

No.	2F4-IASCC3	分類：炉内構造物（上部格子板）
タイトル	上部格子板における過去の損傷事例とその原因についての分析結果について	
説明	<p>海外プラントでの損傷事例として、米国の（Oyster Creek, Nine Mile Point1）において上部格子板ビームに亀裂が確認されている。原因は、中性子照射量が高い上部格子板ビーム（SUS304 材）に照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）による亀裂が発生したと考えられている。</p> <p>福島第二原子力発電所 4 号炉において、中性子照射量が最大となる位置は上部格子板であり、IASCC の感受性への影響が現れると考えられるしきい照射量を超えると予想されている。</p> <p>しかし、上部格子板には IASCC の感受性が SUS304 材より低い SUS316L 材が使用されていること、上部格子板プレートには溶接部はなく、運転中の差圧、熱及び自重等に起因する引張応力成分は低いことから、IASCC の発生の可能性は小さいと評価している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-IASCC4	分類：炉内構造物
タイトル	これまでの運転中における冷却材の水質管理状況及び至近の実績について	
説明	<p>原子炉冷却材の水質管理については、『東京電力ホールディングス株式会社 水質管理マニュアル』において導電率・pH・塩素イオンの基準値を定め、定期的に水質分析を実施し管理している。</p> <p>基準値</p> <ul style="list-style-type: none"><li>① 導電率：1 <math>\mu\text{S}/\text{cm}</math>以下 (25°Cにおいて)</li><li>② pH：5.6～8.6 (25°Cにおいて)</li><li>③ 塩素イオン：100 ppb以下</li></ul> <p>運転中の実績 (平成 23 年 3 月 7 日)</p> <ul style="list-style-type: none"><li>① 導電率：0.080 <math>\mu\text{S}/\text{cm}</math>以下 (25°Cにおいて)</li><li>② pH：6.6 (25°Cにおいて)</li><li>③ 塩素イオン：0.1 ppb</li></ul> <p style="text-align: right;">以上</p>	

No.	2F4-IASCC5	分類：炉内構造物												
タイトル	維持規格及び「欠陥の解釈」による点検のこれまでの実績（方法、頻度及び結果の記録を含む）、また炉心シュラウド、制御棒案内管及び上部格子板についての ISI 検査、制御棒案内管取り外し時及び定期検査毎の炉心確認における確認結果の記録													
説明	<p>維持規格及び「欠陥の解釈」による点検は、第 16 回定期検査時に炉心シュラウドの点検を実施しており、その他の炉内構造物について、点検実績はない。</p> <p>また、ISI 検査による炉内構造物の点検実績はない。</p> <p>制御棒案内管は、第 16 回定期検査時の目視点検において、異常のないことを確認している。</p> <p>上部格子板は、第 17 回定期検査時の炉心確認において、燃料集合体の確認に合わせて変形・曲がりがないことを確認している。</p> <p style="text-align: center;">日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格の検査内容</p> <table border="1" data-bbox="391 1025 1404 1310"> <thead> <tr> <th>項目番号</th> <th>試験部位</th> <th>試験対象</th> <th>方法</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>G1.30</td> <td>原子炉圧力容器 炉心支持構造物</td> <td>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 など</td> <td>VT-3</td> <td>10 年間</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>				項目番号	試験部位	試験対象	方法	頻度	G1.30	原子炉圧力容器 炉心支持構造物	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 など	VT-3	10 年間
項目番号	試験部位	試験対象	方法	頻度										
G1.30	原子炉圧力容器 炉心支持構造物	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 など	VT-3	10 年間										

No.	2F4-IASCC6	分類：炉内構造物（炉心シュラウド）
タイトル	炉内構造物における日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 事例規格「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮（NC-CC-002）」への対応状況について	
説明	<p>【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生抑制に対する考慮」（NC-CC-002）によると、応力腐食割れ（SCC）発生因子である「材料」「応力」「環境」を改善することでSCC発生を抑制する対応が示されている。</p> <p>炉内構造物に採用されているオーステナイト系ステンレス鋼やステンレス鋳鋼は、BWR炉水環境下における耐SCC性が高いとされている。</p> <p>また、4号機第17回定期検査時に、炉心シュラウド内面溶接部をウォータージェットピーニング法により、残留応力を引張応力から圧縮応力に改善している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

No.	2F4-IASCC7	分類：炉内構造物（上部格子板）
タイトル	炉心確認時における上部格子板グリッドプレートの確認実績（確認方法，確認範囲，及び確認記録）	
説明	<p>炉心確認時の燃料集合体炉内配置検査において，燃料集合体の確認に合わせて上部格子板に変形・曲がりがないことを確認している。</p> <p>確認方法は，燃料集合体炉内配置検査用の水中テレビカメラにより確認している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-IASCC8	分類：炉内構造物（上部格子板）
タイトル	現時点における上部格子板の健全性及び冷温停止中における IASCC の発生・進展の可能性の評価内容並びに冷温停止期間中の点検計画について	
説明	<p>現時点(平成 27 年 8 月 25 日)における上部格子板の中性子照射量は約 <math>5.5 \times 10^{25} \text{ n/m}^2</math> であり、照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) の感受性への影響が現れると考えられるしきい照射量 (<math>1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2</math>) を超えるものの、上部格子板のグリッドプレート中央部に溶接部はなく、運転中の差圧、熱及び自重等に起因する引張応力成分は低いことから、IASCC 発生の可能性は小さいと評価している。</p> <p>当面の冷温停止期間中においては、高速中性子照射をほとんど受けることはなく、炉内における劣化や照射量が有意に進展する状態ではないと考えられるため、冷温停止期間中の点検は計画していない。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-絶縁低下 2	分類：ポンプモータ（高圧ポンプモータ）
タイトル	残留熱除去系ポンプモータの安定停止維持における運転状態（3 台中 2 台が連続で残り 1 台は一時）について	
説明	<p>残留熱除去系ポンプモータの安定停止維持における運転状態は、3 台設置されているうち、2 台を交互に連続で運転しており、残り 1 台は予備機として一時運転を行っている。このことから、「3 台中 2 台が連続で残り 1 台は一時」と記載している。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-絶縁低下 5	分類：容器（原子炉格納容器）
タイトル	約 30 年使用して取り替えた電気ペネトレーションの交換理由及び交換を選択する際の考え方について	
説明	<p>約 30 年使用して取り替えた電気ペネトレーションの交換理由は、電力共同研究の「原子炉格納容器電気ペネの経年劣化評価に関する研究」の供試体として利用するためである。</p> <p>電気ペネトレーションについては、定期的な取り替えは実施しておらず、取り替えが想定されるケースとしては、複数の使用導体で絶縁低下等が発生した、予備導体数が減少した場合、予防保全的に取り替えを行うことが挙げられる。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

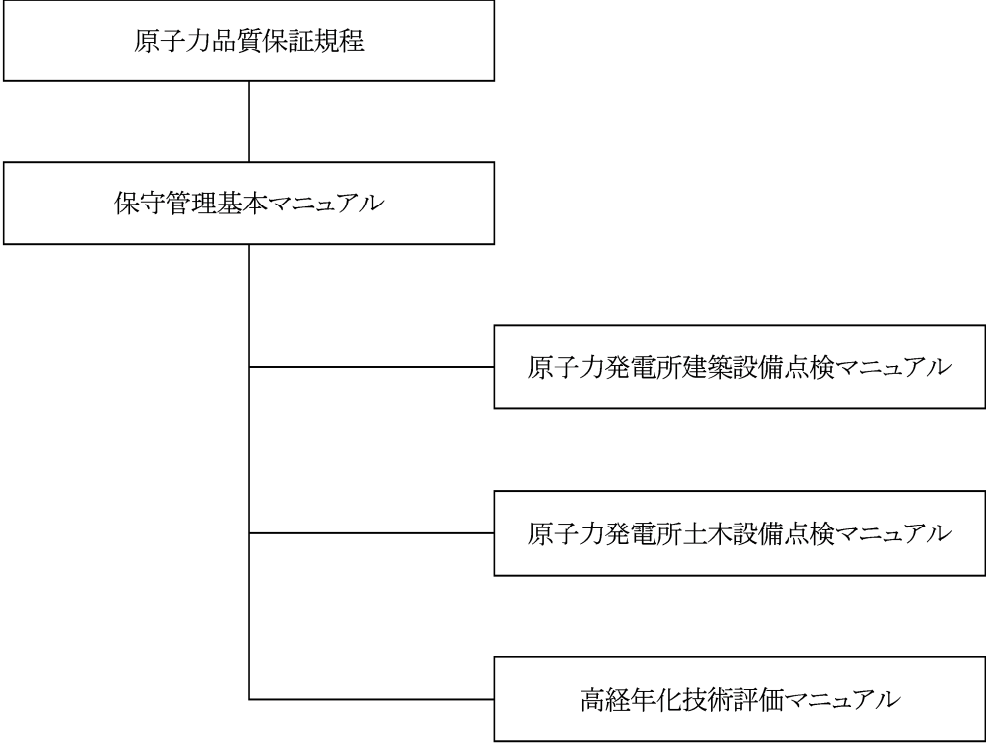


No.	2F4-絶縁低下 6	分類：弁（電動弁用駆動部）
タイトル	出力 4.7～16 kW の高圧炉心スプレイ系電動弁用駆動部において、出力 16 kW ではなく 11 kW の高圧炉心スプレイ系圧力抑制室側吸込弁用駆動部を代表弁として選定した理由	
説明	<p>高圧炉心スプレイ系電動弁用駆動部においては、出力 4.7～16 kW の駆動部があり、代表弁の選定優先順位を重要度＞口径＞出力の順としている。このことから重要度クラス I で最大口径 600 A の高圧炉心スプレイ系圧力抑制室側吸込弁用駆動部（出力 11 kW）を代表弁としている。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-絶縁低下7	分類：弁（電動弁用駆動部）
タイトル	電動弁用駆動部評価における原子炉格納容器内設置の震災時の通常運転時と異なる環境（温度・圧力・湿分）について	
説明	<p>電動弁用駆動部評価における震災時の原子炉格納容器内の環境（温度・圧力・湿分）については、以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・温度 通常運転時：約 60 °C 震災時：約 120 °C（最大） 設計値：171 °C</li><li>・圧力 通常運転時：約 108 kPa(abs) 震災時：約 331 kPa[abs]（最大） 設計値：411 kPa(abs) {3.16 kg/cm<sup>2</sup>g}</li><li>・湿分 原子炉格納容器内の湿分については記録はないが、原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇を抑制するためのスプレーは実施していないことから、影響はないものと判断する。</li></ul> <p style="text-align: right;">以上</p>	

No.	2F4-絶縁低下 8	分類：計測制御設備（計測装置）
タイトル	信号変換処理部における特性変化の主要因である電解コンデンサの取り替え時期について	
説明	<p>信号変換処理部における特性変化の主要因である電解コンデンサの取り替え時期は、主要部品の試験結果や測定結果または動作回数等により取り替え時期を判断している。</p> <p>標準的な交換頻度は以下のとおりである。</p> <p>電解コンデンサ                      約 5 ～ 15 年</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-絶縁低下 9	分類：ケーブル（低圧ケーブル）
タイトル	原子炉格納容器内に布設されている難燃 PN ケーブルにおける震災時の通常運転時と異なる環境（温度・圧力・湿分）について	
説明	<p>原子炉格納容器内に布設されている難燃 PN ケーブルの震災時の環境（温度・圧力・湿分）については、以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・温度 通常運転時：約 60 °C 震災時：約 120 °C（最大） 設計値：171 °C</li><li>・圧力 通常運転時：約 108 kPa(abs) 震災時：約 331 kPa[abs]（最大） 設計値：411 kPa(abs) {3.16 kg/cm<sup>2</sup>g}</li><li>・湿分 原子炉格納容器内の湿分については記録はないが、原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇を抑制するためのスプレーは実施していないことから、影響はないものと判断する。</li></ul> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

No.	2F4-コンクリート鉄骨1 [共通1]	分類：コンクリート構造物
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）及び高経年化技術評価に係わる保守管理の文書体系は以下のとおりであり，実施要領は下記マニュアルによる。</p> <div style="text-align: center;">  <pre> graph TD     A[原子力品質保証規程] --- B[保守管理基本マニュアル]     B --- C[原子力発電所建築設備点検マニュアル]     B --- D[原子力発電所土木設備点検マニュアル]     B --- E[高経年化技術評価マニュアル] </pre> </div> <p style="text-align: right;">以上</p>	

No.	2F4-コンクリート鉄骨 2 [共通 2]	分類：コンクリート構造物
タイトル	対象構造物について網羅的に抽出を行った際の選定過程について	
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（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）」に定める重要度分類クラス 1, 2 に該当する機器・構造物及びそれら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選定した。選定結果を添付資料 2-①「対象構造物の選定（コンクリート及び鉄骨構造物の技術評価書 P2, 3 表 1-1）」に示す。また、選定した対象構造物をコンクリート構造物と鉄骨構造物に整理し、添付資料 2-②「対象構造物」に示す。「本冊資料 5-1 高経年化技術評価フロー」により、安定停止維持に必要な構造物を抽出した。</p> <p><b>【添付資料】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2F4-コンクリート鉄骨 2-①：対象構造物の選定（コンクリート及び鉄骨構造物の技術評価書 P2, 3 表 1-1）</li> <li>・ 2F4-コンクリート鉄骨 2-②：対象構造物</li> <li>・ 2F4-コンクリート鉄骨 2-③：本冊資料 5-1 高経年化技術評価フロー</li> </ul> <p style="text-align: right;">以 上</p>	

表 1-1 (1/2) 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ダンダリ機能	PS-1	原子炉圧力容器 原子炉冷却材圧力バウダンダリ配管	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 (制御棒による系, ほう酸水注水系)	原子炉建屋
原子炉停止後の除熱機能	MS-1	残留熱除去系 自動減圧系	原子炉建屋, 海水熱交換器建屋, 海水配管ダクト 原子炉建屋
炉心冷却機能	MS-1	低圧炉心スプレイス系 高圧炉心スプレイス系	原子炉建屋 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋, 海水配管ダクト, 復水貯蔵タンク基礎・埋設ダクト 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 格納容器隔離弁 残留熱除去系	原子炉建屋 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋, 海水配管ダクト 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	原子炉建屋 非常用ガス処理系 可燃性ガス濃度制御系 安全保護系	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
安全上特に重要な関連機能	MS-1	非常用所内電源系 非常用補機冷却系 直流電源系	原子炉建屋, タービン建屋, 海水熱交換器建屋, 軽油タンク基礎・配管トレンチ 原子炉建屋, 海水熱交換器建屋, 取水構造物, 海水配管ダクト 原子炉建屋
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

表 1-1 (2/2) 対象構造物の選定

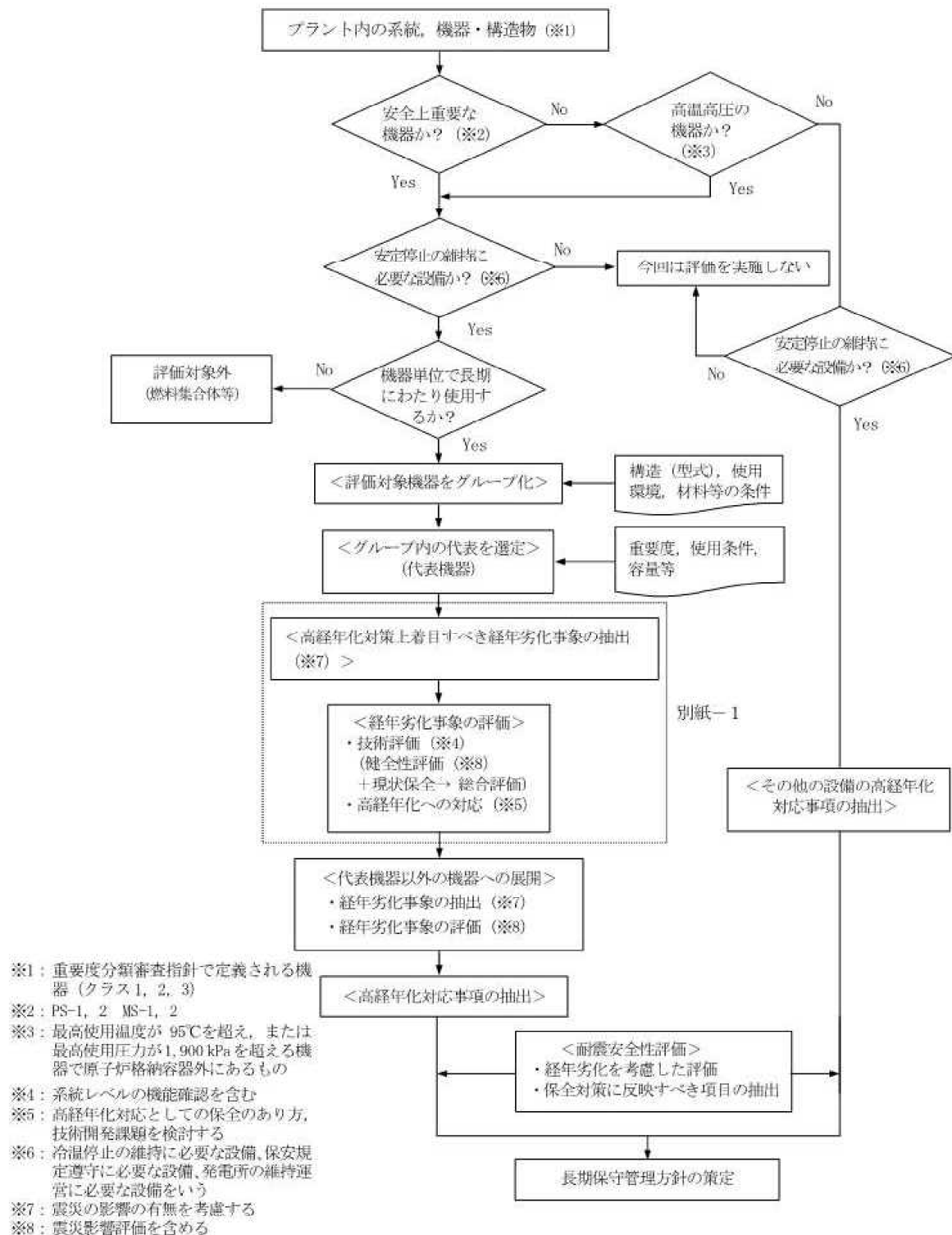
安全重要度分類審査指針等に定める要求機能	クラス	主要設備	対象構造物
原子炉冷却圧力材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	PS-2	使用済燃料貯蔵プール	原子炉建屋
燃料を安全に取り扱う機能	PS-2	燃料取扱設備	原子炉建屋
燃料プールの水の補給機能	MS-2	非常用補給水系	原子炉建屋, タービン建屋
放射性物質放出の防止機能	MS-2	放射性廃棄物処理系の隔離弁	タービン建屋
事故時のプラント状態の把握機能	MS-2	事故時監視計器	原子炉建屋
異常状態の緩和機能	MS-2	制御棒及び制御棒駆動系	原子炉建屋
原子炉冷却材の循環機能	高*	制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ 制御棒駆動水圧系駆動水フィルタ	原子炉建屋 原子炉建屋
プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く)	高*	計装用圧縮空気系設備	タービン建屋
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



表 1-2 対象構造物

構 造		対象構造物	略称
コンクリート構造物	建物	原子炉建屋	R/B
		タービン建屋（タービン発電機架台含む）	T/B
		海水熱交換器建屋	Hx/B
	構築物	取水構造物	SP
		復水貯蔵タンク基礎・埋設ダクト	CST/B&D
		非常用ガス処理系配管ダクト	SGTS/D
		海水配管ダクト	SWP/D
		軽油タンク基礎・配管トレンチ	OT/B&T
鉄骨構造物	原子炉建屋（鉄骨部）	R/B	
	タービン建屋（鉄骨部）	T/B	



資料 5-1 高経年化技術評価フロー