公開会合向け資料　事前提出（令和２年４月８日）からの変更箇所

資料２－２「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン」の作成にあたり参考とした現場経験及び知見とその反映について（ドラフト）」

（１）別表１，２の国内 OE 情報に関する情報について、充実化した内容に見直し。

（２）別紙４のうち、原子炉圧力容器（PWR）の経年劣化事象の「ピッティング」に関する部位、経年劣化影響及び補足説明事項に関する記載について、現場の上蓋胴フランジ部の実態を踏まえた内容に見直し。（前後比較参照）

（３）別紙４文献のうち、機械振動（コンクリートの強度低下）に関する強度低下の参照文献について、令和２年２月２７日付で保安規定変更認可申請（長期保守管理方針の追加）が認可された柏崎刈羽原子力発電所５号炉の高経年化技術評価（コンクリート及び鉄骨構造物）の補足説明資料に見直し。（前後比較参照）

資料２－３「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン（案）」

（１）別添 A のうち、原子炉圧力容器（PWR）の経年劣化事象の用語統一並びに「ピッティング」に関する部位及び経年劣化影響に関する記載の見直し（修正理由は資料２－２と同じ）。（前後比較参照）

以　上

トラブル情報等（NUCIA情報）のうち、長期停止期間中の経年劣化事象に関連する情報

別表１

通番	報告書番号	情報区分	発生日時	ユニット名	件名	事象発生時の状況/事象の概要	原因調査の概要	原因調査の概要（続き）	事象の原因	再発防止対策	関連する経年劣化事象※	経過年数（＊）
12794	2017-九州-M002	保全品質情報	2018年03月30日19時頃	玄海発電所3号	玄海3号機　脱気器空気抜き管からの蒸気漏れ	定期検査中の玄海原子力発電所3号機（加圧水型軽水炉、定格電気出力118万キロワット）は、平成30年3月25日に発電を再開し、発電機出力75%で調整運転を行っていたところ、3月30日19時頃に、2次系設備である脱気器空気抜き管からの微少な蒸気漏れを確認した。 このため、事前に公表したうえで、発電機出力を75%から負荷降下を行い発電を停止し、脱気器空気抜き管の点検及び調査を実施することとした。 本事象による環境への放射能の影響はなかった。	3B脱気器の第5空気抜き管（以下「当該管」という。）から微少な蒸気漏れを確認したため、3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管（各8本の合計16本）の点検を以下のとおり実施した。また、当該管の過去の点検実績の調査を実施した。 （1）空気抜き管の外装板及び保温材の点検 a. 外装板 　3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管の外装板について、状況確認を実施した。結果は以下のとおり。 【当該管】 　当該管の外装板下面の一部に著しい錆が確認された。 【当該管以外の空気抜き管】 　当該管以外の空気抜き管の外装板については、著しい錆は確認されなかった。 b. 保温材 　3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管の保温材について、状況確認を実施した。結果は以下のとおり。 【当該管】 　当該管の保温材と配管との接触部に、変色や錆のような付着物が確認された。 【当該管以外の空気抜き管】 　当該管以外の空気抜き管の保温材については、変色や錆のような付着物は確認されなかった。 （2）空気抜き管の点検 a. 外面点検 　3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管について、状況確認を実施した。結果は以下のとおり。 【当該管】 　当該管の水平部分の上面の一部に、腐食による明らかな凹みが確認された。また、その凹み部分の１箇所に貫通孔（長さ13mm×幅6mm 程度）が確認された。貫通孔近傍の配管は、外面から内面に向い段々に凹んでいた。なお、水平部分以外については、腐食による明らかな凹みは確認されなかった。 【当該管以外の空気抜き管】 　当該管以外の空気抜き管については、腐食による明らかな凹みは確認されなかった。 b. 内面点検 　3A及び3B脱気器のすべての空気抜き管を取り外し後、内部にファイバースコープを挿入し、管内面の状況確認を実施した。結果は以下のとおり。 【当該管】 　当該管の水平部分の上面に貫通孔を確認した。なお、外面点検で確認したような、内面からの腐食による明らかな凹みは確認されなかった。 【当該管以外の空気抜き管】 　当該管以外の空気抜き管については、内面からの腐食による明らかな凹みは確認されなかった。	（3）当該管の過去の点検実績の調査 a. 定期検査時の点検 　当該管の漏えい箇所近傍の水平部分は、保温材を取り外した外観点検を実施していなかった。 なお、当該管の漏えい箇所近傍の曲がり部については、第10回定期検査（平成18年12月より平成19年3月まで）において、配管内面からの減肉を確認する目的で、曲がり部の外装板及び保温材を取り外して肉厚測定を実施していたが、その際に、外装板及び保温材を取り外した範囲の配管外面に、著しい腐食があるとの所見は確認されなかった。 b. 巡視点検 　毎日の巡視点検では、チェックシートを用いて、配管等について異音、振動、漏えい等の有無を確認している。過去のチェックシートを確認した結果、当該管に係る異常があるとの所見は確認されなかった。 c. 総合点検 　月に1回の総合点検では、チェックシートを用いて、配管等について異音、振動、漏えい、保温の損傷等の有無を確認しており、過去のチェックシートを確認した結果、当該管に係る異常があるとの所見は確認されなかった。 d. 起動時点検 　発電機出力5%、30%、50%、75%及び定格熱出力一定運転時の点検では、チェックシートを用いて、配管等について異音、振動、漏えい等の有無を確認している。発電機出力5%、30%、50%時のチェックシートを確認した結果、当該管に係る異常があるとの所見は確認されなかった。 （4）点検及び調査のまとめ ・当該管の外装板下面の一部に著しい錆があった。 ・当該管の水平部分の上面の一部に貫通孔があり、貫通孔近傍の配管表面に、腐食による明らかな凹みがあった。なお、当該管の内面からの腐食による明らかな凹みは確認されなかった。 ・当該管の水平部分は、外装板及び保温材を取り付けた状態での巡視点検等を実施しているものの、保温材を取り外しての点検実績はなかった。	3B脱気器の第5空気抜き管には外装板及び保温材が施工されており、外装板の隙間より雨水などが浸入し外面からの腐食が引き起こされ、さらに長期間湿潤環境となったことにより、それが進展し貫通に至ったと考えられる。	1. 当該管への対応 　貫通孔が確認された当該管1本を含む全16本について、配管、外装板及び保温材の取替えを実施した。 2. 今後の取組み （1）点検・巡視時における意識向上のため、以下の教育を繰返し実施する。 　・僅かな変化でも、その先には機器の故障が潜んでいるとの認識を常に持つ。 　・異常の兆候を発見した際には、組織内での活発な報告、共有を行う。 （2）点検、保守内容を見直す。 　・使用環境を考慮した、屋外の外装板及び保温材の取替計画を策定する。 　・外装板及び保温材が施工されている屋外配管の、計画的な点検計画を策定する。 （3）外装板等の経年変化から異常の兆候を把握するためのチェックシートを用いた点検を実施する。 （4）必要な処置を判断する仕組みを構築するため、異常を未然に防ぐ教育を行い、僅かな変化を気付き事項として認識できるようにし、新たに設ける会議体で収集・集約を行うとともに、過去の慣例にとらわれることなく、様々な視点での確認を実施する。 3. 今後の更なる取組み （1）当該管を含む脱気器廻りの屋外配管の範囲について、雨水浸入などに対する信頼性を向上させる観点から、ステンレス鋼への取替えや屋根設置等に取り組んでいく。 （2）錆の発生や進展に対する知見を深めるとともに、その知見を点検・取替の計画策定に反映する。 （3）沿岸部であることを考慮し、外装板のメッキ方法や配管の防錆塗装の知見を収集する。 （4）外装板取付け方法の最適化について検討する。 （5）覆われて見えない設備に対する非破壊検査方法の知見の収集・活用を行う。 （6）当該管の断面観察を行う。	腐食（全面腐食）	約7年3カ月
12494	2016-四国-M002	保全品質情報	2016年08月31日15時00分	伊方発電所2号	伊方発電所2号機　余熱除去系統ベント配管のひび割れについて	第23回定期検査中の伊方発電所第2号機の原子炉補助建家（管理区域内）において、余熱除去冷却器2A出口配管のベント弁の下流配管にほう酸と思われる付着物が認められたため、液体浸透探傷検査を実施したところ、8月31日15時頃、同配管の溶接部にひび割れがあることを保修員が確認した。 配管の付着物を分析した結果、付着物はほう酸であり、配管内のほう酸水が溶接部のひび割れからにじみ出て、乾燥したものと推定した。 この付着物の放射能量は約7ベクレルで、にじみ出たほう酸水の量は付着物の重量から約10ミリリットルと推定した。 その後、ひび割れのあった当該配管を取り替え、11月22日、系統の水張りを行い、当該配管から漏えいがないことを確認し、通常状態に復帰した。 なお、本事象によるプラントへの影響および環境への放射能の影響はない。	当該部を切り出し、ひび割れの詳細を確認、硬度分析および成分分析を実施し、繰り返し応力による疲労割れであると推定した。また、運転状況調査を実施したところ、プラント長期停止中のため、定期試験時の通水系統が余熱除去冷却器をバイパスする系統となっていた。運転状況調査を踏まえ、実機運転により、ひび割れが発生したベント配管部の振動を計測・評価したところ、バイパスラインに全量通水した場合、当該部に大きな振動が発生していることを確認した。 振動測定結果より、疲労損傷の可能性について評価した結果、バイパスラインに全量通水した時の振動に伴う発生応力が推定疲労強度を超えており、繰り返し応力による疲労割れが発生・進展する可能性があることを確認した。		調査の結果、配管溶接部のひび割れは、プラント長期停止期間のため、余熱除去冷却器をバイパスする系統での運転を長期間実施したことにより、当該配管に大きな振動が発生したことによるものと推定した。	（1）ひび割れの生じた当該溶接部を含むベント弁下流配管を新品に取り替えた。 （2）本事象が発生した余熱除去系統において、プラント長期停止期間中特有の運転により同様に振動影響を受けた可能性のある他ベント・ドレン配管については、外観確認により異常のないことを確認しているが、念のため当該ベント配管同様にベント・ドレン弁下流配管を新品に取り替えた（3箇所）。 （3）当該配管に大きな振動が発生しない通水系統で運転する運用に変更する。	疲労割れ	約4年7ヶ月
11578	2012-東北-M004	保全品質情報	2012年08月06日--時--分	女川発電所1号	ほう酸水注入系アキュムレータ給排弁の一部固着について	・ほう酸水注入系のほう酸水注入系アキュムレータ（A）※1の分解点検を実施したところ、内部にある給排弁※2（以下「当該弁」という。）の一部が固着していることを確認した（8月6日）。 ・当該弁を取外して、動作確認を実施したところ、通常は上下運動する弁の一部が固着し、動作しにくい状態となっていたことから、当該弁の一式取替えを実施した（8月8日）。 ・取替え後に確認運転および漏えい試験※3を行い、異常がないことを確認した（8月31日）。 なお、本事象は、原子炉へのほう酸水注入機能に影響を与えるものではありません。 ※1 アキュムレータは、ほう酸水注入ポンプ運転時に発生する圧力変動に対して、加圧した窒素ガスの圧力を用いて給排弁を動作させ、ほう酸水を安定して原子炉内へ注入するための装置。 ※2 給排弁は、弁を上下に動作させることにより、ほう酸水注入ポンプから吐出されたほう酸水の圧力の変動を抑制する装置。 ※3 漏えい試験とは、ほう酸水注入系ポンプ運転時に、アキュムレータと配管接合部における窒素およびほう酸水の漏えいの有無を確認する試験。	・分解点検した結果，目視にてほう酸の析出と思われる跡と，給排弁動作の引っ掛かりを確認した。 　なお，ほう酸水注入系アキュムレータ（B）の動作に異常のないことを確認した。		・通常運転中は，ほう酸水は温度管理がなされており，析出の可能性は低いが，事象発生時は，東日本大震災後の長期停止中であり，機能要求がないことからほう酸水注入タンク設置の加温ヒータは停止しており，室内温度次第では，ほう酸析出の可能性が否定できない状況であった。	・東日本大震災で停止中であり，ほう酸水注入系は機能要求がなく，系統保管中であったことから再発防止対策は不要と判断した。	固着	1年5ヶ月

＊長期停止の経過年数（解列日（震災で停止したプラントは、その停止日）から起算。端数切捨て。）

※：事業者大の枠組みを通じて経年劣化事象として特定していないものも含む。

CAP情報のうち、長期停止期間中の経年劣化事象に関連する情報　　別表2

情報種別	発生日時	件名	事象発生時の状況/事象の概要	原因調査の概要	事象の原因	再発防止対策	関連する経年劣化事象※	経過年数（＊）
不具合	2015年9月17日	発電機軸受冷却水系統配管ジョイント部からの水漏れ	追加点検での軸受冷却水系統を復旧した時に、発電機の冷却水配管ジョイント部からの水漏れを確認。	発電機の冷却水配管ジョイント部の12か所の分解点検を実施し、要因及び発生メカニズムの検討を実施	約9か月の間、軸受冷却水系統が隔離状態（系統ブロー状態）にあり、冷却水配管ジョイント部に滞留した水に配管内の酸素が供給され錆が発生したことによりシール性が低下したものである。	発電機の冷却水配管は満水保管する。	残留水による腐食	約2年
不具合	2016年7月1日	蒸気発生器水張弁のシートリーク	蒸気発生器水張弁のシートリークを確認。	内弁を確認したところ、シートリークの原因となるエロージョンを確認。	通常は2定検毎に分解・手入れを実施し、10定検程で内弁取替を実施している。当該弁は内弁取替から運転状態で2定検も経っていない。しかし、エロージョンによるシートリークが発生していることから、通常操作ではない低開度操作等により、内弁が侵食された可能性がある。	内弁の取替を実施。	使用条件の変更に伴う腐食（エロージョン）	約5年2ヶ月
不具合	2020年3月13日	原子炉隔離時冷却系真空タンク水位計用計装配管の詰まり	プラント長期停止に伴い乾燥保管中だった原子炉隔離時冷却系真空タンクについて、系統水張りしたところ水位計用計装配管の詰まりを確認。	ファイバースコープによる内部確認、フラッシングなどを実施	調査中であるが、系統内の水が完全に抜けていなかった等による溜まり水により内部腐食し、腐食生成物により配管が詰まったものと考えられる。	フラッシングなどにより状態を改善	腐食生成物による異物付着	約8年8ヶ月
不具合	2015年11月18日	循環水ポンプベント弁・ドレン弁の固着	循環水ポンプベント弁・ドレン弁の固着を確認。	錆による固着を確認。	軸冷系統の水抜きのため、当該弁の「開」操作を実施したところ、循環水ポンプ電動機の弁が錆による固着により「開」できなかった。当該事象は、プラント長期停止に起因する事象であり、通常は、定検の水抜き・水張り時の弁操作により健全性は維持できる。	固着した弁の取替を実施。	錆による固着	約4年6ヶ月
不具合	2015年11月25日	脱気器水位制御弁前弁ユニットのサーマル動作	脱気器水位制御弁前弁ユニットでサーマル動作を確認。	手動で電動弁の操作を行ったところ、特に異常が無かったため、コントロールセンタに問題が無いか確認を実施。	プラント停止後、連続して隔離していたために電磁接触器の主接点に酸化被膜等が生成し、3相のうち1相が導通不良となり、残りの2相に過電流が通電したことによる一過性事象と考えられる。	電磁接触器の取替を実施。	酸化被膜による導通不良	約4年6ヶ月
不具合	2015年6月19日	原子炉建屋サンプポンプ軸受部の固着	プラント長期停止に伴い起動頻度が減った原子炉建屋のサンプポンプにおいて、軸受部の固着が発生。	分解点検の結果、グランドパッキンの劣化・固着を確認。	プラント長期停止に伴い、ポンプの不動作状態が続いたため、パッキンの潤滑性低下やシャフトが長期にわたり同位置にあることによる塵埃等の付着により、軸固着が発生したと考えられる。	定期的な動作確認（ハンドターニングを含む）を設定	固着（滑り部の摩擦抵抗増大による動作不良）	約3年11ヶ月
不具合未満	2016年3月16日	安全保護系計器ラック及び安全保護系ロジック盤への塵埃混入	安全保護系計器ラック及び安全保護系ロジック盤の盤内に大量の塵埃が混入しているのを確認。	混入経路の調査を実施。	混入経路を調査したところ、盤下部の外部ケーブル引き込み口から盤内に向けて、空気が流入していることを確認した。外部ケーブルは、インバータ室よりケーブルトレイを通って当該盤まで引き込まれており、インバータ室と一次系計装盤室の気圧差により空気の流れが発生しているものと考えられる。ケーブルトレイのシールが不十分なため、塵埃が混入する空気の流入が発生している。	ケーブル引込口およびケーブルトレイ内部にパテを充填。	塵埃付着による導通不良	約4年11ヶ月
不具合未満	2013年8月28日	原子炉圧力容器の炉水中の硝酸イオン高濃度	原子炉圧力容器の乾燥保管後に、水張を実施したところ、炉水中の硝酸イオン濃度が高く、pHが低くなったことを確認。	文献調査により硝酸生成原因を特定。	原子炉圧力容器の乾燥保管時に、大気中の窒素が放射線分解することにより硝酸イオンが発生したと考えられる。	保管状態を自然乾燥保管から水張り状態へと変更	水質悪化による腐食	約2年7ヵ月

＊長期停止の経過年数（解列日（震災で停止したプラントは、その停止日）から起算。端数切捨て。）

※：不具合やその兆候の状況を踏まえ原因として想定される経年劣化事象を示すものであり、事業者大の枠組みを通じて推定原因の経年劣化事象を特定したものではない。

資料２－２　別紙４記載内容　前後比較

事前提出版（令和２年４月８日ドラフト）

別紙４

ATEMA ガイドライン（別添Ａ）と技術ページとの関係（原子炉圧力容器（PWR））

ATEMA ガイドライン（別添Ａ）*1					根拠とする技術ページ			
経年劣化事象	想定される部位	影響有無	長期停止期間中の経年劣化影響 設備	長期停止期間中の保全対策	備考	技術ページ１	技術ページ２*2	補足説明事項
低サイクル疲労	冷却材入口管台等	無②	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	–		添付資料①	–	添付資料①の要否「×」事象
中性子照射脆化	下部胴等	無②	停止期間中は炉心照射量の影響を受けない	–		添付資料①	–	添付資料①の要否「×」事象
応力腐食割れ	冷却材入口管台等	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質に維持されていることを定期宜確認する）	（※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が保有した状態で 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	添付資料①	PLM 評価書 経年劣化影響技術レポート S001.S002	【技術ページ２】のとおり，100℃未満の保有水環境下で水質管理を行えば，SCC 感受性は低減できる*3。 日常保全として，ISI プログラムに従い検査を実施することで，継続的に健全性保全することができる。
ラミネートテ層間のき裂	下部胴等	無②	国内プラントでは，制作時に溶接入熱を管理することで，きず の発生を防止している	–		添付資料①	PLM 評価書	【技術ページ２】のとおり，国内の原子炉圧力容器は，制作時の溶接入熱を管理している。
ピッチング	上部胴プラング（プラング シート面）	無①	通常運転中は異物より，保管状態（上部胴間）にされていた状態配管になるが，シート面であるため，外生（腐蝕）の発生を抑制する保管管理が必要	プラングシート面に注水して保管する 注水，通常保全に復帰する場合には，プラングシート面の点検を実施する		添付資料①	PLM 評価書	上部胴プラングは，上蓋と上部胴プラングのシール部が強腐部であることにより ピッチングの発生が想定される（PLM 評価書）。 長期停止期間中の保管状態について，上蓋が開放されていれば，長期停止期間中のピッチング は想定不要。 なお，プラングシート面の劣化（腐蝕）は，長期停止中に実施することもに通蓋を抑制することは可能*3。また，上部胴止 部の点検を通じて機能確保は可能。

今回提出資料

別紙４

ATEMA ガイドライン（別添Ａ）と技術ページとの関係（原子炉圧力容器（PWR））

ATEMA ガイドライン（別添Ａ）*1					根拠とする技術ページ			
経年劣化事象	想定される部位	影響有無	長期停止期間中の経年劣化影響 設備	長期停止期間中の保全対策	備考	技術ページ１	技術ページ２*2	補足説明事項
低サイクル疲労	冷却材入口管台等	無②	停止期間中は大きな圧力・温度変動がない	–		添付資料①	–	添付資料①の要否「×」事象
中性子照射脆化	下部胴等	無②	停止期間中は炉心照射量の影響を受けない	–		添付資料①	–	添付資料①の要否「×」事象
応力腐食割れ	冷却材入口管台等	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質に維持されていることを定期宜確認する）	（※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が保有した状態で 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	添付資料①	PLM 評価書 経年劣化影響技術レポート S001.S002	【技術ページ２】のとおり，100℃未満の保有水環境下で水質管理を行えば，SCC 感受性は低減できる*3。 日常保全として，ISI プログラムに従い検査を実施することで，継続的に健全性保全することができる。
ラミネートテ層間のき裂	下部胴等	無②	国内プラントでは，制作時に溶接入熱を管理することで，きず の発生を防止している	–		添付資料①	PLM 評価書	【技術ページ２】のとおり，国内の原子炉圧力容器は，制作時の溶接入熱を管理している。
ピッチング	上部胴プラング（プラング シート面）	無①	通常運転中は異物より，保管状態（上部胴間）にされていた状態配管になるが，シート面であるため，外生（腐蝕）の発生を抑制する保管管理が必要	プラングシート面に注水して保管する 注水，通常保全に復帰する場合には，プラングシート面の点検を実施する		添付資料①	PLM 評価書	上蓋が開止していた場合，上蓋と上部胴プラングのシール部が強腐部であることにより ピッチングの発生が想定される（PLM 評価書）。 長期停止期間中の保管状態について，上蓋が開放されていれば，長期停止期間中のピッ チング は想定不要。 なお，プラングシート面の劣化（腐蝕）は，長期停止中に実施することもに通蓋を抑制することは可能*3。また，上部胴止部の点検を通じて機能確保は可能。

説明

①一部のプラントは全面にステンレス鋼クラッドがあるため、ステンレス鋼クラッドのないフランジ面に想定される経年劣化事象であることを書き分けるよう記載を見直し。

②上蓋の状態別に経年劣化事象を書き分けるよう記載を見直し。（資料２－３ガイドラインと記載の整合を取る）

③記載の適正化（「フランジシート面」に対する統一的な定義がないため削除する）

資料２－２　別紙４記載内容　前後比較

事前提出版（令和２年４月８日ドラフト）

文献番号：
コンクリート強度低下
機械振動１

資料 1-2 記載箇所：
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）　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

説明：機械振動により、コンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れの発生、ひいては損傷に至る可能性がある。
運転中に機械振動の影響を最も受ける構造物はタービン発電機基礎であるが、停止中は影響を受けない。停止中に機械振動の影響を受ける主なコンクリート構造物は非常用ディーゼル発電機基礎である。

文献名：柏崎刈羽原子力発電所２号炉高経年化技術評価（コンクリート及び鉄骨構造物）補足説明資料（令和元年 12 月 19 日審査会合資料）

非常用ディーゼル発電機基礎は、非常用ディーゼル発電設備の出力や運転時間等から、機械振動の影響は極めて小さい。

2. 機械振動の評価対象部位及び評価点の抽出について

従来の機械振動の評価対象部位は，表 9-2 に示すとおり，常時振動を受ける対象構造物のうち，最も大きな機械振動を受けるタービン発電機架台コンクリートであった。

ただし，タービン発電機は冷温停止状態において劣化の進展に影響を及ぼす機器ではないことから，機械振動による強度低下の評価対象部位は，冷温停止状態において支持する機器の機械振動が大きく，且つ，建屋のコンクリート躯体から独立している非常用ディーゼル発電設備基礎とした。

また，評価点は，局部的に影響を受ける可能性がある基礎ボルト周辺のコンクリートとした。

表 9-2　タービン発電機と非常用ディーゼル発電設備との比較

(a) 原動機出力と重量

機器名称	出力（kW）	重量（kg）	備考
タービン発電機	1,100,000	1,250,200	高圧タービン，低圧タービンの総重量
非常用ディーゼル発電設備	6,600	105,100	1 系統の重量

(b) 運転時間

機器名称	運転時間（h）	備考
タービン発電機	約 111,060	運転開始以降の発電時間を運転時間として算出
非常用ディーゼル発電設備	A 系：約 471 B 系：約 469	運転開始～2019 年 2 月末時点の運転時間

(c) 振動測定結果

機器名称	変位最大値（μm P-P）*	加速度最大値（G）	備考
タービン発電機	29.17	0.285	福島第二１号炉（運転時）での測定結果
非常用ディーゼル発電設備	A 系：11.26 B 系：23.59	A 系：0.090 B 系：0.117	KK2（定例試験時）での測定結果

＊：P-P は，peak to peak（正負最大振幅の差）を表す。

今回提出資料

文献番号：
コンクリート強度低下
機械振動１

資料 1-2 記載箇所：
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）　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

説明：機械振動により、コンクリート構造物が長期間にわたって繰返し荷重を受けると、ひび割れの発生、ひいては損傷に至る可能性がある。
運転中に機械振動の影響を最も受ける構造物はタービン発電機基礎であるが、停止中は影響を受けない。停止中に機械振動の影響を受ける主なコンクリート構造物は非常用ディーゼル発電機基礎である。

文献名：柏崎刈羽原子力発電所５号炉高経年化技術評価（コンクリート及び鉄骨構造物）補足説明資料（令和２年１月 20 日審査会合資料）

非常用ディーゼル発電機基礎は、非常用ディーゼル発電設備の出力や運転時間等から、機械振動の影響は極めて小さい。

2. 機械振動の評価対象部位及び評価点の抽出について

従来の機械振動の評価対象部位は，表 10-2 に示すとおり，常時振動を受ける対象構造物のうち，最も大きな機械振動を受けるタービン発電機架台コンクリートであった。

ただし，タービン発電機は冷温停止状態において劣化の進展に影響を及ぼす機器ではないことから，機械振動による強度低下の評価対象部位は，冷温停止状態において支持する機器の機械振動が大きく，且つ，建屋のコンクリート躯体から独立している非常用ディーゼル発電設備基礎とした。

また，評価点は，局部的に影響を受ける可能性がある基礎ボルト周辺のコンクリートとした。

表 10-2　タービン発電機と非常用ディーゼル発電設備との比較

(a) 原動機出力と重量

機器名称	出力（kW）	重量（kg）	備考
タービン発電機	1,100,000	1,252,450	高圧タービン，低圧タービンの総重量
非常用ディーゼル発電設備	6,600	66,150	1 系統の重量

(b) 運転時間

機器名称	運転時間（h）	備考
タービン発電機	約 128,159	運転開始以降の発電時間を運転時間として算出
非常用ディーゼル発電設備	A 系：約 530 B 系：約 543	運転開始～2019 年 2 月末時点の運転時間

(c) 振動測定結果

機器名称	変位最大値（μm P-P）*	加速度最大値（G）	備考
タービン発電機	29.17	0.285	福島第二１号炉（運転時）での測定結果
非常用ディーゼル発電設備	A 系：20.02 B 系：18.60	A 系：0.134 B 系：0.107	KK5（定例試験時）での測定結果

＊：P-P は，peak to peak（正負最大振幅の差）を表す。

説明

④令和２年２月２７日付で保安規定変更認可申請（長期保守管理方針の追加）が認可された柏崎刈羽原子力発電所５号炉の高経年化技術評価（コンクリート及び鉄骨構造物）の補足説明資料に見直し。（前後比較参照）

事前提出版（令和２年４月８日ドラフト）

2. 原子炉圧力容器

2.1 原子炉圧力容器（PWR）

PLM 学会標準及び 2019 年末までに国内既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書等を元に，原子炉圧力容器のうち，取替困難な部位に想定される経年劣化事象を整理した結果を表 2.1-1 に，長期停止期間中の経年劣化がプラント運転期間に及ぼす影響と保全ポイントを整理した結果を表 2.1-2 示す。また，原子炉圧力容器（PWR）の構造の例を図 2.1-1 に示す。

表 2.1-1　原子炉圧力容器（PWR）に想定される経年劣化事象

部位（※１）	材料（※１）	経年劣化事象（※１）
上部胴，下部胴，下部鏡	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）	低サイクル疲労
		中性子照射脆化
		クラッド下層部のき裂
上部胴フランジ	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）	ピッティング
		低サイクル疲労
		内張り下層部のき裂
冷却材入口管台，冷却材出口管台	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）［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］（※２）	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属）
		クラッド下層部のき裂
安全注入管台（※３）	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）［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］	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属）
		クラッド下層部のき裂
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，溶接金属は 600 系ﾆｯｹﾙ基合金］（※４）	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属を含む）
炉心支持金物	600 系ﾆｯｹﾙ基合金（※４）	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属を含む）
容器支持金物	低合金鋼	低サイクル疲労

（※１）：以下の方針で記載する。（以下の表においても同じ）
- 部位：PLM 学会標準（2015）の附属書 A の「部位」で示されているものを記載する。
- 材料：既設プラントで採用されている材料の実績を元に記載する。
- 経年劣化事象：2019 年末までに既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書の実績を元に記載する。（記載の網羅性の観点から，個別プラント毎で採用している材料等を踏まえると想定不要な経年劣化事象も記載している）

（※２）：溶接金属に 690 系ﾆｯｹﾙ基合金を使用しているプラント又は溶接金属の接液部に 690 系ﾆ

今回提出資料

2. 原子炉圧力容器

2.1 原子炉圧力容器（PWR）

PLM 学会標準及び 2019 年末までに国内既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書等を元に，原子炉圧力容器のうち，取替困難な部位に想定される経年劣化事象を整理した結果を表 2.1-1 に，長期停止期間中の経年劣化がプラント運転期間に及ぼす影響と保全ポイントを整理した結果を表 2.1-2 示す。また，原子炉圧力容器（PWR）の構造の例を図 2.1-1 に示す。

表 2.1-1　原子炉圧力容器（PWR）に想定される経年劣化事象

部位（※１）	材料（※１）	経年劣化事象（※１）
上部胴，下部胴，下部鏡	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）	低サイクル疲労
		中性子照射脆化
		クラッド下層部のき裂
上部胴フランジ	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）	ピッティング
		低サイクル疲労
		クラッド下層部のき裂 ①
冷却材入口管台，冷却材出口管台	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）［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］（※２）	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属）
		クラッド下層部のき裂
安全注入管台（※３）	低合金鋼（ステンレス鋼クラッド）［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］	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属）
		クラッド下層部のき裂
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，溶接金属は 600 系ﾆｯｹﾙ基合金］（※４）	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属を含む）
炉心支持金物	600 系ﾆｯｹﾙ基合金（※４）	低サイクル疲労
		応力腐食割れ（溶接金属を含む）
容器支持金物	低合金鋼	低サイクル疲労

（※１）：以下の方針で記載する。（以下の表においても同じ）
- 部位：PLM 学会標準（2015）の附属書 A の「部位」で示されているものを記載する。
- 材料：既設プラントで採用されている材料の実績を元に記載する。
- 経年劣化事象：2019 年末までに既設プラントにおいて作成された高経年化技術評価書の実績を元に記載する。（記載の網羅性の観点から，個別プラント毎で採用している材料等を踏まえると想定不要な経年劣化事象も記載している）

（※２）：溶接金属に 690 系ﾆｯｹﾙ基合金を使用しているプラント又は溶接金属の接液部に 690 系ﾆ

説明

用語の統一

事前提出版（令和２年４月８日ドラフト）

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		
ピッティング	上部胴フランジ （フランジシート面） ③	無① ②	上蓋を閉止している場合は狭隘部においてピッティングが想定される。 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	フランジシート面に養生を施して保管する また，通常保全に復帰する場合には，フランジシート面の点検を実施する ③	

【凡例】

有　：長期停止期間中の経年劣化がプラント運転期間に影響を及ぼすもの

無①：長期停止期間中の劣化進展が僅かである，もしくは停止期間中の保全活動により機能維持・回復が可能であり，プラント運転期間に影響がないと言えるもの

無②：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ため，プラント運転期間に影響がないと言えるもの

今回提出資料

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		
ピッティング	上部胴フランジ	無① ② ②	上蓋を閉止している場合は，フランジシール部が狭隘部となり，ピッティングが想定される 上蓋を開放して保管している場合は狭隘部が存在しないためピッティングの想定は不要だが，ステンレス鋼クラッドがないフランジ面に対しては，劣化（発錆）の発生を抑制する保管管理が必要	ステンレス鋼クラッドがないフランジ面に養生を施して保管する 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	①

【凡例】

有　：長期停止期間中の経年劣化がプラント運転期間に影響を及ぼすもの

無①：長期停止期間中の劣化進展が僅かである，もしくは停止期間中の保全活動により機能維持・回復が可能であり，プラント運転期間に影響がないと言えるもの

無②：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ため，プラント運転期間に影響がないと言えるもの

説明

①一部のプラントは全面にステンレス鋼クラッドがあるため、ステンレス鋼クラッドのないフランジ面に想定される経年劣化事象であることを書き分けるよう記載を見直し。

②上蓋の状態別に経年劣化事象を書き分けるよう記載を見直し。

③記載の適正化
（「フランジシート面」に対する統一的な定義がないため削除する）