

ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器（PWR））

※赤字は、2020年6月8日提出資料からの変更箇所（記載適正化）

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント		
		影響有無	説明			
低サイクル疲労	冷却材入口管台等	5（無②）	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	—		<p>疲労割れ1（経年劣化影響技術レポート）、 疲労割れ2（EPRI レビュー結果）、 疲労割れ3（PLM 評価書（参考））</p> <p>低サイクル疲労は、プラントの運転状態（例：起動・停止等）の温度や圧力の変化（過渡）によって生じる応力の変動が繰り返され、比較的ゆっくりと材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する疲労現象である。原子炉圧力容器の管台部などの形状不連続部は応力が集中しやすいために運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。建設時の工事計画認可申請書やPLM 評価書においては、プラント起動・停止等の大きな温度・圧力変動の発生回数に基づき運転期間を通じた疲労の蓄積程度が評価され、健全性が確認されている。</p> <p>長期停止期間中においてはプラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動は発生しないことから、低サイクル疲労の進展を想定する必要はない。</p> <p>経年劣化影響技術レポートにおいても、長期停止が低サイクル疲労に与える影響はないとされ、EPRI にも技術的に妥当と評価されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果）</p> <p>なお、参考として、冷温停止状態において低サイクル疲労の影響がないことは、事業者の冷温停止状態の維持を前提とした PLM 評価書においても示されていることを確認している。（PLM 評価書（参考））</p> <p>以上から、長期停止期間中の劣化要因として低サイクル疲労を考慮する必要は無く「5（無②）」と分類する。</p>
中性子照射脆化	下部胴等	5（無②）	停止期間中は放射線の影響を受けない	—		<p>中性子照射脆化1（経年劣化影響技術レポート）、 中性子照射脆化2（EPRI レビュー結果）、 中性子照射脆化3（PLM 評価書（参考））</p> <p>原子炉圧力容器に使用されている低合金鋼については、運転中に燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受けるとボイドや転位ループ、溶質原子クラスター形成や粒界偏析などのマイクロ組織変化が生じ、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。この事象を中性子照射脆化と呼んでいる。</p> <p>長期停止期間中においては運転中のような燃料の核分裂反応が起こっていないことから、中性子の照射による影響を考慮する必要はない。</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、中性子照射脆化に対する長期停止の影響はないとされ、EPRI にも技術的に妥当と評価されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果）</p> <p>なお、参考として、冷温停止状態において中性子照射脆化の影響がないことは、事業者の冷温停止維持を前提とした PLM 評価書においても示されていることを確認している。（PLM 評価書（参考））</p> <p>以上から、長期停止期間中の劣化要因として中性子照射脆化を考慮する必要は無く「5（無②）」と分類する。</p>

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					根拠とする技術ベース *2	補足説明事項	
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント			備考
		影響有無	説明				
応力腐食割れ	冷却材入口管台等	3 (無①)	停止期間中の保有水(一次冷却材)の温度は100℃未満と低く、一次冷却材を保有した状態では応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことは必要(※1)(※2)	水質管理を適切に行う(塩素イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する)	(※1): 国内プラントにおいては、現在、原子炉圧力容器内に一次冷却材を保有した状態での保管(※2): 経年劣化影響技術レポート [(2) 応力腐食割れ-5) プラント長期停止の影響] 参照	SCC1, SCC2, SCC3, SCC4 (経年劣化影響技術レポート), SCC5 (EPRI レビュー結果)	<p>応力腐食割れ(SCC)は、材料と環境と応力条件が重畳した場合に発生し、これらの3因子のうち1つを取り除くことによって発生を防止することができる。</p> <p>通常保全サイクルにおいては、これまでの運転経験等から600系ニッケル基合金を使用した部位にSCC発生の懸念が大きいことから、国内の全PWRについて、材料変更や応力改善が図られており、SCCの発生を抑制する対策が実施されている。例えば冷却材出入口管台や炉内計装筒に対してピーニングが実施され、応力条件が改善されているプラントや、冷却材出入口管台の接液部に、文献SCC3の通り、耐SCC性の高い690系ニッケル基合金のクラッド施工が実施され、材料条件が改善されているプラントがある。(文献SCC3)</p> <p>長期停止期間中においては、運転中と比べて温度が低くなる一方で、PWRにおいては溶存酸素濃度が大きくなり、飽和溶存酸素量として8ppmになることが想定される。しかしながら、文献SCC1,2によると、管理された水質環境下においては、溶存酸素濃度8ppmにおいても100℃未満の低温環境ではSCCの感受性が極めて小さいことが示されている。したがって、長期停止期間中においても、運転中と同様、適切な水質管理を実施することで、環境条件からSCCの発生を抑制することができる。(文献SCC1,2)</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、100℃未満の環境においてはSCCの感受性が小さいことが述べられるとともに、SCCは通常の保全活動により管理可能であるとされている。更に、長期停止期間中のSCCが保全活動により管理可能であることはEPRIにも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及びEPRI レビュー結果)</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が保全として実施されていることを前提とすれば、SCCが発生、進展する可能性は極めて小さいと判断され、機能維持が可能であることから「3(無①)」と分類し、保全ポイントとして「水質管理」を確実にを行うことを推奨する。各プラントの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。</p> <p>なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISIプログラムに従い検査することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。</p>
クラッド下層部のき裂	下部胴等	4 (無②)	国内プラントでは、製作時に溶接入熱を管理することで、き裂の発生を防止している	—		UCC1	<p>クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にクラッドを施工する際に溶接施工条件が適切ではないことによって、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。</p> <p>国内の全PWRプラントの原子炉圧力容器においては、材料の化学成分を踏まえ、製作時に溶接入熱を管理しクラッド下層部にき裂が発生しない領域でクラッド施工されているため、製作時にクラッド下層部のき裂が発生する可能性は小さい。(文献UCC1)</p>

\*1: 別添Aの表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

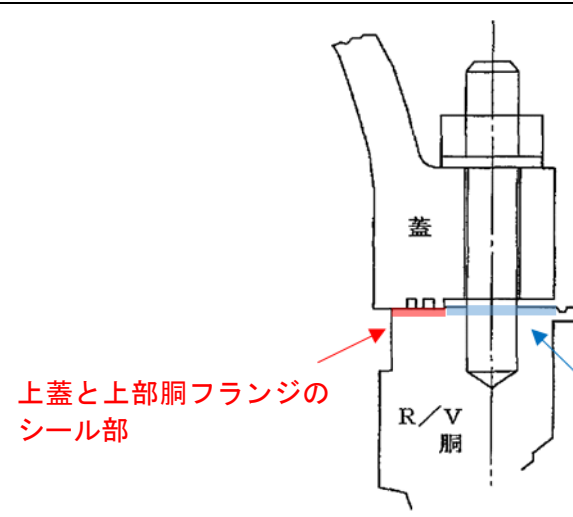
\*3: 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					根拠とする技術ベース *2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント		
		影響有無	説明			
						<p>また、クラッド下層部にき裂が存在していたとしても、プラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動がなく、有意な繰返し応力が付与されない長期停止期間中においては、き裂の進展について考慮する必要はない。</p> <p>以上から、長期停止期間中に特別に保管対策、点検を実施する必要はなく、「4 (無②)」と分類する。</p> <p>なお、運転期間延長認可申請を行う場合には、長期停止期間中か否かに関わらず、定められた期間において特別点検を実施することで、機能が維持されていることを確認することができる。</p>
ピitting	上部胴フランジ	3 (無①)	<p>上蓋を閉止している場合は狭隘部においてピittingが想定される</p> <p>上蓋を開放して保管している場合は狭隘部にならないが、シート面であることから、劣化(発錆)の発生を抑制する保管管理が必要</p>	<p>ステンレス鋼クラッドのないフランジ面に養生を施して保管する</p> <p>また、通常保全に復帰する場合には、フランジ面の点検を実施する</p>		<p>腐食 2 (経年劣化影響技術レポート), 腐食 3 (EPRI レビュー結果)</p> <p>上蓋が閉止している場合、上蓋と上部胴フランジのシール部が狭隘部であることによりピitting (孔食) の発生が想定される。</p> <p>しかしながら、長期停止期間中において、上蓋が開放された状態で保管される場合は、当該部は狭隘部ではなくなることから当該のピittingの想定は不要となる。</p> <p>一方で泊 3 号機を除く国内の PWR プラントでは、原子炉圧力容器のフランジ面の一部にステンレス鋼クラッドが施されておらず、低合金鋼部分が原子炉キャビティに水張りを行う際に接液することから、低合金鋼部分の全面腐食の発生が懸念される。</p> <p>そのようなプラントについては、保管対策として低合金鋼の接液を防ぐための養生を行うことで、長期停止期間中におけるフランジ面の発錆を防止することができる。また、上蓋を閉止する前には、腐食の発生がないことを確認するため当該部の点検を行うことが有効な保全となる。</p> <p>更に、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされ、EPRI にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果)</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な保全が実施されていることを前提とすれば、腐食を防止することが可能であることから「3 (無①)」と分類し、保全ポイントとして「ステンレス鋼クラッドのないフランジ面に養生を施して保管する」および「通常保全に復帰する場合には、フランジ面の点検を実施する」を推奨する。各プラントの長期停止期間中のフランジ面の点検状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。</p>

\*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3: 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					根拠とする技術ベース *2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント		
		影響有無	説明			
						 <p>スタッドボルト締付部 (一部のプラントを除いてステンレス鋼クラッドが施されておらず、上蓋を開放し原子炉キャビティに水張りを行う際に低合金鋼部分が接液する。)</p> <p>上蓋と上部胴フランジのシール部</p>

\*1: 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2: 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3: 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。



ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉圧力容器（BWR））

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の 保全ポイント			
		影響有無	説明				
低サイクル疲労	ノズル, セーフエンド等	5（無②）	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	—		<p>疲労割れ 1（経年劣化影響技術レポート）、 疲労割れ 2（EPRi レビュー結果）、 疲労割れ 5（PLM 評価書（参考））</p> <p>低サイクル疲労は、プラントの運転状態（例：起動・停止等）の温度や圧力の変化（過渡）によって生じる応力の変動が繰り返され、比較的ゆっくりと材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する疲労現象である。原子炉圧力容器の管台部などの形状不連続部は応力が集中しやすいために運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。建設時の工事計画認可申請書や PLM 評価書においては、プラント起動・停止等の大きな温度・圧力変動の発生回数に基づき運転期間を通じた疲労の蓄積程度が評価され、健全性が確認されている。</p> <p>長期停止期間中においてはプラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動は発生しないことから、低サイクル疲労の進展を想定する必要はない。</p> <p>経年劣化影響技術レポートにおいても、長期停止が低サイクル疲労に与える影響はないとされ、EPRi にも技術的に妥当と評価されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPRi レビュー結果）</p> <p>なお、参考として、冷温停止状態において低サイクル疲労の影響がないことは、事業者の冷温停止状態の維持を前提とした高経年化技術評価においても示されていることを確認している。（PLM 評価書（参考））</p> <p>以上から、長期停止期間中の劣化要因として低サイクル疲労を考慮する必要は無く「5（無②）」と分類する。</p>	
中性子照射脆化	胴部（炉心領域部）	5（無②）	停止期間中は放射線の影響を受けない	—		<p>中性子照射脆化 1（経年劣化影響技術レポート）、 中性子照射脆化 2（EPRi レビュー結果）、 中性子照射脆化 4（PLM 評価書（参考））</p> <p>原子炉圧力容器に使用されている低合金鋼については、運転中に燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受けるとボイドや転位ループ、溶質原子クラスター形成や粒界偏析などのミクロ組織変化が生じ、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。この事象を中性子照射脆化と呼んでいる。</p> <p>長期停止期間中においては運転中のような燃料の核分裂反応が起こっていないことから、中性子の照射による影響を考慮する必要はない。</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、中性子照射脆化に対する長期停止の影響はないとされ、EPRi にも技術的に妥当と評価されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPRi レビュー）</p> <p>なお、参考として、冷温停止状態において中性子照射脆化の影響がないことは、事業者の冷温停止維持を前提とした PLM 評価書においても示されていることを確認している。（PLM 評価書（参考））</p> <p>以上から、長期停止期間中の劣化要因として中性子照射脆化を考慮する必要は無く「5（無②）」と分類する。</p>	

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント			
		影響有無	説明				
応力腐食割れ	計装ノズル等	3（無①）	停止期間中の保有水（原子炉冷却材）の温度は 100℃未満と低く、原子炉冷却材を保有した状態では応力腐食割れの発生、進展の可能性は極めて小さいが、水質管理を適切に行うことは必要（※1）（※2）	水質管理を適切に行う（塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する）	（※1）：国内プラントにおいては、現在、原子炉圧力容器内に原子炉冷却材を保有した状態での保管 （※2）：経年劣化影響技術レポート[(2) 応力腐食割れ-5] プラント長期停止の影響] 参照	SCC1, SCC2, SCC6, SCC4（経年劣化影響技術レポート）, SCC5（EPR1 レビュー結果）	<p>応力腐食割れ（SCC）は、材料と環境と応力条件が重畳した場合に発生し、これらの3因子のうち1つを取り除くことによって発生を防止することができる。</p> <p>通常保全サイクルにおいては、これまでの運転経験等からオーステナイト系ステンレス鋼やNi 基合金を使用した部位に SCC 発生の懸念が大きいことから、国内の全 BWR について、材料変更や応力改善が図られており、SCC の発生を抑制する対策が施されている。例えば再循環水出入口ノズルセーフエンドに対して、高周波誘導加熱応力改善法（IHSI）により溶接残留応力を圧縮側に改善することで応力条件の改善を図るなど、様々な対策が取られている。</p> <p>長期停止期間中においては、運転中と比べて原子炉冷却材の温度が 100℃未満と低くなっており、文献 SCC1, 2 からも、管理された水質環境下においては、100℃未満の低温環境においては SCC の感受性が極めて小さいことが示されている。</p> <p>なお、文献 SCC6 の通り、NUREG や IGALL などの海外の知見においても、BWR の対象材料の SCC については、100℃以上の温度環境となる部位を管理対象としている。</p> <p>したがって、長期停止期間中においても、運転中と同様、適切な水質管理を実施することで、環境条件から SCC の発生を抑制することができる。（文献 SCC1, 2, 6）</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、100℃未満の環境においては SCC の感受性が小さいことが述べられるとともに、SCC は通常の保全活動により管理可能であるとされている。更に、長期停止期間中の SCC が保全活動により管理可能であることは EPR1 にも妥当性が確認されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPR1 レビュー結果）</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が実施されていることを前提とすれば、SCC が発生、進展する可能性は極めて小さいと判断され、機能維持が可能であることから「3（無①）」と分類し、保全ポイントとして「水質管理」を確実にを行うことを推奨する。各プラントの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。</p> <p>なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISI プログラムに従い検査することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。</p>

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント			
		影響有無	説明				
クラッド下層部のき裂	胴部等	4（無②）	国内プラントでは、製作時に溶接入熱を管理することで、き裂の発生を防止している	—		UCC2	<p>クラッド下層部のき裂は、原子炉圧力容器の製作時に、原子炉圧力容器に用いられている低合金鋼にクラッドを施工する際に溶接施工条件が適切ではないことによって、局部的にき裂が発生することが懸念されるものである。</p> <p>クラッド下層部のき裂については、全米溶接協会の報告書「Welding Research Council BULLETIN(WRC-197)」において、特定の種類の低合金鋼材料と特定の溶接施工条件が重畳した場合に発生する可能性が確認されており、材料の改善（化学成分の規制等）や溶接方法の改善（高入熱条件の回避）を図ることで製作時にき裂発生を防止できることが示されている。（文献UCC2）</p> <p>国内の全 BWR プラントの原子炉圧力容器においては、クラッド下層部のき裂が発生しないとされる材料の採用や製作時に溶接入熱の管理を行うことで、製作時にクラッド下層部のき裂が発生しないことを確認している。</p> <p>また、クラッド下層部にき裂が存在していたとしても、プラント起動・停止等のような大きな温度・圧力変動がなく、有意な繰返し応力が付与されない長期停止期間中においては、き裂の進展について考慮する必要はない。</p> <p>以上から、長期停止期間中に特別に保管対策、点検を実施する必要はなく、「4（無②）」と分類している。</p> <p>なお、運転期間延長認可申請を行う場合には、長期停止期間中か否かに関わらず、定められた期間において特別点検を実施することで、機能が維持されていることを確認することができる。</p>
腐食（FAC 及び全面腐食）	主蒸気ノズル等	全面腐食：3（無①）、FAC：5（無②）	停止期間中は蒸気が高速で流れる環境ではないことから、FAC は発生しない。また、停止期間中は冷却材の温度が 100℃未満と低く、全面腐食の影響は小さいが、水質管理を適切に行うことは必要。	水質管理を適切に行う（塩化物イオン濃度等が適正な水準に維持されていることを適宜確認する）	（※1）：経年劣化影響技術レポート[(1)腐食-3]プラント長期停止の影響]参照	腐食 1, 腐食 2(経年劣化影響技術レポート), 腐食 3 (EPRI レビュー結果)	<p>原子炉圧力容器の主蒸気ノズルやセーフエンドについては、低合金鋼や炭素鋼を使用しており、腐食（全面腐食）の影響が懸念される。</p> <p>これについては、国内の全 BWR プラントにおいては、設計、製造段階で、余裕を持った腐食量を設定しており、運転期間中に想定される腐食量が設計段階で考慮している腐食量よりも十分に小さいことを評価や点検により確認している。</p> <p>長期停止期間中においては、文献腐食 1 に示す通り、水質の温度や溶存酸素により腐食量の傾向が変化することが示されているが、炉水の温度が低い場合の腐食量はプラント運転状態の温度の腐食量と概ね同程度の傾向となる。（文献腐食 1）</p> <p>プラントの高経年化技術評価では、文献腐食 1 に示すような腐食データから、1 年あたりの腐食の進展率（mm/年）を換算し、腐食の評価式を用いて想定する運転期間に対する腐食量を評価している。この考え方と同様に、長期停止期間中の腐食量を評価した場合、例えばプラントが 20 年程度停止した場合でも、その腐食量は、概ね 0.2mm 程度であり、BWR RPV 内面の炉水と接液する炭素鋼、低合金鋼部位に設計段階で考慮している腐食代（1.6mm）に対しても十分に小さく、</p>

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。



ATENA ガイドライン（別添 A）*1					備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント			
		影響有無	説明				
							<p>長期停止期間中の腐食の影響は小さい。</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして水質管理の実施による腐食の抑制が挙げられている。更に、長期停止期間中の腐食が保全活動により管理可能であることは EPRI にも妥当性が確認されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果）</p> <p>以上から、長期停止期間中に適切な水質管理が実施されていることを前提とすれば、腐食が進展する可能性は極めて小さいと判断され、機能維持が可能であることから「3（無①）」と分類し、保全ポイントとして「水質管理」を確実にを行うことを推奨する。各プラントの水質は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通り管理されている。</p> <p>なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISI プログラムに従い検査することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。</p>
腐食（全面腐食）	基礎ボルト	3（無①）	停止期間中は空調運転を継続しており、停止期間中の目視点検の結果においても有意な腐食は発生していないが、結露等の防止のため、空調運転を継続して行うことは必要。	結露等の防止のため、空調運転を継続して行う。		<p>腐食 8 腐食 2（経年劣化影響技術レポート）、 腐食 3（EPRI レビュー結果）、 腐食 4（PLM 評価書（参考））</p>	<p>原子炉圧力容器の基礎ボルトについては、低合金鋼や炭素鋼を使用しており、長期停止期間中は原子炉格納容器内が窒素ガス雰囲気から空気雰囲気となるため、腐食の影響が懸念される。</p> <p>これについては、長期停止期間中においても空調運転を継続するなど格納容器内の環境を維持する運用を行うとともに、必要に応じて基礎ボルトの目視点検を実施することで、健全性を維持することが可能である。</p> <p>上記の通り、屋内環境にある原子炉圧力容器の基礎ボルトについては、腐食が促進される環境ではないことから、腐食の影響は小さいと判断しているが、仮にプラントの高経年化技術評価において、ボルトの腐食に対する健全性を確認する場合に用いている屋外における腐食量想定値（0.3mm/60年）※1を、原子炉圧力容器の基礎ボルトに対して保守的に考慮した場合でも、原子炉圧力容器の基礎ボルトの大きさ、本数（直径約 70mm、120 本）からボルトの強度への影響は小さい。</p> <p>※1：炭素鋼の暴露試験結果から想定されるボルトの推定腐食量。事業者のボルト腐食量の調査結果からも妥当性を確認している。（文献腐食 8）</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして定期的な点検が挙げられている。更に、長期停止期間中の腐食が保全活動により管理可能であることは EPRI にも妥当性が確認されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果）</p> <p>なお、参考として、基礎ボルトの目視点検を実施した結果、有意な腐食は認められていないことが、事業者の高経年化技術評価においても示されていることを</p>

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。



ATENA ガイドライン（別添 A）*1					備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント			
		影響有無	説明				
							<p>確認している。(PLM 評価書)</p> <p>以上から、長期停止期間中においても空調運転を継続するなど格納容器内の環境を維持することで腐食が発生する環境としてマイルドであり、保守的に腐食量を考慮しても基礎ボルトの機能へ与える影響は小さいことから「3（無①）」と分類する。また、基礎ボルトの機能に影響するような腐食が発生していないことを確認するため点検を推奨する。</p> <p>各プラントの長期停止期間中の基礎ボルトの点検状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。</p> <p>なお、通常保全サイクル復帰後も、日常保全として、ISI プログラムに従い検査することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。</p>
摩耗（摺動部）	スタビライザブラケット、スタビライザ	5（無②）	当該部は地震時のみ摺動するものであり、発生回数も少ないことから、長期停止中に摩耗が発生・進展する可能性は極めて小さい。	—		摩耗 1（PLM 評価書（参考））	<p>原子炉圧力容器のスタビライザブラケット及びスタビライザについては、摺動部を有しているため摩耗が想定されるが、当該部は地震時のみ摺動するものである。このため、当該部の摩耗は、プラントの運転期間中・停止期間中に問わず、大きな地震が発生した場合に生じる劣化事象であり、機器を継続的に使用することに伴った経年的な影響により摩耗が発生・進展するものではない。</p> <p>また、発生回数も少ないことから、仮に停止期間中に地震が発生した場合においても、摩耗が発生・進展する可能性は小さい。</p> <p>参考として、事業者の高経年化技術評価においても、スタビライザ等の摺動部の摩耗については、摩耗が発生する可能性が小さいことが評価されている。(PLM 評価書（参考）)</p> <p>以上から、長期停止期間中においてスタビライザ等の摩耗が発生・進展する可能性は小さいことから、「5（無②）」と分類している。</p> <p>なお、長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響をあたえるような損傷がないことを点検により確認することとなる。</p>

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉格納容器（PWR））

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント			
		影響有無	説明				
疲労割れ	トップドーム部等	5（無②）	運転中、停止期間中ともに大きな圧力・温度変動を受けない	—		疲労割れ 4 (PLM 評価書(参考))	<p>疲労割れは、温度や圧力の変化等によって生じる応力の変動が繰り返され、材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する現象である。</p> <p>しかしながら、国内の全 PWR プラントの原子炉格納容器本体について、通常保全サイクルにおいても有意な温度・圧力変動は想定されない。</p> <p>なお、参考として、原子炉格納容器本体において有意な温度・圧力変動がないことは、PLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書(参考))</p> <p>長期停止期間中においても同様に、有意な温度・圧力変動が想定されないことから、劣化要因として疲労割れを考慮する必要は無く「5（無②）」と分類する。</p>
腐食	トップドーム部、円筒部	3（無①）	鋼板の内面および外面（PCCV の場合はライナープレートの大気接触部に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持することで、停止期間中の腐食の発生を防止できる	適宜塗膜の健全性を目視点検により確認し、必要に応じて再塗装を実施する		腐食 2（経年劣化影響技術レポート）、腐食 3（EPRI レビュー結果）	<p>原子炉格納容器に用いている炭素鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。</p> <p>しかしながら、国内全ての PWR プラントの原子炉格納容器について、表面に防食塗装を施工しているため、塗膜が健全であるかぎり、腐食の懸念はない。</p> <p>また、経年劣化影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして表面の塗装による腐食の抑制が挙げられている。更に、腐食が長期停止期間中においても保全活動により管理可能であることは EPRI にも妥当性が確認されている。(経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果)</p> <p>以上から、長期停止期間中に塗膜の健全性が維持できていることを前提とすれば、腐食の発生を抑制することが可能であることから「3（無①）」と分類し、保全ポイントとして、塗膜の健全性を維持するための「塗膜の目視点検」を行うことを推奨する。各プラントの長期停止期間中の格納容器の塗膜点検の状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。</p> <p>なお、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。</p>
腐食	コンクリート埋設部（スタッド含む）	4（無②）	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、鉄表面は不動態化しているため、腐食速度としては極め	—		腐食 5	<p>原子炉格納容器に用いている炭素鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。</p> <p>しかしながら、コンクリート埋設部は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、文献腐食 5 に示す通り、コンクリート内において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。(文献腐食 5)</p> <p>なお、コンクリート埋設部は、コンクリート内に深く埋設された状態で施工されており、別紙 4-1 で示されている通り、中性化の進展程度は 80 年間で 10cm に満たない程度であることから、10cm を大きく超える位置に埋設されているコンクリート埋設部については、中性化の影響は考慮する必要はない。更に、コンクリート表面に塗装が施されている箇所もあり、設置環境として緩やかな環境である。</p>

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					根拠とする技術ベース*2	補足説明事項	
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント			備考
		影響有無	説明				
			て小さい			<p>また、コンクリート埋設部が施工されたコンクリート表面は、大部分が屋内環境（管理区域内）であり、塩分浸透の影響を考慮する必要はない。なお、PWR のプレストレスト製原子炉格納容器（PCCV）の外表面は屋外環境に晒されているが、コンクリートに十分な厚みがあり、外表面に塗装が施されていることから、塩分浸透の影響を考慮する必要はない。</p> <p>その他、コンクリートに想定されるアルカリ骨材反応等の経年劣化事象については、別添 A の通り、長期停止期間中の経年劣化の発生、進展が想定されない又は極めて小さいものと分類されており、原子炉格納容器のコンクリート埋設部に対する影響もない。</p> <p>以上から、長期停止期間中においてもコンクリート埋設部は有意な腐食環境になく、「4（無②）」と分類する。</p> <p>なお、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能が維持されていることを点検する。</p>	

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（原子炉格納容器（BWR））

ATENA ガイドライン（別添 A）*1							
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント	備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
		影響有無	説明				
腐食	ドライウェル、サプレッションチェンバ（円筒部等）等	3（無①）	鋼板の内面および外面に塗装を施しており、塗膜の健全性を維持することで、停止期間中の腐食の発生を防止できる	適宜塗膜の健全性を目視点検により確認し、必要に応じて再塗装を実施する。		腐食 2（経年劣化影響技術レポート）、腐食 3（EPRI レビュー結果）	<p>原子炉格納容器に用いている炭素鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。</p> <p>しかしながら、国内全ての BWR プラントの原子炉格納容器について、表面に防食塗装を施工しているため、塗膜が健全であるかぎり、腐食の懸念はない。</p> <p>また、経年劣影響技術レポートにおいても、腐食は通常の保全活動により管理可能であるとされており、管理方法の一つとして表面の塗装による腐食の抑制が挙げられている。更に、腐食が長期停止期間中においても保全活動により管理可能であることは EPRI にも妥当性が確認されている。（経年劣化影響技術レポート及び EPRI レビュー結果）</p> <p>以上から、長期停止期間中に塗膜の健全性が維持できていることを前提とすれば、腐食の発生を抑制することが可能であることから「3（無①）」と分類し、保全ポイントとして、塗膜の健全性を維持するための「塗膜の目視点検」を行うことを推奨する。各プラントの長期停止期間中の格納容器の塗膜点検の状況は、別頁の「長期停止期間中の点検結果」の通りである。</p> <p>なお、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。</p>
腐食	基礎ボルト（コンクリート埋設部）	4（無②）	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、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。	—		腐食 5	<p>原子炉格納容器に用いている低合金鋼は、湿分を含む大気中において腐食が発生することが想定される。</p> <p>しかしながら、コンクリート埋設部は、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、文献腐食 5 に示す通り、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。（文献腐食 5）</p> <p>なお、コンクリート埋設部は、コンクリート内に深く埋設された状態で施工されており、別紙 4-1 で示されている通り、中性化の進展程度は 80 年間で考慮しても 10cm に満たない程度であることから、10cm を大きく超える位置に埋設されているコンクリート埋設部については、中性化の影響は考慮する必要はない。</p> <p>また、コンクリート埋設部が施工されたコンクリート表面は、屋内環境（管理区域内）であり、塩分浸透の影響を考慮する必要はない。</p> <p>その他、アルカリ骨材反応等については、別添 A の通り、長期停止期間中の経年劣化の発生、進展が想定されない又は極めて小さいものと分類されており、原子炉格納容器のコンクリート埋設部に対する影響もない。</p>

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。



ATENA ガイドライン (別添 A) *1					根拠とする技術ベース *2	補足説明事項	
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の保全ポイント			備考
		影響有無	説明				
						<p>以上から、長期停止期間中においてもコンクリート埋設部は有意な腐食環境になく、「4 (無②)」と分類する。</p> <p>なお、通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能が維持されていることを確認することができる。</p>	
疲労割れ	ダイヤフラムフロアーシールベローズ、ベント管ベローズ	5 (無②)	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	—	疲労割れ 6 (PLM 評価書 (参考))	<p>疲労割れは、温度や圧力の変化等によって生じる応力の変動が繰り返され、材料に局所的かつ微小な変形が蓄積する現象である。</p> <p>原子炉格納容器のダイヤフラムフロアーシールベローズは、ドライウェルと原子炉本体基礎との事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられており、ベント管ベローズは、ドライウェルとサプレッションチェンバとの事故時等の熱膨張差を吸収するために取付けられている。疲労の蓄積による疲労割れが劣化要因として想定されるが、通常時の温度変動は、プラント起動・停止によるもので、発生応力・回数は小さい。</p> <p>なお、参考として、ダイヤフラムフロアーシールベローズ、ベント管ベローズは、通常時においても疲労割れの発生の可能性が小さいことが評価されていることは、PLM 評価書においても示されていることを確認している。(PLM 評価書 (参考))</p> <p>長期停止期間中においても同様に、有意な温度・圧力変動が想定されないことから、劣化要因として疲労割れを考慮する必要は無く「5 (無②)」と分類する。</p>	
摩耗	スタビライザ等	5 (無②)	当該部は地震時のみ摺動するものであり、発生回数も少ないことから、長期停止中に摩耗が発生・進展する可能性は極めて小さい。	—	摩耗 2 (PLM 評価書 (参考))	<p>原子炉格納容器のスタビライザ、上部シアラグ、下部シアラグについては、摺動部を有しているため摩耗が想定されるが、当該部は地震時のみ摺動するものである。このため、当該部の摩耗は、プラントの運転期間中・停止期間中に関わらず、大きな地震が発生した場合に生じる劣化事象であり、機器を継続的に使用することに伴った経年的な影響により摩耗が発生・進展するものではない。</p> <p>また、発生回数も少ないことから、仮に停止期間中に地震が発生した場合においても、摩耗が発生・進展する可能性は小さい。</p> <p>参考として、事業者の高経年化技術評価においても、スタビライザ等の摺動部の摩耗については、摩耗が発生する可能性が小さいことが評価されている。(PLM 評価書 (参考))</p> <p>以上から、長期停止期間中の劣化要因として摩耗を考慮する必要は無く「5 (無②)」と分類している。</p> <p>なお、長期停止期間中に大きな地震が発生した場合には、機能に影響をあたえるような損傷がないことを点検により確認することとなる。</p>	

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン（別添 A）と技術ベースとの関係（コンクリート構造物）

ATENA ガイドライン（別添 A）* <sup>1</sup>							根拠とする技術ベース* <sup>2</sup>	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の 保全ポイント	備考			
		影響有 無	説明					
熱 （コンクリートの 強度低下）	PWR:内部コンクリート（1次遮蔽壁） BWR:原子炉ペDESTAL, 一次遮へい壁	5（無②）	停止期間中は高い熱の影響を受けない。	—	※1：長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動（目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等）を継続することが有効と考えられる。	—	最高温度に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、高温となる内部コンクリートの一次遮蔽壁(PWR), 原子炉ペDESTAL, 一次遮蔽壁(BWR)であるが、停止中においては、運転時のような熱影響を受けないことから、運転時よりも高温になることはない。 以上から、停止期間中の劣化要因は無いため、「5（無②）」に分類する。	
放射線照射 （コンクリートの 強度低下）	PWR:内部コンクリート（1次遮蔽壁） BWR:原子炉ペDESTAL, 一次遮へい壁	5（無②）	停止期間中は放射線の影響を受けない。	—	※1：長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動（目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等）を継続することが有効と考えられる。	—	累積照射量に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、照射の影響を受ける内部コンクリートの一次遮蔽壁(PWR), 原子炉ペDESTAL, 一次遮へい壁(BWR)であるが、停止中においては、核分裂反応が起こらないことから、燃料からの放射線の影響を受けない。 以上から、停止期間中の劣化要因は無いため、「5（無②）」に分類する。	

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1					備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の 保全ポイント			
		影響有 無	説明				
中性化 (コンクリートの 強度低下)	全コンクリート構造 物	2 (無①)	停止期間中も進展する可 能性はあるが、運転中と 傾向が変わるものではな い。	目視点検などの定期的な点検 及び必要に応じた補修等 (運 転中と同様の保全活動を継続 する)		中性化 1 中性化 2 中性化 3 中性化 4	<p>中性化の進展は環境条件 (二酸化炭素濃度、温度、相対湿度など) の影響を受けるため、停止中においても、運転中と同じ部位の経年劣化の発生・進展を想定する必要がある。【中性化 1, 2, 3, 4】</p> <p>ただし、停止中は運転中と比べて環境条件が大きく変わるものではなく、運転中よりも中性化の進展が促進される状況ではない。</p> <p>一方で、中性化の進展傾向及び余裕を確認するため、高経年化技術評価実施プラントを対象に、「高経年化技術評価」及び「運転期間延長認可申請の劣化状況評価」の環境条件等に基づき、中性化深さについて外挿評価を実施した結果、プラント運転期間 (最大 60 年) に停止期間 20 年を仮定して加えたとしても、鉄筋が腐食し始める深さにまで到達しないことを確認した。(ガイドライン別添 A, 別紙 4-1 参照)</p> <p>このように、経年劣化に至るまでの余裕があることを考慮し、保全ポイントとしては、運転中と同じく、鉄筋の腐食に至るような劣化が発生しないことを確認するためにコンクリートのひび割れ有無を確認するための目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等を継続することとした。</p> <p>以上から、中性化はプラント長期運転期間中の機能維持に対し余裕があり、経年劣化の発生・進展が有意ではない劣化要因として「2 (無①)」に分類する。</p>

\*1 : 別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2 : 文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3 : 発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン（別添 A）*1					備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の 保全ポイント			
		影響有 無	説明				
塩分浸透 （コンクリートの 強度低下）	屋外部コンクリート	2（無①）	停止期間中も進展する可能性はあるが、運転中と傾向が変わるものではない。	目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等（運転中と同様の保全活動を継続する）		塩分浸透 1 塩分浸透 2	<p>塩分浸透による鉄筋腐食の進展は環境条件（塩化物イオン濃度、温度、相対湿度など）の影響を受けるため、停止中においても、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要がある。【塩分浸透 1, 2】</p> <p>ただし、評価対象は屋外構造物であり、停止中は運転中と比べて環境条件が変わるものではなく、運転中よりも塩分浸透による鉄筋腐食が促進される状況ではない。</p> <p>一方で、塩分浸透の進展傾向及び余裕を確認するため、高経年化技術評価実施プラントを対象に、「高経年化技術評価」及び「運転期間延長認可申請の劣化状況評価」の環境条件等に基づき、鉄筋の腐食減量について外挿評価を実施した結果、プラント運転期間（最大 60 年）に停止期間 20 年を仮定して加えたとしても、コンクリートにひび割れが発生する時点での腐食減量にまで到達しないことを確認した。（ガイドライン別添 A、別紙 4-1 参照）</p> <p>このように、経年劣化に至るまでの余裕があることを考慮し、保全ポイントとしては、運転中と同じく、鉄筋の腐食による劣化が発生しないことを確認するためにコンクリートのひび割れ有無を確認するための目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等を継続することとした。</p> <p>以上から、塩分浸透はプラント長期運転期間中の機能維持に対し余裕があり、経年劣化の発生・進展が有意ではない劣化要因として「2（無①）」に分類する。</p>

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。



ATENA ガイドライン（別添 A）*1					根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の 保全ポイント		
		影響有 無	説明			
アルカリ骨材反応 （コンクリートの 強度低下）	全コンクリート構造 物	4（無②）	（反応性骨材を使用してい ないことを確認してい ない場合） 停止期間中も進展する可 能性はあるが、運転中と 傾向が変わるものではな い。 一方で、廃止措置プラン トを除く比較的新しいプ ラントにおいては、モル タルバー法などによる骨 材の反応性試験により、 反応性骨材ではないこと 等を確認しているため、 影響はない。	—	※1：長期停止期間中に劣化 が発生、進展しない、または 当該設備に要求される機能に 対する影響が極めて小さい劣 化であるものの、運転中と同 様の保全活動（目視点検など の定期的な点検及び必要に応 じた補修等）を継続すること が有効と考えられる。 ※2：新たな知見である遅延 膨張性骨材のアルカリ骨材反 応によるコンクリートの強度 低下の可能性については、通 常の目視点検や部材変形など のモニタリングにより兆候を 捉えることが可能である。	アルカリ骨材反応 1  アルカリ骨材反応の進展は、使用材料お よび環境条件（温度、湿度など）の影響を 受けるため、運転中と同じ部位の経年劣 化を想定する必要がある。 ただし、停止中は運転中と比べて環境条 件が大きく変わるものではなく、運転中 よりもアルカリ骨材反応の進展が促進さ れる状況ではない。 一方で、廃止措置プラントを除く比較的 新しいプラントについては、設計・施工段 階におけるモルタルバー法などによる骨 材の反応性試験により、反応性骨材では ないこと等を確認している【アルカリ骨 材反応 1】ため、経年劣化要因を排除・抑 制している。 以上から、アルカリ骨材反応は長期停止 期間中における経年劣化の発生・進展が 想定されない又は極めて小さい劣化要因 として「4（無②）」に分類する。 なお、経年劣化の発生・進展が無いこと を確認するための点検を長期停止期間中 にも継続することが有効とした。

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン（別添 A）*1							
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の 保全ポイント	備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
		影響有 無	説明				
機械振動 （コンクリートの 強度低下）	PWR:タービン架台等 BWR:タービン発電機 架台等	4（無②）	<p>運転中に最も機械振動の影響を受ける部位は、停止期間中にその影響を受けない。</p> <p>一方で、停止期間中に機械振動を受ける主な部位として、非常用ディーゼル発電機基礎があるが、機器の出力や稼働時間等から、その影響は極めて小さい。</p>	—	※1：長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動（目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等）を継続することが有効と考えられる。	<p>機械振動 1 機械振動 2 機械振動 3</p>	<p>機械振動による疲労に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、機器の振動（出力）が大きく、稼働時間が長いタービン架台（PWR）、タービン発電機架台（BWR）であるが、停止中は、タービン、発電機ともに稼働しないため、停止中に上記部位で運転中のような機械振動を受けない。</p> <p>一方で、停止中に機械振動を受ける主な部位として非常用ディーゼル発電機基礎があるが、非常用ディーゼル発電設備の出力や稼働時間等がタービン発電機に比べて非常に小さいこと【機械振動 1】から、タービン発電機に比べ機械振動による荷重の繰り返し回数が非常に少ない。また、これまで 30 年程度運転しているタービン発電機架台には、機械振動（疲労）によるコンクリートの強度低下は確認されていない【機械振動 2】。このため、長期停止期間中に非常用ディーゼル発電機から生じる機械振動（疲労）によってコンクリートの強度低下が発生する可能性は極めて小さいと判断した。</p> <p>さらに、繰返し載荷試験により、上限応力が長期許容引張力以下の場合には、疲労によるコンクリートの強度低下が生じないとの研究成果が報告されている。【機械振動 3】</p> <p>以上から、機械振動は長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因として「4（無②）」に分類する。</p> <p>なお、経年劣化の発生・進展が無いことを確認するための点検を長期停止期間中にも継続することが有効とした。</p>

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。

ATENA ガイドライン (別添 A) *1							
経年劣化事象	想定される部位	長期停止期間中の経年劣化影響		長期停止期間中の 保全ポイント	備考	根拠とする技術ベース*2	補足説明事項
		影響有 無	説明				
凍結融解 (コンクリートの 強度低下)	地上部コンクリート	4 (無②)	(立地地点が凍結融解のおそれがあると判断される場合) 停止期間中も進展する可能性はあるが、運転中と傾向が変わるものではない。 一方で、設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足するなどの対策を施しているため、影響はない。	—	※1：長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動(目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等)を継続することが有効と考えられる。	凍結融解 1	凍結融解による劣化の進展は、環境条件(温度など)の影響を受けるため、運転中と同じ部位の経年劣化を想定する必要がある。 ただし、評価対象部位は屋外の地上部コンクリートであり、停止中は運転中と比べて環境条件が変わるものではなく、運転中よりも凍結融解による劣化の進展が促進される状況ではない。 一方で、立地地点が凍結融解のおそれがあると判断される場合には、設計・施工段階において凍結融解作用に対する抵抗性を確保するために有効な空気量を満足するなどの対策を施している【凍結融解 1】ため、経年劣化要因を排除・抑制している。 以上から、凍結融解は長期停止期間中における経年劣化の発生・進展が想定されない又は極めて小さい劣化要因として「4 (無②)」に分類する。 なお、経年劣化の発生・進展が無いことを確認するための点検を長期停止期間中にも継続することが有効とした。
熱 (コンクリートの 遮蔽能力低下)	PWR: 内部コンクリート(1次遮蔽壁) BWR: ガンマ線遮へい壁、一次遮へい壁	5 (無②)	停止期間中は高い熱の影響を受けない。	—	※1：長期停止期間中に劣化が発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものの、運転中と同様の保全活動(目視点検などの定期的な点検及び必要に応じた補修等)を継続することが有効と考えられる。	—	最高温度に対する評価であり、PLM 評価における評価対象部位は、遮蔽能力が要求される部位のうち、高温となる内部コンクリートの一次遮蔽壁(PWR)、ガンマ線遮へい壁、一次遮へい壁(BWR)であるが、停止中においては、運転時のような熱影響を受けないことから、運転時よりも高温になることはない。 以上から、停止期間中の劣化要因は無いため、「5 (無②)」と分類する。

\*1：別添 A の表で示す凡例や注釈の説明は割愛する。

\*2：文献名の凡例及び該当する知見は、後段の「文献リスト」で示す。

\*3：発電所で実際に行われている保全活動及び当該保全活動の結果確認されている部位の健全性も参考の上、保全ポイントを定めている。保全活動の実績は、後段の「長期停止期間中の点検結果」参照。