

柏崎刈羽原子力発電所 5号炉 審査資料	
資料番号	KK5PLM-補-06 改4
提出年月日	2019年 12月 11日

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

2019年 12月 11日

東京電力ホールディングス株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 評価対象と評価手法	4
3.1 対象構造物の選定	4
3.2 経年劣化事象の抽出	11
3.3 評価対象部位の選定	18
3.4 評価手法	18
4. 対象構造物の技術評価	20
4.1 コンクリートの強度低下	20
4.2 コンクリートの遮へい能力低下	30
4.3 現状保全	31
4.4 総合評価	31
4.5 高経年化への対応	31
5. 評価対象部位以外の技術評価	31
6. まとめ	32
6.1 審査ガイド適合性	32
6.2 保守管理に関する方針として策定する事項	33

別紙

別紙 1. 点検マニュアルにおける定期点検の項目、方法及び判定基準について	1-1
別紙 2. 柏崎刈羽5号炉周辺地域の凍害危険度について	2-1
別紙 3. 鉄骨構造物の疲労評価の計算過程及び判定基準について	3-1
別紙 4. 原子炉ペデスタルの温度分布解析について	4-1
別紙 5. 放射線照射量の算定方法、条件及び結果について	5-1
別紙 6. 中性化の評価点を選定した過程について	6-1
別紙 7. 中性化深さの推定値の算定過程について	7-1
別紙 8. 塩分浸透における評価点の妥当性について	8-1
別紙 9. 塩分浸透における鉄筋の腐食減量の算定過程について	9-1
別紙 10. 機械振動の評価対象部位及び評価点の抽出過程について	10-1
別紙 11. 熱による遮へい能力低下の評価に用いた温度分布解析について	11-1

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第1項の規定に基づき実施した冷温停止状態が維持されることを前提とした高経年化技術評価のうち、コンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象に対する評価結果について補足説明するものである。

2. 基本方針

コンクリート構造物及び鉄骨構造物の経年劣化事象及び劣化要因に対する評価の基本方針は、対象構造物について、経年劣化事象の発生の可能性について評価し、その可能性が将来にわたって発生することが否定できない場合は、その発生及び進展に係る健全性評価を行い、運転開始後 40 年時点までの期間において「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」及び「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の要求事項に適合することを確認することである。

コンクリート構造物及び鉄骨構造物評価についての要求事項を表 1 に整理する。

表1 コンクリート構造物及び鉄骨構造物評価についての要求事項

ガイド	要求事項
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点</p> <p>(1) 高経年化技術評価の審査</p> <p>⑫健全性の評価 実施ガイド 3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生または進展に係る健全性を評価していることを審査する。</p> <p>⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。</p> <p>⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p> <p>(2) 長期保守管理方針の審査</p> <p>①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下、「追加保全策」という。）を抽出すること。</p> <p>イ 実用炉規則第82条第1項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から60年間（ただし、⑧ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から40年間とする。）</p> <p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。</p> <p>ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。</p>

3. 評価対象と評価手法

3.1 対象構造物の選定

柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉における安全上重要な構造物（重要度分類指針における PS-1, 2 及び MS-1, 2 に該当する構造物または該当する機器・構造物を支持する構造物）並びに高温・高圧の環境下にあるクラス 3 の機器及びそれを支持する構造物を抽出した結果を表 2 に示す。

表2 (1/2) 対象構造物の抽出

安全重要度分類審査指針等に定める要求機能	クラス	主要設備	対象構造物
原子炉冷却材圧カバウンダリ機能	PS-1	原子炉圧力容器 原子炉冷却材圧カバウンダリ配管	原子炉建屋 原子炉建屋
過剰反応度の印加防止機能	PS-1	制御棒及び制御棒駆動系	原子炉建屋
炉心形状の維持機能	PS-1	炉心支持構造物	原子炉建屋
原子炉の緊急停止機能	MS-1	制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム機能)	原子炉建屋
未臨界維持機能	MS-1	原子炉停止系 (制御棒, ほう酸水注入系) 残留熱除去系	原子炉建屋 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋 原子炉補機冷却水系配管ダクト 原子炉建屋
原子炉停止後の除熱機能	MS-1	自動減圧系 低圧炉心スプレイ系	原子炉建屋 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋
炉心冷却機能	MS-1	高圧炉心スプレイ系	原子炉補機冷却水系配管ダクト 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋 原子炉補機冷却水系配管ダクト 原子炉建屋
放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	MS-1	自動減圧系 原子炉格納容器 原子炉建屋 原子炉格納容器隔離弁 残留熱除去系 非常用ガス処理系 可燃性ガス濃度制御系 遮へい設備	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋 原子炉補機冷却水系配管ダクト 原子炉建屋, 非常用ガス処理系配管ダクト 原子炉建屋 原子炉建屋
工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	MS-1	安全保護系	原子炉建屋
安全上特に重要な関連機能	MS-1	非常用ディーゼル発電機系 中央制御室及び中央制御室遮蔽 中央制御室非常用換気空調系 原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系 直流電源系	原子炉建屋, 海水熱交換器建屋 原子炉補機冷却水系配管ダクト 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋, 取水構造物 原子炉補機冷却水系配管ダクト 海水熱交換器建屋, 取水構造物 原子炉建屋

表 2 (2/2) 対象構造物の抽出

安全重要度分類審査指針等に定める要求機能	クラス	主要設備	対象構造物
原子炉冷却材を内蔵する機能	PS-2	原子炉冷却材浄化系	原子炉建屋
原子炉冷却圧力材バウダリに直接接続されていないものにおいて、放射性物質を貯蔵する機能	PS-2	使用済燃料プール	原子炉建屋
燃料を安全に取り扱う機能	PS-2	燃料取替機 原子炉建屋クレーン	原子炉建屋 原子炉建屋
燃料プールの補給機能	MS-2	残留熱除去系	原子炉建屋
放射性物質放出の防止機能	MS-2	排気筒	排気筒
事故時のプラント状態の把握機能	MS-2	事故時監視計器	原子炉建屋
異常状態の緩和機能	MS-2	制御棒及び制御棒駆動系	原子炉建屋
原子炉冷却材の循環機能	高*	制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ	原子炉建屋
放射性物質の貯蔵機能	高*	廃棄物処理設備	原子炉建屋, 雑固体廃棄物焼却設備建屋 (大湊側)
プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く)	高*	計装用圧縮空気系	タービン建屋
プラント運転補助機能	高*	補助ボイラ設備	大湊側補助ボイラ建屋
原子炉冷却材の補給機能	高*	制御棒駆動水圧系スクラム排出容器	原子炉建屋

*: 最高使用温度が 95 °C を超え, または最高使用圧力が 1,900 kPa 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

抽出した対象構造物から、図 1 の高経年化技術評価フロー及び図 2 の冷温停止維持評価対象設備の選定フローにより、冷温停止維持に必要な構造物を選定した。その結果を表 3 に示す。

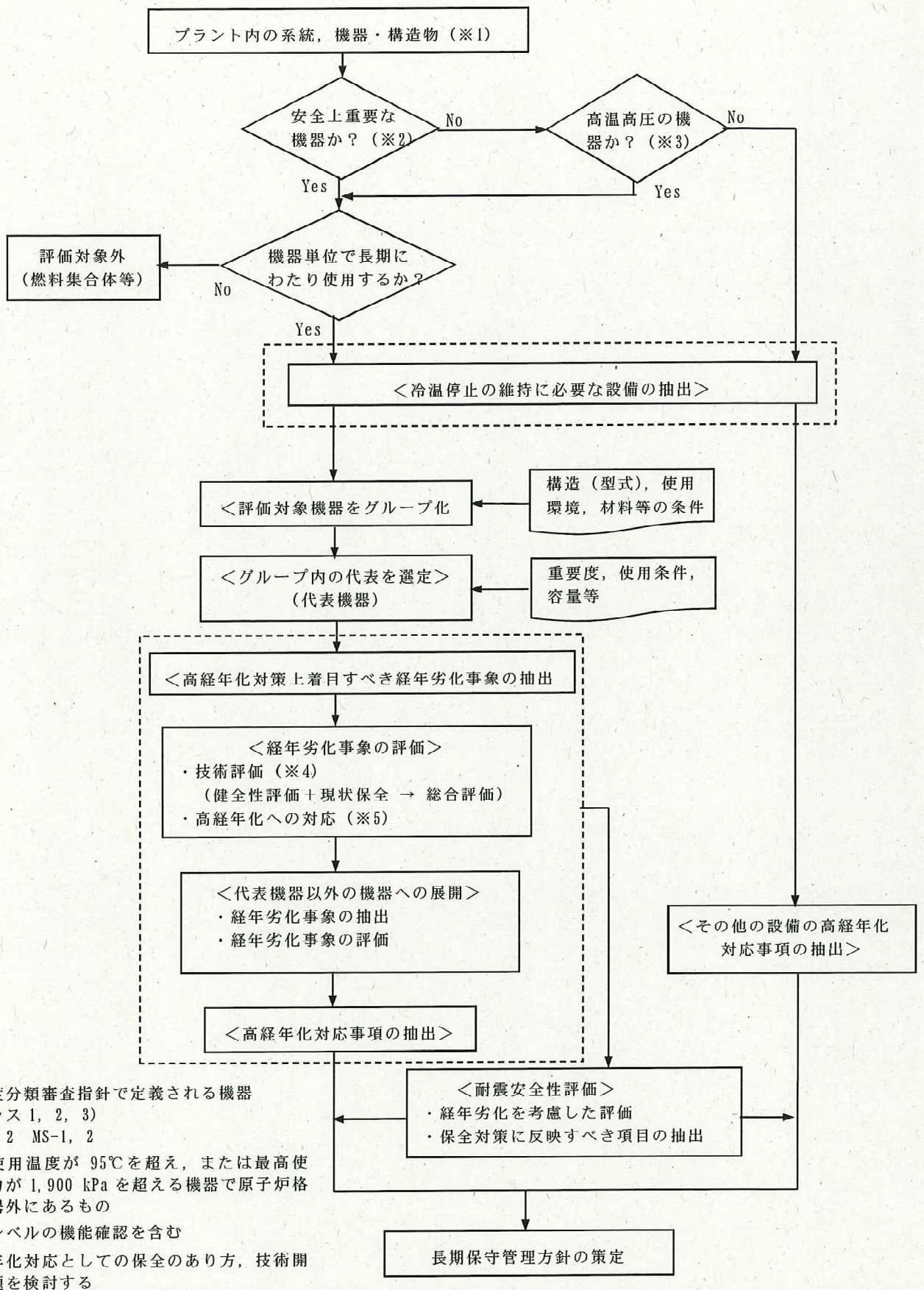
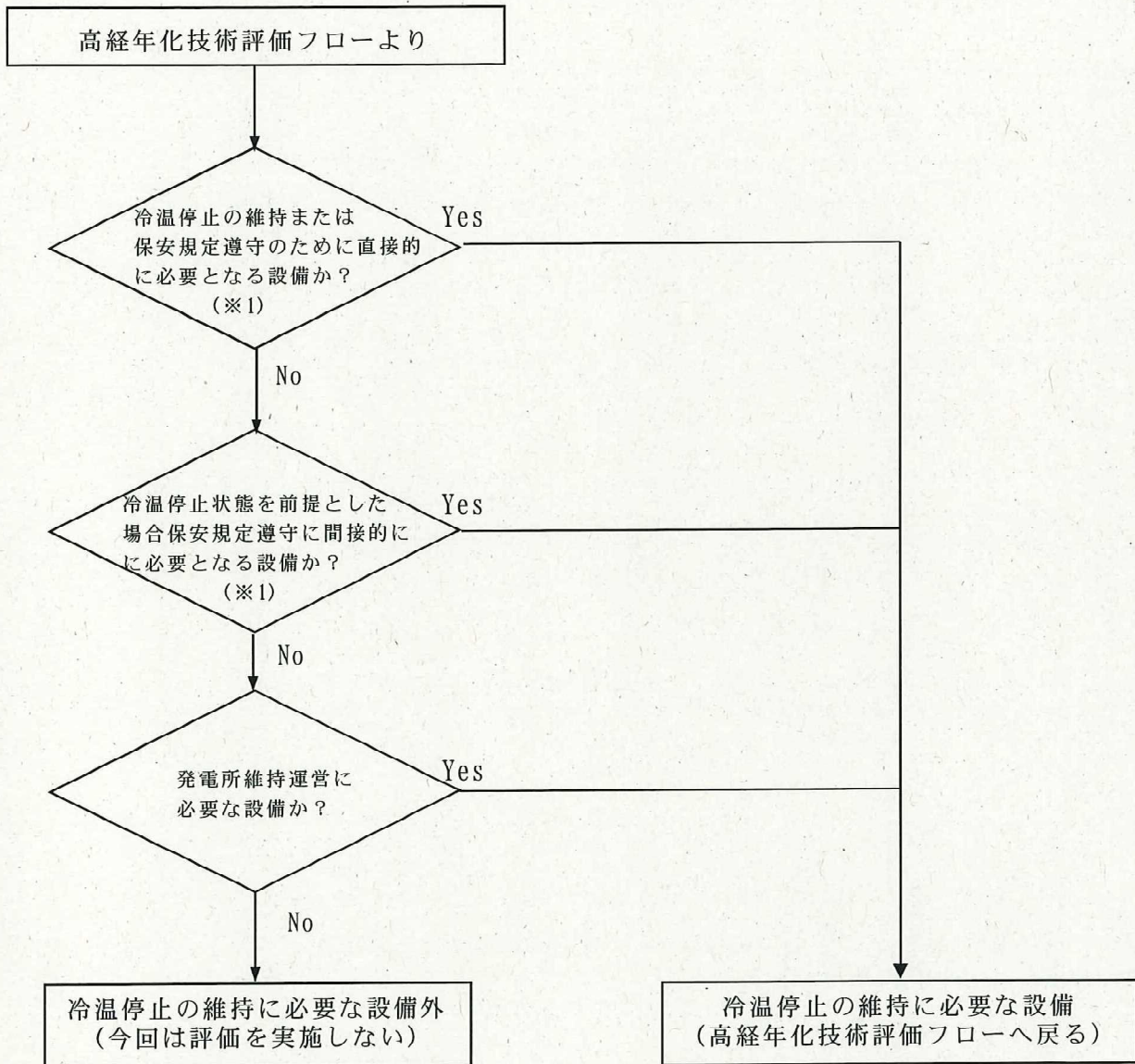


図1 高経年化技術評価フロー



※1：保安規定において「原子炉モードスイッチが燃料取替又は停止及び照射済燃料の移動に対して要求される設備」並びに「運転モードによらず要求される設備」

図2 冷温停止維持評価対象設備の選定フロー

表 3 対象構造物

構 造		対象構造物	重要度
コンクリート構造物	建物	原子炉建屋	MS-1
		タービン建屋 (タービン発電機架台含む)	PS-3 (高温)
		海水熱交換器建屋	MS-1
	構築物	取水構造物	MS-1
		非常用ガス処理系配管ダクト	MS-1
		原子炉補機冷却水系配管ダクト	MS-1
		排気筒 (基礎部)	MS-1
鉄骨構造物		原子炉建屋 (鉄骨部)	MS-1
		タービン建屋 (鉄骨部)	PS-3 (高温)
		海水熱交換器建屋 (鉄骨部)	MS-1
		雑固体廃棄物焼却設備建屋 (大湊側)	PS-3 (高温)
		大湊側補助ボイラー建屋	PS-3 (高温)
		排気筒	MS-1

3.2 経年劣化事象の抽出

3.2.1 機能達成に必要な項目

対象構造物のうちコンクリート構造物に要求される機能は、支持機能と遮へい機能であり、鉄骨構造物に要求される機能は支持機能である。これらの機能を維持するためには、次の3つの項目が必要である。

- ① コンクリート強度の維持
- ② コンクリート遮へい能力の維持
- ③ 鉄骨強度の維持

3.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

(1) 想定される経年劣化事象及び劣化要因の抽出

「3.2.1 機能達成に必要な項目」であげた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及び遮へい能力低下並びに鉄骨の強度低下が考えられ、これらを高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として選定した。

また、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を引き起こす可能性がある要因は、(社)日本建築学会、(社)土木学会及び(社)日本コンクリート工学会から発刊されている国内の基規準類、研究論文、過去の PLM 調査報告書等より抽出し、コンクリート構造物及び鉄骨構造物について整理した。

柏崎刈羽原子力発電所 5 号炉において想定される劣化要因を抽出するため、下記に示す 2 段階のプロセスでスクリーニングを行った。その結果を表 4 (コンクリート構造物) 及び表 5 (鉄骨構造物) に示す。

・ 第1段階：工業材料で想定される経年劣化事象

文献調査において抽出された劣化事象は、初期欠陥なども含んでいることから、ここでは一般的な事例として経年劣化事象として想定する必要性有無の絞り込みを行う。

・ 第2段階：原子力発電所で想定される経年劣化事象

柏崎刈羽原子力発電所で使用される材料が置かれている環境条件を考慮し、経年劣化事象として想定する必要性の有無について絞り込みを行う。

表4 想定される経年劣化事象及び劣化要因（コンクリート構造物）

構造物	経年劣化事象	劣化要因	劣化要因のスクリーニング結果		
			第1段階 (一般)	第2段階 (KK5)	KK5の環境条件・根拠等 (対象部位)
コンクリート構造物	強度低下	1. 熱	○	○	熱を受ける部位を有する。 (例：原子炉ペDESTAL)
		2. 放射線照射	○	○	放射線照射を受ける部位を有する。 (例：一次遮へい壁)
		3. 中性化	○	○	二酸化炭素、温度、湿度及び仕上げ条件によっては中性化が進行する。(全般)
		4. 塩分浸透	○	○	海塩粒子を受ける部位を有する。 (例：建屋外壁)
		5. 機械振動	○	○	機械振動を受ける部位がある。 (例：非常用ディーゼル発電設備基礎)
		6. アルカリ骨材反応	○	○	コンクリート構造物全般でASRの可能性はある。(全般)
		7. 凍結融解	○	○	柏崎刈羽サイトの凍害危険度は「ゼロ」だが、定期点検による劣化管理を行っている。
		8. 乾燥収縮	○	×	打込後早期に、壁などの薄い部材に発生する事象である。
		9. 化学的侵食	○	×	周辺地盤の土壤中の汚染はなく侵食性物質による劣化は生じない。
		10. 風化	○	×	流水等の環境に晒される部位は無い。
		11. 酸性雨	○	×	基本的に外部は防水または塗装済である。
		12. 日射	○	×	熱帯地域ではない。また、基本的に外部は防水または塗装済である。
		13. 電食作用	○	×	鉄筋コンクリート内部に電流が流れる環境は想定し難い。
		14. アル骨反応以外の骨材	×	—	経年劣化要因ではない。
		15. 構造劣化（過荷重，大たわみ，不同沈下）	○	×	機械等変更の際は構造計算を行い確認しているため，過荷重は想定し難い。
		16. 表面劣化（すりへり，摩耗）	○	×	劣化の可能性のある部位があるが，点検記録等により劣化がないことを確認している。 (例：大物搬入口床面)
		17. 初期不良（施工不良）	×	—	経年劣化要因ではない。施工記録により初期不良が無いことを確認できる。
		18. 瞬時的（災害）	×	—	経年劣化要因ではない。
		19. その他（強度低下，鉄筋腐食，ひび割れ，漏水）	×	—	経年劣化要因ではなく，経年劣化の結果として起こる構造欠陥である。
	遮へい能力低下	20. 熱	○	○	放射線照射を受ける部位を有する。 (例：ガンマ線遮へい壁)

表 5 想定される経年劣化事象及び劣化要因（鉄骨構造物）

構造物	経年劣化事象	劣化要因	劣化要因のスクリーニング結果		
			第1段階 (一般)	第2段階 (KK5)	KK5の環境条件・根拠等 (対象部位)
鉄骨構造物	強度低下	1. 腐食（塗膜劣化含む）	○	○	劣化の可能性がある環境下にある。 (全般)
		2. 風等による疲労	○	○	風等により共振現象を起こす可能性のある部位を有する。(排気筒)
		3. 化学的腐食	○	×	塗装されている。
		4. 酸性雨	○	×	塗装されている。
		5. 摩耗・緩み	○	×	道路橋など交通往来のあるローラー支承や回転支承部は無い。
		6. 遅れ破壊	×	—	経年劣化要因ではない。
		7. 瞬時的（災害）	×	×	経年劣化要因ではない。また、被災履歴も無い。

以上より、コンクリート構造物で 8 要因、鉄骨構造物で 2 要因の計 10 要因が、想定される経年劣化要因として抽出された。

(a) コンクリート構造物において想定される劣化要因

- 1) 熱（強度低下）
- 2) 放射線照射
- 3) 中性化
- 4) 塩分浸透
- 5) 機械振動
- 6) アルカリ骨材反応
- 7) 凍結融解
- 8) 熱（遮へい能力低下）

(b) 鉄骨構造物において想定される劣化要因

- 9) 腐食（塗膜劣化を含む）
- 10) 風等による疲労

(2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び劣化要因の抽出

想定される経年劣化事象のうち主要 6 事象に該当する事象及び下記①, ②に該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と判断した。

① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難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（日常劣化管理事象 表 7）

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、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象（日常劣化管理事象以外）

①に該当する事象については、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ことから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象と判断し、②については該当する劣化事象がないことから、抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び劣化要因は、表 6 に示すとおりとなった。

表 6 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び劣化要因

構造物	経年劣化事象	劣化要因
コンクリート	強度低下	熱
		放射線照射
		中性化
		塩分浸透
	機械振動	
	遮へい能力低下	熱

また、日常劣化管理事象に関するコンクリート構造物及び鉄骨構造物の保全活動は、「原子力発電所建築設備点検マニュアル (NE-55-7 改 09)」及び「原子力発電所土木設備点検マニュアル (NE-55-8 改 09)」(以下、総称して「点検マニュアル」という。)に基づき実施している。点検マニュアルにおける定期点検の項目、方法及び判定基準を別紙 1 に示す。

なお、日常劣化管理事象及び劣化要因に関する具体的な点検及び補修実績を表 8 に示す。

表7 日常劣化管理事象と劣化要因

構造物	経年劣化事象	劣化要因	理由
コンクリート	強度低下	アルカリ骨材反応	<p>使用している骨材については、試験によりコンクリート構造物の健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認している。試験結果を表9に示す。</p> <p>なお、定期的に点検マニュアルに基づく目視点検を行っており、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。</p>
		凍結融解	<p>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」(2018)に示される凍害危険度の分布図によると柏崎刈羽5号炉の周辺地域の凍害の予想程度は「ゼロ」である。柏崎刈羽5号炉周辺地域の凍害危険度について別紙2に示す。</p> <p>なお、定期的に点検マニュアルに基づく目視点検を行っており、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。</p>
鉄骨	強度低下	腐食	<p>定期的に点検マニュアルに基づく目視確認を実施しており、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があるような鋼材の腐食に影響する塗装の劣化等が認められた場合には、その部分の塗装の塗替え等を行うこととしている。</p>
		風等による疲労	<p>鉄骨構造物のうち、風等による繰返し荷重を受ける排気筒が対象構造物と考えられる。柏崎刈羽5号炉の排気筒は、その耐震裕度を向上させるために鉄塔支持型(制震装置付)に変更し、2015年4月に完了している。</p> <p>鉄骨構造物の風等による繰返し荷重に対する評価は、(社)日本建築学会「鋼構造設計規準(2005)」に示されている評価式を用いて、発電所近傍で計測された風等に基づき算定した応力範囲が運転開始後40年時点においても、許容疲労強さよりも小さいことを確認し、疲労を考慮する必要はないと評価した。排気筒の疲労評価について別紙3に示す。</p> <p>柏崎刈羽5号炉の排気筒は鉄塔支持型であり、自立型よりも共振現象が起きにくいとされている。また排気筒の主要構造部材は、これまでの目視点検でも共振による疲労割れは確認されておらず、今後もこれらの共振現象による疲労が大きく変化する要因があるとは言い難い。</p> <p>以上から、鉄骨の風等による疲労については、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。</p>

表 8 日常劣化管理事象及び劣化要因に関する点検及び補修実績

経年劣化事象	劣化要因	対象構造物	点検方法	点検頻度	点検結果	補修実績
コンクリートの強度低下	アルカリ骨材反応	原子炉建屋 タービン建屋 海水熱交換器建屋 取水構造物* 非常用ガス処理系配管ダクト 原子炉補機冷却水系配管ダクト 排気筒（基礎部）	目視点検	1回／2年	アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れは認められていない	補修実績無し
	凍結融解	原子炉建屋 タービン建屋 海水熱交換器建屋 取水構造物* 非常用ガス処理系配管ダクト 原子炉補機冷却水系配管ダクト 排気筒（基礎部）	目視点検	1回／2年	凍結融解に起因すると判断されるひび割れは認められていない	補修実績無し
鉄骨の強度低下	腐食	原子炉建屋 タービン建屋 海水熱交換器建屋 雑固体廃棄物焼却設備建屋（大湊側） 大湊側補助ボイラー建屋 排気筒*	目視点検	1回／2年	有害な腐食は認められていない	排気筒には定期的な塗り替えを実施している
	風等による疲労	排気筒	目視点検	1回／年	応力腐食割れは認められていない	補修実績無し

*：取水構造物，排気筒の点検頻度は1回／年である。

表 9 アルカリ骨材反応に関する試験結果

対象構造物	試験方法 (試験実施年)	骨材	測定値 (6か月)	判定基準	結果
原子炉建屋 ほか主要 構造物*	モルタルバー法 (昭和59年)	長岡産 粗骨材	-0.002%	「材齢6ヶ月で 膨張率が0.100% 以下」が無害	無害
	モルタルバー法 (昭和62年)	長岡産 粗骨材	0.024%		無害
		長岡産 細骨材及び 現地砂	0.048%		無害

*：原子炉建屋，タービン建屋，海水熱交換器建屋，取水構造物，非常用ガス処理系配管ダクト，原子炉補機冷却水系配管ダクト及び排気筒（基礎部）

3.3 評価対象部位の選定

評価対象部位は、評価すべき経年劣化要因毎に材料及び事象の進展に影響を与える環境を考慮して抽出する。評価対象部位を表10に示す。

3.4 評価手法

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、経年劣化要因毎に材料及び事象の進展に影響を与える環境を考慮し、その進展の程度が大きいと考えられる評価点について健全性を確認する。

健全性を確認する方法としては、学会基準等による既往の健全性評価方法または国内外の研究成果による健全性評価方法を用いた。

表 10 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部位

構造種別	コンクリート構造物										鉄骨構造物		備考	
	強度低下										遮へい能力 低下	腐食		風等による 疲労
	熱	放射 線照射	中性 化	塩分 浸透	アルカリ 骨材反応	凍結 融解	機械 振動	熱	強度低下					
原子炉建屋	○*1	○*2	○	○	△	△	○*6	○*7	△*8				*1: 原子炉ペデスタル *2: 一次遮へい壁 *3: 内壁 *4: 外壁 *5: 基礎 *6: 非常用ディーゼル 発電設備基礎 *7: ガンマ線遮へい壁 *8: 鉄骨部	
タービン建屋	○	○	○*3*4	○*4	△	△	○		△*8					
海水熱交換器建屋	○		○	○	△	△	○		△*8					
雑固体廃棄物焼却 設備建屋（大湊 側）	○	○					○		△*8					
大湊側 補助ボイラー建屋	○						○		△*8					
取水構造物			○	○*3	△	△								
非常用ガス処理系 配管ダクト			○*3	○	△	△								
原子炉補機冷却水 系配管ダクト			○*3	○	△	△								
排気筒			○*5	○	△	△			△*8			△		

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象
△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象（日常劣化管理事象）
*：評価対象部位

4. 対象構造物の技術評価

4.1 コンクリートの強度低下

4.1.1 熱による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位の選定にあたっては、高エネルギー対象機器（最高使用温度 95℃ 超または最高使用 1900kPa 超）のうち、この高エネルギー対象機器よりも最高使用温度が上位となる機器（302℃以上）を整理した。

最高使用温度が上位となる機器は、可燃性雑固体廃棄物焼却設備の 1200℃、可燃性ガス濃度制御系設備の 777℃であるが、これらは架台上に設置されていることから、コンクリート躯体等への直接の影響は小さいと考えられる。

また、原子炉格納容器内ドライウェル冷却系の空調設計温度は 57℃であり、一般区域よりも高温であることや、原子炉格納容器は最重要機器であることを踏まえ、熱に対する評価対象部位を選定する上での高エネルギー対象機器は原子炉圧力容器と考え、評価対象部位はこれを支持する原子炉ペDESTALとした。

原子炉ペDESTALは、鋼板構造の円筒部と鉄筋コンクリート構造の中間スラブにより構成されていることから、評価点は、原子炉ペDESTALのコンクリート構造部のうち、最も高温になると考えられる中間スラブ上面とした。原子炉建屋の概要を図 3 に示す。

評価については、コンクリートの温度制限値と温度分布解析の結果を比較した。原子炉ペDESTALの温度分布解析結果を別紙 4 に示す。

なお、冷温停止維持の状態においては、熱による強度に対する影響はないと判断する。

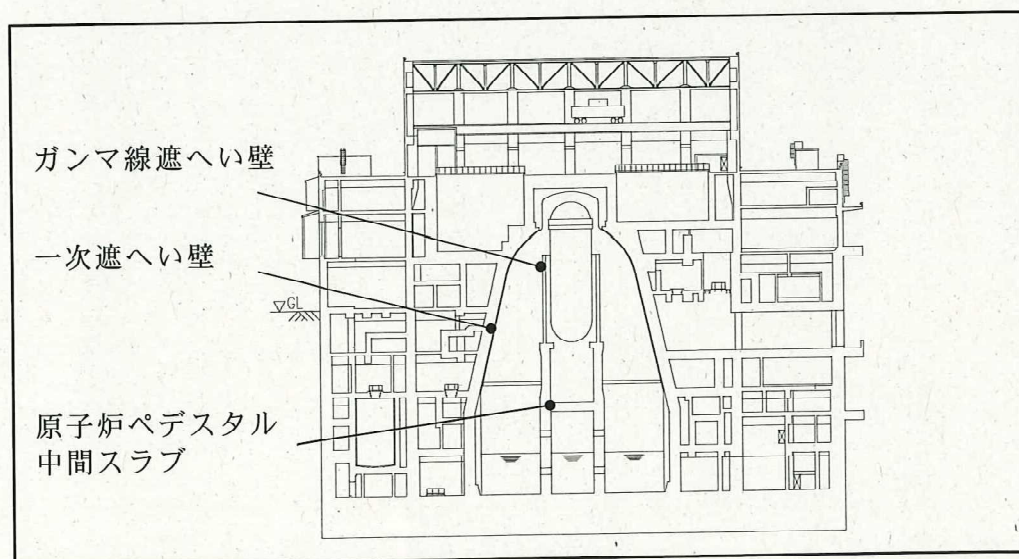


図 3 原子炉建屋の概要

(2) 評価結果

コンクリートの温度制限値は設計基準強度確保の観点から、局部では 90℃、一般部では 65℃と定められている¹⁾。

これに対して、温度分布解析の結果、鉄筋コンクリート構造である中間スラブ上面で最大約 57℃となり、コンクリートの温度制限値以下であることを確認した。

以上から、熱によるコンクリートの強度低下は、長期健全性評価上問題とならない。

- 1) 日本建築学会「原子炉建屋構造設計指針・同解説」(1988)

4.1.2 放射線照射による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、原子炉圧力容器近傍に位置し、運転時に中性子照射量及びガンマ線照射量が最も大きいと考えられる一次遮へい壁とし、評価点を一次遮へい壁内面とした。

評価については、評価点における運転開始後 40 年時点で予想される中性子照射量及びガンマ線照射量を解析により算定した。放射線照射量の算定方法、条件及び結果を別紙 5 に示す。

なお、冷温停止維持の状態においては、中性子やガンマ線の発生はほとんど無く、放射線照射による強度に対する影響はないと判断する。

(2) 評価結果

中性子照射と強度の関係に関しては、従来 Hilsdorf 他の文献²⁾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) の比」を参照していたが、小嶋他の試験結果³⁾を踏まえた最新の知見によると、コンクリートの圧縮強度は、およそ 1×10^{19} n/cm² の中性子照射量 ($E > 0.1$ MeV) から低下する可能性が確認されている。

運転開始後 40 年時点で予想される中性子照射量 ($E > 0.1$ MeV) は、放射線照射量解析の結果、一次遮へい壁内面において 9.16×10^{14} n/cm² であり、中性子照射によるコンクリート強度への影響はないものと判断した。

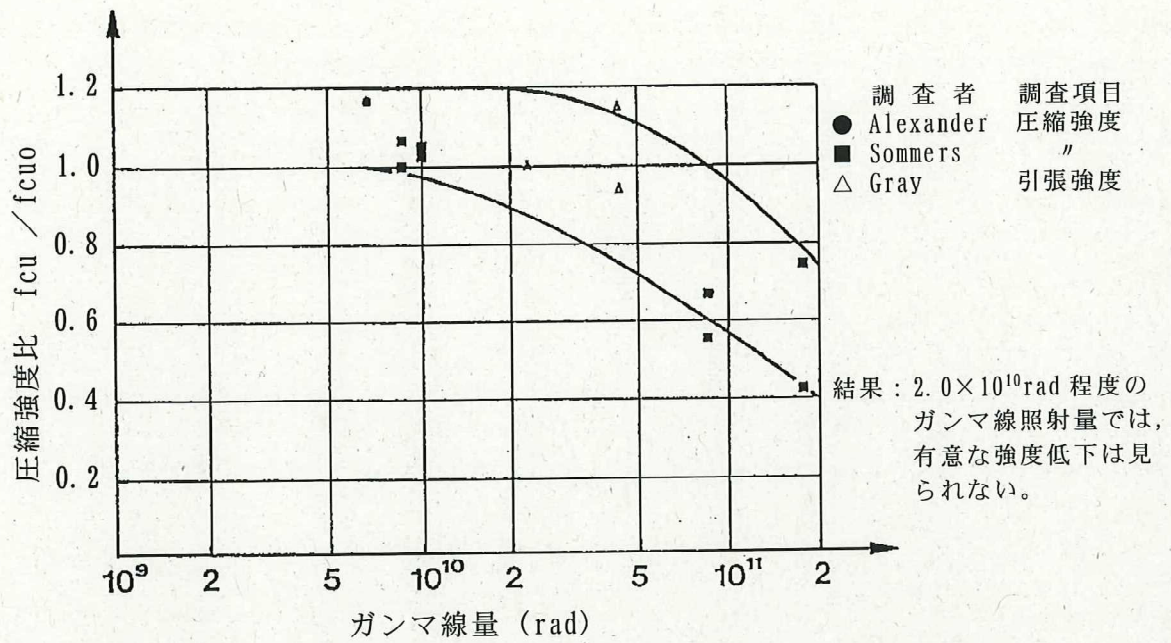
一方、ガンマ線照射量と強度との関係については Hilsdorf 他の文献²⁾によると、ガンマ線照射量が 2.0×10^{10} rad 以下では有意な強度低下は見られない (図 4 参照)。

運転開始後 40 年時点で予想されるガンマ線照射量は、放射線照射量解析の結果、一次遮へい壁内面において 1.05×10^6 rad であり、 2.0×10^{10} rad を越えることはないと推定され、ガンマ線照射によるコンクリート強度への影響はないものと判断した。

以上から、放射線照射によるコンクリートの強度低下は、長期健全性評価上問題とならない。

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

3) 小嶋 正義, 中野 眞木郎, 田口 清貴, NTEC-2019-1001 「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響」 (2019)



(出典) Hilsdorf, Kropp, and Koch, "The Effects of Nuclear Radiation on The Mechanical Properties of Concrete." American Concrete institute Publication SP - 55, Paper 10. (1978)

図4 ガンマ線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 (fcu0) の比

4.1.3 中性化による強度低下

(1) 評価の概要

中性化の進展に影響を及ぼす要因として、環境要素（二酸化炭素濃度、温度及び相対湿度）等が考えられることから、環境測定を実施した。環境測定に基づく中性化の評価点の選定過程について別紙6に示す。

鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは、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2cm奥まで達したときとされている（日本建築学会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」（2016））ことから、評価対象部位は、屋外、屋内について各々選定することとし、塗装等の仕上げ材の有無、環境要素（二酸化炭素濃度、温度、相対湿度）を考慮して選定した。

屋内の評価対象部位抽出にあたっては、環境測定の結果をもとに、仕上げ材の有無も考慮して、中性化が進展しやすい環境下にあると想定される複数箇所を選定し、平成30年に中性化深さを測定した。

各建屋の屋内において中性化深さの平均値が最も大きい箇所は、タービン建屋南側廊下（仕上げ材無し）で1.1cm（平成30年測定、運転開始後28年時点）であった。

以上の結果と各建屋の最小かぶり厚さは同一であることを踏まえ、タービン建屋内壁を評価対象部位とする。評価点は、中性化深さの平均値が最大となったタービン建屋南側廊下壁とした。

また、各対象構造物における屋外環境は、ほぼ同一であるが、屋外の評価対象部位抽出にあたり、平成27年、28年及び30年に各構造物の中性化深さを測定した結果、建物の中性化深さの平均値が最も大きい箇所は、タービン建屋外壁（仕上げ材有り）の0.5cm（平成30年測定、運転開始後28年時点）であった。

なお、構築物の中性化深さの平均値が最も大きい箇所は、非常用ガス処理系配管ダクト内壁（仕上げ材無し）の2.0cm（平成28年測定、運転開始後26年時点）であった。

以上の結果と各建屋の最小かぶり厚さは同一であることを踏まえ、建物においてはタービン建屋外壁を評価対象部位とし、評価点は、中性化深さの平均値が最大となったタービン建屋1階北側外壁とした。

さらに、構築物においては、かぶり厚さの相違を考慮して、非常用ガス処理系配管ダクト、原子炉補機冷却水系配管ダクトB系及び排気筒（基礎部）を評価対象部位とし、評価点は、非常用ガス処理系配管ダクト内壁、原子炉補機冷却水系配管ダクトB系内壁及び排気筒北東基礎とした。

(2) 評価手順

評価については、以下の手順にて実施した。中性化深さの推定値の算定過程を別紙7に示す。

① 運転開始後40年時点における中性化深さの推定

中性化深さの推定式（岸谷式⁴⁾、森永式⁵⁾及び中性化深さの実測値に基づく \sqrt{t} 式⁶⁾により、運転開始後40年時点の中性化深さの推定値を算定する。

② 最大中性化深さの推定値の抽出

中性化深さの推定式により得られる中性化深さのうち、最大値となる中性化深さを抽出する。

③ 鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さの算定

鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さとして、屋外はかぶり厚さの値、屋内はかぶり厚さに2cmを加えた値をそれぞれ算定する。

④ 運転開始後40年時点の中性化深さの評価

②が③よりも小さいことを確認する。

- 4) 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)
- 5) 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)
- 6) 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編」(2013)

(3) 評価結果

運転開始後 40 年時点における中性化深さの推定値は表 11 に示すとおり、いずれの評価点においても鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さを下回っていることを確認した。

さらに、定期的な目視点検を実施しているが、中性化による鉄筋腐食に起因するひび割れは確認されていない。

以上から、中性化によるコンクリートの強度低下は、長期健全性評価上問題とされない。

表 11 コンクリートの中性化深さ

評価対象部位		調査時点の中性化深さ			柏崎刈羽 5 号炉 運転開始後 40 年 時点の中性化 深さ ^{*2} (推定 式)	鉄筋が腐食し 始める時点の 中性化深さ ^{*3}
		経過年数	実測値 (調査時期)	推定値 ^{*1} (推定式)		
屋内	タービン建屋	28 年	1.1 (平成 30 年 11 月)	2.4 (岸谷式)	2.8 (岸谷式)	6.0
屋外	タービン建屋	28 年	0.5 (平成 30 年 11 月)	1.4 (岸谷式)	1.7 (岸谷式)	4.0
	非常用ガス処理系 配管ダクト	26 年	2.0 (平成 28 年 8 月)	1.5 (岸谷式)	2.4 (\sqrt{t} 式)	8.5
	原子炉補機冷却水 系配管ダクト B 系	26 年	1.7 (平成 28 年 9 月)	1.9 (岸谷式)	2.3 (岸谷式)	8.4
	排気筒基礎	28 年	0.1 (平成 30 年 11 月)	1.4 (岸谷式)	1.7 (岸谷式)	7.0

*1: 岸谷式⁴⁾、森永式⁵⁾による推定値のうち最大値を記載

*2: 岸谷式⁴⁾、森永式⁵⁾及び実測値に基づく \sqrt{t} 式⁶⁾による推定値のうち最大値を記載

*3: かぶり厚さから評価した値

*4: 森永式⁵⁾における温度、相対湿度及び二酸化炭素濃度は実測値による

4.1.4 塩分浸透による強度低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、海側に面する壁を有する対象構造物のうち、鉄筋位置における塩化物イオン濃度が最大であったタービン建屋外壁と、飛来塩分及び海水とその飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物を選定した。取水構造物の塩分浸透の測定結果を表 12 に示す。

評価点は、タービン建屋 1 階東側外壁と、評価対象構造物（取水構造物）のうち、「高経年化技術評価審査マニュアル（JNES-RE-2013-9012）」に基づき、塩分浸透環境を考慮し、図 5 に示すとおり、環境条件が異なる取水構造物の気中帯、干満帯及び海中帯をそれぞれ評価点として選定した。評価点の妥当性を別紙 8 に示す。

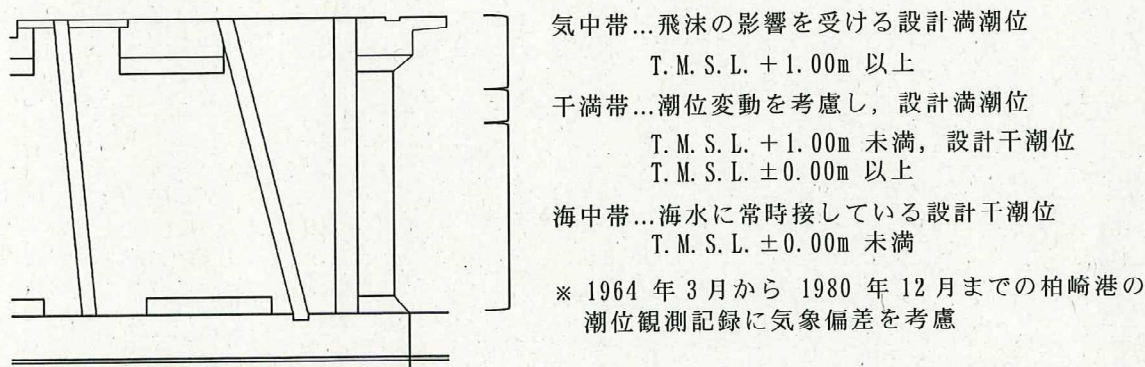


図 5 取水構造物の概要

表 12 塩分浸透の測定結果

対象の コンクリ ート構造物	表面から の深さ (mm)	塩化物イオン量 (kg/m ³)		
		気中帯	干満帯	海中帯
取水構造物	0~20	11.630	15.380	3.927
	20~40	2.920	10.017	3.317
	40~60	0.170	0.987	1.017
	60~80	0.117	0.110	0.130
	80~100	0.110	0.123	0.077
コア採取日		2015年11月26日	2015年11月26日	2015年11月25日

(2) 評価手順

評価については、以下の手順にて実施した。鉄筋の腐食減量の算定過程を別紙 9 に示す。

① 運転開始後 40 年時点における鉄筋の腐食減量の算定

拡散方程式により塩化物イオン濃度の測定結果をもとに、運転開始後経過年数毎のコンクリート表面からの塩化物イオンの浸透を予測し、鉄筋位置における塩化物イオン量を算定する。鉄筋位置における塩化物イオン量を用いて、森永式⁵⁾により運転開始後 40 年時点の鉄筋の腐食減量を算定する。

② かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋の腐食減量の算定

鉄筋径及びかぶり厚さを用いて、森永式⁵⁾により、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋の腐食減量を算定する。

③ 運転開始後 40 年時点における鉄筋の腐食減量の評価

①が②よりも小さいことを確認する。

(3) 評価結果

運転開始後 40 年時点における鉄筋の腐食減量の推定値は表 13 に示すとおり、いずれの評価点においても、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量を下回っていることを確認した。

また、定期的な目視点検を実施しているが、塩分浸透による鉄筋腐食に起因するひび割れは確認されていない。

以上から、塩分浸透によるコンクリートの強度低下は、長期健全性評価上問題とならない。

表 13 鉄筋の腐食減量

	調査時期	鉄筋位置での塩化物イオン濃度 (%)	鉄筋の腐食減量 ($\times 10^{-4} \text{g/cm}^2$)		
			調査時点	運転開始後 40 年時点	かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点
タービン建屋	平成30年	0.0027 [0.060] *	4.7	6.5	48.8
取水構造物 (気中帯)	平成27年	0.0048 [0.110] *	1.6	2.5	91.5
取水構造物 (干満帯)	平成27年	0.0052 [0.123] *	7.4	11.3	91.5
取水構造物 (海中帯)	平成27年	0.0033 [0.077] *	0.0	0.0	91.5

* : []内は塩化物イオン量 (kg/m^3)

4.1.5 機械振動による強度低下

(1) 評価の概要

冷温停止状態の維持に必要な機器のうち、主要な機器の原動機出力及び重量を機械振動の大きさとして抽出した結果、出力及び重量が最も大きい機器は、非常用ディーゼル発電設備となった。

したがって、機械振動による強度低下の評価対象部位は、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。機械振動の評価対象部位及び評価点の抽出過程を別紙 10 に示す。

(2) 評価結果

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、機械の異常振動が発生するものと考えられるが、定例試験の際に異常振動が無いことを確認している。

また、定期的実施している「建築設備点検業務（平成 30 年度）」による目視点検の結果、補修を要するひび割れは確認されていない。過去の目視点検においても補修を要するひび割れは確認されていないことから、補修計画及び補修実績はない。

なお、現状のコンクリート強度の確認として、非常用ディーゼル発電設備基礎の基礎ボルト周辺のコンクリートにおいて反発度法による非破壊試験を行った結果、表 14 に示すとおり、平均推定圧縮強度は 45.4 N/mm^2 であり、コンクリート躯体の設計基準強度 23.5 N/mm^2 を十分上回っていることを確認した。

以上から、定期的な目視点検及び日常的に監視することにより機械振動によるコンクリートの強度低下は、長期健全性評価上問題とならない。

表 14 コンクリートの非破壊試験結果

部 位	調査時期	平均推定圧縮強度	設計基準強度
非常用ディーゼル 発電機基礎	2019 年 (運開後 29 年)	45.4 N/mm^2	23.5 N/mm^2

4.2 コンクリートの遮へい能力低下

4.2.1 熱による遮へい能力低下

(1) 評価の概要

評価対象部位は、前述のとおり、放射線の遮へい能力が要求されるガンマ線遮へい壁及び一次遮へい壁のうち、原子炉圧力容器近傍にあり、運転時に照射量の最も大きいガンマ線遮へい壁とし、評価点は、ガンマ線遮へい壁の炉心領域部とした。評価に用いた温度分布解析の詳細を別紙 11 に示す。

なお、冷温停止維持の状態においては、中性子やガンマ線の発生はほとんど無く、遮へい能力に対する影響はないと判断する。

(2) 評価結果

放射線防護の観点から、コンクリート遮へい体の設計に適用されている「コンクリート遮へい体設計規準」(R. G. Jaeger et al. 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL. 2」)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へいで 88℃以下、ガンマ線遮へいで 177℃以下となっている。

これに対し、ガンマ線遮へい壁コンクリートの炉心領域部の最高温度は、工事計画認可申請図書添付書類「生体しゃへい装置の放射線のしゃへい及び熱除去についての計算書」によると、全ガンマ線束による発熱を考慮した温度分布解析結果は 61.7℃であり、コンクリートの温度制限値を下回っていることから、運転開始後 40 年時点においても遮へい能力への影響はないと判断する。

また、仮に熱によるコンクリート構造物の遮へい能力低下が生じた場合、放射線量が上昇するものと考えられるが、放射線量は日常的に監視されており、異常の兆候は検知可能である。

以上から、熱によるコンクリートの遮へい能力低下は、長期健全性評価上問題とならない。

4.3 現状保全

コンクリート構造物の強度低下については、点検マニュアルに基づき、定期的（1回/2年または1回/年）にコンクリート表面の目視点検を実施している。目視点検の結果、ひびわれ等の補修が必要となる損傷が確認された場合、即時補修が必要なものを除き、その経過を継続的に監視しつつ、点検実施後数年以内を目途に補修を計画、実施することとしている。

コンクリート構造物の遮へい能力低下については、ガンマ線遮へいコンクリートが鋼板で覆われているため、目視点検等は実施できないが、放射線量を日常的に監視している。

4.4 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、今後、強度低下が急激に発生する可能性は小さい。

また、定期的な目視点検により補修対象となったひび割れ等の補修を計画、実施しており、現状の保全方法は、コンクリート構造物の健全性を維持する上で適切である。

コンクリート構造物の遮へい能力低下については、健全性評価結果から判断して、現状において問題はなく、今後、遮へい能力低下が急激に発生する可能性は極めて小さい。

また、仮に熱によるコンクリート構造物の遮へい能力低下が生じた場合、放射線量が上昇するものと考えられるが、放射線量は日常的に監視されており、異常の兆候は検知可能である。

4.5 高経年化への対応

コンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対して追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

5. 評価対象部位以外の技術評価

コンクリート及び鉄骨構造物の技術評価は、評価対象部位について、各経年劣化事象に影響を及ぼす要因毎に、使用条件を考慮して実施している。評価対象部位以外の使用条件等は、評価対象部位に包含されているため、技術評価結果も評価対象部位の結果に包含される。

6. まとめ

6.1 審査ガイド適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、全ての要求事項を満足していることを確認した。コンクリート構造物及び鉄骨構造物についての要求事項との対比を表 15 に示す。

表 15 コンクリート構造物及び鉄骨構造物についての要求事項との対比

ガイド	要求事項	技術評価結果
実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3.1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生または進展に係る健全性を評価していることを審査する。	「4. 対象構造物の技術評価」に示すとおり、対象構造物について運転開始後 40 年時点を想定した健全性評価を実施した。
	⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。	「4.3 現状保全」に示すとおり、健全性評価結果から、現状の保全策が妥当であることを確認した。
	⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。	「4.5 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加すべき新たな保全策はなかった。
	(2) 長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。	「4.5 高経年化への対応」に示すとおり、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く、保守管理に関する方針として策定する事項はなかった。
実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド	3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下、「追加保全策」という。）を抽出すること。 イ 実用炉規則第 82 条第 1 項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から 60 年間（ただし、 ⑧ ただし書の規定に該当する場合にはプラントの運転を開始した日から 40 年間とする。）	「4.5 高経年化への対応」に示すとおり、現状保全項目に、高経年化対策の観点から追加する新たな保全策はなかった。
	3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたもの全て。）について、発電用原子炉ごとに、保守管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期保守管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期保守管理方針を策定すること。 ただし、冷温停止が維持されることを前提とした高経年化技術評価のみを行う場合はその限りでない。	「4.5 高経年化への対応」に示すとおり、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く、保守管理に関する方針として策定する事項はなかった。

6.2 保守管理に関する方針として策定する事項

コンクリート及び鉄骨構造物に関する評価について、高経年化対策の観点から追加すべき保全項目はなく、今後も現状の保全方法により健全性を確認していくことから、保守管理に関する方針として策定する事項はない。