

玄海原子力発電所 3 号炉

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価書

[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

本評価書は、玄海3号炉における主要なコンクリート構造物及び鉄骨構造物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。

玄海3号炉におけるコンクリート構造物及び鉄骨構造物のうち、安全上重要な構造物（発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針におけるPS-1,2（異常発生防止系ークラス1,2）及びMS-1,2（異常影響緩和系ークラス1,2）に該当する構造物、又は該当する機器を支持する構造物）、高温・高圧の環境下にある機器を支持する構造物（発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針におけるPS-3（異常発生防止系ークラス3）及びMS-3（異常影響緩和系ークラス3）に該当する機器のうち高温・高圧の環境下にある機器を支持する構造物）、安全上重要な構造物及び高温・高圧の環境下にある機器を支持する構造物のうち火災防護設備に属する構造物、浸水防護施設に属する構造物、常設重大事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持する構造物を対象構造物として選定した。

コンクリート構造物及び鉄骨構造物に対して、安全上及び運転継続上要求される機能としては、支持機能、放射線の遮蔽機能（一部のコンクリート構造物が対象）、耐圧機能（一部のコンクリート構造物が対象）及び耐火機能（一部のコンクリート構造物が対象）があげられる。

本評価書においては、これらの機能に影響する経年劣化事象を抽出し、その事象に影響を及ぼす各経年劣化要因に対して、代表構造物の内、使用環境、使用条件、重要度により評価対象とする構造物を選定し、技術評価を実施している。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られる。

1 コンクリート構造物及び鉄骨構造物

目 次

1. 対象構造物及び代表構造物	1
1.1 対象構造物のグループ化	2
1.2 代表構造物の選定	2
2. 代表構造物の技術評価	8
2.1 構造、材料、使用条件	8
2.2 経年劣化事象の抽出	13
2.3 高経年化対策上着目すべき構造物・経年劣化事象の技術評価	22
3. グループ内全構造物への展開	41

1. 対象構造物及び代表構造物

玄海3号炉におけるコンクリート構造物及び鉄骨構造物のうち、安全上重要な構造物及び高温・高圧の環境下にある機器を支持する構造物（火災防護設備に属する構造物、浸水防護施設に属する構造物を含む）、常設重大事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備を支持する構造物を対象構造物とする。なお、原子炉格納容器であるプレストレストコンクリート製原子炉格納容器（以下、「PCCV」という）のうち、支持機能、遮蔽機能、耐圧機能を担う鉄筋コンクリート及びプレストレスシステムについては、本評価書にて評価するものとする。また、対象構造物の選定にあたり、PCCVは外部遮蔽壁と原子炉格納施設基礎に含めることとする。

安全上重要な構造物は、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定、以下、「重要度分類指針」という。）におけるPS-1,2（異常発生防止系ークラス1,2）及びMS-1,2（異常影響緩和系ークラス1,2）に該当する構造物、又は該当する機器を支持する構造物である。

高温・高圧の環境下にある機器を支持する構造物は、「重要度分類指針」におけるPS-3（異常発生防止系ークラス3）及びMS-3（異常影響緩和系ークラス3）に該当する機器のうち高温・高圧の環境下にある機器を支持する構造物である。

表1-1に対象構造物の選定を示す。対象構造物は以下のとおりとなる。

- ① 外部遮蔽壁
- ② 内部コンクリート
- ③ 原子炉格納施設基礎
- ④ 原子炉補助建屋
- ⑤ 原子炉周辺建屋
- ⑥ 廃棄物処理建屋
- ⑦ タービン建屋
- ⑧ 雑固体溶融処理建屋
- ⑨ 雑固体焼却炉建屋
- ⑩ 燃料取替用水タンク建屋（配管ダクト含む）
- ⑪ 取水構造物（海水管ダクト含む）
- ⑫ 脱気器基礎
- ⑬ 非常用ディーゼル発電用燃料油貯油槽基礎（燃料油貯蔵タンク基礎含む）
- ⑭ 原子炉補助建屋水密扉
- ⑮ 原子炉周辺建屋水密扉
- ⑯ 海水ポンプエリア水密扉

- ⑰ 海水ポンプエリア防護壁
- ⑱ 取水ピット搬入口蓋
- ⑲ 大容量空冷式発電機基礎（燃料タンク基礎含む）
- ⑳ 代替緊急時対策所

これらの対象構造物を以下のとおり、グループ化し、代表構造物を選定した。

1.1 対象構造物のグループ化

対象構造物は、材料特性によりコンクリート構造物と鉄骨構造物の2つのグループに分類される。

1.2 代表構造物の選定

表1.2-1に示すとおり、使用条件等により、以下を代表構造物として選定した。

(1) コンクリート構造物

- ① 外部遮蔽壁
- ② 内部コンクリート
- ③ 原子炉格納施設基礎
- ④ 原子炉補助建屋
- ⑤ 原子炉周辺建屋
- ⑥ タービン建屋（タービン架台）
- ⑦ 取水構造物

(2) 鉄骨構造物

- ① 内部コンクリート（鉄骨部）
- ② 原子炉周辺建屋（鉄骨部）
- ③ タービン建屋（鉄骨部）
- ④ 燃料取替用水タンク建屋（鉄骨部）
- ⑤ 取水構造物（鉄骨部）

表1-1 玄海3号炉 対象構造物の選定 (1/3)

「重要度分類指針」等に定める要求機能	分類等	主要設備	対象構造物
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	PS-1	原子炉容器 蒸気発生器 1次冷却材ポンプ 加圧器	内部コンクリート 内部コンクリート 内部コンクリート 内部コンクリート
過剰反応度の印加防止機能	PS-1	制御棒駆動装置圧力ハウジング	内部コンクリート
炉心形状の維持機能	PS-1	炉心槽	内部コンクリート
原子炉の緊急停止機能	MS-1	制御棒 制御棒クラス案内管 制御棒駆動装置	内部コンクリート 内部コンクリート 内部コンクリート
未臨界維持機能	MS-1	制御棒 ほう酸注入系	内部コンクリート 内部コンクリート、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	MS-1	加圧器安全弁	内部コンクリート
原子炉停止後の除熱機能	MS-1	余熱除去系 補助給水系 主蒸気系 主給水系	内部コンクリート、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋 原子炉周辺建屋 内部コンクリート、原子炉周辺建屋 内部コンクリート、原子炉周辺建屋
炉心冷却機能	MS-1	低圧注入系 高圧注入系 蓄圧注入系	内部コンクリート、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、 燃料取替用水タンク建屋 (配管ダクト含む) 内部コンクリート、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、 燃料取替用水タンク建屋 (配管ダクト含む) 内部コンクリート
放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮蔽及び放出低減機能	MS-1	原子炉格納容器 格納容器スプレイス アニュラス空気再循環設備 安全補機室空気浄化系 アニュラス 遮蔽設備 (外部遮蔽壁、内部コンクリート) 安全保護系	外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎 内部コンクリート、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、 燃料取替用水タンク建屋 (配管ダクト含む) 原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋 原子炉補助建屋 外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎、原子炉周辺建屋 外部遮蔽壁、内部コンクリート
工学的安全施設及び原子炉停止系の作動信号の発生機能	MS-1	安全保護系	原子炉補助建屋

表1-1 玄海3号炉 対象構造物の選定 (2/3)

分類等	主要設備	対象構造物
「重要度分類指針」等に定める要求機能 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系 中央制御室 中央制御室換気空調系 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系 直流電源系 計測制御電源系 制御用圧縮空気設備	原子炉周辺建屋、非常用ディーゼル発電用燃料油貯油槽基礎 (燃料油貯蔵タンク基礎含む) 原子炉補助建屋 原子炉補助建屋 内部コンクリート、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋 原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、取水構造物(海水管ダクト含む) 原子炉補助建屋 原子炉補助建屋 内部コンクリート、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋
原子炉冷却材を内蔵する機能	化学体積制御系	内部コンクリート、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋
原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性気体廃棄物処理系 使用済燃料ピット	原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋
燃料を安全に取り扱う機能	燃料取替クレーン 燃料移送装置 使用済燃料ピットクレーン	内部コンクリート 内部コンクリート、原子炉周辺建屋 原子炉周辺建屋
安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	加圧器安全弁 加圧器逃がし弁	内部コンクリート 内部コンクリート
燃料プール水の補給機能	燃料取替用水タンク 燃料取替用水ポンプ	燃料取替用水タンク建屋(配管ダクト含む) 原子炉補助建屋
放射性物質放出の防止機能	アニュラス空気浄化系 排気筒	原子炉周辺建屋 外部遮蔽壁
事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器	内部コンクリート、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋
異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁 加圧器後備ヒータ 加圧器逃がし元弁	内部コンクリート 内部コンクリート 内部コンクリート
制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置	原子炉補助建屋
重要度クラス3の内、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機器に要求される機能	廃液蒸発装置、ほう酸回収装置 セメント固化装置、高温焼却炉 高圧タービン、低圧タービン、給水加熱器、電動主給水ポンプ、タービン動主給水ポンプ、水分分離加熱器、スチームコンバータ装置 溶融炉 雑固体焼却炉 脱気器	原子炉補助建屋 廃棄物処理建屋 タービン建屋(タービン架台及び鉄骨部) 雑固体溶融処理建屋 雑固体焼却炉建屋 脱気器基礎

* 1 : 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。

表1-1 玄海3号炉 対象構造物の選定 (3/3)

「重要度分類指針」等に定める要求機能	分類等	主要設備	対象構造物
常設重大事故等対処設備	重 ^{*2}	常設電動注入ポンプ 常設電動注入ポンプ用電動機 号炉間電力融通ケーブル 重大事故等対処用変圧器受電盤 重大事故等対処用変圧器盤 AM用格納容器圧力計制御設備 B格納容器スプレイ冷却器出口積算流量計制御設備 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量計制御設備 使用済燃料ピット水位(SA)計制御設備 原子炉格納容器水位計制御設備 原子炉下部キャビティ水位計制御設備 使用済燃料ピット温度計制御設備 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 電気式水素燃焼装置動作監視装置 代替緊急時対策所情報収集設備 緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)・SPDSデータ表示装置 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 衛星携帯電話設備 使用済燃料ピット状態監視カメラ 静的触媒式水素再結合装置 電気式水素燃焼装置 蓄電池(重大事故等対処用) 大容量空冷式発電機 代替緊急時対策所	原子炉補助建屋 原子炉補助建屋 原子炉補助建屋 原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋 原子炉補助建屋 原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋 原子炉補助建屋 原子炉補助建屋 原子炉周辺建屋 内部コンクリート 内部コンクリート 原子炉周辺建屋 内部コンクリート 内部コンクリート 原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、代替緊急時対策所 原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、代替緊急時対策所 原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、代替緊急時対策所 原子炉周辺建屋 内部コンクリート 内部コンクリート 原子炉補助建屋 大容量空冷式発電機基礎(燃料タンク基礎含む) 代替緊急時対策所 原子炉補助建屋水密扉 原子炉周辺建屋水密扉 海水ポンプエリア水密扉 海水ポンプエリア防護壁 取水ピット搬入口蓋
浸水防護施設(耐津波安全性評価対象)	設 ^{*3}	原子炉補助建屋水密扉 原子炉周辺建屋水密扉 海水ポンプエリア水密扉 海水ポンプエリア防護壁 取水ピット搬入口蓋	原子炉補助建屋水密扉 原子炉周辺建屋水密扉 海水ポンプエリア水密扉 海水ポンプエリア防護壁 取水ピット搬入口蓋

*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: 設計基準対象施設として評価対象とした機器及び構造物であることを示す。

表1.2-1 玄海3号炉 代表構造物の選定 (1/2)

対象構造物 (コンクリート構造物)	重要度分類等	運転開始後 経過年数*1	高温部の 有無	放射線の 有無	振動の有無	設置環境		塩分浸透の 有無	代表構造物を 支持	耐火要求の 有無	緊張力の 有無	選定	選定理由
						屋内	屋外						
						等							
① 外部遮蔽壁	クラス1 設備支持	28	◇	◇	-	仕上有り	仕上有り	◇	-	-	○	◎	フレキシブル性を有する構造物
② 内部コンクリート	クラス1 設備支持	28	○ (1次遮壁)	○ (1次遮壁)	-	仕上有り	仕上有り	-	-	-	△	◎	高温部、放射線の影響
③ 原子炉格納施設基礎	クラス1 設備支持	28	-	◇	-	仕上有り	埋設*1	◇	外部遮蔽壁及び 内部コンクリートを支持	-	○	◎	代表構造物を支持する構造物、 フレキシブル性を有する構造物
④ 原子炉補助建屋	クラス1 設備支持	28	-	◇	-	一部 仕上無し	仕上有り	◇	-	-	△	◎	屋内で仕上げ無し
⑤ 原子炉周辺建屋	クラス1 設備支持	28	-	◇	○ (非常用「ベ」 発電設備基礎)	一部 仕上無し*3	仕上有り	◇	-	-	△	◎	振動の影響
⑥ 廃棄物処理建屋	クラス3 設備支持	28	-	◇	-	一部 仕上無し*3	仕上有り	◇	-	-	△	◎	振動の影響
⑦ タービン建屋 (タービン架台)	クラス3 設備支持	28	-	-	○ (ケベツ架台)	一部 仕上有り	仕上有り	-	-	-	△	◎	振動の影響 屋内で仕上げ無し
⑧ 雑固体溶融処理建屋	クラス3 設備支持	13	-	◇	-	一部 仕上無し*3	仕上有り	◇	-	-	△		
⑨ 雑固体焼却炉建屋	クラス3 設備支持	41*2	-	◇	-	一部 仕上無し*3	仕上有り	◇	-	-	△		
⑩ 燃料取管用水タンク建屋 (配管ダクト含む)	クラス1 設備支持	28	-	-	-	仕上無し*3	仕上有り	◇	-	-	△		
⑪ 取水構造物 (海水管ダクト含む)	クラス1 設備支持	28	-	-	-	一部 仕上無し*3	一部 仕上無し	○ (海水と接触)	-	-	△	◎	屋外で仕上げ無し、 供給塩化物量の影響
⑫ 脱気器基礎	クラス3 設備支持	28	-	-	-	仕上無し	仕上無し*5	◇	-	-	△		
⑬ 非常用ディーゼル発電用 燃料油貯油槽基礎 (燃料油貯蔵タンク基礎含む)	クラス1 設備支持	28	-	-	-	埋設*1	埋設*1	◇	-	-	△		
⑭ 取水ピット搬入口蓋	浸水防護施設	5	-	-	-	仕上無し*3	仕上有り	◇*6	-	-	△		
⑮ 大容量空冷式発電機基礎 (燃料タンク基礎含む)	常設重大事故等対 処設備	5	-	-	-	埋設*1	埋設*1	◇	-	-	△		
⑯ 代替緊急時対策所	常設重大事故等対 処設備	5	-	-	-	仕上有り	仕上有り	◇	-	-	△		

* 1 : 運転開始後経過年数は、2023年3月時点の年数としている。

* 2 : 1/2/3/4号炉共用の建屋であり、2号炉の30年目高経年化技術評価を実施済。

* 3 : 他の屋内で仕上げがない構造物で代表させる。

* 4 : 環境条件の区分として、埋設部より気中部の方が保守的であることから、他の屋外で仕上げがない構造物で代表させる。

* 5 : 他の屋外で仕上げがない構造物で代表させる

* 6 : 常時海水と接触していないことから、常時海水と接触し飛沫の影響が大きい取水構造物で代表させる。

【凡例】

○ : 影響大

◇ : 影響小

- : 影響極小、又は無し

表1.2-1 玄海3号炉 代表構造物の選定 (2/2)

対象構造物 (鉄骨構造物)	重要度分類等	運転開始後 経過年数*1	使用条件等		選定	選定理由
			屋内	屋外		
① 内部コンクリート (鉄骨部)	クラス1 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
② 原子炉周辺建屋 (鉄骨部)	クラス1 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
③ タービン建屋 (鉄骨部)	クラス3 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
④ 燃料取替用水タンク建屋 (鉄骨部)	クラス1 設備支持	28	仕上げ有り		◎	運転開始後経過年数
⑤ 取水構造物 (鉄骨部)	クラス1 設備支持	28		仕上げ有り	◎	運転開始後経過年数
⑥ 原子炉補助建屋水密扉	浸水防護施設	5	仕上げ有り			
⑦ 原子炉周辺建屋水密扉	浸水防護施設	5	仕上げ有り			
⑧ 海水ポンプエリア水密扉	浸水防護施設	5		仕上げ有り		
⑨ 海水ポンプエリア防護壁	浸水防護施設	5		仕上げ有り		
⑩ 取水ピット搬入口蓋 (鉄骨部)	浸水防護施設	5		仕上げ有り		

*1：運転開始後経過年数は、2023年3月時点の年数としている。

2. 代表構造物の技術評価

本章では、「1.2 代表構造物の選定」で選定した代表構造物について技術評価を実施する。

2.1 構造、材料、使用条件

鉄筋コンクリート構造物は、必要な強度を確保するために、圧縮力には強いが引張力に弱いコンクリートを、引張力に強い鉄筋で補強した構造物である。また、鉄筋を強アルカリ性であるコンクリートで包むことにより、鉄筋の腐食を防止することができる。コンクリートは、セメントに骨材（粗骨材、細骨材）、水及び混和材料を混合したものである。

コンクリートの設計基準強度は、外部遮蔽壁が 41.2N/mm^2 (420kgf/cm^2)、原子炉補助建屋が 29.4N/mm^2 (300kgf/cm^2)、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎、原子炉周辺建屋、タービン建屋（タービン架台：上部）及び取水構造物が 23.5N/mm^2 (240kgf/cm^2)、タービン建屋（タービン架台：下部）が 20.6N/mm^2 (210kgf/cm^2) である。

コンクリート構造物のうちPCCVのプレストレスシステムとは、テンドンと定着具等から構成される緊張システムである。テendonは、PC鋼線（ $\phi 7\text{mm}$ /本 $\times 163$ 本）により構成される鋼材であり、定着具は、アンカーヘッド、シム及び支圧板によりテendonの緊張力をコンクリートに伝達する部品をいい、ショップ側とフィールド側で一組となる。テendonは、ドーム上部から投影して格子状に配置し、両端を基礎版内に設けるテendonギャラリーに定着させた逆U型鉛直テendon（逆Uテendon）と、方位角 240° ごとにフープ上に配置し、 120° 間隔に設けられた3本のバットレスに定着するシリンダー部及びドーム部の水平方向テendon（フープテendon）から形成される。また、定着具と周辺コンクリート部の総称をテendon定着部という。

鉄骨構造物は、構造用鋼材を溶接又はボルトにて接合した構造物であり、柱脚部はコンクリート基礎にアンカーボルトで固定されている。鉄骨部は、施工時に適切な防せい塗装が施されている。

玄海3号炉のプラント配置図と代表構造物の概要をそれぞれ図2.1-1及び図2.1-2に示す。

玄海3号炉のコンクリート構造物及び鉄骨構造物の主な使用材料を表2.1-1に示す。また、使用条件については、表1.2-1に示したとおりである。

PN
4

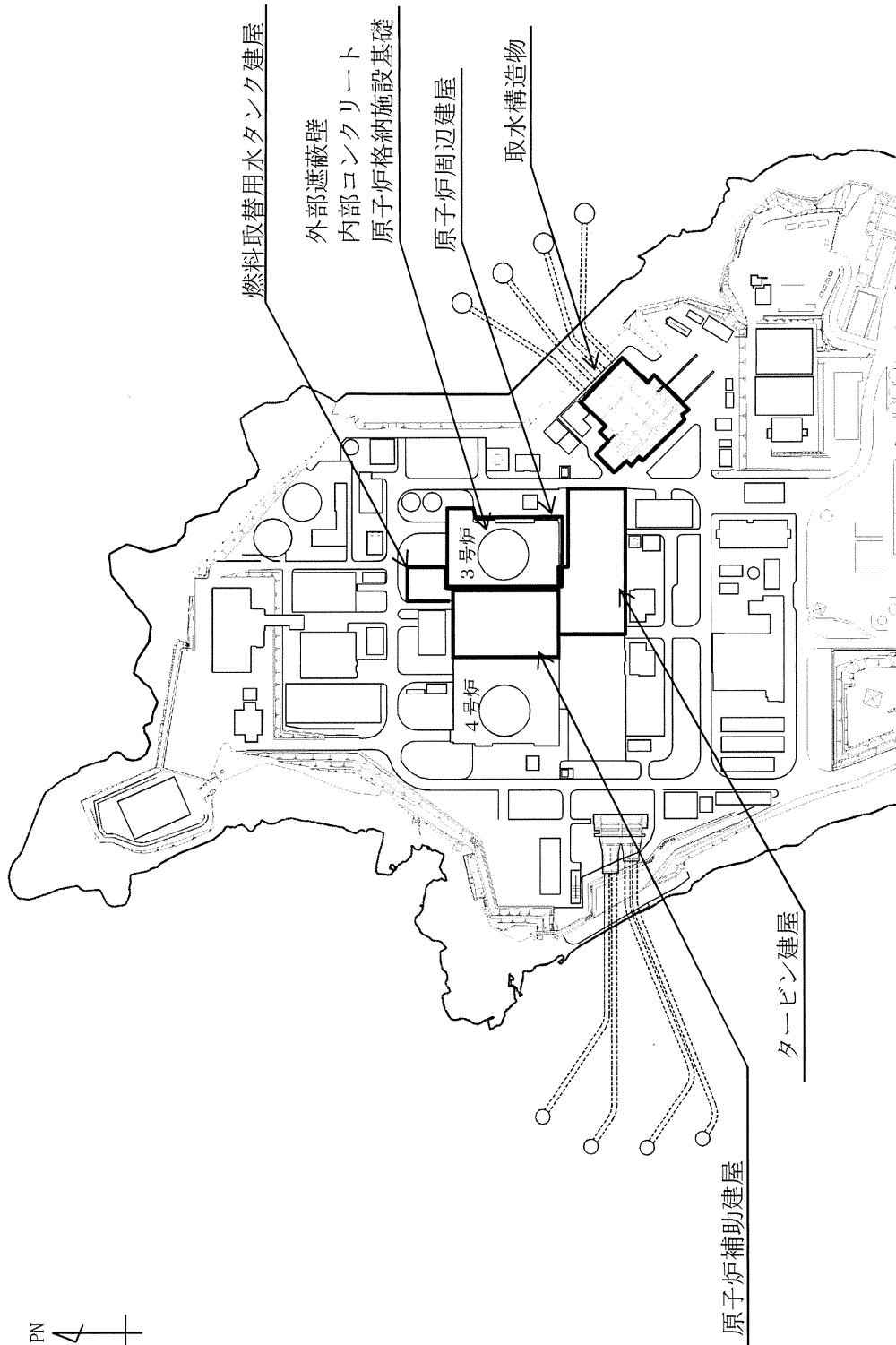


図2.1-1 玄海3号炉 プラント配置図

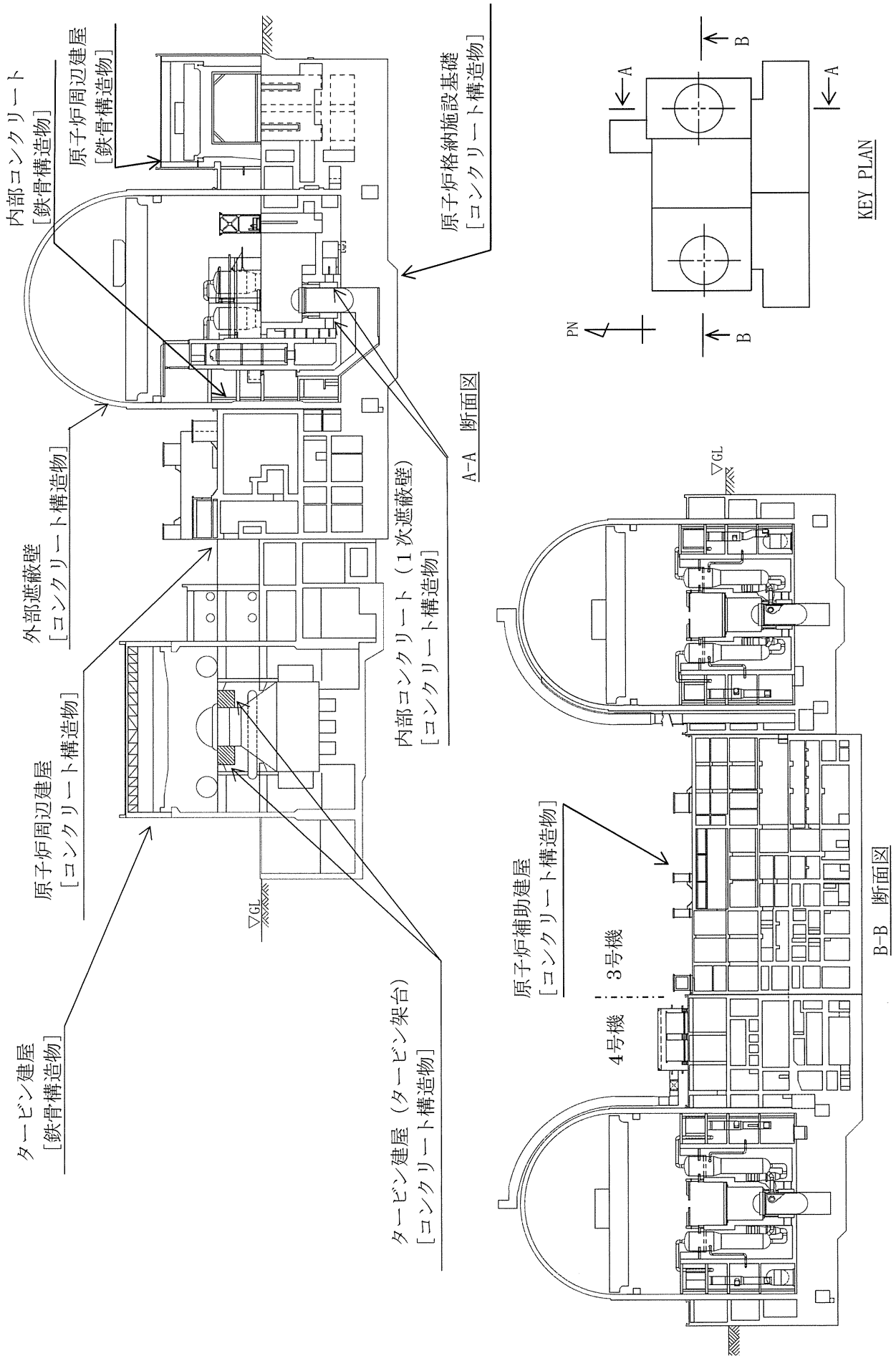


図2.1-2 玄海3号炉 代表構造物の概要 (1/2)

取水構造物〔コンクリート構造物及び鉄骨構造物〕

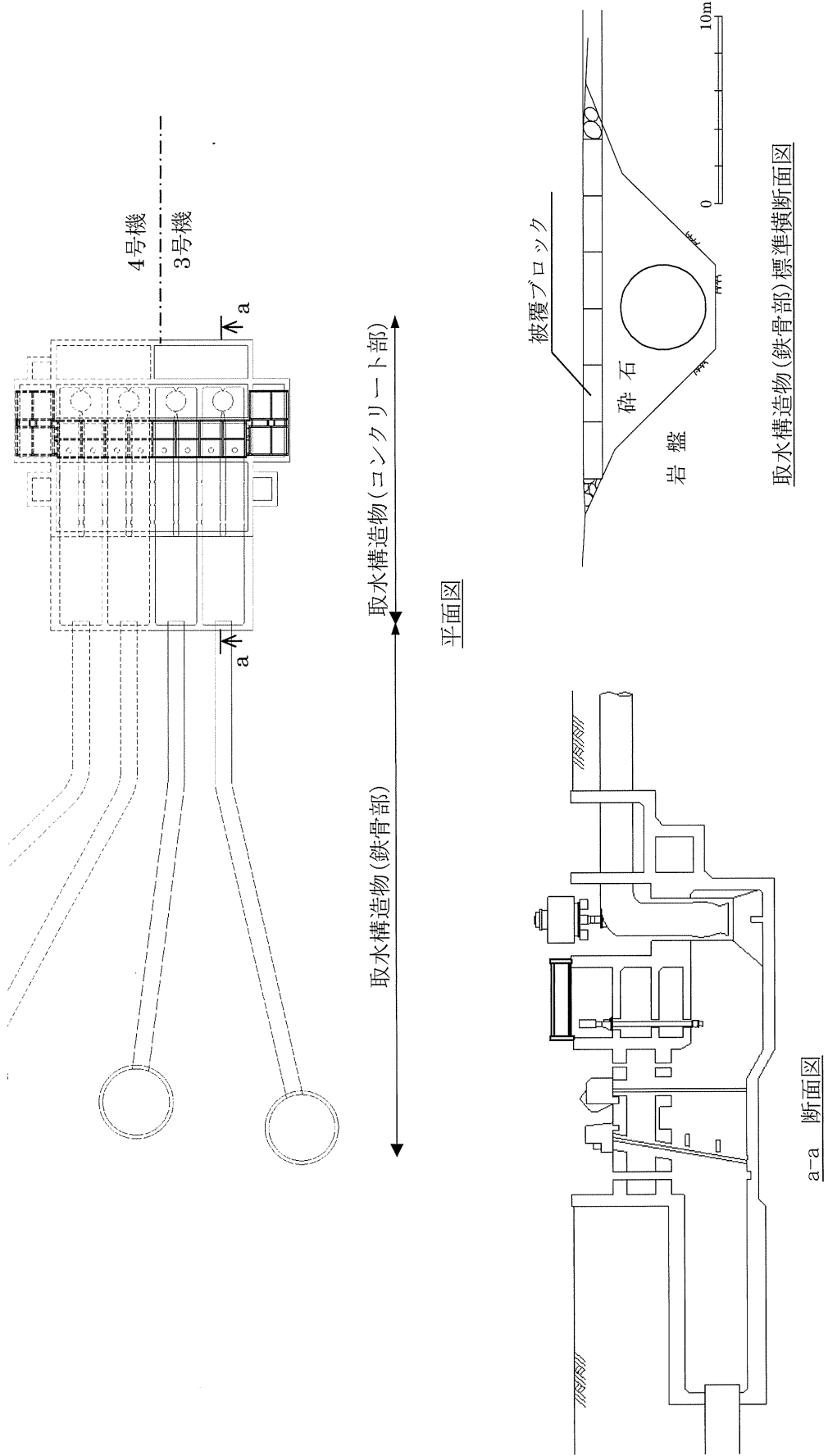


図2.1-2 玄海3号炉 代表構造物の概要 (2/2)

表2.1-1 玄海3号炉 コンクリート構造物及び鉄骨構造物の主な使用材料

部 位		材 料	
コンクリート構造物	骨材	粗骨材	碎石（鎮西町産）
		細骨材	海砂（呼子町産）と山砂（志摩町産）の混合
	セメント	中庸熟ポルトランドセメント フライアッシュセメント B種 高炉セメント B種	
	混和材料	混和材（フライアッシュ） 混和剤（AE減水剤）	
	鉄筋	異形棒鋼（SD40、SD35）	
	塗装材	（外部）弾性吹付塗料 （内部）エポキシ樹脂塗料	
	プレストレスシステム	テンドン	PC鋼線
		定着具	アンカーヘッド：低合金鋼 シム：炭素鋼 支圧板：炭素鋼
鉄骨構造物	鉄骨	炭素鋼（SM50A）	
	塗装材	エポキシ樹脂塗料 合成樹脂調合ペイント	

2.2 経年劣化事象の抽出

2.2.1 安全機能達成に必要な項目

評価対象のコンクリート構造物及び鉄骨構造物に要求される機能は、支持機能と、一部のコンクリート構造物における放射線の遮蔽機能、耐圧機能及び耐火機能である。したがって、次の5つの項目が安全機能達成に必要であり、高経年化対策上も重要と判断される。

- ① コンクリート強度の維持
- ② コンクリート遮蔽能力の維持
- ③ テンドン緊張力の維持
- ④ コンクリート耐火能力の維持
- ⑤ 鉄骨強度の維持

2.2.2 高経年化対策上着目すべき構造物・経年劣化事象

「2.2.1 安全機能達成に必要な項目」であげたそれぞれの機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象として、コンクリートの強度低下、コンクリートの遮蔽能力低下、テンダンの緊張力低下、コンクリートの耐火能力低下及び鉄骨の強度低下が考えられる。

設計上及び一般構造物での事例等から各事象に影響を及ぼす要因を抽出し、さらに、抽出した各要因に対して、代表構造物の使用環境、使用条件、重要度から、評価対象とする構造物を選定した。以上の結果を表2.2-1に示す。

想定される経年劣化事象と、各事象に影響を及ぼす要因のうち高経年化対策上着目すべきもの（表2.2-1で○となっているもの）を以下に示す。なお、評価対象とする構造物は〔 〕で示す。

(1) コンクリートの強度低下

a. 熱による強度低下 [内部コンクリート (1次遮蔽壁)]

コンクリートは、周辺環境からの伝達熱及び放射線照射に起因する内部発熱により、温度条件によってはコンクリート中の水分の逸散に伴う乾燥に起因する微細なひび割れ、あるいは水分の移動に起因する空隙の拡大等により強度が低下する可能性があるため、経年劣化に対する評価が必要である。

コンクリート構造物のうち、運転時に最も高温状態となる内部コンクリート(1次遮蔽壁)を評価対象とした。

b. 放射線照射による強度低下 [内部コンクリート (1次遮蔽壁)]

コンクリートが中性子照射やガンマ線照射を受けた場合、自由水の逸散等により強度が低下する可能性があるため、経年劣化に対する評価が必要である。

コンクリート構造物のうち、中性子照射量及びガンマ線照射量の最も大きい内部コンクリート (1次遮蔽壁) を評価対象とした。

c. 中性化による強度低下 [原子炉補助建屋 (屋内面)、取水構造物]

コンクリートは空気中の二酸化炭素の作用を受けると、徐々にそのアルカリ性を失い中性化する。

中性化がコンクリートの内部に進行しアルカリ性が失われると鉄筋周囲に生成されていた不動態被膜も失われ、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。さらに、鉄筋の腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性があるため、経年劣化に対する評価が必要である。

中性化の進行度合いに影響を及ぼす要因としては、塗装等のコンクリート表面仕上げの有無、二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度があげられる。

仕上げの有無については、仕上げ材が二酸化炭素侵入の遮断又は抵抗体となることから仕上げが施されていない部位の方が影響度が大きい。本評価対象のうち屋内については、中央制御室等、社員や委託員が常駐する部位には運転開始時点より仕上げが施されている。また、屋外については、建設時に外部遮蔽壁等へ塗装を施している。

二酸化炭素濃度については、高濃度であるほど中性化に及ぼす影響度が大きくなる傾向があるとされている。

温度については、高温であるほど中性化に及ぼす影響度が大きくなる傾向があるとされている。

相対湿度については、低湿度であるほど中性化に及ぼす影響度が大きくなる傾向があるとされている。なお、一般に、温度が上がれば相対湿度は下がり、温度が下がれば相対湿度は上がる。

2019年～2020年の玄海3号炉における二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度の測定結果から算出した中性化に及ぼす影響度及び塗装等の仕上げの状況を踏まえ、屋内の評価対象として原子炉補助建屋、屋外の評価対象として取水構造物を選定した。

d. 塩分浸透による強度低下 [取水構造物]

コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が失われ、鉄筋は、コンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。さらに、腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性があるため、経年劣化に対する評価が必要である。

コンクリート構造物のうち、海水とその飛沫の影響により最も厳しい環境下にあること、塗装等の仕上げの状況を踏まえ、取水構造物を評価対象とした。

e. 機械振動による強度低下 [原子炉周辺建屋 (非常用ディーゼル発電設備基礎)、タービン建屋 (タービン架台)]

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ため、経年劣化に対する評価が必要である。

コンクリート構造物のうち、比較的大きな振動を受ける部位として、原子炉周辺建屋 (非常用ディーゼル発電設備基礎) 及びタービン建屋 (タービン架台) を評価対象とした。

(2) コンクリートの遮蔽能力低下

a. 熱による遮蔽能力低下 [内部コンクリート (1次遮蔽壁)]

コンクリートは、周辺環境からの伝達熱及び放射線照射に起因する内部発熱により、コンクリート中の水分が逸散し、放射線に対する遮蔽能力が低下する可能性があるため、経年劣化に対する評価が必要である。

コンクリート構造物のうち、運転時に最も高温状態となる内部コンクリート (1次遮蔽壁) を評価対象とした。

(3) テンドンの緊張力低下

a. プレストレス損失 [外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎 (テンドン定着部)]

コンクリートの乾燥収縮・クリープは、構造物の供用期間中にわたってコンクリート部の体積を変化させ、テンドンの緊張力に影響を及ぼす。

また、PC鋼線のリラクセーションは、PC鋼線の材料特性、初期応力、温度及び時間に依存してテンドンの引張応力を低下させる。これらのことから、プレストレス損失により、テンドンの緊張力が低下する可能性があるため、経年劣化事象に対する評価が必要である。

コンクリート構造物のうち、プレストレスシステムを有する外部遮蔽壁と原子炉格納施設基礎 (テンドン定着部) を評価対象とした。

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

経年劣化事象と、各事象に影響を及ぼす要因のうち

- 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事象（表2.2-1で△又は▲となっているもの）と判断し、以下に示す。

(1) コンクリートの強度低下

a. アルカリ骨材反応による強度低下

コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメント等に含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

玄海3号炉は、運転開始後30年近く経過しており、定期的に目視点検を実施しているが、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等は認められていない。

また、使用している骨材（粗骨材、細骨材）については、1987年から1991年にモルタルバー法（JASS5N T-201:1985）による反応性試験を実施し、有害でないことを確認している。モルタルバー法による反応性試験の結果は、膨張率が材令6ヶ月で0.1%以下の場合は無害とする判定基準に対して、最も高い骨材でも0.004%以下であった。

以上から、コンクリートのアルカリ骨材反応による強度低下は、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。

b. 凍結融解による強度低下

コンクリート中の水分が凍結し、それが気温の上昇や日射を受けること等により融解する凍結融解を繰り返すことでコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

日本建築学会「建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事」（2022）に示される凍害危険度の分布図によると玄海3号炉の周辺地域は「ご

く軽微」であるため危険度が低い。また、定期的に見視点検を実施しており、凍結融解に起因すると判断されるひび割れ等は認められていない。

以上から、凍結融解による強度低下は、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。

(2) テンドンの緊張力低下

- a. 熱（高温）による緊張力低下〔外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎（テンドン定着部）〕

通常運転時の状況下でPC鋼線に熱損傷が生じる可能性は極めて低いことから、熱（高温）による緊張力低下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。

- b. 放射線照射による緊張力低下〔外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎（テンドン定着部）〕

テンドンは高レベル放射線を受ける使用環境にないことから、放射線照射による緊張力低下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。

- c. 腐食による緊張力低下〔外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎（テンドン定着部）〕

プレストレスシステム（テンドン及び定着具）の材料であるPC鋼線等は一般に大気中の酸素、水分と化学反応を起こして腐食する。

しかしながら、玄海3号炉ではテンドン及び定着具の腐食を防止するためにグリースキャップ及びシース内には防せい材が充填されているため、テンドン及び定着具が腐食する可能性はない。したがって、腐食による緊張力低下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。

- d. 疲労による緊張力低下〔外部遮蔽壁、原子炉格納施設基礎（テンドン定着部）〕

PCCVにおいて、通常運転時に繰り返し载荷や振動を与える機器類はなく、また、プレストレスシステムの疲労試験（高サイクル疲労試験及び低サイクル疲労試験）を施工に先立ち実施しており、疲労破壊する可能性は極めて低いことから、疲労による緊張力低下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。

(3) コンクリートの耐火能力低下

a. 火災時の熱による耐火能力低下

コンクリート構造物は、断面厚により耐火能力を確保する設計であるが、火災時の熱により剥落が生じ、部分的な断面厚の減少に伴う耐火能力の低下によりコンクリート構造物の健全性が損なわれる可能性がある。

しかしながら、コンクリート構造物は通常の使用環境において、経年によりコンクリート構造物の断面厚が減少することはなく、定期的な目視点検においても断面厚の減少は認められていない。

以上から、火災時の熱によるコンクリートの耐火能力低下は、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。

(4) 鉄骨の強度低下

a. 腐食による強度低下 [内部コンクリート（鉄骨部）、原子炉周辺建屋（鉄骨部）、タービン建屋（鉄骨部）、燃料取替用水タンク建屋（鉄骨部）、取水構造物（鉄骨部）]

鉄は一般に大気中の酸素、水分と化学反応を起こして腐食する。また、海塩粒子等により腐食が促進される。腐食が進行すると鉄骨の断面欠損に至り、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。

しかしながら、定期的に目視点検を実施しており、強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食は認められていない。また、鉄骨の強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食に影響する塗膜の劣化等が認められた場合には、その部分の塗替え等を行うこととしている。

以上から、腐食による強度低下は、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。

b. 風等による疲労に起因する強度低下

繰返し荷重が継続的に鉄骨構造物にかかることにより、疲労による損傷が蓄積され、鉄骨の強度低下につながる可能性がある。

鉄骨構造物では、疲労破壊が生じるような風等による共振現象に起因する繰返し荷重を受ける構造部材はない。

以上から、風等による疲労に起因する強度低下は、高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと判断した。

2.2.4 消耗品及び定期取替品

原子炉補助建屋水密扉等の水密ゴムは、定期取替品であり、長期使用はせず取

り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 コンクリート構造物及び鉄骨構造物に想定される経年劣化事象と評価対象とする構造物

構造種別	コンクリート構造物											鉄骨構造物			
	強度低下				遮蔽能力低下				テンションの緊張力低下			耐火能力低下		腐食	風等による疲労
経年劣化事象	放射線照射	中性化	塩分浸透	機械振動	アルカリ骨材反応	凍結融解	熱	プレス損失	熱(高温)	放射線照射	腐食	疲労	耐火能力低下		
外部遮蔽壁					△	△		○	▲	▲	▲	▲	△		
内部コンクリート	1次遮蔽壁*1 ○				△	△	1次遮蔽壁*1 ○						△	鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
原子炉格納施設基礎					△	△		テンドン*1 ○	テンドン 定着部 ▲	テンドン 定着部 ▲	テンドン 定着部 ▲	テンドン 定着部 ▲			
原子炉補助建屋		屋内面*1 ○			△	△							△		
原子炉周辺建屋				非常用ディーゼル発電設備基礎*1 ○	△	△							△	鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
タービン建屋				タービン架台*1 ○	タービン架台 △	タービン架台 △								鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
燃料取替用水タンク建屋														鉄骨部 △	鉄骨部 ▲
取水構造物			○		△	△							△	鉄骨部 △	鉄骨部 ▲

凡例 ○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象(表中の○に対応する代表構造物：評価対象とする構造物)
 △：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)
 *1：評価対象部位

2.3 高経年化対策上着目すべき構造物・経年劣化事象の技術評価

2.3.1 コンクリートの強度低下

(1) 健全性評価

「2.2 経年劣化事象の抽出」で示した、コンクリート構造物の強度低下をもたらす可能性のある要因ごとに、長期使用時の健全性評価を行う。

a. 熱による強度低下

① 事象の説明

一般にコンクリートは、温度が70℃程度ならばコンクリートの基本特性に大きな影響を及ぼすような自由水の逸散は生じず、100℃程度以下ならば圧縮強度の低下は少ない。

一方、コンクリート温度が190℃付近まで上昇すると結晶水が解放され始め、さらに高温になると脱水現象が著しくなるため、コンクリートの特性に影響が出始めるとされている（日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（2014））。

なお、コンクリートが高温に加熱された場合、強度が上昇するケースと低下するケースが見られる。強度の上昇をもたらす要因としては、セメントペースト中の未水和セメント粒子の水和の促進があり、強度低下をもたらす要因としては、コンクリート中の水分の逸散に伴う乾燥に起因する微細なひび割れ、あるいは水分の移動に起因する空隙の拡大等が考えられる。コンクリートの強度性状は、各要因によって支配されるものと考えられる。

② 技術評価

コンクリートについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（2014）において、貫通部では90℃、その他の部分では65℃という温度制限値が定められている。

最高温度を自由水の脱水が生じる110℃までとした長尾らの実験によれば、長期加熱時のコンクリートの圧縮強度については、65℃、90℃及び110℃で3.5年間加熱した場合でも、強度低下は見られない（図2.3-1）。また、サイクル加熱時のコンクリートの圧縮強度についても、20～110℃で120回サイクル加熱した場合、長期加熱時と同様に、強度の大きな低下は見られない（図2.3-2）。これらの実験結果が示すように、熱による強度の変化は、加熱開始後、比較的短期間でほぼ収束するものと考えられる。したがって、コンクリート中の温度

が110℃程度以下ならば、加熱時間及び繰り返し回数がコンクリートの強度に影響を与えないことを示していると考えられる。

コンクリート構造物のうち、運転時に最も高温状態となる内部コンクリート（1次遮蔽壁）を評価対象とし、ガンマ発熱の影響の最も大きい炉心領域部及び原子炉容器支持構造物（以下、「原子炉容器サポート」という）からの伝達熱の影響の最も大きい原子炉容器サポート直下部を評価点とし、ガンマ発熱を考慮した温度分布解析により評価を実施した（図2.3-3）。

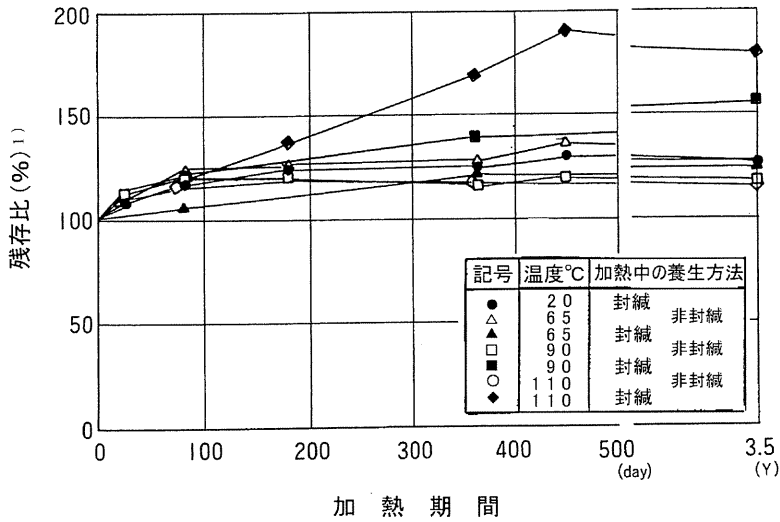
断続的運転を前提とした場合における炉心領域部におけるコンクリート内の最高温度は、温度分布解析の結果、約52℃である（図2.3-4）。

原子炉容器サポート直下部のコンクリートについては、伝達熱による強度低下を防止する対策として高温となる原子炉容器サポートを内部から空冷できるフィン構造としており、温度分布解析の結果、コンクリートの最高温度は約52℃である。

いずれの対象部位においても、コンクリートの最高温度は温度制限値以下であり、熱による強度低下は問題ない。

また、110℃を下回っており、長期加熱及びサイクル加熱による強度低下についても問題ない。

以上から、熱による強度低下については、長期健全性評価上問題とはならない。



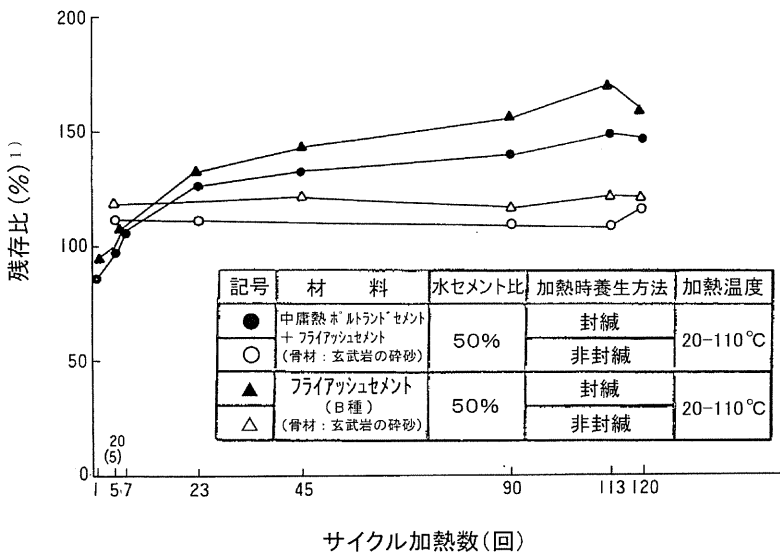
材料：中庸熟ポルトランドセメント
 +フライッシュセメント
 水セメント比：50%
 骨材：玄武岩の砕石
 加熱前養生方法：20°C封緘養生
 加熱開始時期：材齢91日
 ※65°C、90°C及び110°Cの温度
 で3.5年間加熱しても強度
 の低下はみられない。
 なお、記号の一部誤記は修正した。

1) 残存比：加熱開始直前の圧縮強度に対する加熱後の圧縮強度の比

(出典：長尾他 「熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究」

第48回セメント技術大会講演集 (1994))

図2.3-1 長期加熱後のコンクリート圧縮強度の変化



加熱前養生方法：20°C封緘養生
 加熱開始時期：材齢91日
 サイクル加熱条件：
 1サイクル4日間 (96時間)
 (20→110°C加熱：3時間)
 (110°C定温保持：45時間)
 (110→20°C冷却：3時間)
 (20°C定温保持：45時間)
 ※20～110°Cの加熱・冷却を
 120回繰返しても強度の大きな変化は見られない。

1) 残存比：加熱開始直前の圧縮強度に対する加熱後の圧縮強度の比

(出典：長尾他 「熱影響場におけるコンクリートの劣化に関する研究」

第48回セメント技術大会講演集 (1994))

図2.3-2 サイクル加熱後のコンクリート圧縮強度の変化 (20～110°C)

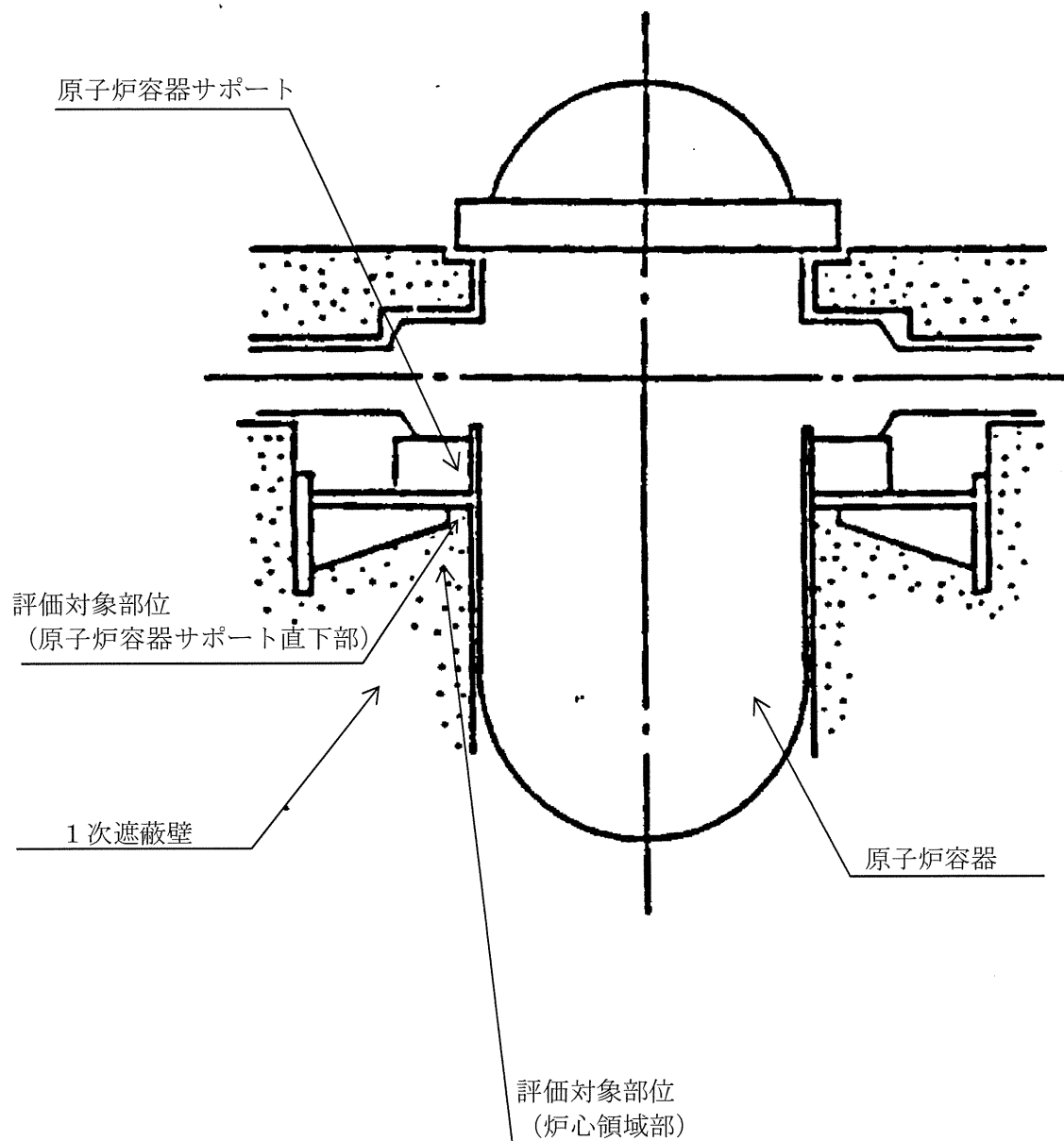


図2.3-3 玄海3号炉 内部コンクリート（1次遮蔽壁）の概要

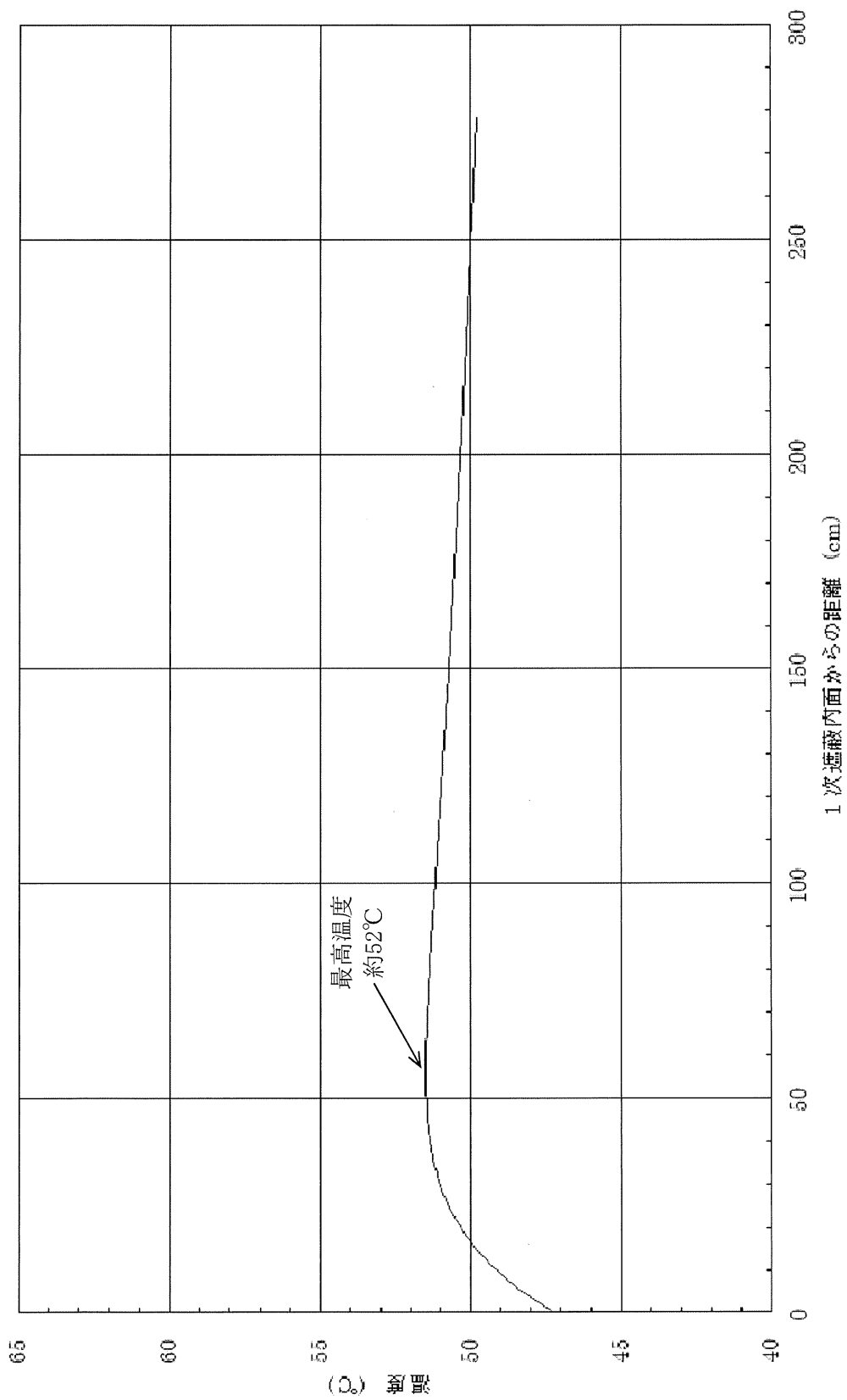


図2.3-4 玄海3号炉 1次遮蔽コンクリート内の温度分布 (炉心高さ)

b. 放射線照射による強度低下

① 事象の説明

コンクリートが中性子照射やガンマ線照射を受けた場合、自由水の逸散等により強度が低下する可能性がある。

② 技術評価

中性子照射と強度の関係に関しては、従来、Hilsdorf他の文献における「中性子照射したコンクリートの圧縮強度 (fcu) と照射しないコンクリートの圧縮強度 (fcuo) の変化」を参照していた。一方で、小嶋他の試験結果を踏まえた最新知見 (小嶋他「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響」(NTEC-2019-1001)) によると、 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ の中性子照射量 ($E > 0.1 \text{MeV}$) から強度低下する可能性があることが確認されている。

また、ガンマ線照射量と強度との関係に関するHilsdorf他の文献によると、ガンマ線照射量が $2 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2 \times 10^{10} \text{rad}$) 程度以下では有意な強度低下は見られない (図2.3-5)。

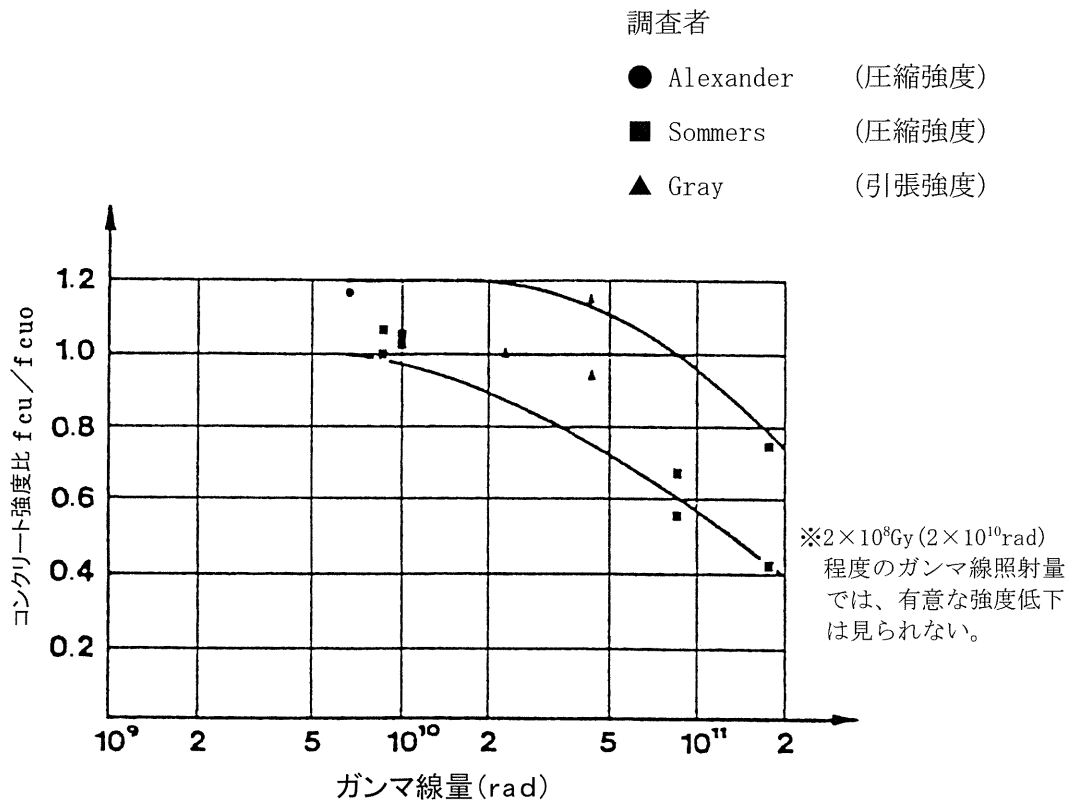
コンクリート構造物のうち、中性子照射量及びガンマ線照射量の最も大きい内部コンクリート (1次遮蔽壁) を評価対象とし、中性子照射量及びガンマ線照射量が最大となる1次遮蔽壁炉心側コンクリートを評価点とし、評価を実施した。

運転開始後60年時点で予想される中性子照射量 ($E > 0.098 \text{MeV}$) は、最大となる1次遮蔽壁炉心側コンクリートにおいて約 $2.4 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ となるが、照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超えるコンクリートの範囲は、深さ方向に最大で6cm程度であり、1次遮蔽壁の厚さ (最小壁厚279cm) に比べて小さい。また、照射量が $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を除いた構造物の耐力が地震時の鉛直荷重等の設計荷重を上回ること、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601-1987)」に基づく内部コンクリートの最大せん断ひずみ評価に対して影響がないことを確認していることから、内部コンクリート (1次遮蔽壁) の強度に影響を及ぼさないと考えられる。

運転開始後60年時点で予想されるガンマ線照射量は、1次遮蔽壁炉心側コ

ンクリートにおいて最大値約 $9.5 \times 10^7 \text{Gy}$ (約 $9.5 \times 10^9 \text{rad}$) であり、 $2 \times 10^8 \text{Gy}$ ($2 \times 10^{10} \text{rad}$) を下回っていることから、強度への影響は無いものと考えられる。

以上から、放射線照射による強度低下については、長期健全性評価上問題とはならない。



(出典 : Hilsdorf, Kropp, and Koch 「The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete」 American Concrete Institute Publication SP 55-10. 1978)

図2.3-5 ガンマ線照射したコンクリートの強度 (fcu) と照射しないコンクリートの強度 (fcuo) の変化

c. 中性化による強度低下

① 事象の説明

コンクリートは空気中の二酸化炭素の作用を受けると、徐々にそのアルカリ性を失い中性化する。

中性化がコンクリートの内部に進行し、アルカリ性が失われると鉄筋周囲に生成されていた不動態被膜も失われ、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。さらに、鉄筋の腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

② 技術評価

鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、一般に屋外の雨掛かりの部分では鉄筋のかぶり厚さまで達したとき、屋内の部分では鉄筋のかぶり厚さから2 cm奥まで達したときとされている（日本建築学会「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」（2015））。評価対象の設計最小かぶり厚さは、原子炉補助建屋（屋内面）が5.0cm、取水構造物（気中帯）が8.9cmである。

中性化深さを推定する式としては、岸谷式（日本建築学会「高耐久性鉄筋コンクリート造設計施工指針（案）・同解説」（1991））、森永式（森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文」（1986））及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式（土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編」（2018））がある。

中性化の進展度合いに影響を及ぼす要因としては、塗装等のコンクリート表面仕上げの有無、二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度があげられる。

これらの要因を考慮し、森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文」（1986）を活用して算出した環境条件の中性化に及ぼす影響度及び塗装等の仕上げの状況を踏まえ、原子炉補助建屋（屋内面）を評価対象として選定した。さらに、屋外の代表として、仕上げが施されていない取水構造物についても評価対象とした。なお、評価点（サンプリング箇所）については、環境条件を踏まえて選定した。

岸谷式、森永式及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式を用いて中性化深さを評価した結果を表2.3-1に示す。岸谷式で評価する際、二酸化炭素の実測値を考慮した劣化外力係数を採用した。また、中性化深さを測定した時点にお

ける推定値として運転開始後60年経過時点と同様に評価した結果も参考にあわせて示す。

運転開始後60年経過時点における原子炉補助建屋（屋内面）及び取水構造物の中性化深さは、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っている。

さらに、定期的に目視点検を実施しているが、鉄筋腐食に起因すると判断されるひび割れ等は発見されていない。

以上から、中性化による強度低下については、長期健全性評価上問題とはならない。

表2.3-1 玄海3号炉 コンクリートの中性化深さ

	中性化深さ (cm)			鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ (cm)
	測定値 (調査時点の運転開始後経過年)	推定値		
		調査時点 (推定式)	運転開始後 60年経過時点 (推定式)	
原子炉補助建屋 (屋内面)	2.9 (26年)	2.2 (森永式) *1	4.4 (\sqrt{t} 式) *2	7.0
取水構造物 (気中帯)	3.3 (28年)	1.2 (森永式)	4.9 (\sqrt{t} 式) *3	8.9

* 1 : 岸谷式、森永式による評価結果のうち最大値を記載

* 2 : 岸谷式、森永式及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式による評価結果のうち最大値を記載

* 3 : 森永式及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式による評価結果のうち最大値を記載

d. 塩分浸透による強度低下

① 事象の説明

コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が破壊されるため、鉄筋はコンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

② 技術評価

塩分によるコンクリート中の鉄筋への影響を評価する方法としては、鉄筋の腐食速度に着目し、鉄筋の腐食減量が、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の腐食減量に達するまでの期間の予測式として、森永式（森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究－東京大学学位論文」（1986））が提案されている。

コンクリート構造物のうち、海水とその飛沫の影響により最も厳しい環境下にあり、塗装等の仕上げの状況を踏まえ、取水構造物を評価対象とし、環境条件の異なる気中帯、干満帯及び海中帯を評価点とした。

塩化物イオン濃度の測定結果をもとに、鉄筋位置での将来的な塩化物イオン濃度を拡散方程式により予測し、森永式を適用して鉄筋の腐食減量を計算した結果を表2.3-2に示す。

表2.3-2 玄海3号炉 鉄筋の腐食減量

	調査時期 (運転開始後経過年)	鉄筋位置での塩化物イオン濃度及び量 上段 (%) 下段 (kg/m ³)	鉄筋の腐食減量 (×10 ⁻⁴ g/cm ²)		
			調査時点	運転開始後60年 経過時点	かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点
取水構造物 (気中帯)	2022年 (28年)	0.01 ----- 0.2	3.5	7.5	86.4
取水構造物 (干満帯)	2022年 (28年)	0.02 ----- 0.4	8.9	18.7	90.1
取水構造物 (海中帯)	2022年 (28年)	0.01 ----- 0.1	1.2	2.5	87.0

表2.3-2によると、運転開始後60年時点の鉄筋腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を十分に下回っている。

さらに、定期的に目視点検を実施しているが、鉄筋腐食に起因する有意なひび割れ等は発見されていない。

以上から、塩分浸透による強度低下については、長期健全性評価上問題とはならない。

e. 機械振動による強度低下

① 事象の説明

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。

② 技術評価

コンクリート構造物のうち、比較的大きな振動を受ける部位として、原子炉周辺建屋（非常用ディーゼル発電設備基礎）及びタービン建屋（タービン架台）を評価対象とし、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を評価点とした。

機械振動の影響は、コンクリート構造物の躯体全体に対しては、荷重レベルが小さく問題にならないが、局部的には基礎ボルト周辺のコンクリートが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に作用する荷重のうち、鉛直方向については、機械の自重やナットの締め付けによる圧縮力が常時作用している。これに加えて機械振動による荷重が作用しても、通常、機械振動による荷重は機械の自重に比べて小さいことから、基礎ボルトの有意な引き抜き荷重やコンクリートへの過大な圧縮力は発生せず、コンクリートのひび割れ発生には至らないと考えられる。

また、水平方向については、基礎ボルトの機械振動による水平変位は、コンクリート内部よりもコンクリート表面部の方が大きいため、コンクリートが機械振動により受ける応力は、定着部表面部の方がコンクリート内部よりも大きくなる。したがって、コンクリートにひび割れが発生する場合には、表面から発生する可能性が高いと考えられる。仮に機械振動により機器のコンクリート基礎への定着部の支持力が失われるような場合、機械の異常振動や定着部周辺コンクリート表面に有意なひび割れが発生するものと考えられる。

機械振動は日常的な監視等により、異常の兆候は検知可能であり、大きな振動を受けるタービン建屋（タービン架台）等のこれまでの目視点検では、このようなひび割れ等がないことを確認している。

以上から、機械振動による強度低下については、長期健全性評価上問題とはならない。

f. 強度試験結果

コンクリート構造物における、現状のコンクリート強度として、代表構造物ごとの強度試験の結果を表2.3-3に示す。なお、外部遮蔽壁については、リバウンドハンマーを用いた非破壊試験により現状のコンクリート強度の推定を行った。

いずれも、平均圧縮強度（外部遮蔽壁については平均推定圧縮強度）は設計基準強度を上回っている。

表2.3-3 玄海3号炉 コンクリートの強度試験結果

代表構造物	実施時期 〔 運転開始後 経過年数 〕	設計基準強度	平均圧縮強度*1
外部遮蔽壁	2023年 (28年)	41.2N/mm ² (420kgf/cm ²)	70.7N/mm ² (721kgf/cm ²)
内部 コンクリート	2020年 (26年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	64.4N/mm ² (657kgf/cm ²)
原子炉格納 施設基礎	2020年 (26年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	42.7N/mm ² (436kgf/cm ²)
原子炉補助 建屋	2020年 (26年)	29.4N/mm ² (300kgf/cm ²)	43.0N/mm ² (439kgf/cm ²)
原子炉周辺 建屋	2020年 (26年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	49.0N/mm ² (500kgf/cm ²)
タービン建屋 (タービン 架台)	2020年 (26年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	47.2N/mm ² (481kgf/cm ²)
	2020年 (26年)	20.6N/mm ² (210kgf/cm ²)	46.3N/mm ² (472kgf/cm ²)
取水構造物	2022年 2023年 (28年)	23.5N/mm ² (240kgf/cm ²)	46.8N/mm ² (478kgf/cm ²)

*1：外部遮蔽壁については平均推定圧縮強度

(2) 現状保全

コンクリート構造物の強度低下については、定期的に屋内、屋外ともコンクリート表面のひび割れ、塗装の劣化等の目視点検を実施し、強度に支障をきたす可能性のあるような有意な欠陥がないことを確認し、予防保全のため必要に応じて塗装の塗替え等の補修を実施している。

また、コンクリート構造物の強度低下については、破壊試験や非破壊試験による点検を実施し、強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認している。今後も、コンクリート構造物の強度低下については、定期的に破壊試験及び非破壊試験による点検を実施し、強度に急激な経年劣化が生じていないことを確認する。

(3) 総合評価

コンクリート構造物の強度低下については、健全性評価結果から判断して、現状において設計基準強度を上回っており、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さいものと考えられる。

また、ひび割れ等については目視点検で検知可能であり、定期的に強度に支障をきたす可能性のあるような有意な欠陥がないことの確認、及びコンクリート構造物の強度低下について破壊試験や非破壊試験による確認を行い、必要に応じて塗装の塗替え等の補修を実施していることから、保全方法は適切である。

よって、上記保全方法を継続することにより、現状保全で健全性を維持できると判断する。

(4) 高経年化への対応

コンクリート構造物の強度低下については、現状保全に高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断でき、引き続き現状保全を継続していく。

2.3.2 コンクリートの遮蔽能力の低下

(1) 健全性評価

a. 熱による遮蔽能力低下

① 事象の説明

コンクリートは、周辺環境からの伝達熱及び放射線照射に起因する内部発熱により、コンクリート中の水分が逸散し、放射線に対する遮蔽能力が低下する可能性がある。

② 技術評価

放射線防護の観点から、コンクリート遮蔽体の設計に適用されている「コンクリート遮蔽体設計規準」(R. G. Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL. 2 (1975)」)には、周辺及び内部最高温度の制限値が示されており、コンクリートに対しては中性子遮蔽で88℃以下、ガンマ線遮蔽で177℃以下となっている。

コンクリート構造物のうち、運転時最高温度となる内部コンクリート（1次遮蔽壁）を評価対象とし、1次遮蔽壁のうち最も高温となる炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部を評価点とし、ガンマ発熱を考慮した温度分布解析により評価を実施した。

断続的運転を前提とした場合における内部コンクリートの最高温度は、温度分布解析の結果、炉心領域部及び原子炉容器サポート直下部で約52℃と制限値より低い値であり、水分の逸散はほとんどないと考えられることから、遮蔽能力への影響はないと考えられる。

仮に、コンクリートの遮蔽能力低下が生じた場合、内部コンクリート周辺における放射線量が上昇するものと考えられるが、放射線量は定期的に監視しており、異常の兆候は検知可能である。

以上から、熱による遮蔽能力低下については、長期健全性評価上問題とはならない。

(2) 現状保全

コンクリート構造物の遮蔽能力低下については、定期的に見視点検を実施し、遮蔽能力に支障をきたす可能性のあるひび割れ等の有意な欠陥がないことを確認している。

(3) 総合評価

コンクリート構造物の遮蔽能力低下については、健全性評価結果から判断して、遮蔽能力低下の可能性はないと考えられる。また、ひび割れ等については見視点検で検知可能であり、保全方法として適切である。

よって、上記保全方法を継続することにより、現状保全で健全性を維持できると判断する。

(4) 高経年化への対応

コンクリート構造物の遮蔽能力低下については、現状保全に高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断でき、引き続き現状保全を継続していく。

2.3.3 テンドンの緊張力低下

(1) 健全性評価

a. プレストレス損失

① 事象の説明

コンクリートの乾燥収縮・クリープは、構造物の供用期間中にわたってコンクリート部の体積を変化させ、テンドンの緊張力に影響を及ぼす。また、PC鋼線のリラクセーションは、PC鋼線の材料特性、初期応力、温度及び時間に依存してテンドンの引張応力を低下させる。これらのことから、プレストレス損失により、テンドンの緊張力が低下する可能性がある。

② 技術評価

玄海3号炉のコンクリート構造物のうち、外部遮蔽壁と原子力格納施設基礎（テンドン定着部）を評価対象とし、2019年に実施した25年目供用期間中検査における、緊張力検査の検査テンドンを評価点とし、プレストレス損失を考慮したテンドンの緊張力と設計要求値を比較することで評価を実施した。

25年目供用期間中検査における緊張力検査結果をもとに、緊張力低下を予測する方法を用いてテンドンの緊張力を評価した結果を表2.3-4に示す。

表2.3-4 玄海3号炉 テンドンの緊張力

	テンドンの緊張力 (MN)		
	測定値	予測値	設計要求値*1
	25年目 供用期間中検査	運転開始後 60年経過時点	
フープテンドン	6.16	6.11	5.18
逆Uテンドン	5.90	5.87	5.01

*1：工事認可資料に基づき設定されたテンドン定着部の緊張力

運転開始後60年経過時点のテンドンの緊張力予測値は、設計要求値を上回っていることを確認した。

以上のことから、プレストレス損失によるテンドンの緊張力低下に対しては、長期健全性評価上問題とはならない。

(2) 現状保全

テンドンの緊張力低下については、定期的に緊張力検査及び定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検を実施し、緊張力に支障をきたす可能性のあるような急激な経年劣化が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、今後、テンドンの緊張力低下が急激に進展する可能性は極めて小さいと考えられる。また、定期的に緊張力検査及び定着部（定着具、周辺コンクリート部）の目視点検を実施することで緊張力低下について検知可能であり、保全方法として適切である。

よって、上記保全方法を継続することにより、現状保全で健全性を維持できると判断する。

(4) 高経年化への対応

テンドンの緊張力低下については、現状保全に高経年化対策の観点から追加すべき項目はないと判断でき、引き続き現状保全を継続していく。

3. グループ内全構造物への展開

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の技術評価については、「2.2 経年劣化事象の抽出」及び「2.3 高経年化対策上着目すべき構造物・経年劣化事象の技術評価」に示すとおり、代表構造物について、各経年劣化事象に影響を及ぼす要因ごとに、使用条件等を考慮して実施している。コンクリート構造物及び鉄骨構造物の場合、グループ内全構造物の使用条件等は、代表構造物に包含されているため、技術評価結果も代表構造物に包含されるものと考えられる。

したがって、代表構造物の技術評価を行ったことで、グループ内全構造物の技術評価は実施されたものと判断する。