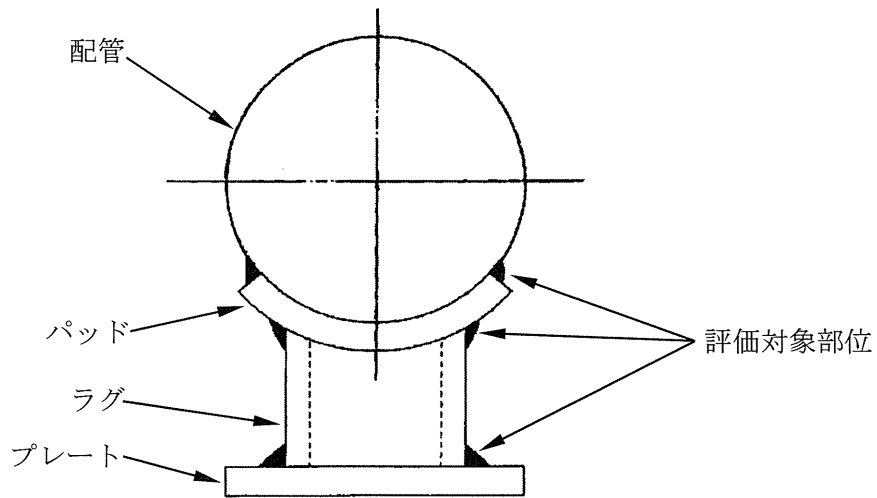


図2.3-1 玄海3号炉 配管サポート 応力評価対象配管サポートの構造（アンカー）
及び評価対象部位

表2.3-1 玄海3号炉 余熱除去系統配管 配管サポートの応力評価結果

評価部位	応力比 (発生応力/許容応力)
配管とパッドの溶接部	0.29
パッドとラグの溶接部	0.10
ラグとプレートの溶接部	0.09

② 現状保全

サポート取付部の疲労割れに対しては、クラス1、クラス2の配管サポートについては定期的に溶接部の浸透探傷検査又は目視確認にて有意な割れがないことを確認している。また、それ以外の配管のサポートは、巡視点検等で目視により支持状態に異常のないことを確認し、機器の健全性を維持している。

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して、サポート取付部の疲労割れの可能性はないと考える。

疲労割れは、目視確認又は浸透探傷検査により検知可能であり、また、疲労割れが発生するとすれば溶接部であると判断されることから、点検手法として適切である。

c. 高経年化への対応

ラグとプレートの溶接部等のサポート取付部の疲労割れについては、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべきものはないと判断する。