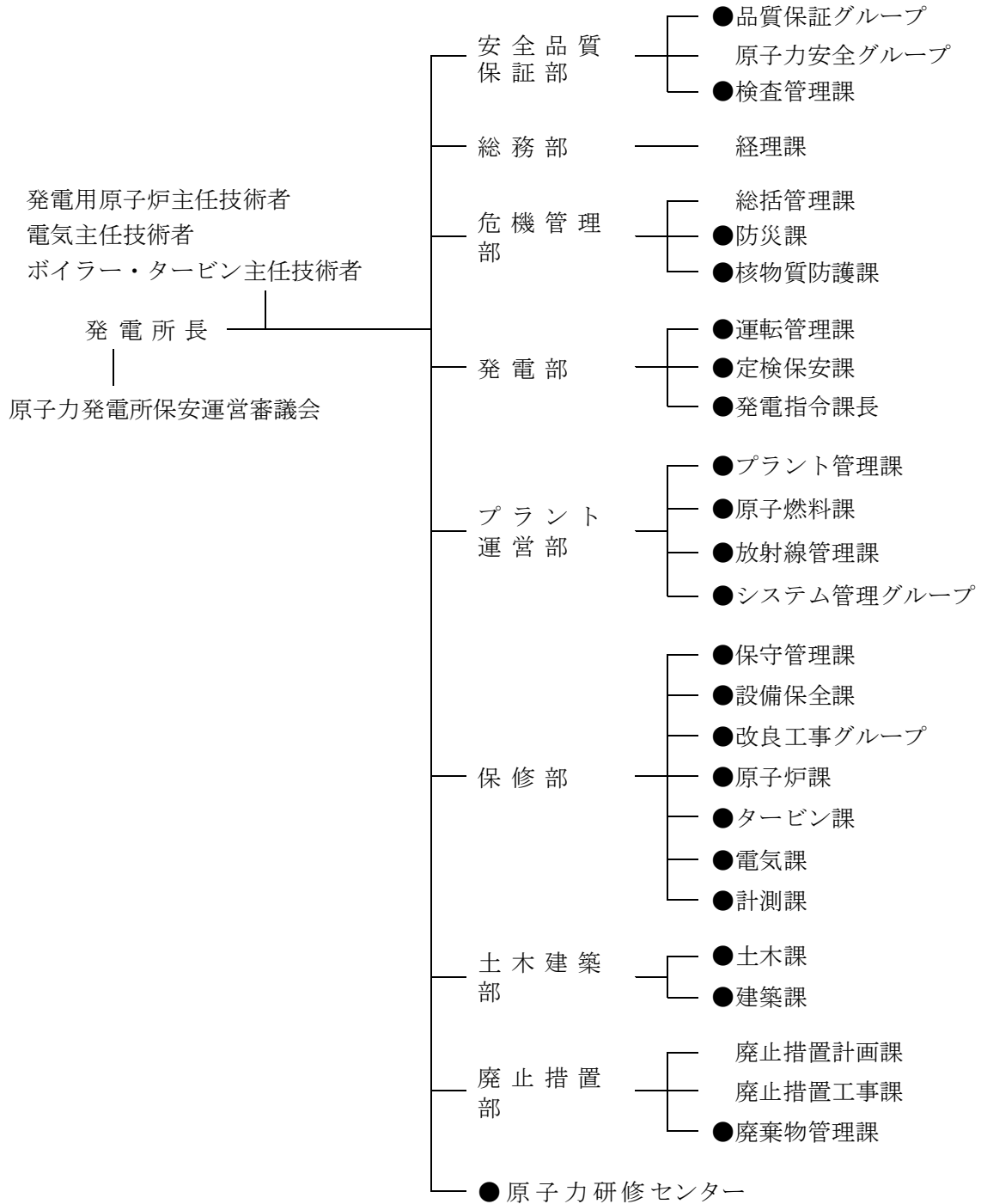


浜岡3号炉－共通－2

タイトル	日常劣化管理事象における保全管理の実施に係る社内文書及び社内実施体制について
説明	<p>日常劣化管理事象における保全管理の実施にあたり、主な社内文書及び体系を以下に示す。また、保全管理に係る体制を添付資料2－1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none">・「原子力品質保証規程」 当社原子力発電所に関する安全文化醸成活動及び品質保証活動の基本的事項について定めている。・「品質保証計画書」 原子力品質保証規程に基づき、浜岡原子力発電所に係る品質マネジメントシステムについて定めている。・「保守管理指針（運転）」 原子力発電施設の安全及び電力の安定供給を確保するために保守管理の具体的事項について定めている。 <div data-bbox="624 1099 1137 1438" style="text-align: center;"><pre>graph TD; A[原子力品質保証規程] --> B[品質保証計画書]; B --> C[保守管理指針（運転）];</pre></div> <p>添付資料2－1 保全管理体制</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

保安全管理体制



●：日常劣化管理事象における保安全管理の実施部署

浜岡3号炉－共通－3

タイトル	日常劣化管理事象における劣化傾向の把握について
説明	<p>日常劣化管理事象について、劣化の傾向を把握するための実施状況（点検手入れ前データの取得状況、状態監視状況等）は以下のとおり。</p> <p><点検手入れ前後データの取得></p> <p>分解・開放点検を伴う点検を実施する機器について、点検手入れ前後のデータを取得している。</p> <ul style="list-style-type: none">・機械設備関係：ポンプ，弁，機械設備（ディーゼル機関等）等・電源設備関係：ポンプモータ（電動機）等 <p><状態監視></p> <p>設備の状態を定量的または定性的に把握するために、以下の状態監視技術を導入している。</p> <ul style="list-style-type: none">・振動診断（回転機器）・潤滑油診断（回転機器，タービンの軸受油等）・サーモ診断（回転機器，電源設備，送変電設備等） <p><巡視点検（運転パラメータ確認等を含む）></p> <p>設備の状態を適切に監視・確認するための巡視点検を実施している。</p> <p>実施状況について、至近の結果を添付資料3－1に示す。</p> <p>添付資料3－1 保全の有効性評価記録（保全計画）</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

記録様式 12-47-4 保全の有効性評価記録（保全計画）

保存期間：評価を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後5年が経過するまでの期間
 保存期限： 年度

管理番号：H3-16保
 評価者氏名：

報告				承認	審査	作成	
発電所長	原子炉主任技術者	B・T主任技術者	電気主任技術者	設備保全課長	副長	担当	

保全の有効性評価記録（保全計画）

「浜岡原子力発電所 原子炉施設保安規定 第1編第119条（記録）表119-1 記録（実用炉規則第7条（第9号を除く）に基づく記録）」

評価対象：浜岡3号機 第16保全サイクル

評価期間：平成21年3月14日から平成22年10月22日
 （保全活動管理指標は、平成21年3月14日から平成22年9月30日）

項目	評価
保全活動管理指標の監視結果	保全活動管理指標は、プラントレベルおよび系統レベルの全ての指標は、目標値内であり、プラント全体の保全が有効に機能していると評価される。
保全データの推移および経年劣化の長期的な傾向監視の実績	点検手入れ前後データ、状態監視データ、運転データについてデータの推移および経年劣化の長期的な傾向について評価を行った結果、保全内容を変更するものについて、別添-2のとおり保全計画へ反映した。
トラブルなど運転経験	不適合情報について評価を行った結果、保全計画へ反映する事項はなかった。
高経年化技術評価および定期安全レビュー結果	高経年化技術評価および定期安全レビューについては、3号機第16保全サイクルにおいて実施していない。
他プラントのトラブルデータおよび経年劣化傾向に係るデータ	他プラントの不適合情報について評価を行った結果、保全計画へ反映した事項は無かった。
リスク情報、科学的知見	当該期間においてリスク情報の変更はなかった。 科学的知見について評価を行った結果、保全計画へ反映した事項は無く、現状の保全が有効に機能していると評価した。
その他	その他の結果から保全内容を変更するものについて、別添-2のとおり保全計画へ反映した。
総合評価	3号機第16保全サイクルにおける保全活動管理指標は全て目標値内であり、また、不適合等の各プロセスにおいて、保全の有効性評価で的確に評価されており、保全は有効に機能していると評価される。
備考	添付資料：保全の有効性評価記録（3号機第16保全サイクルまとめ表）

浜岡3号炉－共通－4

タイトル	冷温停止状態維持において、進展しない経年劣化事象について
説明	<p>以下のいずれかを要因とする経年劣化事象は、冷温停止状態を維持する場合にあっては、その要因が存在しないことから、劣化は進展しないと想定している。</p> <ul style="list-style-type: none">① プラントの起動・停止時に伴う熱過渡② プラントの運転時の高温度環境③ プラントの運転に伴い発生する中性子照射④ プラントの運転時の流体温度、流速環境 <p>具体的な経年劣化事象は添付資料4-1のとおり。</p> <p>添付資料4-1 冷温停止状態で進展しない経年劣化事象一覧</p>

冷温停止状態で進展しない経年劣化事象一覧

経年劣化事象	劣化要因分類	技術評価書 (分冊)	機器	部位
低サイクル疲労割れ	①	ポンプ	原子炉冷却材再循環ポンプ	ケーシング
		容器	原子炉圧力容器	上鏡, 下鏡, 胴板, 主フランジ(上蓋フランジ, 胴体フランジ), ノズル, セーフエンド, 貫通部シール, 閉止フランジ, 制御棒駆動機構ハウジング, 炉内核計装ハウジング, 制御棒貫通孔スタブチューブ, スタッドボルト, 支持スカート
			原子炉格納容器	ベント管ペローズ
		配管	主蒸気(タービンへ)配管貫通部(ペローズ式配管貫通部)	ペローズ
			原子炉冷却材再循環系配管 給水系配管	配管
		弁	FDW注入原子炉元弁	弁箱
			PLRポンプ出口弁	弁箱
			PLRポンプ入口弁	弁箱
			FDW第1隔離弁 FDW第2隔離弁	弁箱
		炉内構造物	炉内構造物	炉心シュラウド, シュラウドサポート
中性子照射脆化	③	容器	原子炉圧力容器	胴板
熱時効	②	ポンプ	原子炉冷却材再循環ポンプ	羽根車, ライナーリング, 水中軸受, ケーシング
		弁	PLRポンプ出口弁 PLRポンプ入口弁	弁箱, 弁ふた, 弁体
粒界型 応力腐食割れ	②	容器	原子炉圧力容器	制御棒駆動機構ハウジング, 炉内核計装ハウジング, 制御棒貫通孔スタブチューブ, 差圧計装・ほう酸水注入ノズル
		炉内構造物	炉内構造物	炉心シュラウド, シュラウドサポート, 上部格子板, 炉心スプレイ配管・スパージャ, ジェットポンプ
照射誘起型 応力腐食割れ	③	炉内構造物	炉内構造物	炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 燃料支持金具, 制御棒案内管
		機械設備	制御棒 (ボロンカーバイド粉末型制御棒)	制御材被覆管, シース, タイロッド, ピン, 上部ハンドル
流れ加速型腐食 (FAC)	④	容器	原子炉圧力容器	主蒸気ノズル
中性子照射による 靱性低下	③	炉内構造物	炉内構造物	炉心シュラウド, 上部格子板, 炉心支持板, 中央燃料支持金具, 周辺燃料支持金具, 制御棒案内管
		機械設備	制御棒 (ボロンカーバイド粉末型制御棒)	制御材被覆管, シース, タイロッド, ピン, 上部ハンドル

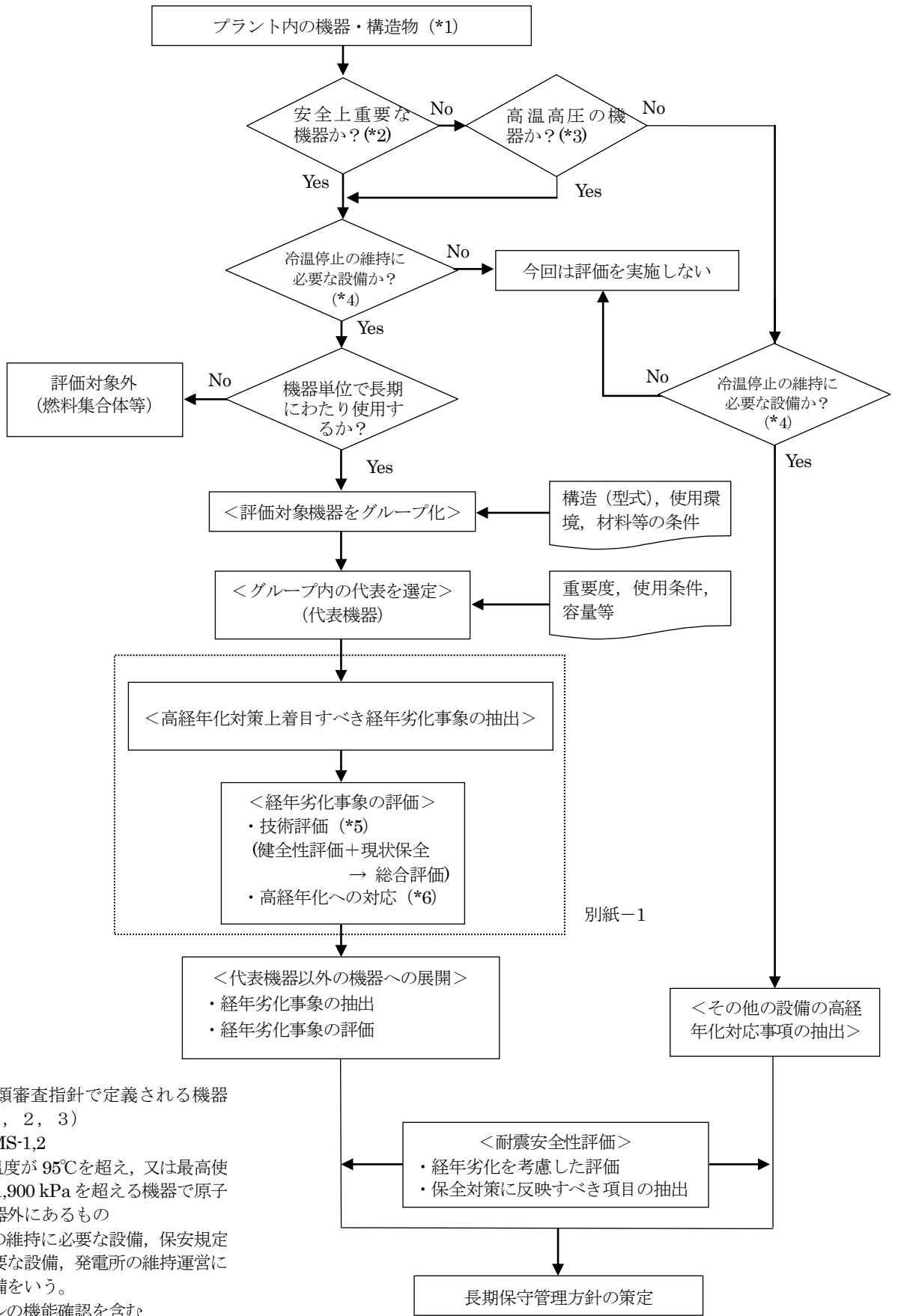
浜岡3号炉ーコンクリート鉄骨ー1

タイトル	建築・土木関係設備（鉄骨構造物を含む）に係わる保全管理の文書体系及び実施要領について
説明	<p>建築・土木関係設備（鉄骨構造物を含む）に係わる保全管理の文書体系は以下のとおりです。また、保全管理の実施要領は点検計画(建築編)(運転)及び点検計画(土木編)(運転)に記載しています。</p> <pre>graph TD; A[原子力品質保証規程] --- B[品質保証計画書]; B --- C[保守管理指針 (運転)]; C --- D[点検計画 (建築編) (運転)]; C --- E[点検計画 (土木編) (運転)];</pre> <p>(本店)</p> <p>(浜岡)</p> <p>以上</p>

浜岡3号炉-コンクリート鉄骨-2

タイトル	対象構造物の選定方法について
説明	<p>対象構造物は、「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（1990年8月30日原子力安全委員会決定）」におけるPS-1，2及びMS-1，2に該当する構造物又は該当する機器・構造物を支持する構造物及び重要度分類指針における高温・高圧の環境下にあるPS-3，MS-3の機器を支持する構造物のうち、冷温停止時に必要な構造物としています。</p> <p>対象構造物の抽出方法を添付資料2-1に示し、抽出された対象構造物を添付資料2-2に示します。</p> <p>添付資料2-1 高経年化技術評価フロー 添付資料2-2 対象構造物の選定</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

高経年化技術評価フロー



*1 : 重要度分類審査指針で定義される機器 (クラス 1, 2, 3)
 *2 : PS-1,2 MS-1,2
 *3 : 最高使用温度が 95℃を超え, 又は最高使用圧力が 1,900 kPa を超える機器で原子炉格納容器外にあるもの
 *4 : 冷温停止の維持に必要な設備, 保安規定遵守に必要な設備, 発電所の維持運営に必要な設備をいう。
 *5 : システムレベルの機能確認を含む
 *6 : 高経年化対応としての保全のあり方, 技術開発課題を検討する。

対象構造物の選定

表 1-1 (1/3) 対象構造物の選定

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
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	PS-1	原子炉圧力容器 原子炉冷却材再循環ポンプ 制御棒駆動機構ハウジング 炉内核計装ハウジング 給水系 原子炉冷却材再循環系 余熱除去系 低圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系 原子炉冷却材浄化系	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋
過剰反応度の印加防止機能	PS-1	制御棒カップリング 制御棒駆動機構カップリング	原子炉建屋 原子炉建屋
炉心形状の維持機能	PS-1	炉心シュラウド 燃料集合体 シュラウドサポート 上部格子板 炉心支持板 燃料支持金具 制御棒案内管 制御棒駆動機構ハウジング チャンネルボックス	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋
原子炉の緊急停止機能	MS-1	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒案内管 制御棒駆動水圧系	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋
未臨界維持機能	MS-1	制御棒 制御棒カップリング 制御棒駆動機構カップリング 制御棒駆動機構 制御棒駆動機構ハウジング	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋

添付資料 2-2

対象構造物の選定

表 1-1 (2/3) 対象構造物の選定

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
原子炉停止後の除熱機能	MS-1	余熱除去系	原子炉建屋
炉心冷却機能	MS-1	低圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系 余熱除去系	原子炉建屋 原子炉建屋, 復水タンク基礎 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	原子炉建屋 余熱除去系 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, 排気筒, NRW/B 連絡ダクト 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, 補助建屋
安全上特に重要な関連機能	MS-1	非常用所内電源系 中央制御室及び中央制御室遮へい 中央制御室非常用換気空調系 原子炉機器冷却水系 原子炉機器冷却海水系 高圧炉心スプレイ機器冷却水系 高圧炉心スプレイ機器冷却海水系 直流電源系 計測制御電源系	原子炉建屋 補助建屋 補助建屋 原子炉建屋 原子炉建屋, 原子炉機器冷却海水ポンプ室, 原子炉機器冷却海水フィルタ室, 原子炉機器冷却海水配管ダクト 原子炉建屋 原子炉建屋, 原子炉機器冷却海水ポンプ室, 原子炉機器冷却海水フィルタ室, 原子炉機器冷却海水配管ダクト 補助建屋 補助建屋
	MS-2	非常用電源設備	軽油タンク基礎
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	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	燃料交換機 原子炉建屋クレーン 原子炉ウェル	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋

対象構造物の選定

表 1-1 (3/3) 対象構造物の選定

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
燃料プール水の補給機能	MS-2	燃料プール冷却浄化系 余熱除去系	原子炉建屋 原子炉建屋
放射性物質放出の防止機能	MS-2	排気筒 放射性気体廃棄物処理系の隔離弁	排気筒 タービン建屋
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
制御室外からの安全停止機能	MS-2	遠隔停止系	補助建屋
原子炉冷却材の循環機能	高*	制御棒駆動水圧系	原子炉建屋
放射性物質の貯蔵機能	高*	液体廃棄物処理系 固体廃棄物処理系	補助建屋 廃棄物減容処理装置建屋（第1建屋），廃棄物減容処理装置建屋（第2建屋）
プラント運転補助機能	高*	計装用圧縮空気系	原子炉建屋
原子炉冷却材の補給機能	高*	制御棒駆動水圧系	原子炉建屋

*：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

浜岡3号炉－その他の経年劣化事象－1

<p>タイトル</p>	<p>原子炉機器冷却水熱交換器及び高圧炉心スプレイ機器冷却水熱交換器における銅合金の伝熱管での開放点検時の目視点検，渦流探傷検査，伝熱管内部清掃及び漏えい確認の現状保全の状況（検査頻度，検査結果）について</p>
<p>説明</p>	<p>原子炉機器冷却水熱交換器及び高圧炉心スプレイ機器冷却水熱交換器は，施設定期検査毎（1回／1サイクル）に開放し，伝熱管の目視点検，ブラシによる清掃，渦流探傷検査を実施し，有意な指示が確認された場合は必要に応じて施栓を行っている。</p> <p>また，現状の安定停止状態においては，その運転状況を考慮した追加的な点検等（原子炉機器冷却水熱交換器は1回／24月の頻度で開放点検を，高圧炉心スプレイ機器冷却水熱交換器は巡視点検を実施）を実施している。</p> <p>施栓本数は許容本数を満足しており，施栓箇所も含めて伝熱管に漏えいのないことを確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

浜岡3号炉—その他の経年劣化事象—2

タイトル	原子炉冷却材浄化再生熱交換器及び余熱除去熱交換器の胴の運転圧による漏えい確認の状況（検査頻度，検査結果）について
説明	<p>原子炉冷却材浄化再生熱交換器の胴については，毎サイクルプラント起動時に運転圧による漏えい確認を実施しており，これまで漏えいは認められていない。余熱除去熱交換器の胴については，プラント停止時の停止時冷却モード運転時に運転圧による漏えい確認を実施しており，これまで漏えいは認められていない。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>

浜岡3号炉—その他の経年劣化事象—2

<p>タイトル</p>	<p>余熱除去熱交換器胴の肉厚測定の実施状況（検査頻度、検査結果）及び、現状保全での管理可能な肉厚の想定値について</p>						
<p>説明</p>	<p>余熱除去熱交換器胴の設計腐食代は [] mmである。 また、運転開始60年後の想定腐食量は0.8mm（耐震評価値）としており、設計腐食代に対して十分な余裕があるため、定期的な肉厚測定は実施していない。 今回、プラントの長期停止中において、余熱除去熱交換器（A）胴の肉厚測定を実施した。</p> <p>肉厚測定の結果、建設時の肉厚と比較し、減肉は認められなかった。</p> <p style="text-align: center;">表 その他の経年劣化事象2-1 余熱除去熱交換器 胴 肉厚測定結果</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">設計</th> <th style="text-align: center;">建設時（S59.1.15）</th> <th style="text-align: center;">今回（H27.6.2）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">[]</td> <td style="text-align: center;">[]</td> <td style="text-align: center;">[]</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">単位：mm</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p style="text-align: center;">[]内は営業秘密に属しますので公開できません</p>	設計	建設時（S59.1.15）	今回（H27.6.2）	[]	[]	[]
設計	建設時（S59.1.15）	今回（H27.6.2）					
[]	[]	[]					

浜岡 3 号炉－耐震－ 2

タイトル	建設後の耐震補強の実績について
説明	<p>建設後の耐震補強の実績について以下に示す。(図 2 - 1)</p> <p>イ) 基準地震動 Ss 等に対する耐震補強ケース</p> <p>① 耐震裕度向上工事</p> <p>2005 年に、東海・東南海・南海地震の 3 連動地震なども考慮し、岩盤上で約 1000 ガルの目標地震動を当社独自に設定し、建屋内の配管などへのサポート改造工事や、排気筒の周囲を支持鉄塔で囲む工事等を 2008 年までに実施した。</p> <p>耐震裕度向上工事の詳細内容を添付資料 2 - 1 に、耐震裕度向上工事にて実施した改造例を添付資料 2 - 2 に示す。</p> <p>② 新規制基準を踏まえた追加対策</p> <p>2013 年に、内閣府の「南海トラフの巨大地震モデル検討会」の検討状況や新規制基準を踏まえて、「改造工事用地震動(1200 ガル)」を設定した。これを踏まえ、配管・電路類サポート等について工事を実施することとし、現在実施しているところである。</p> <p>ロ) 配管の減肉評価結果に基づく耐震補強ケース</p> <p>該当する工事实績はない。</p> <p>ハ) 上記のイ), ロ) 以外の耐震補強ケース</p> <p>想定東海地震検討を踏まえた取り組みとして、復水タンクのスロッシング対策としてこれまでの水位高レベルよりも 1,100mm 下げた運用とすることとした。運用レベルを下げてても非常用水源が確保されるよう、非常用水源の取出口をタンク中部からタンク低部に変更(既に設置してある非常用水源の取出口と共用化)し、2010 年の保安規定変更認可後より運用している。</p> <p>添付資料 2 - 1 耐震裕度向上工事 添付資料 2 - 2 耐震裕度向上工事にて実施した改造例</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

	S62 1987	~	H15 2003	H16 2004	H17 2005	H18 2006	H19 2007	H20 2008	H21 2009	H22 2010	H23 2011	H24 2012	H25 2013	H26 2014	H27 2015	H28 2016	H29 2017
プラント状況等			▼3号運転開始(S62.8)					▼新潟県中越沖地震(H19.7)		▼駿河湾の地震(H21.8)							
耐震安全性評価関連						▼耐震設計審査指針改訂(H18.9)		▼3号耐震安全性評価結果を報告(H19.2)					▼新規制基準施行(H25.7)				▼3号新規制基準に係る 原子炉設置変更許可申請(H27.6)
耐震性向上工事関連					▼耐震裕度向上工事公表(H17.1)			▼3号耐震裕度向上工事完了(H20.3)		▼復水タンク水位変更 保安規定認可(H22.2)				▼新規制基準を踏まえた 追加対策の公表(H25.9)			

図2-1 耐震対応の状況

耐震裕度向上工事

目標地震動に対する耐震評価の結果、耐震裕度が小さい施設について、耐震裕度を向上させるための工事を実施した。

工事項目、工事内容を表1に示す。

表1 3号機耐震裕度向上工事 工事項目・工事内容

種別	工事項目	工事内容
配管	配管サポート改造工事	・配管サポートの改造や追加設置を行う。 (208箇所 ^{*1})
電路類	電路類サポート改造工事	・電路類(ケーブルトレイ768箇所、電線管930箇所)のサポートの改造を行う。 (計1698箇所 ^{*2})
機器	余熱除去系熱交換器サポート改造工事	・余熱除去系熱交換器のサポートの追加設置を行う。
	燃料取替機レールガイド改造工事	・燃料取替機レールガイドの改造を行う。
	原子炉建屋天井クレーン支持部材改造工事	・原子炉建屋天井クレーン支持部材の改造を行う。
建物・構築物 屋外土木構造物	配管ダクト周辺地盤改良工事	・配管ダクト周辺の地盤を掘削して、コンクリートに置き換える、または、地盤を削孔し、セメント系材料を噴射して周囲の土砂と混合させる地盤改良を行う。
	排気筒改造工事	・既設の排気筒を囲むように支持鉄塔を追加で設置する。
	土留壁背後地盤改良工事	・取水槽周辺の土留壁背後の地盤を改良する。
	油タンク建替工事	・軽油タンクの基礎の強度を高くし、スロッシング(液面揺動)に対する耐震上の裕度を向上させるため、高さをアップさせたタンクに建替える。 ・軽油タンク間で相互に融通できるように連絡管を設置する。

※1：系統別の改造箇所数は表2を参照

※2：エリア別の改造箇所数は表3を参照

表2 3号 配管サポート 系統別改造箇所数

系統	箇所数	系統	箇所数
主蒸気系	27箇所	原子炉 機器冷却系	10箇所
原子炉 再循環系	20箇所	原子炉 機器冷却海水系	33箇所
復水給水系	2箇所	高圧炉心スプレイ機 器冷却系	改造なし
制御棒 駆動水圧系	45箇所	高圧炉心スプレイ機 器冷却海水系	18箇所
ほう酸水 注入系	1箇所	非常用ガス処理系	改造なし
余熱除去系	12箇所	可燃性ガス 濃度制御系	3箇所
原子炉 隔離冷却系	11箇所	ディーゼル 発電機系	4箇所
高圧炉心 スプレイ系	4箇所	高圧炉心スプレイ ディーゼル発電機系	2箇所
低圧炉心 スプレイ系	1箇所	その他※	15箇所
		合計	208箇所

※:不活性ガス系, 弁グランド部漏洩処理系, 計装用圧縮空気系等

表3 3号 電路類サポート エリア別改造箇所数

エリア	ケーブルトレイ サポート	電線管サポート
原子炉建屋 (原子炉格納容器内)	1箇所	262箇所
原子炉建屋 (原子炉格納容器外)	360箇所	398箇所
補助建屋	255箇所	201箇所
屋外	152箇所	69箇所
合計	768箇所	930箇所

耐震裕度向上工事にて実施した改造例

サポート部材の取替

サポート部材の追加



(改造前)



(改造後)

高圧炉心スプレイ機器冷却水系配管サポートの改造例

サポート部材の取替(鋼材の大型化)



(改造前)

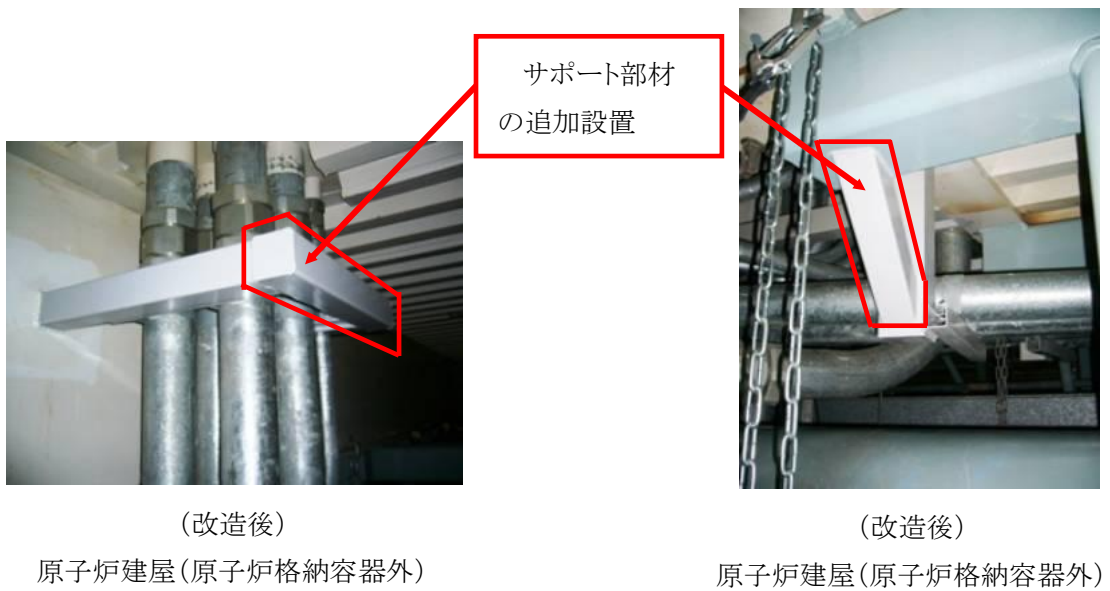


(改造後)

原子炉機器冷却海水系配管サポートの改造例



ケーブルトレイサポートの改造例



電線管サポートの改造例

熱交換器



(改造前)

サポート部材の追加設置



(改造後)

サポート部材の追加設置



(改造後)

余熱除去系熱交換器サポートの改造例

浜岡3号炉－耐震－4

<p>タイトル</p>	<p>耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出方法について</p>
<p>説明</p>	<p>耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象は図4-1のように抽出している。ここで用いている○事象，△事象，▲事象の考え方は，技術評価における分類と同様であり，その分類方法は，添付資料4-1のとおりである。</p> <div data-bbox="387 638 1361 1639" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <pre> graph TD A[想定されるすべての経年劣化事象] --> B{▲事象に該当するか} B -- YES --> C[○事象] B -- NO --> D[△事象] C --> E{「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できない、あるいは発生した場合、安全上影響する」ものか} D --> E E -- YES --> F[耐震安全性評価対象となる経年劣化事象の抽出] E -- NO --> G[耐震安全性評価対象外] F --> H{これらの事象が顕在化した場合、機器の振動応答特性上、又は構造・強度上、影響が「有意」であるか} H -- YES --> I[耐震安全性評価を実施] H -- NO --> G </pre> <p>注) ○事象：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象 △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① ▲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②</p> </div> <p>図4-1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フロー</p> <p>添付資料4-1 技術評価における経年劣化事象の分類方法</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

技術評価における経年劣化事象の分類方法

技術評価における経年劣化事象の分類は以下のフローにより行っている。

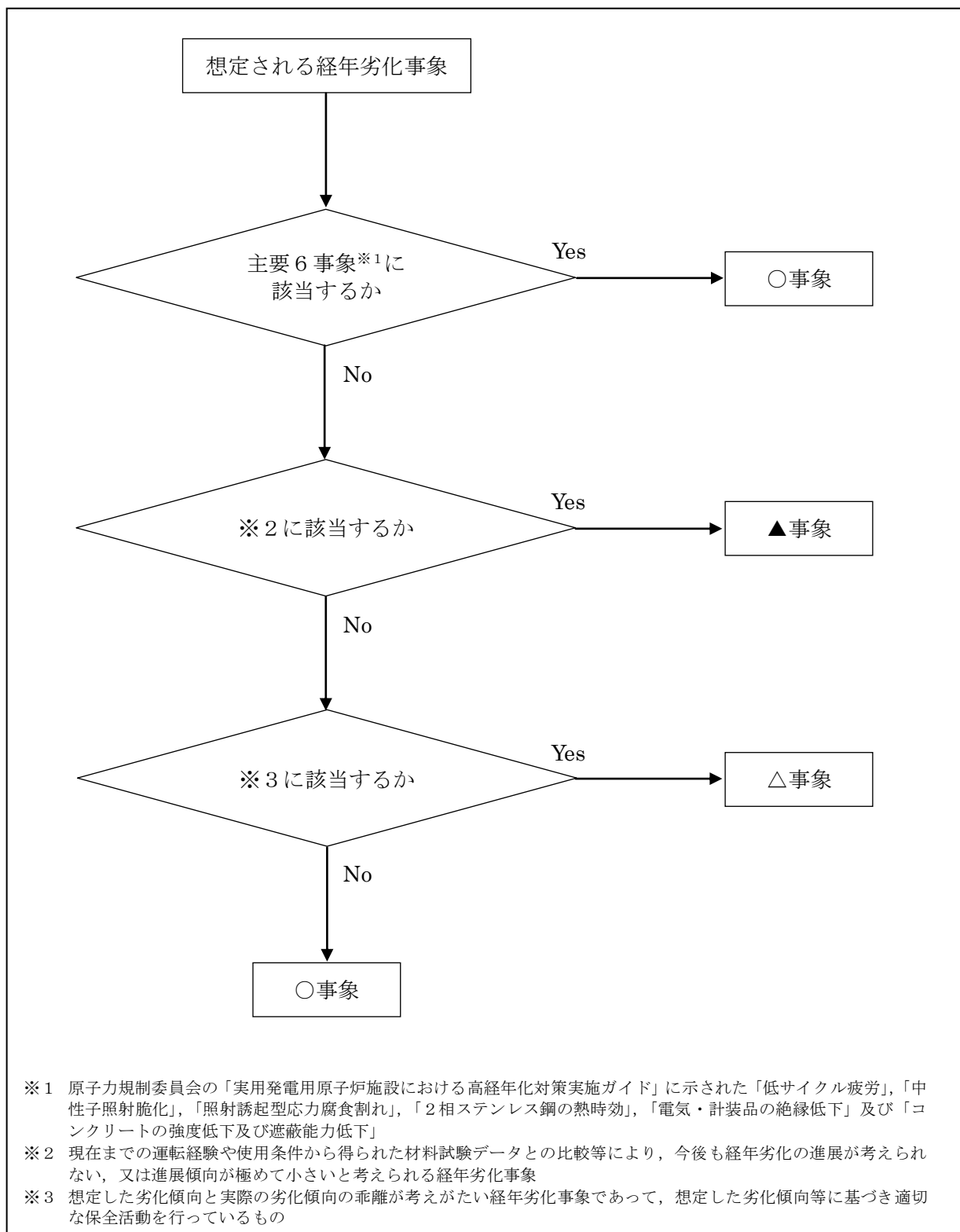


図 4 - 2 経年劣化分類フロー

浜岡3号炉－耐震－9

タイトル	冷温停止の維持状態での劣化の想定期間について
説明	<p>冷温停止の維持状態における劣化の想定期間は、当面の冷温停止状態において発生・進展しない事象については平成26年度末時点、冷温停止状態において発生・進展する事象については運転開始後40年時点である。</p> <p>① 炭素鋼製機器（熱交換器）、基礎ボルトの腐食 運転開始後40年時点までとする。</p> <p>② 炉内構造物、原子炉压力容器、配管等の疲労評価 疲労解析に用いる過渡回数については、平成26年度末時点までの過渡回数とする。</p> <p>③ 原子炉压力容器の中性子照射脆化 平成26年度末時点までの中性子照射量とする。</p> <p>④ 炉内構造物の中性子照射による靱性低下 平成26年度末時点までの中性子照射量とする。</p> <p>⑤ 炉内構造物（上部格子板）の照射誘起型応力腐食割れ評価のき裂進展 中性子照射量がき裂発生のしきい値を超えた時点から平成26年度末時点までとする。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

劣化事象	評価対象	劣化の 想定期間	最新の 原子炉停止 平成 22 年 11 月 29 日 ▼	現時点 平成 27 年 3 月 31 日 ▼	運転開始後 40 年時点 平成 39 年 8 月 27 日 ▽
腐食	熱交換器 基礎ボルト	40 年時点まで			
疲労割れ	炉内構造物 原子炉压力容器 配管等	現時点まで			
中性子照射脆化	原子炉压力容器	現時点まで			
中性子照射による靱性低下	炉内構造物	現時点まで			
照射誘起型応力腐食割れ	炉内構造物 (上部格子板)	現時点まで	中性子照射量がしきい値を 超過した時点からき裂進展開始 ▼ 		

※点線囲部については冷温停止状態の維持により事象が進展しない期間

図 9 - 1 冷温停止の維持状態での劣化の想定期間