美浜発電所３号機

高経年化技術評価等報告書（別冊）

（１／３）

美浜発電所３号機

高経年化技術評価等報告書（別冊）

（１／３）

１．ポンプの技術評価報告書

２．熱交換器の技術評価報告書

３．ポンプモータの技術評価報告書

４．容器の技術評価報告書

５．配管の技術評価報告書

６．弁の技術評価報告書

美浜発電所３号機

高経年化技術評価等報告書（別冊）

（２／３）

７．炉内構造物の技術評価報告書

８．ケーブルの技術評価報告書

９．電気設備の技術評価報告書

１０．タービン設備の技術評価報告書

１１．コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価報告書

１２．計測制御設備の技術評価報告書

１３．空調設備の技術評価報告書

１４．機械設備の技術評価報告書

美浜発電所３号機

高経年化技術評価等報告書（別冊）

（３／３）

１５．電源設備の技術評価報告書

１６．その他設備の技術評価報告書

１７．耐震安全性評価報告書

美浜発電所3号機

容器の技術評価報告書

関西電力株式会社

本書の全部または一部の複写・複製・転訳載および磁気または光記録媒体への入力等を禁じます。これらの許諾については、関西電力株式会社　原子力事業本部までご照会ください。

本技術評価報告書は美浜３号機で使用されている主要な容器の高経年化に係わる技術評価についてまとめたものである。

美浜３号機で使用されている容器のうち安全上重要な容器（安全重要度分類審査指針におけるＰＳ－１，２及びＭＳ－１，２に該当する機器）に運転継続上特に重要な容器を加えると３０種類，総数で４５台あり，これらの一覧を表１に，機能を表２に示す。これを型式，内部流体，材料等でグループ化すると１５個のグループに分類されるが，同一グループ内の複数の機器の存在を考慮して，重要度，使用温度等の観点から代表機器１５機器を選定した。

本報告書においては，これら代表機器１５機器についての技術評価を行うとともに，代表機器以外の機器について技術評価を展開している。

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。

本報告書では容器の型式等を基に，以下の７つに分類しており，各容器の技術評価結果を表３に示す。

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　プール型容器

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報告書」にて，また，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報告書」にて評価を実施するものとし，本報告書には含んでいない。

また，原子炉格納容器機械ペネトレーションに付属する原子炉格納容器バウンダリ内の貫通配管については，本報告書の範囲内とするが，「配管の技術評価報告書」で評価対象としたものは本報告書には含んでいない。

表1　美浜3号機　主要な容器（1／2）

分離基準			容器名称（台数）	仕様	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				使用圧力 (MPa) [gauge]	最高使用圧力 (MPa) [gauge]	使用温度 (℃)	最高使用温度 (℃)		
屋内・ たて置円筒形	1次冷却材	低合金鋼 （内面ｽﾃﾝﾚｽ鋼内張り）	原子炉容器（1）	容量：約130m³	PS－1	約15.4	約17.2	約323	約343	◎	
			加圧器（1）	容量：約40m³	PS－1	約15.4	約17.2	約345	約360	◎	
屋内・ たて置円筒形	大気	炭素鋼	原子炉格納容器（1）	容量：約65000m³	MS－1	約0.012以下	約0.26	約 49	約122	◎	
屋内・ たて置円筒形	1次冷却材	炭素鋼 （内面ｽﾃﾝﾚｽ鋼内張り）	アキュムレータ（3）	容量：約41m³	MS－1	約4.6	約4.9	約 49	約150	◎	使用温度
			ほう酸注入タンク（1）	容量：約3.4m³	MS－1	約0.5	約18.8	約 75	約150		
		ステンレス鋼	体積制御タンク（1）	容量：約8.5m³	PS－2	約0.11	約0.49	約 46	約 95	◎	使用圧力
			ほう酸タンク（2）	容量：約30.3m³	MS－1	大気圧	大気圧	約 75	約 95		
	希ガス	炭素鋼	ガス減衰タンク（4）	容量：約17m³	PS－2	約0.76	約0.98	約 40	約 65	◎	使用圧力
			水素再結合ガス減衰タンク（4）	容量：約13m³	PS－2	約0.69	約0.98	約 40	約 95		
	苛性ｿｰﾀﾞ溶液	ステンレス鋼	よう素除去薬品タンク（1）	容量：約15m³	MS－1	約0.03	約0.07	約 40	約 65	◎	
屋内・ 横置円筒形	ヒドラジン水	炭素鋼	1次系冷却水タンク（1）	容量：約8m³	MS－1	約0.005	約0.34	約 40	約 95	◎	
屋内・ 横置円筒形	給水	炭素鋼	湿分分離加熱器ドレンタンク（2）	容量：約4m³	運*2	約5.6	約7.5	約273	約291	◎	使用圧力
			湿分分離器ドレンタンク（1）	容量：約8m³	運*2	約0.93	約1.3	約181	約195		
屋内・ たて置円筒形			低圧ドレンタンク（3）	容量：約6m³	運*2	約-0.06	約-0.1	約 72	約 85		

*1：機能は最上位の機能を示す
*2：運転継続上特に重要な機器

表１　美浜３号機　主要な容器（２／２）

分類基準			容器名称（台数）	仕様	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				使用圧力 (MPa) [gauge]	最高使用圧力 (MPa) [gauge]	使用温度 (℃)	最高使用温度 (℃)		
屋内・ 横置円筒形	油	炭素鋼	主油タンク（1）	容量：約57m³	運*2	約-0.001	約-0.1	約60	約80	◎	
屋外・ たて置円筒形	１次冷却材	ステンレス鋼	燃料取替用水タンク（1）	容量：約1720m³	MS－1	大気圧	大気圧	約30	約95	◎	
	補助給水	炭素鋼	復水タンク（1）	容量：約700m³	MS－1	大気圧	大気圧	約30	約80	◎	重要度
屋外・ 横置円筒形	亜硝酸水		２次系冷却水タンク（1）	容量：約70m³	運*2	大気圧	大気圧	約30	約45		
屋内・ たて置円筒形	１次冷却材	ステンレス鋼	ほう酸フィルタ（1）	流量：34.1m³/Hr	MS－1	約 0.7	約 0.98	約75	約95	◎	使用温度
			冷却材フィルタ（1）	流量：34.1m³/Hr	PS－2	約 0.6	約 1.4	約46	約95		
			封水注入フィルタ（2）	流量：18.2m³/Hr	PS－2	約16.4	約18.8	約46	約95		
			封水フィルタ（1）	流量：34.1m³/Hr	PS－2	約 0.3	約 0.98	約59	約95		
			燃料ピットフィルタ（1）	流量：34.1m³/Hr	MS－2	約 0.3	約 0.98	約40	約95		
			脱ほう素塔（2）	容量：1.22m³	PS－2	約 0.6	約 1.4	約46	約65	◎	容量
			冷却材カチオン塔（1）	容量：0.57m³	PS－2	約 0.6	約 1.4	約46	約65		
			冷却材脱塩塔（2）	容量：0.85m³	PS－2	約 0.6	約 1.4	約46	約65		
屋内・ コンクリート製 埋込みプール型	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（1）	容量：約1334m³	PS－2	大気圧	大気圧	約40	約65	◎	容量
			原子炉キャビティ（1）	容量：約1150m³	PS－2	大気圧	大気圧	約40	約65		
			燃料取替用キャナル（1）	容量：約219m³	PS－2	大気圧	大気圧	約40	約65		
			キャスクピット（1）	容量：約184m³	PS－2	大気圧	大気圧	約40	約65		

代表機器：１５機器

*1：機能は最上位の機能を示す
*2：運転継続上特に重要な機器

表２（１／２）　美浜３号機　主要な容器の機能

容　　器	機　　能
原子炉容器	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	原子炉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	１次冷却材喪失事故時などに圧力障壁となり，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。
アキュムレータ	窒素ガスで加圧されたほう酸水を保有し，１次冷却系圧力がアキュムレータ圧力より低くなるとほう酸水を１次冷却系低温側に注入するタンクである。
ほう酸注入タンク	事故時に１次冷却材低温側配管に注入するためのほう酸水を貯蔵するタンクである。
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，冷却材中の飽和濃度の水素（25～35cc/kg）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を貯蔵するタンクである。
ガス減衰タンク	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。
水素再結合ガス減衰タンク	気体廃棄物処理系内に蓄積する核分裂生成ガスを長期間貯蔵するタンクである。
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，スプレ水に混入させる薬品を貯蔵するタンクである。
１次系冷却水タンク	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。
湿分分離加熱器ドレンタンク	湿分分離加熱器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。
湿分分離器ドレンタンク	湿分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。
低圧ドレンタンク	低圧給水加熱器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。
主油タンク	タービン軸受へ潤滑油を，保安装置等へ作動油を補給し，また戻り油を回収するタンクである。
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キャナルにほう酸水を供給する。また，１次冷却材喪失事故時に充てん/高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ，格納容器スプレポンプにほう酸水を供給するタンクである。
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水を受入れるタンクである。

表２（２／２）　美浜３号機　主要な容器の機能

容　　器	機　　能
２次系冷却水タンク	２次系冷却水系統の圧力確保と補給を行うためのサージタンクである。
ほう酸フィルタ	ほう酸注入タンク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。
冷却材フィルタ	抽出水中の浮遊物及び破砕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。
封水フィルタ	封水中から浮遊物を取り除くためのフィルタである。
燃料ピットフィルタ	燃料ピット水中の浮遊物及び破砕樹脂を除去するためのフィルタである。
脱ほう素塔	１次冷却材中からほう素を除去するための脱塩塔である。
冷却材カチオン塔	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。
冷却材脱塩塔	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。
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型容器である。
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型容器である。
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型容器である。
キャスクピット	十分に冷却された使用済燃料を再処理工場等へ搬出する際に，使用済燃料輸送容器（キャスク）に収納するためのプール型容器である。

表３－１（１／２）　美浜３号機　原子炉容器評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴　部 （炉心領域部）	中性子照射脆化	中性子照射脆化による材料の関連温度の上昇及び上部棚吸収エネルギーの低下について，最新の破壊力学的手法に基づき評価した結果，運転開始後６０年時点の中性子照射を考慮し，初期き裂を想定しても，脆性破壊は起こらないこと，上部棚吸収エネルギー予測値はJEAC4206で要求している６８Ｊ以上を満足していることを確認した。	定期的に炉心領域溶接部について超音波探傷検査を実施し，有意な欠陥のないことを確認している。 また，中性子照射による機械的性質の変化については，「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」及びJEAC4201に基づいて，計画的に監視試験を実施し，将来の破壊靭性の変化を先行把握している。美浜３号機は，当初監視試験カプセルを８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，原子炉容器の健全性を評価している。また，残りのカプセルについても監視試験を計画的に行い，JEAC4201を踏まえつつ適切な活用，評価を実施していく。 また，監視試験結果から，JEAC4206等に基づき，運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見において，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。関連温度上昇に対し，予測精度向上の観点から新しい脆化予測式の開発を進めている。更に，監視試験片データ拡充による信頼性向上等を図るため，使用済監視試験片の再生利用は有効であり，現在再生技術に関する実証試験が進められている。 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，また有意な欠陥の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。	胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては，現状保全項目に加えて，高経年化対策の観点から，関連温度上昇については脆化予測式の精度向上の観点から，また，使用済試験片の再生技術確立については，現時点で試験片の数量に不足はないものの，データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から，国や民間の技術開発，規格基準化に積極的に参画し，最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに，従来の予測と大幅に異なる場合は再生試験片の装荷なども含めて，実機への適用を検討していく。
冷却材出入口管台等	疲労割れ	疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られている。	定期的に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，漏えい試験により耐圧部の健全性を確認している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見において，疲労割れが問題となる可能性はないと考える。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後実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検知可能であり，点検手法として適切である。	冷却材出入口管台等の疲労割れについては，現状保全項目に加えて，高経年化対策の観点から，今後実過渡回数に基づく評価を定期的に実施していく。

表３－１（２／２）　美浜３号機　原子炉容器評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
インコネル６００合金使用部位	応力腐食割れ	炉内計装筒等のインコネル６００合金使用部位については，ＰＷＲ１次系水質環境下で応力腐食割れ感受性を有しており炉内計装筒母材部及び炉内計装筒Ｊ－溶接部は，応力腐食割れによる損傷が発生した大飯発電所３号機の蓋用管台と同様の構造であり，温度は低く，発生までの時間は蓋用管台に比べて長いものの，応力腐食割れ発生領域に至る応力が発生している可能性がある。また，炉内計装筒Ｊ－溶接部の表面については，溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合，応力腐食割れ発生領域に至る高い応力が残存している可能性がある。したがって，応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。 しかしながら，炉内計装筒母材部については第２１回定期検査時（２００４年度～）にウォータージェットピーニング（応力緩和）を施工した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。 なお，第２１回定期検査時（２００４年度～）におけるウォータージェットピーニング（応力緩和）施工前の確認として炉内計装筒の渦流探傷検査を実施した結果，異常のないことを確認した。	保安院指示文書(平成17･06･10原院第７号NISA-163a-05-2)に指示されている手法・頻度（超音波探傷検査及びベアメタル検査・供用期間中検査時）で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，定期的に漏えい試験を実施し，耐圧部の健全性を確認している。	健全性評価結果から判断して，炉内計装筒については応力腐食割れ発生領域に至る応力が発生している可能性があり，運転の長期化に伴い応力腐食割れ発生の可能性は否定できないことから，予防保全的措置としてウォータージェットピーニング（応力緩和）を第２１回定期検査時（２００４年度～）に実施するとともに，施工前の確認として渦流探傷検査を実施した。その結果，異常は認められず，ウォータージェットピーニング（応力緩和）も実施したことから，応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。 炉内計装筒Ｊ－溶接部については，溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合には，応力腐食割れ発生領域に至る高い応力が残存している可能性があり，応力腐食割れ発生の可能性は否定できないことから，今後保全を検討していく。 冷却材出口管台等の部位については，短期間における応力腐食割れ発生の可能性はないと考えられるものの，定期的な超音波探傷検査等を実施していく。 また、応力腐食割れにより発生するき裂は，超音波探傷検査及びベアメタル検査等により検知可能であり，検査手法として適切である。	インコネル６００合金使用部位の応力腐食割れについては，保安院指示文書（平成 17･06･10　原院第７号 NISA-163a-05-2）に基づく継続的な検査の実施により健全性を確認していくとともに，国プロジェクト「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究」や民間の技術開発より得られた知見を踏まえ，き裂発生及び進展評価の予測手法の確立を図るとともに，炉内計装筒Ｊ－溶接部はウォータージェットピーニングにより応力改善を行う予防保全技術を実機適用する。

表３－２（１／３）　美浜３号機　加圧器（本体）評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
スプレイライン用管台等	疲労割れ	疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られている。	定期的に溶接部の超音波探傷検査により，有意な欠陥がないことを確認している。また，漏えい試験を実施し，耐圧部の健全性を確認している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見において，疲労割れ発生の可能性はないと考える。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後実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で検知可能であり，点検手法として適切である。	スプレイライン用管台等の疲労割れについては，現状保全項目に加えて，高経年化対策の観点から，今後実過渡回数に基づく評価を定期的に実施していく。
計測用管台	応力腐食割れ	海外の損傷事例については，内面より発生した貫粒型応力腐食割れと判断されたが，現時点の知見において，ＰＷＲ１次系水質環境で十分な水質管理がなされていれば，応力腐食割れの発生の可能性はないと考える。	定期的に漏えい試験を実施し，健全性を確認している。	健全性評価結果から判断して，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と考える。 応力腐食割れは，漏えい試験にて検知可能であり，点検手法として適切である。	計測用管台の応力腐食割れに対しては，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。
サージ用管台	応力腐食割れ	サージ用管台のインコネル６００合金使用部位については，ＰＷＲ１次系水質環境下で応力腐食割れ感受性を有しているが，応力・温度条件をもとに評価を行った結果，運転中応力が比較的低いことから，応力腐食割れが発生する可能性は低いと考えるが，長期的には発生の可能性は否定できない。	定期的に超音波探傷検査，浸透探傷検査及びベアメタル検査を実施し，有意な欠陥のないことを確認している。 また，漏えい試験を実施し，耐圧部の健全性を確認している。	健全性評価結果から判断して，サージ用管台溶接継手については，短期間における応力腐食割れ発生の可能性はないと考えられるものの，長期的には発生の可能性は否定できないことから，定期的な超音波探傷検査，浸透探傷検査及びベアメタル検査を実施していく。 なお，応力腐食割れにより発生するき裂は，超音波探傷検査，浸透探傷検査及びベアメタル検査により検知可能であり，検査手法として適切である。	サージ用管台溶接継手のインコネル６００合金の応力腐食割れについては，保安院指示文書（平成17･6･10原院第７号 NISA-163a-05-2）に指示されている手法・頻度を実施していく。

表３－２（２／３）　美浜３号機　加圧器ヒータ後備用　評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ヒータエレメント チューブ ピン	導通不良	実機相当品を用いたＯＮ－ＯＦＦ寿命試験の結果，実機使用条件において，現状の運転方法で６０年間の運転を想定したヒータＯＮ－ＯＦＦ回数では導通不良に至らないことを確認していることから，現時点の知見において，疲労割れにより導通不良に至る可能性はないと考える。	定期的にヒータの抵抗測定を実施し，導通不良に至っていないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見においては，疲労割れにより導通不良に至る可能性はないと考える。 また，疲労割れによる導通不良は，ヒータの抵抗測定で検知可能であり，点検手法として適切である。	ヒータエレメント，チューブ及びピンの導通不良については，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。

表３－２（３／３）　美浜３号機　加圧器ヒータ制御用　評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ヒータエレメント チューブ ピン	導通不良	実機相当品を用いたＯＮ－ＯＦＦ寿命試験の結果，実機使用条件において，現状の運転方法で６０年間の運転を想定したヒータＯＮ－ＯＦＦ回数では導通不良に至らないことを確認していることから，現時点の知見において，疲労割れにより導通不良に至る可能性はないと考える。	定期的にヒータの抵抗測定を実施し，導通不良に至っていないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見においては，疲労割れにより導通不良に至る可能性はないと考える。 また，疲労割れによる導通不良は，ヒータの抵抗測定で検知可能であり，点検手法として適切である。	ヒータエレメント，チューブ及びピンの導通不良については，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。

表3－3（1／10）　美浜3号機　原子炉格納容器（本体）評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
鋼　板	腐　食	トップドーム部及び円筒部については，屋外大気に曝されておらず，現状の塗膜管理を行っていれば腐食は問題とならないと考える。 コンクリート埋設部は，コンクリートのアルカリ雰囲気にあり，かつコンクリートの中性化速度は十分遅いことを確認している。また，コンクリート埋設部には，電気防食設備を備えており，腐食の進行を防止している。	定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認するとともに，同試験の前に原子炉格納容器の構造上の健全性及び気密性に影響を与える恐れのある劣化が起こっていないことを目視検査で確認している。	健全性評価結果から判断して，原子炉格納容器の鋼板については，塗膜が健全である限り腐食は発生せず，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，塗膜に異常が生じた場合においても，急激に腐食が発生，進展する可能性は小さいと考える。したがって，今後も定期的に目視検査および板厚測定を実施していく。 なお，塗膜の異常は目視検査等にて，有意な腐食のないことは板厚測定にて検知可能であり，点検手法として適切である。	原子炉格納容器鋼板の腐食については，定期的に鋼板の目視検査を行うとともに板厚測定を実施していく。

表３－３（２／１０）　美浜３号機　原子炉格納容器　機械ペネトレーション・固定式配管貫通部評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
スリーブ	腐　食 （全面腐食）	スリーブは，屋内大気雰囲気の部位であり，表面に塗装を施していることから，原子炉格納容器本体鋼板のトップドーム部及び円筒部と同様に，腐食の発生する可能性は小さいと考える。	定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を，また目視検査により塗膜に異常のないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，塗膜の管理を行っていけば，スリーブの腐食減肉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。 有意な腐食のないことは，目視検査で検知可能であり，点検手法として適切である。	スリーブの腐食については，定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認するとともに，原子炉格納容器漏えい率試験時等に塗膜の目視検査を実施していく。
端　板	疲労割れ	熱過渡による疲労評価上厳しいと考えられる抽出ライン貫通部を対象とした疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られている。 なお，抽出ライン以外の固定式配管貫通部端板についても，ほぼ同等またはそれ以下の評価になると考える。	定期的に原子炉格納容器漏えい率試験（Ａ種試験）にて原子炉格納容器に著しい漏えいが生じていないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見において，端板の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，実過渡回数に依存するため，今後実過渡回数を把握し評価する必要がある。 端板の疲労割れは，原子炉格納容器漏えい率試験（Ａ種試験）で検知可能であり，点検手法として適切である。	端板の疲労割れに対しては，現状保全項目に加えて，高経年化対策の観点から，今後実過渡回数に基づく評価を定期的に実施していく。
貫通配管 （消火水ライン， 雑用空気ライン）	内面からの腐食 （全面腐食）	文献データより評価すると，運転開始後６０年時点の推定腐食量は設計上の腐れ代に対して十分小さいことから，現時点の知見においては，急激な腐食の進行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。	定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見においては，貫通配管の内面からの腐食については，急激な腐食の進行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。 内面からの腐食については，定期的に原子炉格納容器漏えい率試験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。	貫通配管の内面からの腐食については，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。

表３－３（３／１０）　美浜３号機　原子炉格納容器　機械ペネトレーション・固定式配管貫通部評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
貫通配管 （蒸気発生器ブローダウンライン，冷却材ドレンポンプ出口ライン，冷却水ドレンタンクガス分析ライン，原子炉格納容器内ウォッシュダウンライン）	内面からの腐食 （ｴﾛｰｼﾞｮﾝ・ｺﾛｰｼﾞｮﾝ及びｴﾛｰｼﾞｮﾝ）	蒸気発生器ブローダウンラインの貫通配管は，炭素鋼製であり，蒸気が衝突する部位や，流れの乱れが起きる箇所では，エロージョン・コロージョンにより減肉が発生する可能性がある。また，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発生する可能性がある。 冷却材ドレンポンプ出口ライン，冷却水ドレンタンクガス分析ライン，原子炉格納容器内ウォッシュダウンライン貫通部の貫通配管は，ステンレス鋼製であり，エロージョンにより減肉が発生する可能性があるが，当該貫通部は高減圧部に該当する箇所ではないため，発生の可能性はないと考えられる。 蒸気発生器ブローダウンラインの貫通配管（固定式配管貫通部　＃２３０，＃２３３，＃２７９）のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては，下流近傍の測定結果は前回測定結果（第１７回定期検査）と同じかやや下回る程度であり，急激な腐食の進行により，機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。	炭素鋼配管貫通部の腐食（エロージョン・コロージョン及びエロージョン）及びステンレス鋼配管貫通部の腐食（エロージョン）に対しては，第２１回定期検査時（２００４年度～）に，現時点の知見において減肉が発生する可能性がある箇所，他プラントを含めた減肉事象の水平展開及び知見拡充の観点から選定した全ての検査対象箇所に対し，超音波を用いた肉厚計測による調査を実施し，検査結果を反映して管理指針の改訂を行った。また，点検箇所の抜けなどの人的過誤防止対策として，配管材質，肉厚等の設計諸元並びに減肉の測定結果，減肉率等の管理を行なう「原子力検査データ処理システム（NIPS）」の改善を図っている。	蒸気発生器ブローダウンライン貫通部の貫通配管の腐食（エロージョン・コロージョン及びエロージョン）については，管理指針により，超音波による肉厚計測結果に基づく保全を実施していくことで，機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。冷却材ドレンポンプ出口ライン貫通部等のステンレス鋼製の貫通配管の腐食（エロージョン）については，高減圧部がなく，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，点検箇所の抜けなどの人的過誤防止対策として、配管材質，肉厚等の設計諸元並びに減肉の測定結果，減肉率等の管理を行なうNIPSの改善を図っていくことは有効である。 さらに，日本機械学会の検討結果を，必要に応じて管理指針等，今後の保全に反映していくことは有効である。 なお，エロージョン・コロージョン及びエロージョンによる減肉は，超音波を用いた肉厚計測により検知可能であり，点検手法として適切である。	炭素鋼配管貫通部の腐食（エロージョン・コロージョン及びエロージョン）については，管理指針により，配管の肉厚計測結果を用いた余寿命管理に基づく検査，取替を継続して行く。 ステンレス鋼配管貫通部の腐食（エロージョン）については，必要に応じて管理指針により，配管の肉厚計測結果を用いた余寿命管理に基づく検査，取替を継続して行く。 なお，今後も知見拡充の観点から肉厚計測を行い，データの蓄積を図っていく。 人的過誤防止としては，原子力検査データ処理システム（NIPS）の改善を継続的に図り適用していく。 さらに，日本機械学会の検討結果やプラントの検査結果による知見を踏まえた管理指針の改訂を継続的に行っていく。

表３－３（４／１０）　美浜３号機　原子炉格納容器　機械ペネトレーション・伸縮式配管貫通部評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
スリーブ 端　板	腐　食 （全面腐食）	スリーブ等耐圧構成品は，屋内大気雰囲気の部位であり，表面に塗装を施していることから，原子炉格納容器本体鋼板のトップドーム部及び円筒部と同様に，腐食の発生する可能性は小さいと考える。	定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を，また目視検査により塗膜に異常のないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，塗膜の管理を行っていけば，スリーブ等耐圧構成品の腐食減肉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。 有意な腐食のないことは，目視検査で検知可能であり，点検手法として適切である。	スリーブ等耐圧構成品の腐食については，定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認するとともに，原子炉格納容器漏えい率試験時等に塗膜の目視検査を実施していく。
伸縮継手 （主蒸気ライン， 主給水ライン）	疲労割れ	疲労評価の結果，疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られている。	定期的に原子炉格納容器漏えい率試験にて有意な漏えいのないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見において，伸縮継手の疲労割れ発生の可能性はないと考える。ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後実過渡回数を把握し評価する必要がある。 また，伸縮継手の疲労割れは，原子炉格納容器漏えい率試験にて検知可能であり，点検方法として適切である。	伸縮継手の疲労割れについては，現状保全項目に加えて，高経年化対策の観点から，今後実過渡回数に基づく評価を定期的に実施していく。

表３－３（５／１０）　美浜３号機　原子炉格納容器　機械ペネトレーション・機器搬入口評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
蓋 胴	腐　　食 （全面腐食）	胴等耐圧構成品は，屋内大気雰囲気の部位であり，表面に塗装を施していることから，原子炉格納容器本体鋼板のトップドーム部及び円筒部と同様に，腐食の発生する可能性は小さいと考える。	定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を，また目視検査により塗膜に異常のないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，塗膜の管理を行っていけば，胴等耐圧構成品の腐食減肉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。 有意な腐食のないことは，目視検査で検知可能であり，点検手法として適切である。	胴等耐圧構成品の腐食については，定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認するとともに，原子炉格納容器漏えい率試験時等に塗膜の目視検査を実施していく。

表３－３（６／１０）　美浜３号機　原子炉格納容器　機械ペネトレーション・エアロック評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
扉 胴	腐　食 （全面腐食）	胴等耐圧構成品は，屋内大気雰囲気の部位であり，表面に塗装を施していることから，原子炉格納容器本体鋼板のトップドーム部及び円筒部と同様に，腐食の発生する可能性は小さいと考える。	定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を，また目視検査により塗膜に異常のないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，塗膜の管理を行っていけば，胴等耐圧構成品の腐食減肉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。 有意な腐食のないことは，目視検査で検知可能であり，点検手法として適切である。	胴等耐圧構成品の腐食については，定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認するとともに，原子炉格納容器漏えい率試験時等に塗膜の目視検査を実施していく。

表３－３（７／１０）　美浜３号機　原子炉格納容器　機械ペネトレーション・燃料移送ライン貫通部評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
スリーブ	腐　　食 （全面腐食）	スリーブは，屋内大気雰囲気の部位であり，表面に塗装を施していることから，原子炉格納容器本体鋼板のトップドーム部及び円筒部と同様に，腐食の発生する可能性は小さいと考える。	定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を，また目視検査により塗膜に異常のないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，塗膜の管理を行っていけば，スリーブの腐食減肉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。 有意な腐食のないことは，目視検査で検知可能であり，点検手法として適切である。	スリーブの腐食については，定期的に原子炉格納容器漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認するとともに，原子炉格納容器漏えい率試験時等に塗膜の目視検査を実施していく。

表３－３（８／１０）　美浜３号機　原子炉格納容器　電気ペネトレーション

ピッグテイル型電気ペネトレーション評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ポッティング材	絶縁低下	ＩＥＥＥ Ｓｔｄ．３２３に準拠して，実機相当品により耐環境性試験を実施した結果，絶縁抵抗の低下はわずかであり，判定基準を満足している。 したがって，現時点の知見において，ポッティング材の絶縁低下については，６０年間の通常運転とその後の設計想定事故後においても，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。	定期的にケーブル及び機器を含めた絶縁抵抗測定または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。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見において，ポッティング材の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，ポッティング材の絶縁低下は，絶縁抵抗測定または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。	ポッティング材の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。

表３－３（９／１０）　美浜３号機　原子炉格納容器　電気ペネトレーション

ブッシング型電気ペネトレーション評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
－	高経年化対策上重要と判断される経年変化事象はない。	－	－	－	－

表３－３（１０／１０）　美浜３号機　原子炉格納容器　電気ペネトレーション

三重同軸型電気ペネトレーション評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
ポッティング材	絶縁低下	ＩＥＥＥ Ｓｔｄ．３２３に準拠して，実機相当品により耐環境性試験を実施した結果，絶縁抵抗の低下はわずかであり，判定基準を満足している。 したがって，現時点の知見において，ポッティング材の絶縁低下については，６０年間の通常運転とその後の設計想定事故後においても，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。	定期的にケーブル及び機器を含めた絶縁抵抗測定または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。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見において，ポッティング材の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，ポッティング材の絶縁低下は，絶縁抵抗測定または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。	ポッティング材の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。

表３－４　美浜３号機　アキュムレータ評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
管　　台	応力腐食割れ	アキュムレータの管台については，３０４系ステンレス鋼を用いているため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発生の可能性が考えられるが，ほう酸注入タンクのように溶接後熱処理を施していないこと，また，温度条件的にも低いことから，現時点の知見においては，管台の内面からの応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。	定期検査毎の漏えい確認により健全性の確認を行っている。	健全性評価結果から判断して，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と考える。 また，有意な応力腐食割れは，漏えい確認による健全性確認で検知可能であり，点検手法として適切である。	管台の内面からの応力腐食割れについては，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。
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－５　美浜３号機　ほう酸注入タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
温度計管台	応力腐食割れ	ほう酸注入タンクは米国H.B.ロビンソン（H.B.Robinson）発電所で損傷が発生したタンクと同様の環境条件であり，かつ，同様に管台を溶接後にタンク本体の熱処理を施していたため，応力腐食割れ発生の可能性があると考えられ，第１４回定期検査時（１９９４年度～１９９５年度）に管台一式の取替を行っている。 取替前の管台についても応力腐食割れは認められておらず，取替時には，管台部の鋭敏化防止のため炭素含有量を抑えた材料を使用していることから，現時点の知見において，ＰＷＲ１次系水質環境下では当該部について今後応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。	定期検査毎の漏えい確認により健全性の確認を行っている。	健全性評価結果から判断して，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と考える。 また，有意な応力腐食割れは，漏えい確認による健全性確認で検知可能であり，点検手法として適切である。	温度計管台の内面からの応力腐食割れについては，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
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－６　美浜３号機　体積制御タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－７　美浜３号機　ほう酸タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴板等	応力腐食割れ	ほう酸タンクは米国H.B.ロビンソン（H.B.Robinson）発電所にて応力腐食割れの事例があるほう酸注入タンクと同じ環境条件であり，３０４系ステンレス鋼を用いているため，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発生の可能性が考えられるが，ほう酸注入タンクのように溶接後熱処理を施していないこと，また温度条件的にも低いことから，現時点の知見においては，応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。	定期検査毎の漏えい確認により健全性の確認を行っている。	健全性評価結果から判断して，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と考える。 また，有意な応力腐食割れは，漏えい確認による健全性確認で検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れについては，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。

表３－８　美浜３号機　ガス減衰タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴板等	内面からの腐食 （全面腐食）	文献データより，運転開始後６０年時点での推定腐食量は，腐れ代に対して小さく，現時点の知見においては，急激な腐食の進行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。	開放点検時の内面全体の目視検査により，有意な腐食のないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見においては，腐食の進行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，有意な腐食のないことは目視検査にて検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の内面からの腐食に対しては，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。
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－９　美浜３号機　水素再結合ガス減衰タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴板等	内面からの腐食 （全面腐食）	文献データより，運転開始後６０年時点での推定腐食量は，腐れ代に対して小さく，現時点の知見においては，急激な腐食の進行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。	定期検査毎の漏えい確認により健全性の確認を行っている。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見においては，腐食の進行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，有意な腐食のないことは，漏えい確認による健全性確認にて検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の内面からの腐食に対しては，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。
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－１０　美浜３号機　よう素除去薬品タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
－	高経年化対策上重要と判断される経年変化事象はない。	－	－	－	－

表３－１１　美浜３号機　１次系冷却水タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
支持脚（スライド脚）	腐　　食 （全面腐食）	炭素鋼が使用されているため，長期使用により腐食し固着する可能性は否定できない。しかしながら，腐食による固着に対する一律で定量的な評価は困難である。	定期的にスライド部の塗膜に異常のないことを目視にて確認している。	健全性評価結果から判断して，長期使用による支持脚（スライド脚）の腐食による固着の発生の可能性は否定できないことから，定期的にスライド部の塗膜に異常のないことを目視にて確認していく必要がある。 支持脚（スライド脚）に有意な腐食のないことは，スライド部の塗膜の確認により検知可能であり，点検手法として適切である。	支持脚（スライド脚）の腐食については，定期的に塗膜の状態を目視にて確認していく。

表３－１２　美浜３号機　湿分分離加熱器ドレンタンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
支持脚（スライド脚）	腐　食 （全面腐食）	炭素鋼が使用されているため，長期使用により腐食し固着する可能性は否定できない。しかしながら，腐食による固着に対する一律で定量的な評価は困難である。	プラント起動時に支持脚（スライド脚）が正常に動作し，タンクが横方向へ移動していることを目視確認している。	健全性評価結果から判断して，長期使用による支持脚（スライド脚）の腐食による固着の発生の可能性は否定できないことから，定期的に支持脚（スライド脚）の動作状況を確認していく必要がある。 支持脚（スライド脚）に有意な腐食のないことは，動作状況の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。	支持脚（スライド脚）の腐食については，プラント起動時に支持脚（スライド脚）の動作状況を確認していく。

表３－１３　美浜３号機　湿分分離器ドレンタンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
支持脚（スライド脚）	腐　食 （全面腐食）	炭素鋼が使用されているため，長期使用により腐食し固着する可能性は否定できない。しかしながら，腐食による固着に対する一律で定量的な評価は困難である。	プラント起動時に支持脚（スライド脚）が正常に動作し，タンクが横方向へ移動していることを目視確認している。	健全性評価結果から判断して，長期使用による支持脚（スライド脚）の腐食による固着の発生の可能性は否定できないことから，定期的に支持脚（スライド脚）の動作状況を確認していく必要がある。 支持脚（スライド脚）に有意な腐食のないことは，動作状況の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。	支持脚（スライド脚）の腐食については，プラント起動時に支持脚（スライド脚）の動作状況を確認していく。

表３－１４　美浜３号機　低圧ドレンタンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－１５　美浜３号機　主油タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
支持脚（スライド脚）	腐　　食 （全面腐食）	炭素鋼が使用されているため，長期使用により腐食し固着する可能性は否定できない。しかしながら，腐食による固着に対する一律で定量的な評価は困難である。	プラント起動時に支持脚（スライド脚）が正常に動作し，タンクが横方向へ移動していることを目視確認している。	健全性評価結果から判断して，長期使用による支持脚（スライド脚）の腐食による固着の発生の可能性は否定できないことから，定期的に支持脚（スライド脚）の動作状況を確認していく必要がある。 支持脚（スライド脚）に有意な腐食のないことは，動作状況の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。	支持脚（スライド脚）の腐食については，プラント起動時に支持脚（スライド脚）の動作状況を確認していく。
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－１６　美浜３号機　燃料取替用水タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴板等	応力腐食割れ	長期健全性を確保するため第１９回定期検査時（２００１年度）にタンク一式の取替を実施している。 取替にあたっては，工場で付着塩分量管理を行った上で塗装した後に輸送することでステンレス鋼製部位への海塩粒子の付着を防止するとともに，炭素含有量の少ない材料を用いて溶接による鋭敏化を抑えて，耐応力腐食割れ性を向上したものとしており，応力腐食割れの発生の可能性は小さいと考える。 しかし，塗膜のはく離等により海塩粒子が胴板等に付着した場合は，応力腐食割れの発生の可能性は否定できない。	巡視点検時等に目視にて塗膜の健全性確認を実施している。	健全性評価結果から判断して，胴板等耐圧構成品の外面からの応力腐食割れについては塗膜の健全性を確認していくことで，応力腐食割れ発生の可能性は小さいと考える。 塗膜の異常は目視確認にて検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の外面からの応力腐食割れについては，巡視点検時等に塗膜の目視確認を実施していく。
基礎ボルト	腐　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－１７　美浜３号機　復水タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴板等	内面からの腐食 （全面腐食）	文献データより，運転開始後６０年時点での推定腐食量は，腐れ代に対して小さく，現時点の知見においては，急激な腐食の進行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。	開放点検時の内面全体の目視検査により，有意な腐食のないことを確認している。	健全性評価結果から判断して，現時点の知見においては，腐食の進行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，有意な腐食のないことは目視検査にて検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の内面からの腐食に対しては，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。
管　台	応力腐食割れ	長期健全性を確保するため第１９回定期検査時（２００１年度）にタンク一式の取替を実施している。 取替にあたっては，工場で付着塩分量管理を行った上で塗装した後に輸送することでステンレス鋼製部位への海塩粒子の付着を防止するとともに，炭素含有量の少ない材料を用いて溶接による鋭敏化を抑えて，耐応力腐食割れ性を向上したものとしており，応力腐食割れの発生の可能性は小さいと考える。 しかし，塗膜のはく離等により海塩粒子が管台に付着した場合は，応力腐食割れの発生の可能性は否定できない。	巡視点検時等に目視にて塗膜の健全性確認を実施している。	健全性評価結果から判断して，管台の外面からの応力腐食割れについては塗膜の健全性を確認していくことで，応力腐食割れ発生の可能性は小さいと考える。 塗膜の異常は目視確認にて検知可能であり，点検手法として適切である。	管台の外面からの応力腐食割れについては，巡視点検時等に塗膜の目視確認を実施していく。
胴板等	外面からの腐食 （全面腐食）	外面には塗装や防水措置を施しており，腐食が発生する可能性は小さい。しかしながら，塗装や防水措置が不十分であると，雨水等により外面からの腐食が発生する可能性がある。	巡視点検時等に目視確認により塗装や防水措置の健全性確認を実施している。	健全性評価結果から判断して，胴板等耐圧構成品の外面からの腐食については，塗装や防水措置の健全性を確認していくことで，腐食発生の可能性は小さいと考える。 塗装や防水措置の異常は，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。	胴板等耐圧構成品の外面からの腐食については，巡視点検時等に塗装や防水措置の目視確認を実施していく。
基礎ボルト	腐　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－１８　美浜３号機　２次系冷却水タンク評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴板等	外面からの腐食 （全面腐食）	外面には塗装を施しており，腐食が発生する可能性は小さい。しかしながら，塗装が不十分であると，雨水等により外面からの腐食が発生する可能性がある。	巡視点検時等に目視確認により塗膜の健全性確認を実施している。	健全性評価結果から判断して，胴板等耐圧構成品の外面からの腐食については，塗装の健全性を確認していくことで，腐食発生の可能性は小さいと考える。 塗膜の異常は，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。	胴板等耐圧構成品の外面からの腐食については，巡視点検時等に塗装の目視確認を実施していく。

表３－１９　美浜３号機　ほう酸フィルタ評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴等	応力腐食割れ	ほう酸フィルタは米国H.B.ロビンソン（H.B.Robinson）発電所にて応力腐食割れの事例があるほう酸注入タンクと同じ環境条件であり，３０４系ステンレス鋼を用いているため，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発生の可能性が考えられるが，ほう酸注入タンクのように溶接後熱処理を施していないこと，また温度条件的にも低いことから，現時点の知見においては，応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。	定期検査毎の漏えい確認により健全性の確認を行っている。	健全性評価結果から判断して，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と考える。 また，有意な応力腐食割れは，漏えい確認による健全性確認にて検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れについては，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。
基礎ボルト	腐　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－２０　美浜３号機　冷却材フィルタ評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴等	応力腐食割れ	ステンレス鋼を用いているため，応力腐食割れが考えられるが，内部流体の温度が低く，現時点の知見においては，応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。	定期検査毎の漏えい確認により健全性の確認を行っている。	健全性評価結果から判断して，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と考える。 また，有意な応力腐食割れは，漏えい確認による健全性確認にて検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れについては，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。
基礎ボルト	腐　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－２１　美浜３号機　封水注入フィルタ評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴等	応力腐食割れ	ステンレス鋼を用いているため，応力腐食割れが考えられるが，内部流体の温度が低く，現時点の知見においては，応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。	定期検査毎の漏えい確認により健全性の確認を行っている。	健全性評価結果から判断して，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と考える。 また，有意な応力腐食割れは，漏えい確認による健全性確認にて検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れについては，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。
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－２２　美浜３号機　封水フィルタ評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴等	応力腐食割れ	ステンレス鋼を用いているため，応力腐食割れが考えられるが，内部流体の温度が低く，現時点の知見においては，応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。	定期検査毎の漏えい確認により健全性の確認を行っている。	健全性評価結果から判断して，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と考える。 また，有意な応力腐食割れは，漏えい確認による健全性確認にて検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れについては，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。
基礎ボルト	腐　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－２３　美浜３号機　燃料ピットフィルタ評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
胴等	応力腐食割れ	ステンレス鋼を用いているため，応力腐食割れが考えられるが，内部流体の温度が低く，現時点の知見においては，応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。	定期検査毎の漏えい確認により健全性の確認を行っている。	健全性評価結果から判断して，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と考える。 また，有意な応力腐食割れは，漏えい確認による健全性確認にて検知可能であり，点検手法として適切である。	胴板等耐圧構成品の内面からの応力腐食割れについては，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。
基礎ボルト	腐　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－２４　美浜３号機　脱ほう素塔評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－２５　美浜３号機　冷却材カチオン塔評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－２６　美浜３号機　冷却材脱塩塔評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
基礎ボルト	腐　　食 （全面腐食）	「機械設備の技術評価報告書」にて評価	－	－	－

表３－２７　美浜３号機　使用済燃料ピット評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
－	高経年化対策上重要と判断される経年変化事象はない。	－	－	－	－

表３－２８　美浜３号機　原子炉キャビティ評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
－	高経年化対策上重要と判断される経年変化事象はない。	－	－	－	－

表３－２９　美浜３号機　燃料取替用キャナル評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
－	高経年化対策上重要と判断される経年変化事象はない。	－	－	－	－

表３－３０　美浜３号機　キャスクピット評価結果まとめ

部　　位	経年変化事象	健全性評価	現状保全	総合評価	高経年化への対応
－	高経年化対策上重要と判断される経年変化事象はない。	－	－	－	－

1　原子炉容器

［対象機器］

①　原子炉容器

目　　次

1．　技術評価対象機器 …… 1

2．　原子炉容器の技術評価 …… 2

2.1　構造，材料及び使用条件 …… 2

2.2　考慮すべき部位・経年変化事象の抽出 …… 6

2.3　考慮すべき部位・経年変化事象の評価 …… 13

1．　技術評価対象機器

美浜３号機の原子炉容器の主な仕様を表1-1に示す。

表1-1　美浜３号機　原子炉容器の主な仕様

機器名称 （台　数）	仕様 （容量）	重要度*1	使　用　条　件		
			運転	運転圧力 [最高使用圧力] (MPa) [gauge]	使用温度 [最高使用温度] (℃)
原子炉容器 (1)	約130m^3	ＰＳ－１	連続	約15.4 [約17.2]	約323 [約343]

*1：機能は最上位の機能を示す

2．　原子炉容器の技術評価

2.1　構造，材料及び使用条件

2.1.1　原子炉容器

(1)　構　造

美浜３号機の原子炉容器は，容量約１３０m^3，高さ約１２．４m，外径約４mのたて置き円筒形上下半球鏡容器であり，上蓋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。

原子炉容器は，高圧容器であるとの条件から厚さ約２０cmの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。

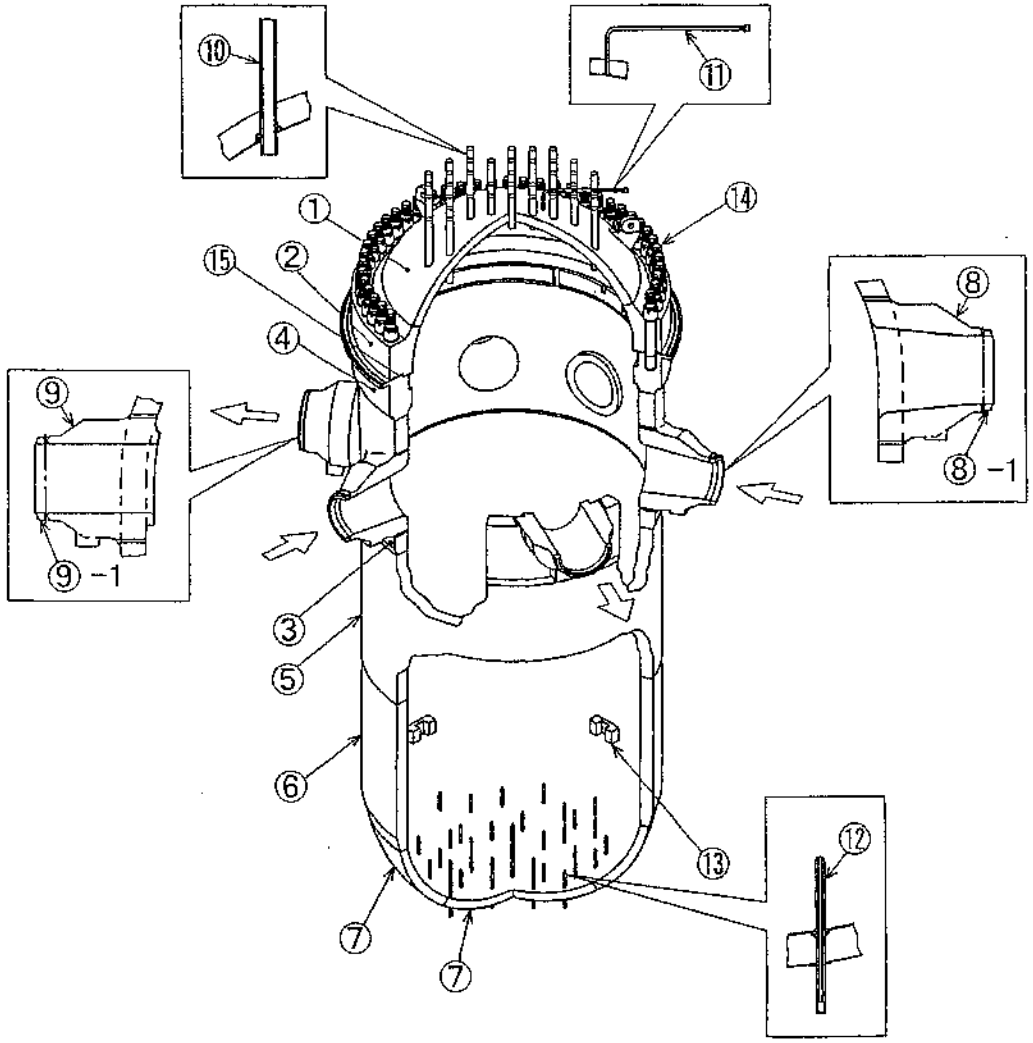
また，耐圧部には，低合金鋼，ステンレス鋼及びインコネル６００及び６９０合金を使用しており，スタッドボルトには低合金鋼を使用している。

美浜３号機の原子炉容器の構造を図2.1-1に示す。

なお，スタッドボルトは改良型テンショナの採用により，第９回定期検査時（１９８７年度～１９８８年度）に取替を実施している。また，原子炉容器上蓋は，蓋用管台の応力腐食割れに対する予防保全処置として，第１５回定期検査時（１９９６年度）に取替を実施している。

(2)　材料及び使用条件

美浜３号機の原子炉容器の使用材料，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2.1-2，表2.1-3に示す。



No.	部　　位
①	上 部 鏡
②	上部蓋フランジ
③	上 部 胴
④	上部胴フランジ
⑤	中 間 胴
⑥	下 部 胴
⑦	下 部 鏡
⑧ ⑧-1	冷却材入口管台 セーフエンド
⑨ ⑨-1	冷却材出口管台 セーフエンド
⑩	蓋用管台
⑪	空気抜用管台
⑫	炉内計装筒
⑬	炉心支持金物
⑭	スタッドボルト
⑮	Oリング

図2.1-1　美浜3号機　原子炉容器構造図

表2.1-1　美浜３号機　原子炉容器の使用材料

部　　位	材　　料
上 部 鏡	低合金鋼（JIS G3120 SQV2A） ｽﾃﾝﾚｽ鋼（肉盛）
上部蓋フランジ	低合金鋼（JIS G3204 SFVQ1A） ｽﾃﾝﾚｽ鋼（肉盛）
上 部 胴 上部胴フランジ	低合金鋼（ASME SA-508 Class2） ｽﾃﾝﾚｽ鋼（肉盛）
中 間 胴 下 部 胴 下 部 鏡	低合金鋼（ASME SA-533 Gr.B Class1） ｽﾃﾝﾚｽ鋼（肉盛）
冷却材入口管台 冷却材出口管台	低合金鋼（ASME SA-508 Class2） ｽﾃﾝﾚｽ鋼（肉盛） ｾｰﾌｴﾝﾄﾞはｽﾃﾝﾚｽ鋼（ASME SA-182 F316） 溶接金属はｲﾝｺﾈﾙ600合金（ASME ENiCrFe-1）
蓋用管台	ｲﾝｺﾈﾙ690合金（原子力発電用規格GNCF690H）
空気抜用管台	ｲﾝｺﾈﾙ690合金（原子力発電用規格GNCF690C）
炉内計装筒	ｲﾝｺﾈﾙ600合金（ASME SB-166）
炉心支持金物	ｲﾝｺﾈﾙ600合金（ASME SB-166）
スタッドボルト	低合金鋼（ASME SA-540 B23）
Ｏリング	消耗品・定期取替品

表2.1-2　美浜３号機　原子炉容器胴部（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	Ｓｉ	Ｐ	Ｎｉ	Ｃｕ
母　材	０．２９	０．０１０	０．５５	０．０９
溶接金属*	０．２８	０．０１２	０．８４	０．０９

＊ 溶接方法はサブマージドアーク溶接

表2.1-3　美浜３号機　原子炉容器の使用条件

運　転　圧　力	約１５．４MPa [gauge] (約１７．２MPa [gauge]) *1
原子炉容器入口 １次冷却材温度	約２８９℃ (約３４３℃) *2
原子炉容器出口 １次冷却材温度	約３２３℃ (約３４３℃) *2
１次冷却材流量	約４５×１０^{6}kg/h
内　部　流　体	１次冷却材 溶存酸素濃度　：５ppb以下 溶存水素濃度　：25～35cm^3・STP/kg・H_2O リチウム濃度　：0.2～3.5ppm 塩化物イオン濃度：0.05ppm以下

*1：（　　）は最高使用圧力

*2：（　　）は最高使用温度

2.2　考慮すべき部位・経年変化事象の抽出

2.2.1　機能達成に必要な項目

原子炉容器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　考慮すべき部位・経年変化事象

原子炉容器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変化事象を抽出した。

設計上及び国内外のトラブル事例等から高経年化対策上重要と判断される事象（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)　冷却材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，流量変化により，材料に疲労が蓄積することから，経年変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

原子炉容器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，上部棚領域部の靭性が低下することから，経年変化に対する評価が必要である。

(3) インコネル６００合金使用部位の応力腐食割れ

１９９１年９月，仏国ブジェー（Bugey）発電所３号機において発生した蓋用管台損傷事象は，管台母材材料であるインコネル６００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部及び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号機の蓋用管台Ｊ－溶接部において溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）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，これはインコネル６００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。これらのことから，経年変化に対する評価が必要である。

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次冷却材管のインコネル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。

2.2.3 高経年化対策上有意ではない経年変化事象

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変化事象であるが，

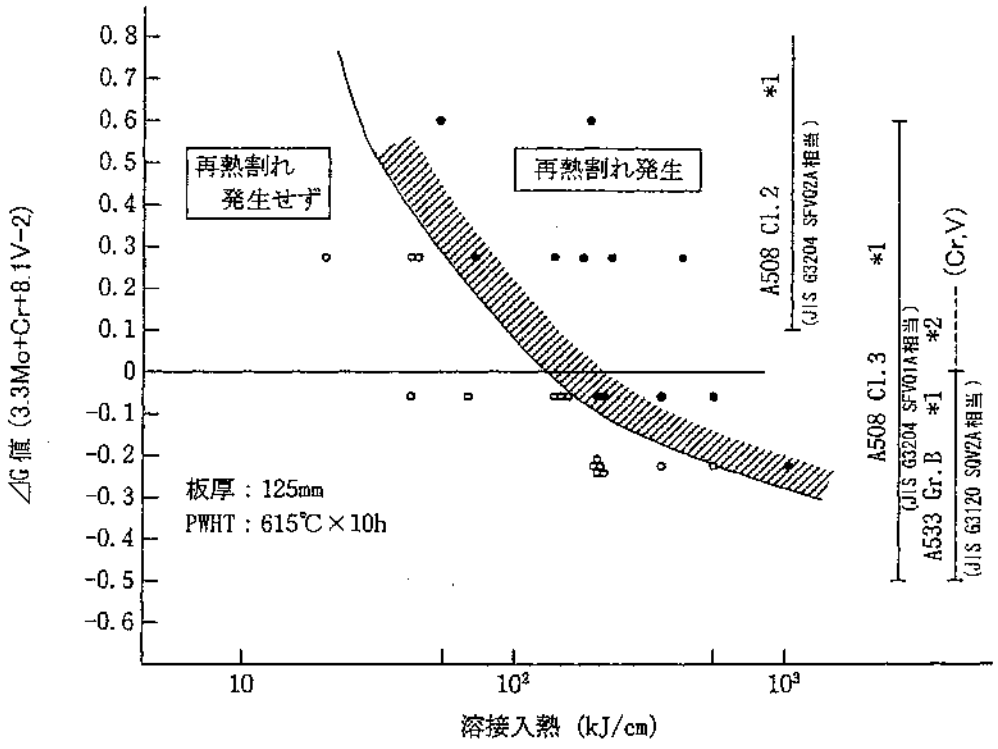
1) 現在までの運転経験で有意な経年変化傾向が認められておらず，今後も明らかにこれらの傾向が変化する要因があるとは考え難いもの
2) 日常の巡視点検等にて経年変化の兆候が容易に把握でき，かつ容易に修復することが可能であるもの
3) 使用条件から考えて材料試験データとの比較等により容易に工学的には問題ないと言えるもの

に該当するものについては，高経年化対策上有意な経年変化事象ではないと判断した。

(1)　上部鏡等低合金鋼部の内張り下層部のき裂

上部鏡，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（SA-508 Class2）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のPVRC（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。

美浜３号機においては図2.2-1に示すように材料の化学成分（⊿G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いことから，高経年化対策上有意な事象ではない。



*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2.2-1　再熱割れ発生に及ぼす⊿G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)　上部蓋及び上部胴フランジシート面のピッティング

原子炉容器の上部蓋及び上部胴フランジシール部は，狭あい部でありピッティングの発生が想定される。

しかしながら，開放点検時にフランジ面の状況を確認し，手入れを行っている。

また，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，有意なピッティングの進展は考えられないことから，高経年化対策上有意な事象ではない。

(3)　スタッドボルトの腐食

スタッドボルトは低合金鋼であり，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，開放点検時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ことから，高経年化対策上有意な事象ではない。

(4)　蓋用管台，空気抜き管台の応力腐食割れ

蓋用管台，空気抜き管台にはインコネル６９０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2.2-2に示す民間研究によるインコネル６９０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においては応力腐食割れが発生する可能性は小さい。

したがって，高経年化対策上有意な事象ではない。

2.2.4　消耗品及び定期取替品

Ｏリングは分解点検時に取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。

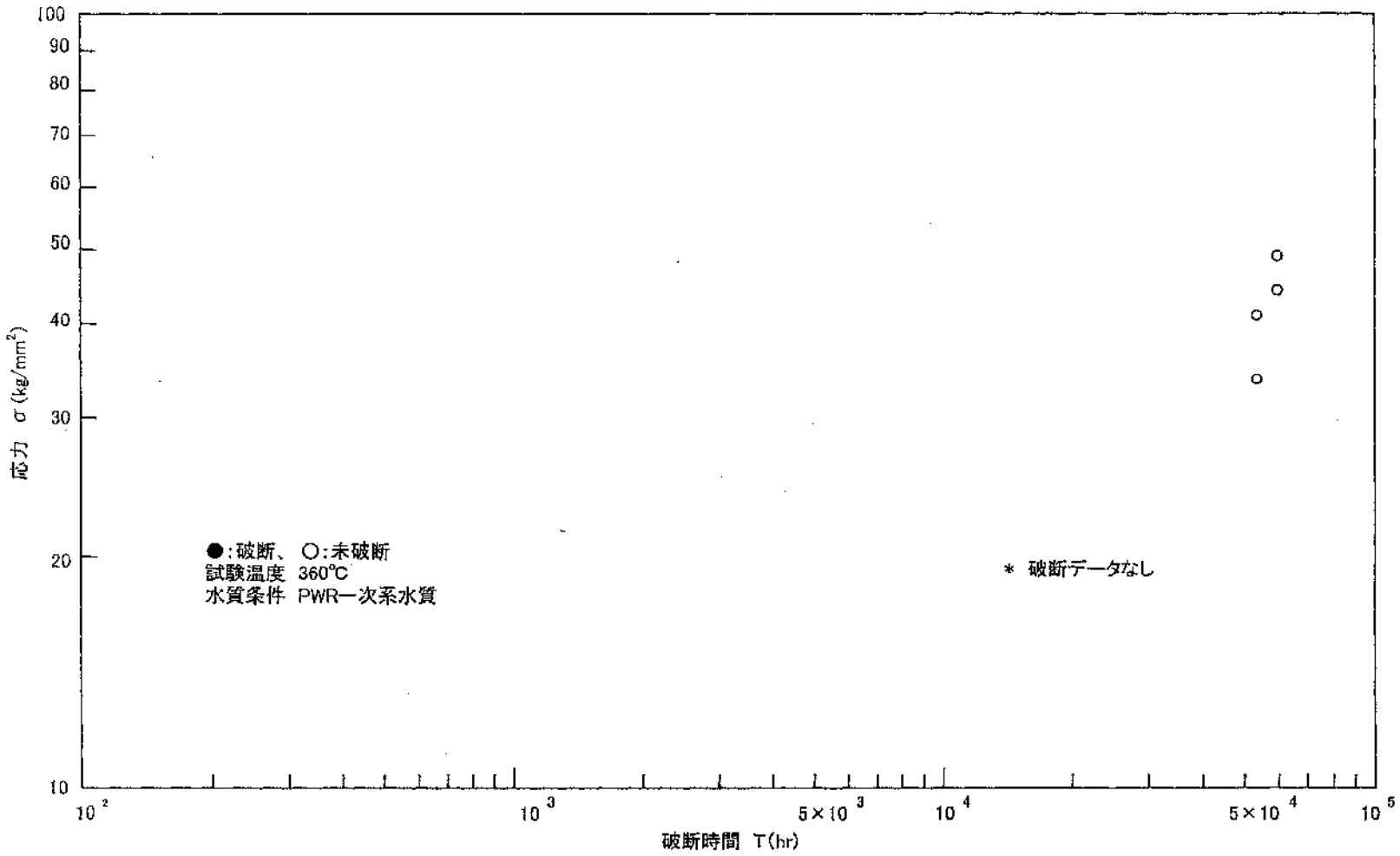


図2.2-2(1/2)　インコネル６９０合金の定荷重応力腐食割れ（ＳＣＣ）試験結果
［出典：電力共通研究「Ｎｉ基合金のＰＷＳＣＣ長期信頼性確証試験（その３）」２００３年度］

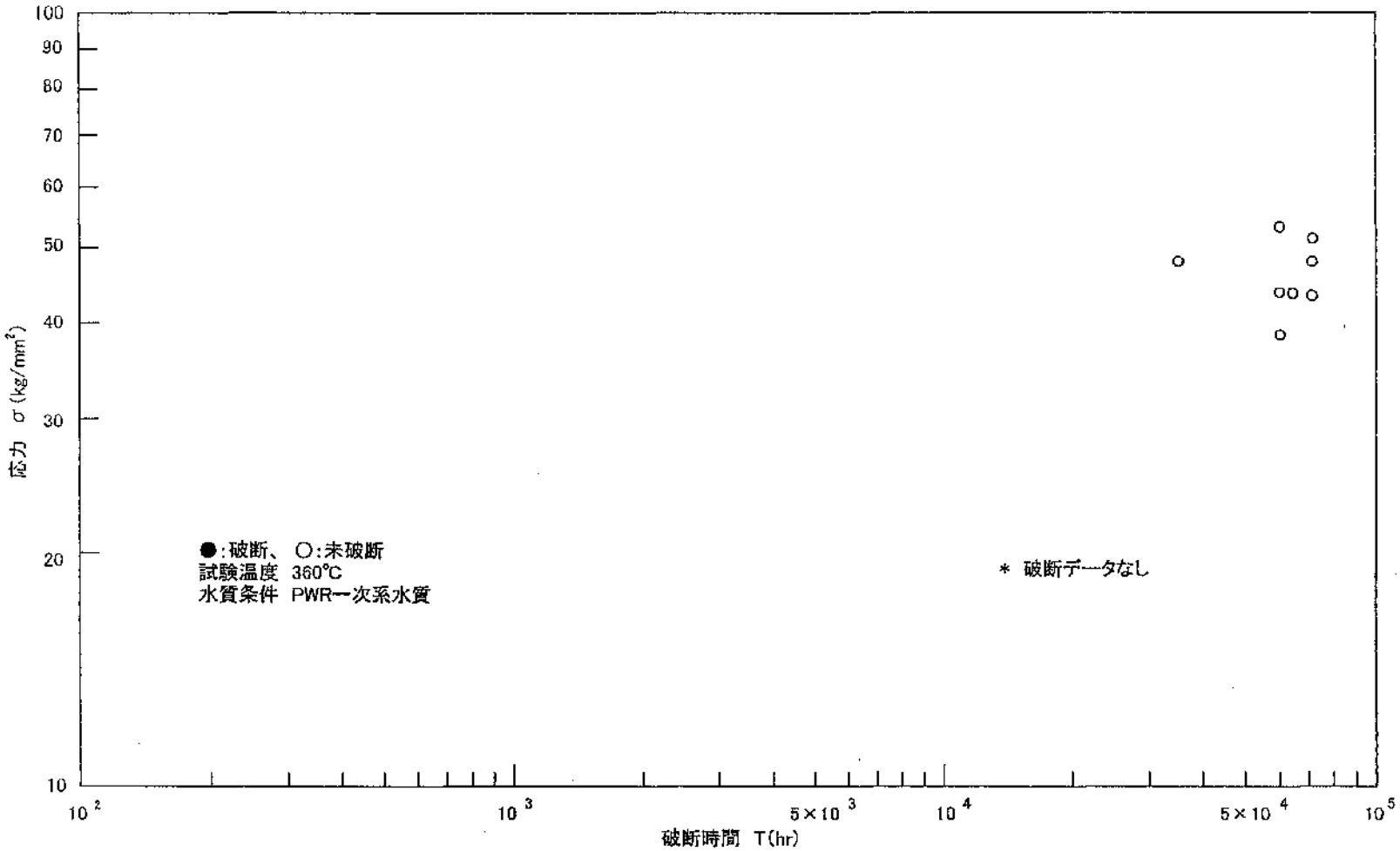


図2.2-2(2/2)　インコネル６９０合金の定荷重応力腐食割れ（ＳＣＣ）試験結果
（インコネル６９０合金（溶接金属））
［出典：電力共通研究「Ｎｉ基合金のＰＷＳＣＣ長期信頼性確証試験（その３）」２００３年度］

表2.2-1　美浜３号機　原子炉容器に想定される経年変化事象

機能達成に必要な項目	部位	消耗品・定期取替品	材料	経年変化事象							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	上部鏡，上部胴，中間胴，下部胴，下部鏡		低合金鋼（ステンレス鋼肉盛）			○			○*1	△*2	*1：中性子照射脆化（中間胴，下部胴） *2：内張り下層部のき裂 *3：ピッティング *4：炉内計装筒（溶接金属は除く）はウォータージェットピーニング実施済み
	上部蓋フランジ 上部胴フランジ		低合金鋼（ステンレス鋼肉盛）		△*3	○				△*2	
	冷却材入口管台 冷却材出口管台		低合金鋼（ステンレス鋼肉盛）（セーフエンドはステンレス鋼，溶接金属はインコネル600合金）			○	○（溶接金属）				
	蓋用管台		インコネル690合金			○	△（溶接金属を含む）				
	空気抜用管台		インコネル690合金			○	△（溶接金属を含む）				
	炉内計装筒		インコネル600合金			○	○*4（溶接金属を含む）				
	炉心支持金物		インコネル600合金			○	○（溶接金属を含む）				
	スタッドボルト		低合金鋼		△	○					
	Oリング	◎	－								

○：高経年化対策上重要と判断される経年変化事象
△：高経年化対策上有意ではないと判断される経年変化事象

2.3 考慮すべき部位・経年変化事象の評価

2.3.1 冷却材出入口管台等の疲労割れ

a. 事象の説明

冷却材出入口管台等は，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

冷却材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。

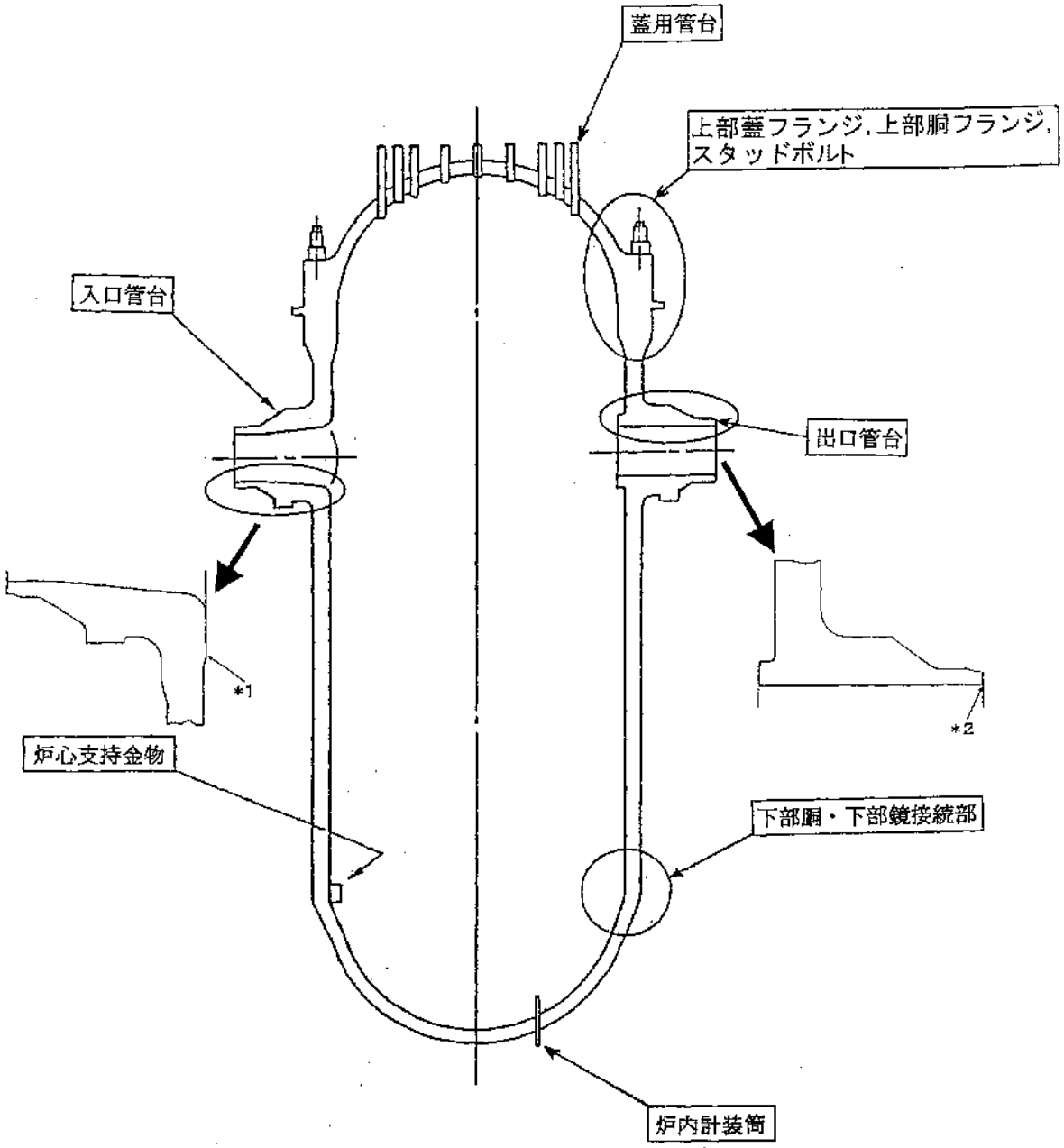
評価対象部位を図2.3-1に示す。

冷却材出入口管台等に発生する応力については，２次元（一部３次元）ＦＥＭモデルを作成し評価を行うこととし，「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」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，「環境中疲れ寿命評価指針（資源エネルギー庁）」に基づき評価した。なお，インコネル６００合金及びインコネル６９０合金を使用している蓋用管台，炉内計装筒及び炉心支持金物の評価にあたっては，オーステナイト系ステンレス鋼に対する式を準用した。

疲労評価に用いた過渡回数を表2.3-1に示す。

それぞれの評価結果を表2.3-2に示すが，許容値に対し余裕のある結果が得られている。



＊１：「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に基づく疲労評価対象部位(最大)

＊２：環境中疲れ寿命評価対象部位(最大)

図2.3-1　美浜３号機　原子炉容器　冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

表2.3-1(1/3) 美浜３号機 原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価に用いた過渡回数

（上蓋，蓋用管台及びスタッドボルトを除く）

運転状態Ⅰ

過　渡　項　目	運転実績に基づく過渡回数	
	2003年末時点	運転開始後60年時点の推定値
起動（温度上昇率55.6℃／ｈ）	４４	８３
停止（温度下降率55.6℃／ｈ）	４２	８３
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	３１８	７６０
負荷減少（負荷減少率5%/min）	３０４	７４７
90%から100%へのステップ状負荷上昇	2	3
100%から90%へのステップ状負荷減少	2	3
100%からの大きいステップ状負荷減少	3	7
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	１９	５４
0%から15%への負荷上昇	４３	８７
15%から0%への負荷減少	３２	７３
１ループ停止／１ループ起動		
Ⅰ）停　止	0	1
Ⅱ）起　動	0	1

運転状態Ⅱ

過　渡　項　目	運転実績に基づく過渡回数	
	2003年末時点	運転開始後60年時点の推定値
負荷の喪失	4	6
外部電源喪失	2	6
１次冷却材流量の部分喪失	0	1
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	3	7
Ⅱ）不注意な冷却を伴うトリップ	1	2
Ⅲ）不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
１次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	1	5
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
１次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	6	6
１次系漏えい試験	３３	７２

*1：設計評価においては，１次冷却材温度±1.7℃，１次冷却材圧力±0.34MPa（±3.5kg/cm²）の変動があるものとしているが，この過渡項目の疲れ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(2/3) 美浜３号機 原子炉容器 上蓋及び蓋用管台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	
	2003年末時点	運転開始後60年時点の推定値*2
起動（温度上昇率55.6℃／h）	１０	５１
停止（温度下降率55.6℃／h）	１０	５１
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	７８	５２０
負荷減少（負荷減少率5%/min）	７７	５２０
90%から100%へのステップ状負荷上昇	0	1
100%から90%へのステップ状負荷減少	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	0	4
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	6	４１
0%から15%への負荷上昇	9	５４
15%から0%への負荷減少	9	５０
１ループ停止／１ループ起動		
Ⅰ）停　止	0	1
Ⅱ）起　動	0	1

運転状態Ⅱ

過渡項目	運転実績に基づく過渡回数	
	2003年末時点	運転開始後60年時点の推定値*2
負荷の喪失	0	2
外部電源喪失	0	4
１次冷却材流量の部分喪失	0	1
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	0	4
Ⅱ）不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
Ⅲ）不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
１次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	0	4
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
１次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	0	0
１次系漏えい試験	8	４７

*1：設計評価においては，１次冷却材温度±1.7℃，１次冷却材圧力±0.34MPa（±3.5kg/cm^2）の変動があるものとしているが，この過渡項目の疲れ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20年時点での上蓋取替に伴い，プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては，上蓋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40年間の過渡回数とした。

表2.3-1(3/3) 美浜３号機 原子炉容器 スタッドボルト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	
	2003年末時点	運転開始後60年時点の推定値*2
起動（温度上昇率55.6℃／ｈ）	２３	６３
停止（温度下降率55.6℃／ｈ）	２２	６３
負荷上昇（負荷上昇率5%/min）	１５４	５９６
負荷減少（負荷減少率5%/min）	１５１	５９４
90%から100%へのステップ状負荷上昇	0	1
100%から90%へのステップ状負荷減少	0	1
100%からの大きいステップ状負荷減少	1	5
定常負荷運転時の変動*1	—	—
燃料交換	１１	４６
0%から15%への負荷上昇	１７	６２
15%から0%への負荷減少	１６	５７
１ループ停止／１ループ起動		
Ⅰ）停　止	0	1
Ⅱ）起　動	0	1

運転状態Ⅱ

過　渡　項　目	運転実績に基づく過渡回数	
	2003年末時点	運転開始後60年時点の推定値*2
負荷の喪失	0	2
外部電源喪失	0	4
１次冷却材流量の部分喪失	0	1
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	0	4
Ⅱ）不注意な冷却を伴うトリップ	0	1
Ⅲ）不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	0	1
１次冷却系の異常な減圧	0	1
制御棒クラスタの落下	1	5
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	0	1
１次冷却系停止ループの誤起動	0	1
タービン回転試験	0	0
１次系漏えい試験	１８	５６

*1：設計評価においては，１次冷却材温度±1.7℃，１次冷却材圧力±0.34MPa（±3.5kg/cm²）の変動があるものとしているが，この過渡項目の疲れ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11年時点でのスタッドボルト取替に伴い，プラント運転開始後60年時点の過渡回数としては，スタッドボルト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49年間の過渡回数とした。

表2.3-2　美浜３号機　原子炉容器　冷却材出入口管台等の疲労評価結果

評価対象部位	疲れ累積係数（許容値：１以下）	
	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準による解析	環境中疲れ寿命評価指針による解析
①　冷却材入口管台	０．０４３	０．０００*3,4
②　冷却材出口管台	０．０４３	０．００１*4
③　蓋用管台*1	０．０００*3	０．０００*3
④　炉内計装筒	０．０００*3	０．０００*3
⑤　上部蓋フランジ*1，上部胴フランジ	０．００９	—*5
⑥　下部胴・下部鏡接続部	０．００５	—*5
⑦　炉心支持金物	０．０００*3	０．０００*3
⑧　スタッドボルト*2	０．３３３	—*5

*1：第１５回定期検査時（１９９６年度）に原子炉容器上蓋を取替えているため，４０年間の過渡回数を基に算出した。

*2：第９回定期検査時（１９８７年度～１９８８年度）にスタッドボルトを取替えているため，４９年間の過渡回数を基に算出した。

*3：発生応力は疲労限以下である。

*4：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，「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に基づく疲労評価対象箇所と異なる。

*5：非接液部

② 現状保全

冷却材出入口管台等の疲労割れに対しては，定期的に超音波探傷検査等（表2.3-3）により，有意な欠陥がないことを確認し，漏えい試験により耐圧部の健全性を確認している。

表2.3-3 美浜3号機 原子炉容器の供用期間中検査の内容

部　　位	検 査 部 位	検査内容
① 冷却材入口管台	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 ベアメタル検査
② 冷却材出口管台	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 ベアメタル検査
③ 蓋用管台	上部鏡の貫通部	目視検査
④ 炉内計装筒	下部鏡の貫通部	ベアメタル検査 目視検査
⑤ 上部蓋フランジ， 上部胴フランジ	溶接部（円周方向）	超音波探傷検査
⑥ 下部胴・下部鏡接続部	溶接部（円周方向，長手方向）	超音波探傷検査
⑦ 炉心支持金物	胴との溶接部	目視検査
⑧ スタッドボルト	ボルト本体	超音波探傷検査
	ナット	目視検査

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して，現時点の知見において，疲労割れが問題となる可能性はないと考える。

ただし，疲労評価は実過渡回数に依存するため，今後実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

冷却材出入口管台等の疲労割れについては，現状保全項目に加えて，高経年化対策の観点から，今後実過渡回数に基づく評価を定期的に実施していく。

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（靭性）の低下が生じる。原子炉容器の胴部（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）。

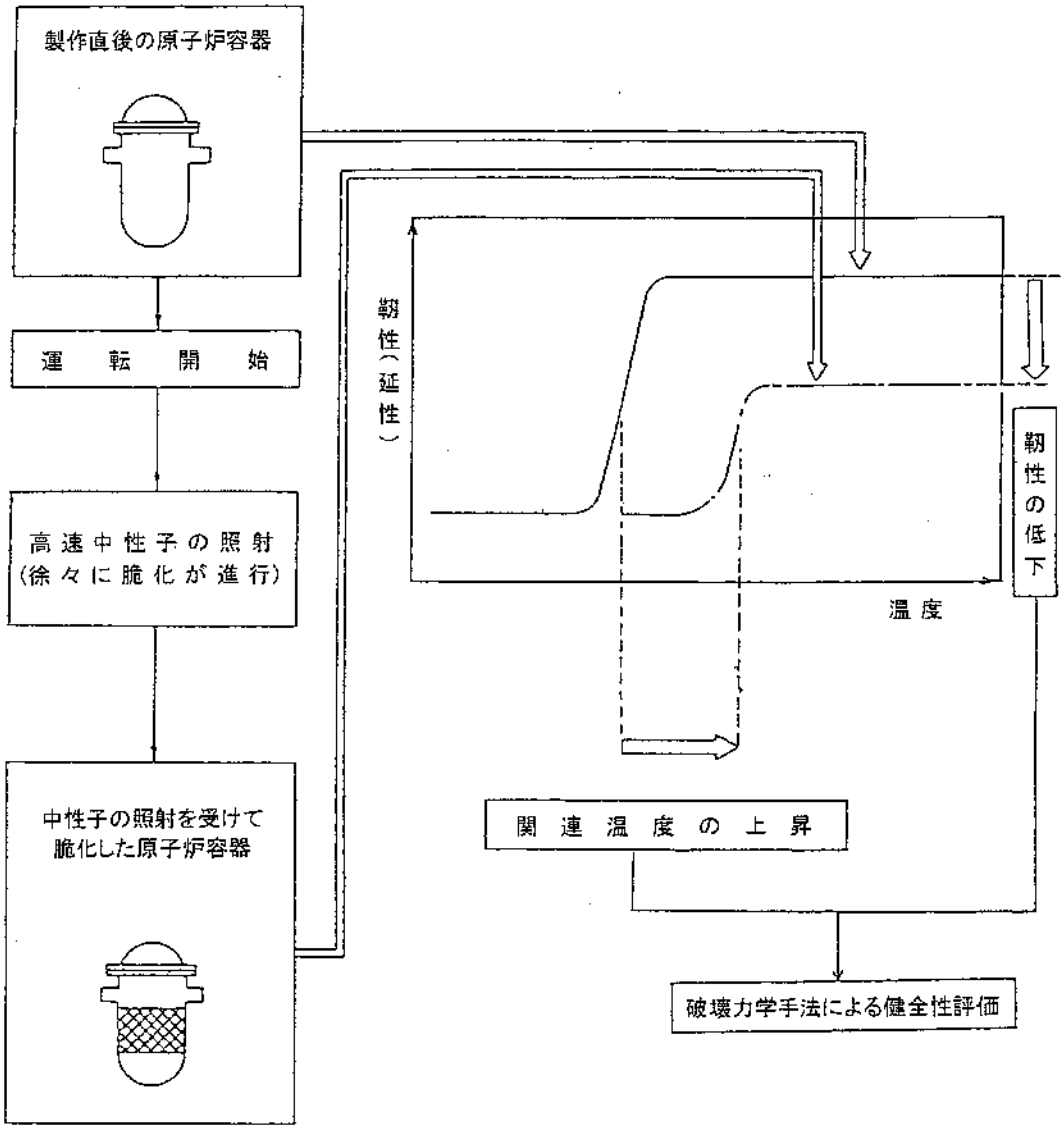
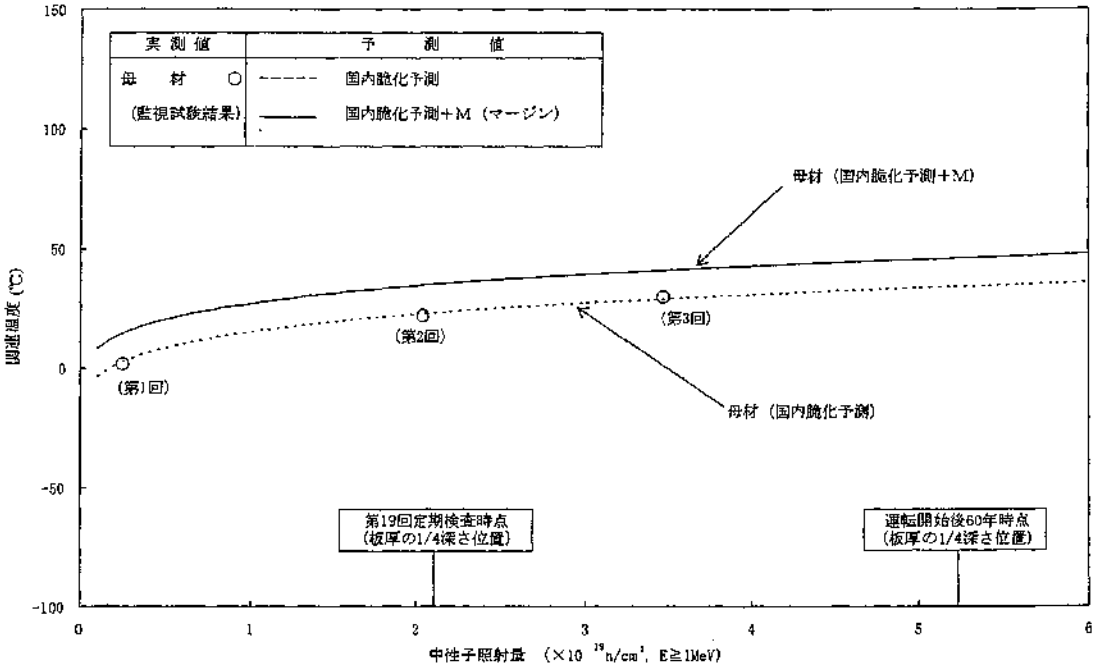


図2.3-2　美浜３号機　原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する健全性評価



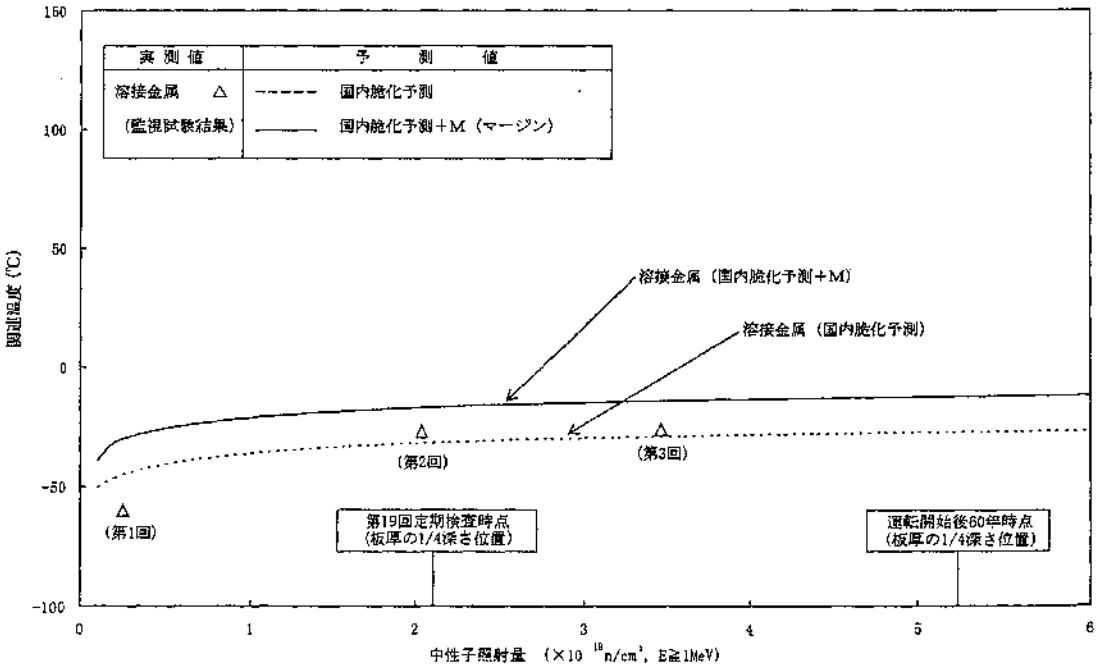


図2.3-3　美浜３号機　原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測式による予測と監視試験結果の関係

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靭性の低下について最新の破壊力学的手法に基づく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，電気技術規程 JEAC4206-2004「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」（以下 JEAC4206）の付録３「供用状態Ｃ，Ｄにおける加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」に定められた加圧熱衝撃（ＰＴＳ：Pressurized Thermal Shock）評価手法に基づき美浜３号機原子炉容器の胴部（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，主蒸気管破断事故を対象とした。

中性子照射脆化による材料の靭性低下の予測について，国内脆化予測式を用いて，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，その予測破壊靭性（K_{IC}）の下限を包絡した以下のK_{IC}曲線を設定する。

$$K_{IC}=20.16+129.9\exp\{0.0161(T-T_0)\}\ (\mathrm{MPa}\sqrt{\mathrm{m}})$$

ここで，T_0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。

美浜３号機を評価した結果，T_0は第１９回定期検査時点までで３１℃，プラント運転開始後６０年時点で３６℃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。

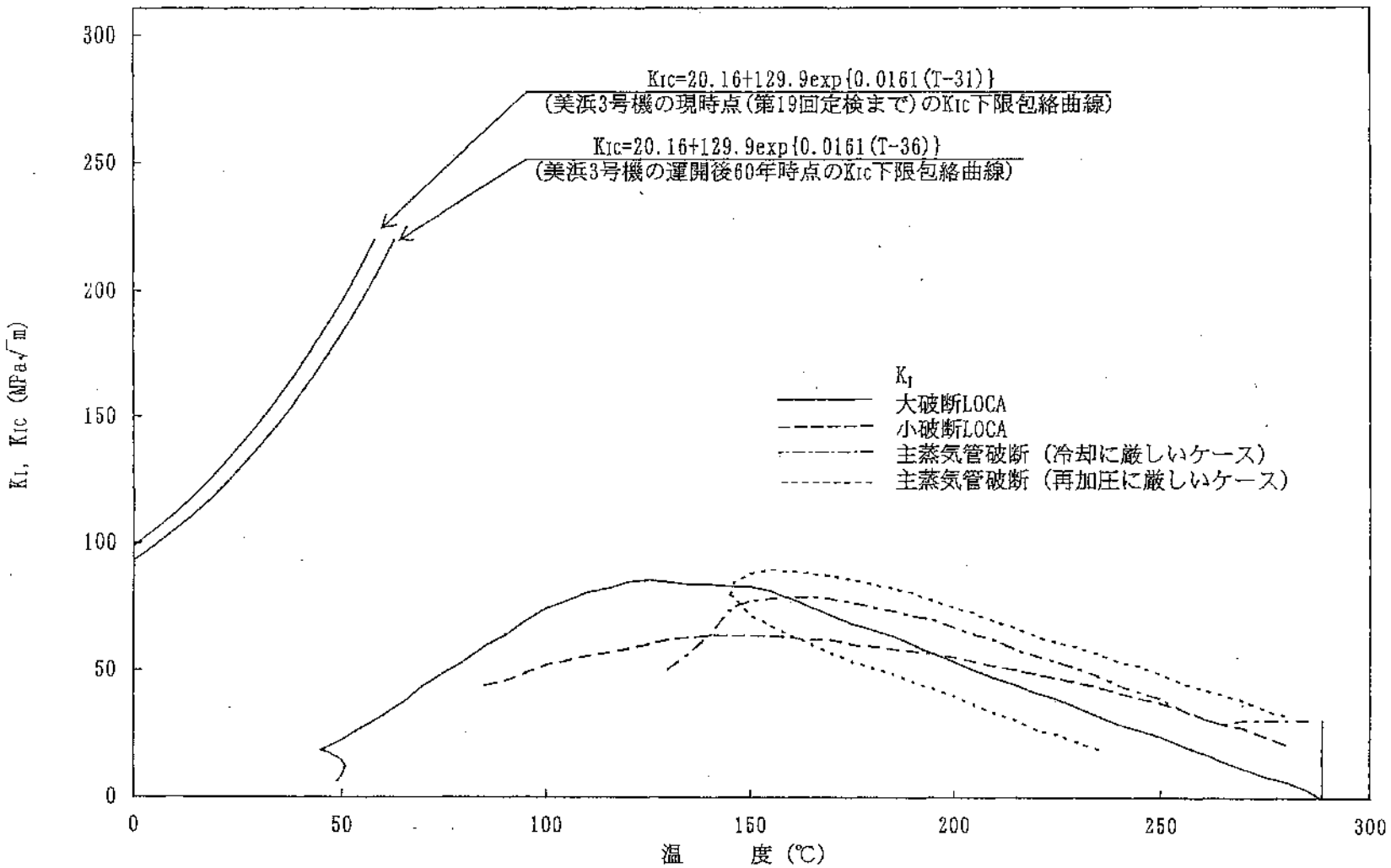


図2.3-4　美浜３号機　原子炉容器胴部（炉心領域部）中性子照射脆化に対するＰＴＳ評価結果

ii　上部棚吸収エネルギー低下に対する評価

国内上部棚吸収エネルギー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の予測値を評価した結果，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。

表2.3-6　美浜３号機　上部棚吸収エネルギーの予測値

（単位：Ｊ）

	方　向	初　期　値	第１９回定期検査時点*1	運転開始後６０年時点*1
母　材	Ｔ方向*2	１４９	１２６	１１９
溶接金属	溶接線に直角方向	１９７	１４１	１３０

*1:板厚の１／４深さでの予測値

*2:圧延方向に対して直角方向

②　現状保全

原子炉容器に対しては，定期的に超音波探傷検査を実施し，有意な欠陥のないことを確認している。

さらに，第１４回定期検査時（１９９４年度～１９９５年度）までに胴部の炉心領域溶接部に対し１００％の超音波探傷検査を実施し，有意な欠陥のないことを確認している。

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，「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」及びJEAC4201に基づいて，計画的に監視試験を実施し，将来の破壊靭性の変化を先行把握している。美浜３号機は，当初監視試験カプセルを８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，原子炉容器の健全性を評価している。また，残りのカプセルについても監視試験を計画的に行い，JEAC4201を踏まえつつ適切な活用，評価を実施していく。

また，監視試験結果から，JEAC4206等に基づき，運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲（加熱冷却時制限曲線）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，現時点の知見において，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。関連温度上昇に対し，予測精度向上の観点から新しい脆化予測式の開発を進めている。更に，監視試験片データ拡充による信頼性向上等を図るため，使用済監視試験片の再生利用は有効であり，現在再生技術に関する実証試験が進められている。

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，また有意な欠陥の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，現状保全項目に加えて，高経年化対策の観点から，関連温度上昇については脆化予測式の精度向上の観点から，また，使用済試験片の再生技術確立については，現時点で試験片の数量に不足はないものの，データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から，国や民間の技術開発，規格基準化に積極的に参画し，最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに，従来の予測と大幅に異なる場合は再生試験片の装荷なども含めて，実機への適用を検討していく。

2.3.3 インコネル６００合金使用部位の応力腐食割れ

a. 事象の説明

インコネル６００合金の応力腐食割れ（ＳＣＣ：Stress Corrosion Cracking）発生要因としては，材料，応力，環境の３要因が考えられ，運転時間が経過すると顕在化してくる時間依存型の損傷である。

① 材料要因

インコネル６００合金は，焼きなまし（ＭＡ：Mill Annealing）材を用いた初期の蒸気発生器伝熱管の損傷事例でも示されているように，ＰＷＲ１次系水質環境下で応力腐食割れ感受性を有している。

その程度は材料の製作方法により差があり，製作工程，熱処理温度により影響を受けると考える。

② 応力要因

ＰＷＲ１次系水質環境のような高温純水中環境で，材料に溶接残留応力や内圧による応力などの高い応力が加わった場合に応力腐食割れは発生する。

高温純水中での応力腐食割れについては，定荷重試験の結果などから応力腐食割れが発生し破断するまでの時間は応力レベルに依存しており応力が高いほど破断時間の短いことが知られている。

③ 環境要因

インコネル６００合金のＰＷＲ１次系水質環境下における応力腐食割れの環境要因としては，溶存酸素，塩化物イオン等の化学成分及び温度が重要要因となるが，ＰＷＲの１次系水は，水素注入や脱塩処理により，溶存酸素濃度，塩化物イオン濃度等を極力低減している。

また，国内プラントにおいては定期分析等により十分な水質管理を行っており，水環境の悪化は考えられない。よって，環境要因としては温度が重要要因となる。

温度依存性については温度が高いほど，応力腐食割れ発生時間が短くなることが知られている。

b.　技術評価

①　健全性評価

インコネル６００合金は，ＰＷＲ１次系水質環境下で応力腐食割れ感受性を有しており，応力腐食割れが発生し破断するまでの時間は応力の大きさに依存する。

民間研究による温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果を図2.3-5(1/2)～(2/2)に示す。

また，インコネル６００合金のＰＷＲ１次系水質環境下における応力腐食割れの環境要因としては，溶存酸素，塩化物イオン等の化学成分及び温度が重要要因となる。しかし，ＰＷＲの１次系水は，水素注入や脱塩処理により，溶存酸素濃度，塩化物イオン濃度等を極力低減している。このことから，環境要因としては温度が重要な要因となり，温度が高いほど応力腐食割れ発生時間が短くなる。

インコネル６００合金の応力腐食割れについて表2.3-7に示す。応力腐食割れ発生領域の応力が発生している場合は，表に示す時間経過後，応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。しかし，表2.3-7は高温（360℃）で時間加速されているため，実機の使用温度では試験結果に比べて応力腐食割れ発生までの時間は長いと考えられる。

炉内計装筒母材部及び炉内計装筒Ｊ－溶接部は，応力腐食割れによる損傷が発生した大飯発電所３号機の蓋用管台と同様の構造であり，温度は低く，発生までの時間は蓋用管台に比べて長いものの，応力腐食割れ発生領域に至る応力が発生している可能性がある。また，炉内計装筒Ｊ－溶接部の表面については，溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合，応力腐食割れ発生領域に至る高い応力が残存している可能性がある。したがって，応力腐食割れが発生する可能性は否定できないと評価される。

しかしながら，炉内計装筒母材部については第２１回定期検査時（２００４年度～）にウォータージェットピーニング（応力緩和）を施工した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。

なお，第２１回定期検査時（２００４年度～）におけるウォータージェットピーニング（応力緩和）施工前の確認として炉内計装筒の渦流探傷検査を実施した結果，異常のないことを確認した。

② 現状保全

原子炉容器のインコネル６００合金使用部位の応力腐食割れに対しては，保安院指示文書（平成17･06･10　原院第7号NISA-163a-05-2）*1に指示されている手法・頻度（超音波探傷検査及びベアメタル検査・供用期間中検査時）で検査を実施し有意な欠陥のないことを確認している。

なお，応力条件として厳しい炉内計装筒については，第２１回定期検査時（２００４年度～）に渦流探傷検査を実施し，異常のないことを確認した上で，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。

また，定期的に漏えい試験を実施し，耐圧部の健全性を確認している。

*1：平成17年6月15日までは平成15･12･12　原院第2号NISA-163a-03-1により実施

③ 総合評価

健全性評価結果から判断して，炉内計装筒については応力腐食割れ発生領域に至る応力が発生している可能性があり，運転の長期化に伴い応力腐食割れ発生の可能性は否定できないことから，予防保全的措置としてウォータージェットピーニング（応力緩和）を第２１回定期検査時（２００４年度～）に実施するとともに，施工前の確認として渦流探傷検査を実施した。その結果，異常は認められず，ウォータージェットピーニング（応力緩和）も実施したことから，応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。

炉内計装筒Ｊ－溶接部については，溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合には，応力腐食割れ発生領域に至る高い応力が残存している可能性があり，応力腐食割れ発生の可能性は否定できないことから，今後保全を検討していく。

冷却材出口管台等の部位については，短期間における応力腐食割れ発生の可能性はないと考えられるものの，定期的な超音波探傷検査等を実施していく。

また、応力腐食割れにより発生するき裂は，超音波探傷検査及びベアメタル検査等により検知可能であり，検査手法として適切である。

c.　高経年化への対応

インコネル６００合金使用部位の応力腐食割れについては，保安院指示文書（平成17･06･10　原院第7号NISA-163a-05-2）に基づく継続的な検査の実施により健全性を確認していくとともに，国プロジェクト「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究」や民間の技術開発より得られた知見を踏まえ，き裂発生及び進展評価の予測手法の確立を図るとともに，炉内計装筒Ｊ－溶接部はウォータージェットピーニングにより応力改善を行う予防保全技術を実機適用する。

表2.3-7　美浜３号機　インコネル６００合金使用部位の応力腐食割れ健全性評価

区分	部位		実機運転条件		海外不適合事例	総合評価	健全性評価	点検，検査実績
			温度	応力				
母材	A	炉内計装筒	低	高	無*1	②	低温度であるが，応力条件が厳しく，評価上厳しい可能性がある。	第14回定期検査（1994年度～1995年度）で目視検査異常認められず。 ウォータージェットピーニング前の事前確認としてECT検査（2004年度～）異常認められず。
	B	炉心支持金物	低	低	無	④	発生の可能性は十分低い。	第14回定期検査（1994年度～1995年度）で目視検査異常認められず。
溶接金属部	1	炉内計装筒継手	低	低	無	④	発生の可能性は十分低い。	第15回定期検査（1996年度）で目視検査異常認められず。
	2	炉内計装筒Ｊ－溶接部	低	高	無*1	②	応力条件が厳しいが，バフ仕上げにより表層部は圧縮応力と考えられ，発生の可能性は，十分低い。しかし，バフ仕上げが行われていない場合には比較的高い残留応力が発生することは否定できず，評価上厳しい可能性がある。	第14回定期検査（1994年度～1995年度），第15回定期検査（1996年度）で目視検査 代表プラントにおいてUT検査（1992年度） 異常認められず。
	3	モニターチューブ溶接部	－	－	－	－	接液しない。 （非耐圧部）	－
	4	冷却材出口管台継手	高	低	有*2	③	①，②の部位に比べてSCC発生の可能性が生じるのは，さらに長時間運転経過後である。	第14回定期検査（1994年度～1995年度），第17回定期検査（1999年度）及び第20回定期検査（2003年度）でUT検査及びPT検査 異常認められず。
	5	冷却材入口管台継手	低	低	無	④	発生の可能性は十分低い。	第10回定期検査（1989年度），第18回定期検査（2000年度）及び第19回定期検査（2001年度）でUT検査及びPT検査 異常認められず。
	6	炉心支持金物継手	低	低	無	④	発生の可能性は十分低い。	第14回定期検査（1994年度～1995年度）で目視検査異常認められず。

（総合評価）　①　高温度，高応力の部位
②　低温度，高応力または高温度，低応力であるが，温度／応力のどちらかの条件が厳しい部位
③　低温度，高応力または高温度，低応力の部位
④　①，②，③以外の部位

*1：２００３年４月，米国サウステキサスプロジェクト（South Texas Project）発電所において，炉内計装筒から漏えいが検出されたが，発生原因としては，建設時に溶接欠陥が存在し，それが起点となり貫通欠陥となったと報告されている。

*2：２０００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次冷却材管のインコネル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。

（注）ＥＣＴ検査とは渦流探傷検査，ＵＴ検査とは超音波探傷検査，ＰＴ検査とは浸透探傷検査をそれぞれ示す。

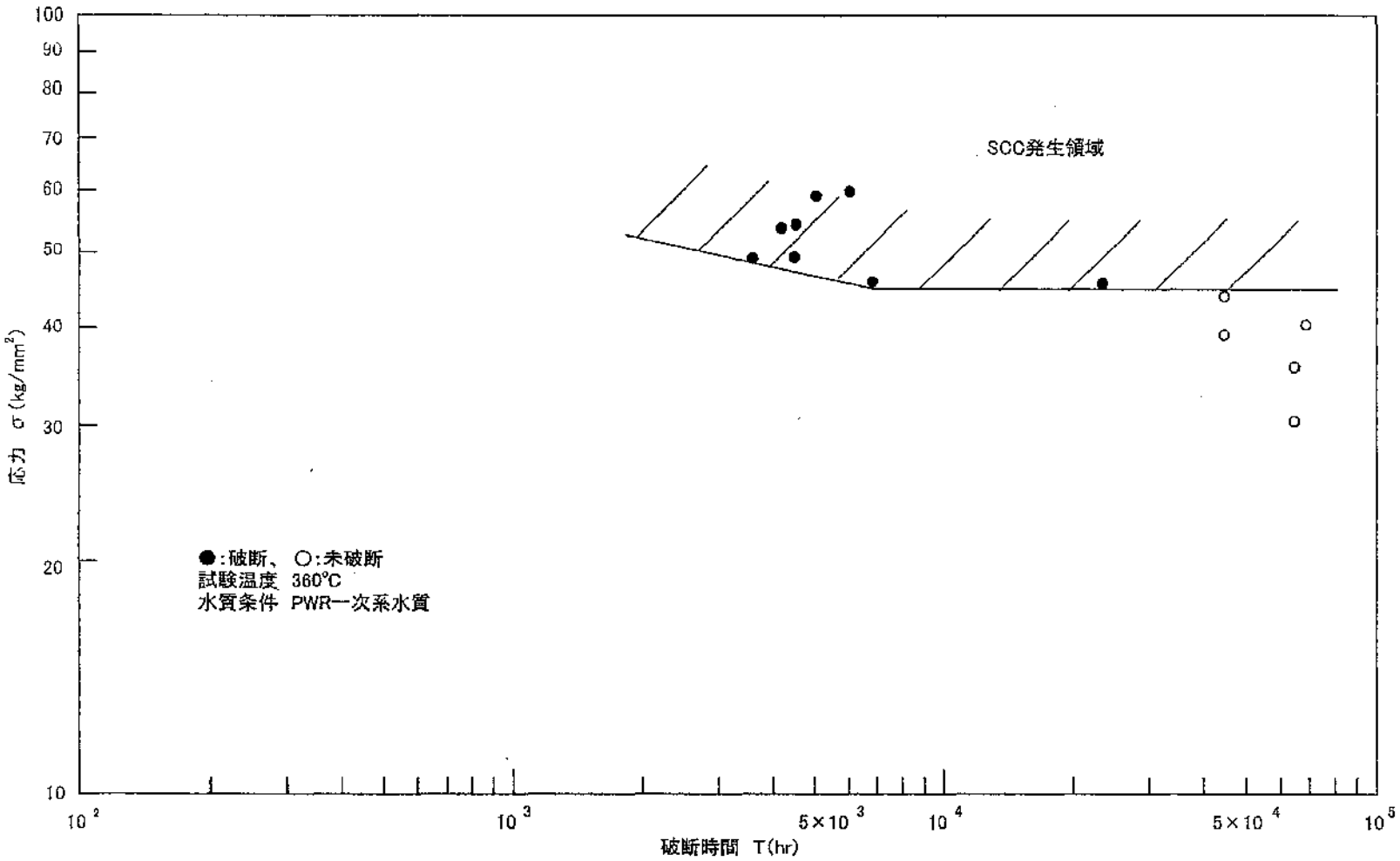


図2.3-5(1/2)　インコネル６００合金の定荷重応力腐食割れ（ＳＣＣ）試験結果
（炉内計装筒）
［出典：電力共通研究「Ｎｉ基合金のＰＷＳＣＣ長期信頼性確証試験（その３）」２００３年度］

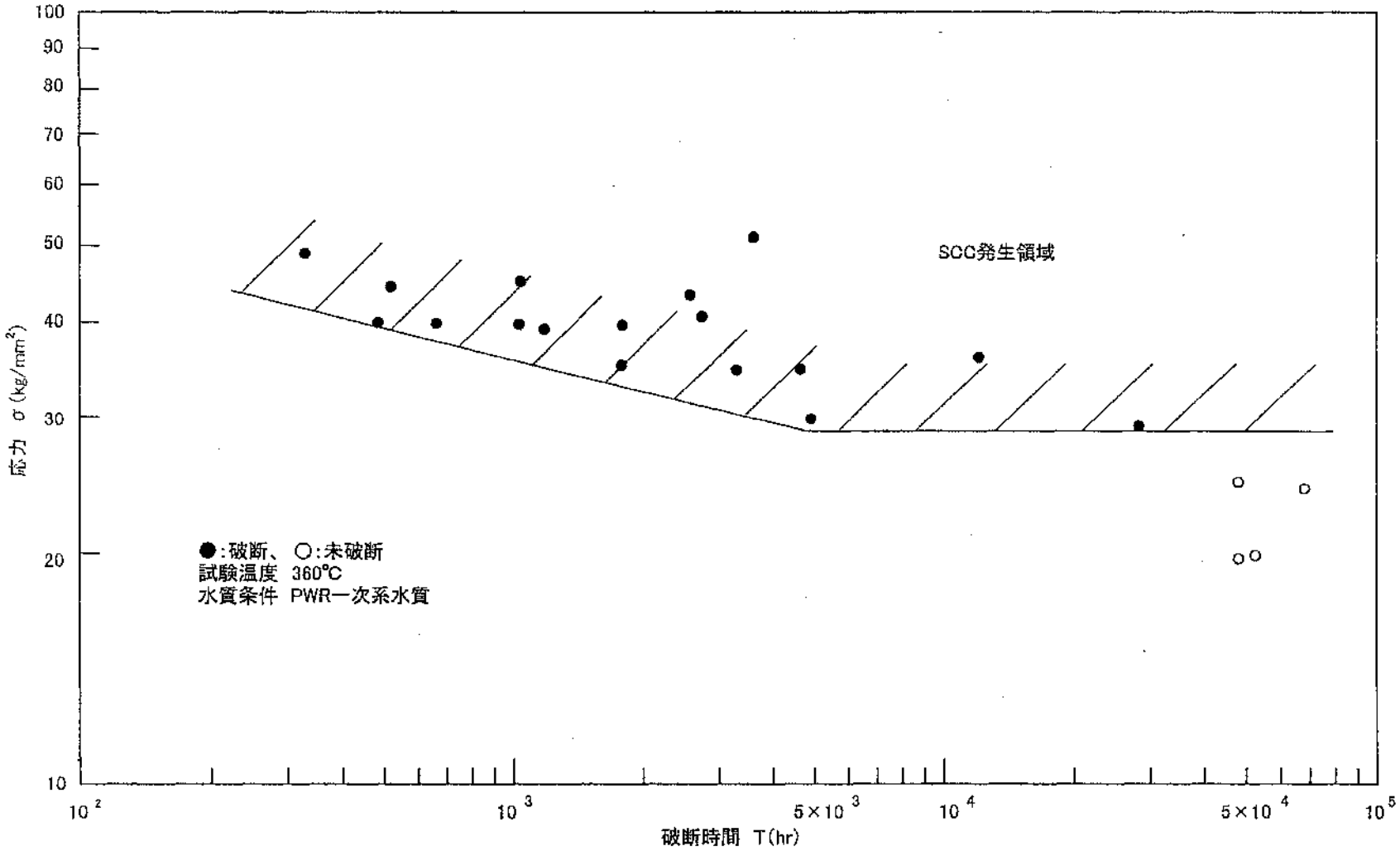


図2.3-5(2/2)　インコネル６００合金の定荷重応力腐食割れ（ＳＣＣ）試験結果
（インコネル６００合金（溶接金属））
［出典：電力共通研究「Ｎｉ基合金のＰＷＳＣＣ長期信頼性確証試験（その３）」２００３年度］