



# 特別点検の実施項目・実施結果等について

令和5年4月26日

高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討チーム



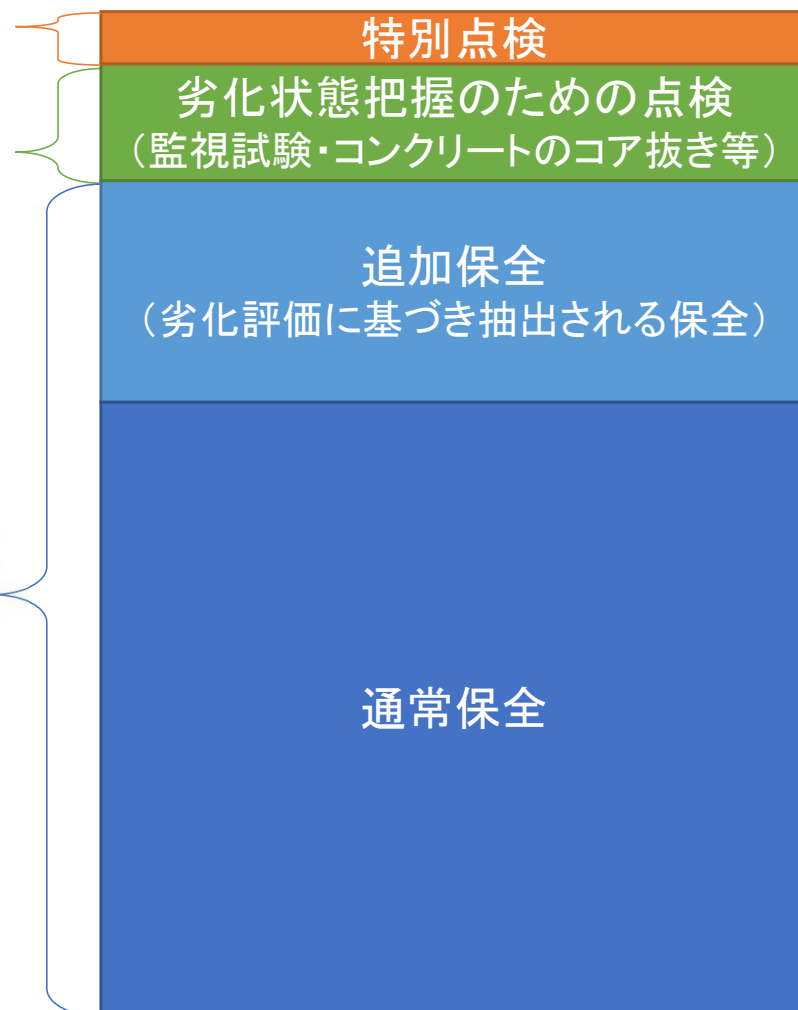
# 通常保全と特別点検の関係

- ◆ 通常保全は、発電用原子炉施設が技術基準を維持していることを確認するための点検であり、通常保全で時間経過に伴う特性変化に対応した管理が行われているものは「日常劣化管理事象」として、劣化評価の対象(高経年化対策上着目すべき事象)から除外。
- ◆ 追加保全は、高経年化対策上着目すべき事象について運転を見込んでいた期間を考慮した劣化評価を行い、当該期間中において技術基準に適合するよう、通常保全に加えて実施すべき保全として抽出された点検。
- ◆ 劣化状態把握のための点検は、高経年化対策上着目すべき事象について供用期間を考慮した劣化評価を行うための必要なデータを取得することを目的に実施する点検(必要に応じて追加保全として抽出)。
- ◆ 特別点検は、上記の保全・点検以外で、施設の状態を詳細に把握するために項目及び方法を指定して実施させる点検。

施設の状態を詳細に把握するための点検  
(40年目に実施)

劣化評価に必要なデータを取得するための点検  
(30年目から10年ごとに実施)

発電用原子炉施設が技術基準を維持していることを確認するための点検  
(運転開始後から実施)



原子炉容器の例(PWR)

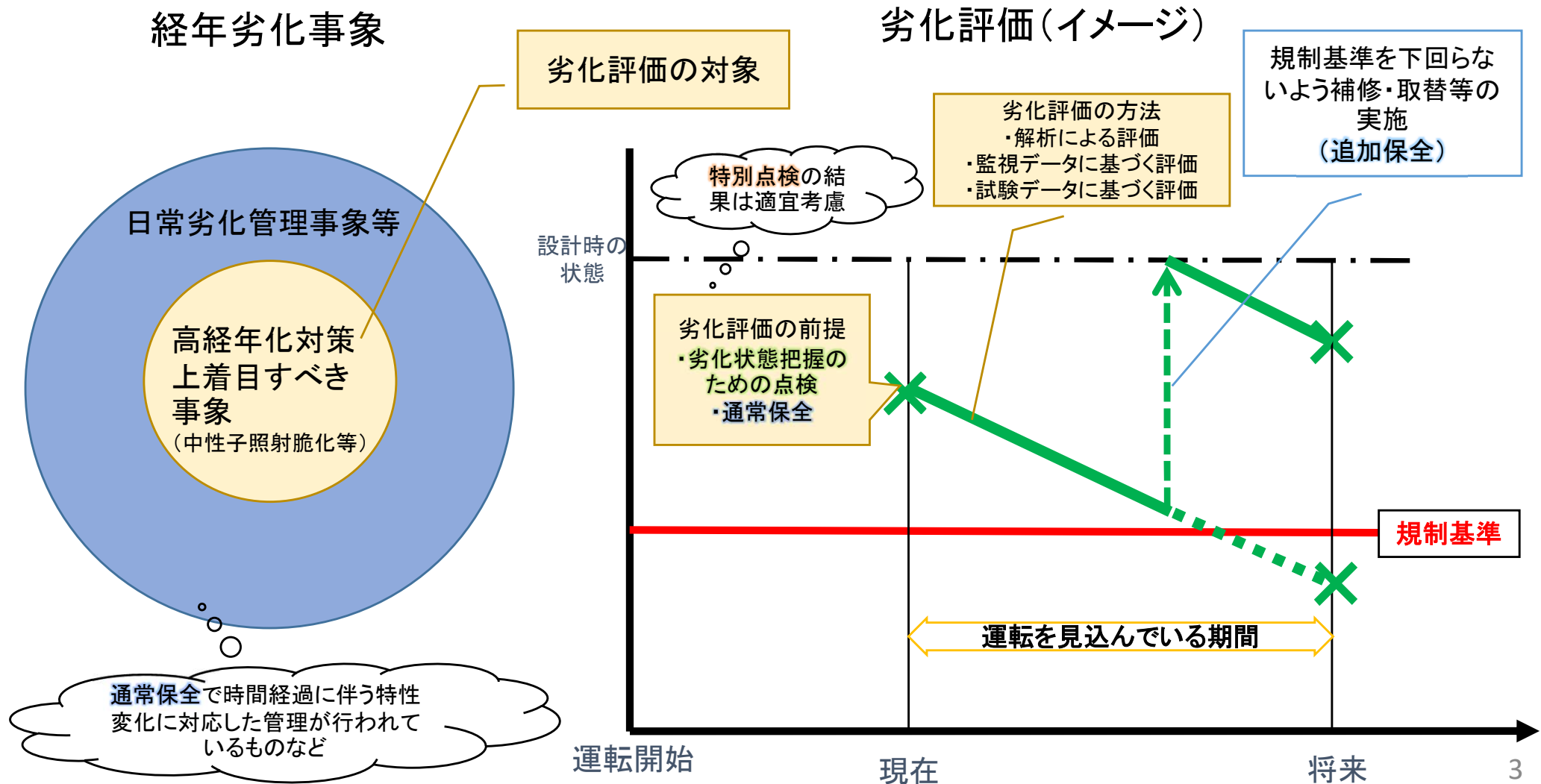
中性子照射脆化	疲労	応力腐食割れ
炉心領域の母材・溶接部の超音波探傷試験(UT)	一次冷却材ノズルコーナー部の浸透探傷試験(PT)又は渦流探傷試験(ECT)	炉内計装管(BMI)の炉内側からの目視試験(MVT-1)及びECT
中性子照射量等に応じて監視試験		
全ての溶接部の試験可能範囲の非破壊試験(UT等) 100%(1回/10年)*	管台内面の丸み部分のUT 100%(1回/10年)*	BMI管台貫通部の圧力容器外側からの直接目視 100%(1回/5年)

※運転開始後30年以降は7年に1回



# 劣化評価と特別点検の関係

- ◆ 評価対象機器ごとに使用材料や使用環境に応じて発生し得る経年劣化事象を網羅的に整理し、通常保全で対応できている「日常劣化管理事象」以外の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出する。
- ◆ 高経年化対策上着目すべき事象について劣化評価を実施。劣化評価の前提となる施設の状態については、通常保全や劣化状態把握のための点検により得られたデータ等を基に設定。特別点検の結果は、適宜劣化評価の前提として考慮。
- ◆ 評価式や解析等を用いて、運転を見込んでいる期間の劣化評価を行い、その結果を踏まえて規制基準を下回らないよう補修・取替等の保全策を抽出(追加保全)。



# 劣化評価と特別点検の関係(中性子照射脆化)



## ○特別点検の結果

【点検対象】 原子炉容器の母材及び溶接部(炉心領域の100%)

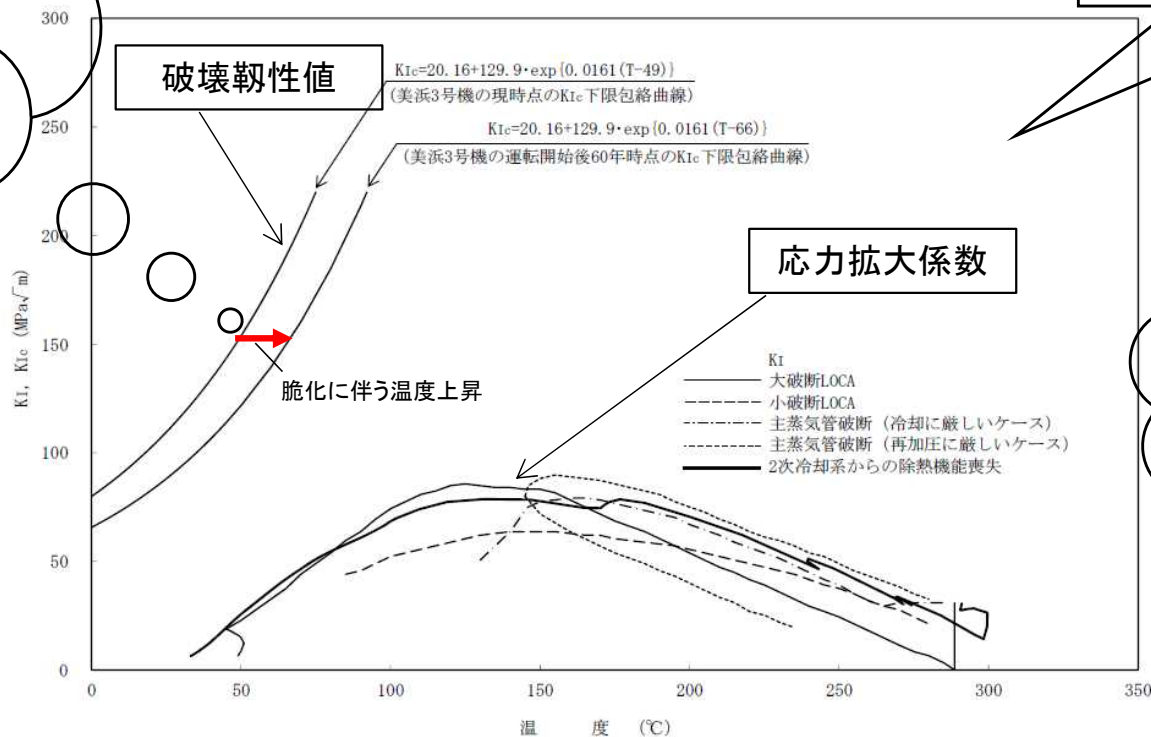
【点検方法】 超音波探傷試験(UT)

【点検年月日(現場点検日)】 平成26年12月7日～平成26年12月22日

【点検結果】 **有意な欠陥は認められなかった。**

監視試験片により得られた破壊靱性値を基に予測式(過去の関連温度のデータ等を用いて策定されたもの)を用いて評価年(この場合では40年・60年)に換算。

### 加圧熱衝撃の評価例(美浜3号機)



加圧熱衝撃の評価では原子炉容器の耐え得る力(破壊靱性値※)が**仮想欠陥(10mm)**を想定した上で亀裂を進展させようとする力(応力拡大係数)を上回ることを確認

特別点検の結果、欠陥が認められた場合は、その欠陥に応じて評価を実施。(特別点検で欠陥が認められていないため参考として仮想欠陥を5mmとして評価を実施)

通常保全では、異種金属溶接継手部や構造不連続部は一般部に対し不具合が生じやすいことから溶接部について点検を実施。

特別点検では、溶接部に加えて母材部についても点検を実施。設置時点では発見されなかった初期欠陥が運転に伴い進展している可能性を考慮して、特別点検において改めて欠陥の有無を確認し、仮想欠陥の保守性を確認。なお、これまでの4件の特別点検の実績として有意な欠陥は認められていない。



# 劣化評価と特別点検の関係(原子炉格納容器)

## ○特別点検の結果

【点検対象】 原子炉格納容器鋼板(塗膜状態の確認)

【点検方法】 VT-4

【点検年月日(現場点検日)】 平成26年12月1日～平成27年3月16日

【点検結果】 **有意な塗膜の劣化や腐食なし。**

表2.2-1 美浜3号炉 原子炉格納容器に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	部 位	消耗品 ・定期 取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象						備 考	
				減 肉		割 れ		材質変化			その他
				摩 耗	腐 食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣 化		
バウンダリの維持	トップドーム部		炭 素 鋼		△	▲					
	円筒部		炭 素 鋼		△	▲					
	コンクリート埋設部 (スタッド含む)		炭 素 鋼		▲	▲					

△：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）

通常保全によりバウンダリ機能の健全性は維持できることから高経年化対策上着目すべき劣化事象ではないと評価

通常保全として、原子炉格納容器全体漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認するとともに、同試験前の目視確認により塗膜の状態を確認し、必要に応じて塗装修繕を実施することにより健全性を確認している。これらにより機能維持は可能であることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと評価。

特別点検では、原子炉格納容器鋼板の塗膜に対して、機器架台・足場等から離れた位置にある干渉物裏、原子炉格納容器外面円筒部(アニュラス内)の高所等、通常保全では確認が容易でない範囲について、これらの可視範囲の目視確認(直接目視・遠隔目視)を実施。通常保全では確認できていなかった範囲を確認することで、通常保全で確認している範囲と同様な傾向であることを確認。なお、これまでの4件の特別点検の実績として有意な劣化や腐食は認められていない。



# 劣化評価と特別点検の関係(コンクリート構造物)

## コンクリートの主な劣化事象

経年劣化事象	劣化要因
強度低下	熱
	放射線照射
	機械振動
	中性化
	塩分浸透
	アルカリ骨材反応
凍結融解	
遮蔽能力低下	熱

※赤字が高経年化対策上着目すべき事象

### ○特別点検の結果(強度測定)

【点検方法】 コアサンプルを用いた強度測定 (破壊試験)

【点検実施日】 平成27年1月9日～平成27年3月21日

【点検結果】 平均圧縮強度 (N/mm<sup>2</sup>) 20.7～45.5

### ○特別点検の結果(中性化深さ)

【点検方法】 コアサンプルを用いた中性化深さの測定

【点検実施日】 平成26年12月4日～平成27年3月16日

【点検結果】 平均中性化深さ (mm) 0.0～34.2

### ○特別点検の結果(塩分浸透)

【点検方法】 コアサンプルを用いた塩化物イオン濃度の測定

【点検実施日】 平成27年1月6日～平成27年3月26日

【点検結果】 平均塩化物濃度イオン (例: 0～20mmでの値) (%) 0.02～0.81

### ○特別点検の結果(アルカリ骨材反応)

【点検方法】 コアサンプルを用いた反応性の確認

【点検実施日】 平成27年2月3日～平成27年3月24日

【点検結果】 反応性なし

### ○特別点検の結果(遮蔽能力)

【点検方法】 コアサンプルを用いた乾燥単位容積質量の測定

【点検実施日】 平成27年1月9日～平成27年2月20日

【点検結果】 平均乾燥単位容積質量 (g/cm<sup>3</sup>) 2.182～2.212

(参考)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理由(美浜3号炉における例)

#### 【アルカリ骨材反応】

定期的に見視確認を実施し、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れなどは認められていない。使用している骨材(粗骨材、細骨材)については、モルタルバー法による反応性試験を実施し、反応性骨材ではないことを確認。これに加え、特別点検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。

#### 【凍結融解】

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)によると、凍害危険度が2以上の地域は、凍結融解を含む凍害を考慮する必要がある地域だが、美浜3号炉は凍害危険度が0の地域であり、凍結融解が生じる恐れがない。

# 劣化評価と特別点検の関係(コンクリート構造物)



## ○特別点検の結果(中性化深さ)

【点検方法】 コアサンプルを用いた中性化深さの測定

【点検実施日】 平成26年12月4日～平成27年3月16日

【点検結果】 **平均中性化深さ (mm) 0.0～34.2**

劣化評価に必要なデータを取得するための点検(コンクリートのコア抜き)で得られた実測値

運転開始後60年後時点と鉄筋が腐食し始める時点の中性化深さの比較

	中性化深さ(cm)			鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ※2 (cm)	判定	備考 (強度試験結果)	
	測定値 (調査時点の 運転開始後経過年)	推定値※1				平均圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
		調査時点※2 (中性化速度式)	運転開始後 60年経過時点 (中性化速度式)				
内部コンクリート (上部)	0.5 (38年)	4.3 (森永式)	<b>5.3</b> (森永式)	<b>6.0</b>	OK	-	-
原子炉補助建屋 (基礎マット)	4.3 (38年)	3.1 (岸谷式)	<b>5.3</b> (√t式)	<b>10.0</b>	OK	19.0	≥ 17.7
取水構造物 (気中帯)	0.1 (38年)	2.0 (岸谷式)	<b>2.5</b> (岸谷式)	<b>8.55</b>	OK	32.0	≥ 23.5

※1: 岸谷式、森永式及び実測値に基づく√t式による評価結果のうち最大値を記載

※2: 屋内(外部遮蔽壁、原子炉補助建屋)はかぶり厚さに2cmを加えた値、屋外(取水構造物)はかぶり厚さの値

評価式に基づく60年経過時点における予測  
(実測値に基づく予測式は√t式)

通常保全では、非破壊試験(リバウンドハンマー)による強度測定や目視点検を実施。また、劣化状態把握のための点検として必要な部位のコアサンプリングを行い劣化評価等に必要データを取得。

特別点検では、劣化状態把握のための点検で取得するコアサンプリング(約50本※)に対して、網羅的な確認を行うため、対象部位を増やした追加のコアサンプリングを実施(約150本※)し、ばらつきの範囲内であることを確認。また、劣化要因のうち遅延性のものの発生の有無を確認。なお、これまでの4件の特別点検の実績として、コンクリートのもつばらつきの範囲を逸脱したデータは認められていない。

※サイトによってコアサンプリングの本数は異なる



# 特別点検の実施結果





# 特別点検の実施項目

- 特別点検(実用炉規則第113条第2項第1号で規定される「申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検」)の実施項目は、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」に記載されている。

【実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド(抜粋)】

(1)「申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検」(以下「特別点検」という。)については以下のいずれにも該当するものをいう。

- ①運転開始後35年を経過する日以降に実施するもの。
- ②対象の機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び点検方法が以下に当するもの。

- 特別点検の対象の機器・構造物は、①原子炉容器(原子炉圧力容器)、②原子炉格納容器、③コンクリート構造物の3つ。それぞれの対象の機器・構造物の「対象の部位」、「着目する劣化事象」及び「点検方法/点検項目」は次ページのとおり。

# 特別点検の実施項目 (PWR)



対象の機器・構造物	対象部位	着目する劣化事象	点検方法/点検項目
原子炉容器	母材及び溶接部(炉心領域の100%)	中性子照射脆化	○超音波探傷試験(以下「UT」という。)による欠陥の有無の確認
	一次冷却材ノズルコーナ一部(クラッドの状態を確認)	疲労	○浸透探傷試験(以下「PT」という。)又は渦流探傷試験(以下「ECT」という。)による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒(BMI)(全数)	応力腐食割れ	○目視試験(MVT-1)による炉内側からの溶接部の欠陥の有無の確認及びECTによるBMI内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	腐食	○目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認
プレストレストコンクリート製原子炉格納容器	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認
○安全機能を有するコンクリート構造物並びに安全機能を有する系統及び機器を支持するコンクリート構造物 ○常設重大事故等対処設備に属するコンクリート構造物及び常設重大事故等対処設備に属する機器を支持するコンクリート構造物	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認 ○点検項目の詳細は別紙のとおり

# 特別点検の実施項目（PWR:コンクリート詳細）



対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検項目				
		強度	遮蔽能力 *1	中性化深さ *2	塩分浸透 *2,*3	アルカリ 骨材反応
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	○	○	○	○	○
	内部コンクリート	○	○	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
原子炉補助建屋	外壁	○	○	○	○	○
	内壁及び床	○	○	○	—	○
	使用済み燃料 プール	○	—	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
タービン建屋	外壁	○	—	○	○	○
	内壁及び床	○	—	○	—	○
	基礎マット	○	—	○	—	○
取水槽	海中帯	○	—	○	○	○
	干満帯	○	—	○	○	○
	気中帯	○	—	○	○	○
安全機能を有する系統及び 機器又は常設重大事故等対 処設備に属する機器を支持 する構造物	原子炉格納施設内	—	—	○	—	○
	原子炉補助建屋内	—	—	○	—	○
	タービン建屋内 (タービン架台を含む。)	—	—	○	—	○
上記以外の構造物(安全機能を有する構造物又は常設 重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有す る系統及び機器又は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に限る。)	—	○	○	○	○	○

- \* 1: 設計及び工事の計画の認可申請書(以下「設工認申請書」という。)において、遮蔽能力(乾燥単位容積質量)が記載されている範囲について確認する。
- \* 2: コアサンプルによる確認と同等の方法(ドリル法等)によることもできる。また、中性化深さを確認する場所は、塗装等のコンクリート表面被覆のない場所を選定する。
- \* 3: 海塩粒子の付着等によって塩分浸透の可能性がある場所(海風の直接当たる外壁等)及び取水構造物について確認する。

# 特別点検の実施項目 (BWR)



対象の機器・構造物	対象部位	着目する劣化事象	点検方法/点検項目
原子炉圧力容器	母材及び溶接部 (ジェットポンプライザーブレース アーム溶接部を含む。)(蒸気乾燥 器、気水分離器、ジェットポンプビー ム及びインレットミキサーを取り外し た状態で点検可能な炉心領域の全 て)	中性子照射脆化	○UTによる欠陥の有無の確認
	給水ノズルコーナー部(最も疲労損 傷係数が高い部位)	疲労	○磁粉探傷試験(以下「MT」という。)若しくはPT又は ECTによる欠陥の有無の確認
	制御棒駆動機構(CRD)スタブチュー ブ(全数)、CRDハウジング(全数)、 中性子束計測ハウジング(ICM) (全数)及び差圧検出・ほう酸水注 入ノズル	応力腐食割れ	○目視試験(MVT-1)による炉内側からの溶接部の欠陥 の有無の確認及びPT又はECTによるCRDハウジング及 びICMに対する、内面の溶接熱影響部の欠陥の有無の 確認
	ドレンノズル	腐食	○目視試験(VT-1)による内面の確認
原子炉格納容器	基礎ボルト(全数)	腐食	○UTによるボルト内部の欠陥の有無の確認
	原子炉格納容器 (圧力抑制室を含む。)鋼板(接近で きる点検可能範囲の全て)	腐食	○目視試験(VT-4)による塗膜状態の確認
Mark I 又はMark I 改	サプレッションチャンバーベント管及 びベント管ベローズ	腐食	○目視試験(VT-1)による内外面の確認
鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 (RCCV)	サプレッションチャンバー支柱基礎 ボルト(全数)	腐食	○UTによるボルト内部の欠陥の有無の確認
	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力 低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性 化及びアルカリ骨材反応の確認
○安全機能を有するコンクリート構造 物並びに安全機能を有する系統及び 機器を支持するコンクリート構造物 ○常設重大事故等対処設備に属する コンクリート構造物及び常設重大事故 等対処設備に属する機器を支持するコ ンクリート構造物	コンクリート	強度低下及び遮蔽能力 低下	○採取したコアサンプル等による強度、遮蔽能力、中性 化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認 ○点検項目の詳細は別紙のとおり

# 特別点検の実施項目（BWR:コンクリート詳細）



対象のコンクリート構造物	対象の部位	点検項目					
		強度	遮蔽能力 *1	中性化深 さ*2	塩分浸透 *2,*3	アルカリ 骨材反応	
原子炉建屋等	外壁	○	○	○	○	○	
	内壁及び床	○	○	○	—	○	
	原子炉圧力容器ペDESTAL 又はこれに準ずる部位	○	—	○	—	○	
	一次遮蔽壁	○	○	○	—	○	
	格納容器底部基礎マット	○	—	○	—	○	
	格納容器底部 外基礎マット	○	—	○	—	○	
	使用済み燃料プール	○	—	○	—	○	
	ダイアフラムフロア	○	—	○	—	○	
	原子炉建屋以外の建屋（中央制御室が設置されているものに限る。）	外壁	○	○	○	○	○
		内壁及び床 基礎マット	○	○	○	—	○
タービン建屋	外壁	○	○	○	○	○	
	内壁及び床	○	○	○	—	○	
	基礎マット	○	—	○	—	○	
取水槽	海中帯	○	—	○	○	○	
	干満帯	○	—	○	○	○	
	気中帯	○	—	○	○	○	
安全機能を有する系統及び機器又は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	原子炉建屋内	○	—	○	—	○	
	原子炉建屋以外の建屋内（中央制御室が設置されているものに限る。）	—	○	○	—	○	
	タービン建屋内（タービン架台を含む。）	—	○	○	—	○	
上記以外の構造物（安全機能を有する構造物又は常設重大事故等対処設備に属する構造物・安全機能を有する系統及び機器又は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に限る。）	—	○	○	○	○		

\* 1: 設工認申請書において、遮蔽能力（乾燥単位容積質量）が記載されている範囲について確認する。

\* 2: コアサンプルによる確認と同等の方法（ドリル法等）によることもできる。また、中性化深さを確認する場所は、塗装等のコンクリート表面被覆のない場所を選定する。

\* 3: 海塩粒子の付着等によって塩分浸透の可能性のある場所（海風の直接当たる外壁等）及び取水構造物について確認する。



- ①「特別点検の結果」、②「特別点検の結果の劣化評価上の取扱」(劣化状況報告書(高経年化技術評価書)上の記載)、③「通常の点検等での確認」の内容を次ページ以降(高浜1号炉(PWRの例))で示す。

# (PWR)原子炉容器①母材及び溶接部(炉心領域の100%)



## ○特別点検の結果

【点検方法】 UT

【点検年月日(現場点検日)】 平成26年12月7日～平成26年12月22日

【点検結果】 有意な欠陥は認められなかった。

## ○劣化評価上の取扱

【高経年化技術評価書(劣化状況評価書)での記載】

原子炉容器に対しては、定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

さらに、第21回定期検査時(2002年度)までに胴部の炉心領域溶接部に対し100%の超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

胴部(炉心領域部)材料の中性子照射による機械的性質の変化については、JEAC4201に基づいて、計画的に監視試験を実施し、破壊靱性の変化の傾向を把握している。

高浜1号炉は、当初監視試験カプセルを8体挿入し、現在までに4体のカプセルを取り出し、将来の運転期間に対する脆化予測を行っている。

また、監視試験結果から、JEAC4206に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容する温度・圧力の範囲(加熱冷却時制限曲線)および耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材および溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。

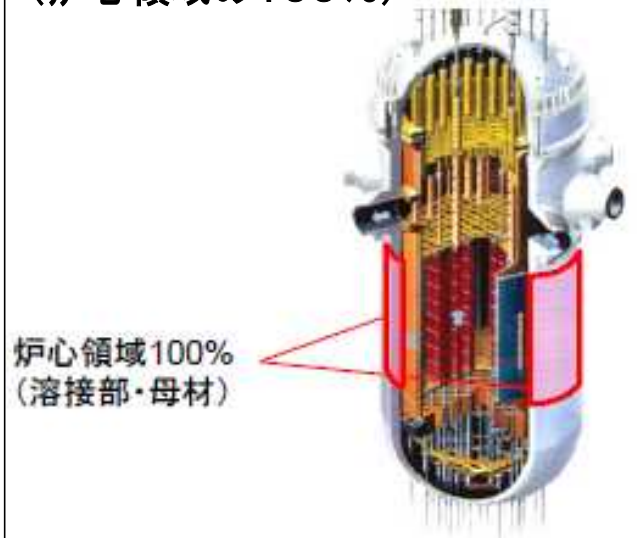
⇒ 特別点検の結果については、健全性評価(劣化進展評価)の条件等として使用されていない。

## ○通常の点検等での確認

・胴部の炉心領域溶接部に対し100%の超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認

・計画的に監視試験を実施し、破壊靱性の変化の傾向を把握

## 母材及び溶接部 (炉心領域の100%)



原子炉容器超音波探傷試験装置





# (PWR)原子炉容器②一次冷却材ノズルコーナー一部

## ○特別点検の結果

【点検方法】 ECT

【点検年月日(現場点検日)】 平成26年12月28日～平成27年1月3日

【点検結果】 **有意な欠陥は認められなかった。**

## ○劣化評価上の取扱

【高経年化技術評価書(劣化状況評価書)での記載】

冷却材出入口管台等の疲労割れに対しては、定期的に超音波探傷検査等により、有意な欠陥がないことを確認し、漏えい確認により耐圧部の健全性を確認している。また、原子炉容器内面の内張りについては、定期的に目視により有意な異常のないことを確認している。さらに、高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施することとしている。

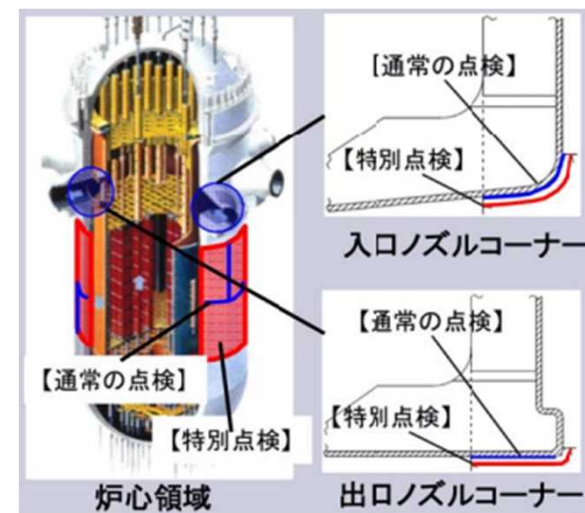
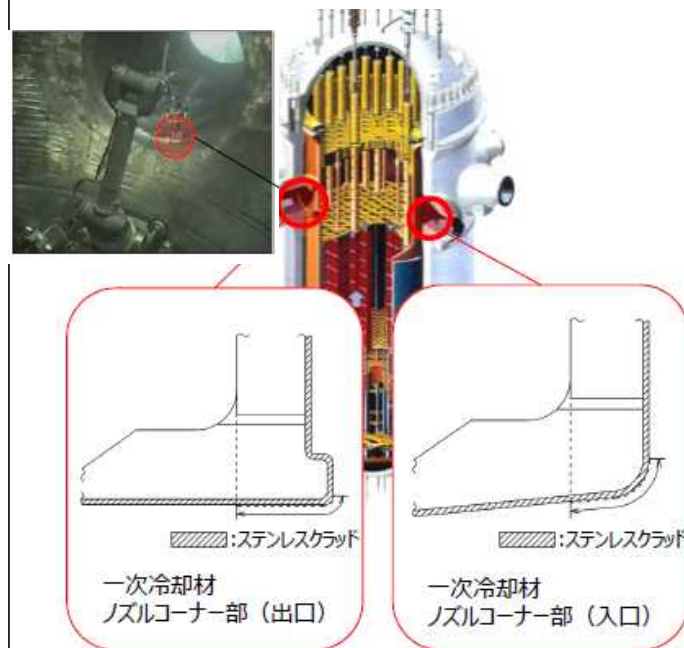
なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器出入口管台に対して渦流探傷検査を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

⇒ **特別点検の結果については、健全性評価(劣化進展評価)の条件等として使用されていない。**

## ○通常の点検等での確認

・定期的に超音波探傷検査等により、有意な欠陥がないことを確認

## 一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッドの状態を確認)







# (PWR)原子炉容器③炉内計装筒(全数)

## ○特別点検の結果

【点検方法】 MVT-1(溶接部) / ECT(管内部)  
【点検年月日(現場点検日)】平成27年1月14日～平成27年1月22日  
【点検結果】 **有意な欠陥は認められなかった。**

## ○劣化評価上の取扱

【高経年化技術評価書(劣化状況評価書)での記載】  
(1)600系ニッケル基合金使用部位の応力腐食割れ  
(中略)

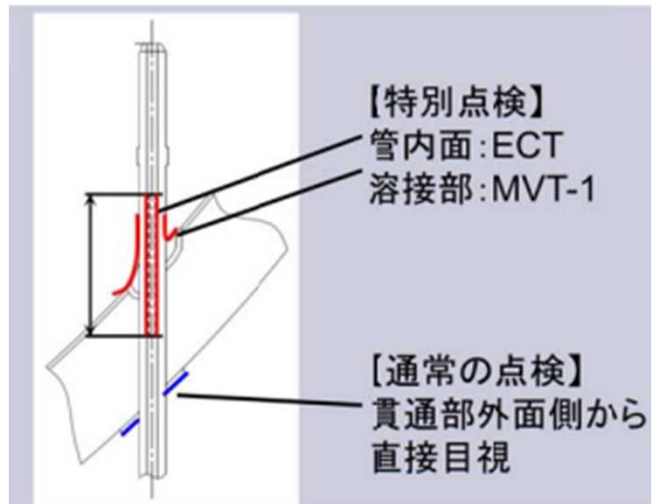
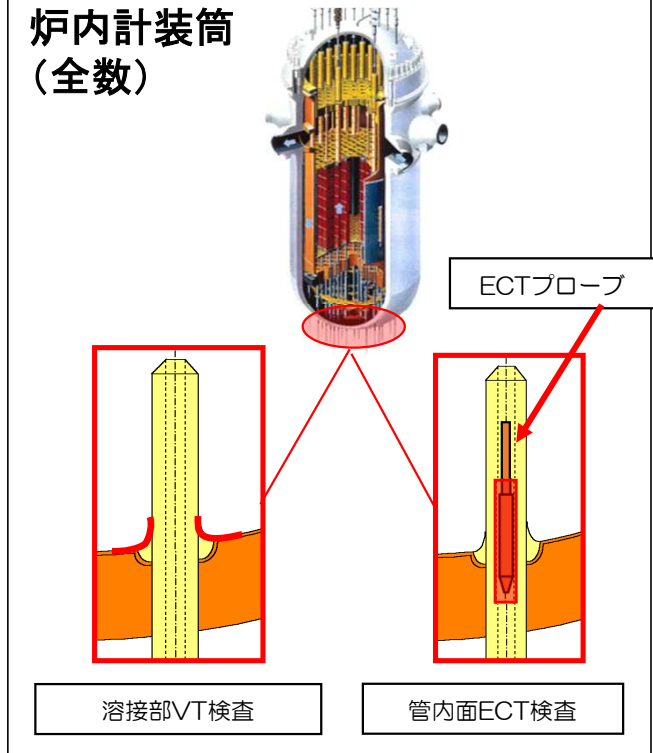
なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉内計装筒の内面に対して渦流探傷検査を、J-溶接部に対して目視確認を実施した結果、**有意な欠陥は認められなかった。**

**⇒ 特別点検の結果については、健全性評価(劣化進展評価)の条件等として使用されていない。**

## ○通常の点検等での確認

・貫通部外面側から目視確認

## 炉内計装筒 (全数)





# (PWR)原子炉格納容器

## ○特別点検の結果

【点検方法】 VT-4

【点検年月日(現場点検日)】 平成26年12月1日～平成27年3月16日

【点検結果】 **有意な塗膜の劣化や腐食なし。**

## ○劣化評価上の取扱

【高経年化技術評価書(劣化状況評価書)での記載】

トップドーム部および円筒部については、屋外大気に曝されておらず、現状の塗膜管理を行っていれば腐食は問題とならない。また、定期的に原子炉格納容器全体漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認するとともに、同試験前の目視確認により塗膜の健全性を確認している。

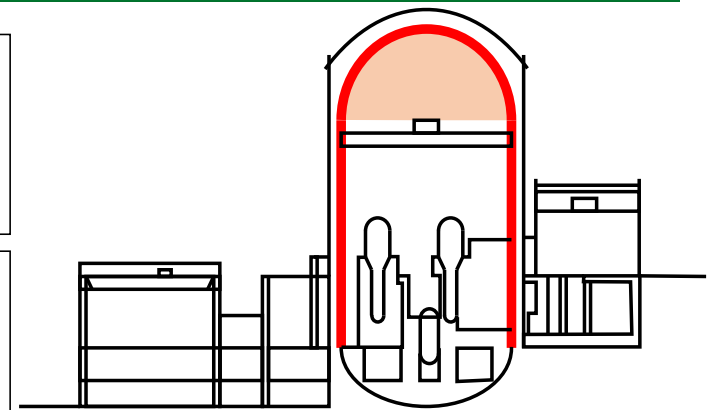
また、原子炉格納容器鋼板の代表部位について超音波厚み計による板厚測定を実施し、必要最小板厚を満足していることを確認している。

なお、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉格納容器鋼板の塗膜に対して可視範囲の目視確認を実施した結果、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるような有意な劣化は認められなかった。

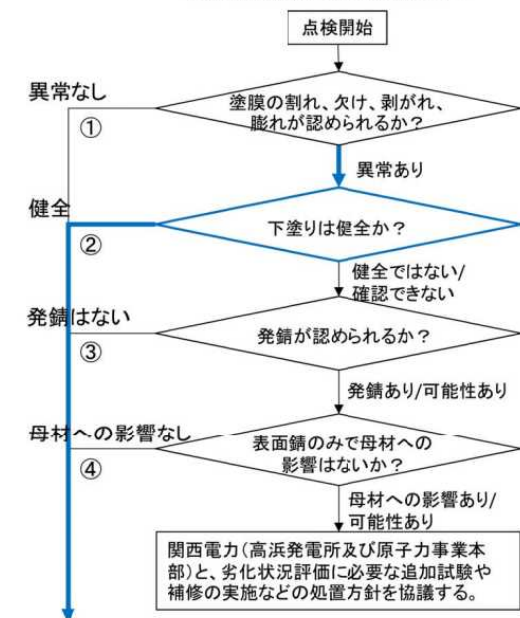
⇒ **特別点検の結果については、健全性評価(劣化進展評価)の条件として使用されていない。**

## ○通常の点検等での確認

- ・定期的に原子炉格納容器全体漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認するとともに、同試験前の目視確認により塗膜の健全性を確認
- ・原子炉格納容器鋼板の代表部位について超音波厚み計による板厚測定を実施し、必要最小板厚を満足していることを確認



CV特別点検における点検フロー



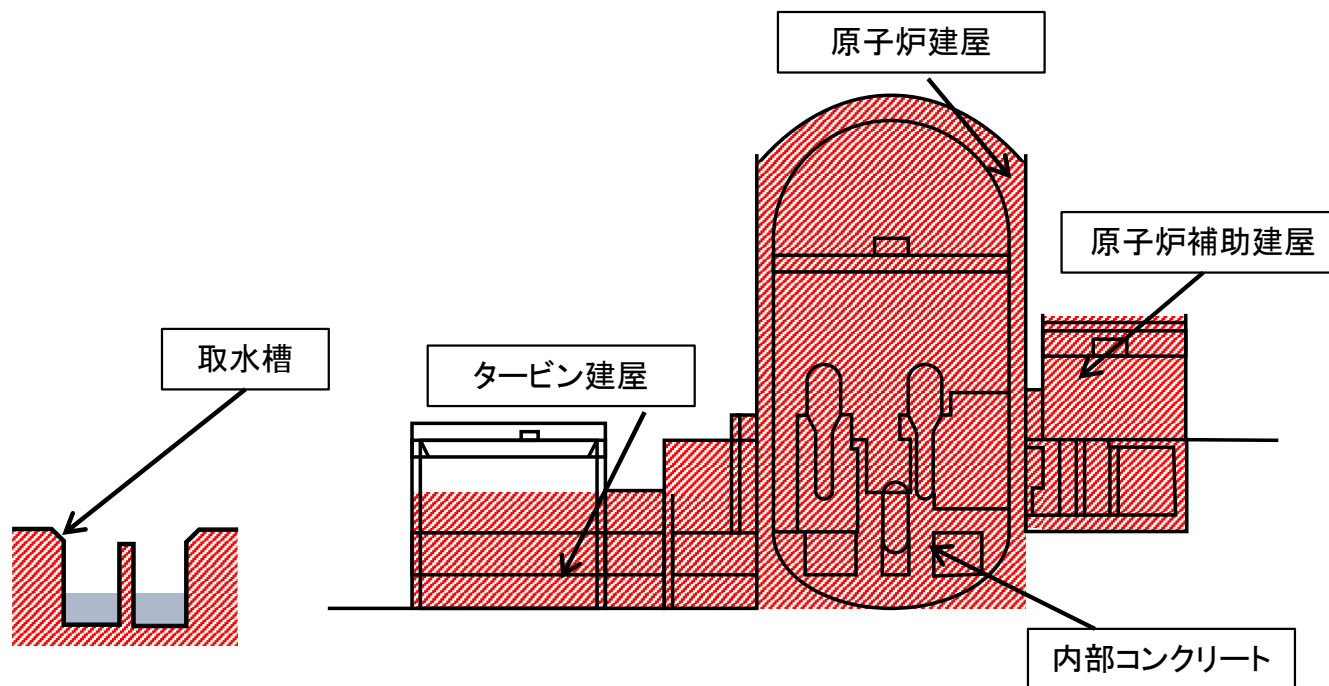
結果:問題なし。  
原子炉格納容器の構造健全性または気密性に影響を与える恐れのある塗膜の劣化や腐食なし

# (PWR)コンクリート構造物①



## <点検方法>

- ・強度低下及び遮蔽能力低下に着目
- ・採取したコアサンプルによる強度、中性化深さ、塩分浸透、遮蔽能力、アルカリ骨材反応の確認



強度



遮蔽能力



中性化深さ



塩分浸透



アルカリ骨材反応





# (PWR)コンクリート構造物②強度の点検結果

## ○特別点検の結果(強度測定)

【点検方法】 コアサンプルを用いた強度測定(破壊試験)

【点検実施日】 平成27年1月9日～平成27年3月21日

【点検結果】 平均圧縮強度 20.7～45.5 (N/mm<sup>2</sup>)

## ○劣化評価上の取扱

【高経年化技術評価書(劣化状況評価書)での記載】

### ○熱による強度低下

RVサポート直下部のコンクリートについては、伝熱による強度低下を防止する対策として、高温となるRVサポートを内部から空冷できるフィン構造としており、断続的運転を前提とした場合における高浜1号炉のRVサポート直下部におけるガンマ発熱を考慮したコンクリートの最高温度は、温度分布解析の結果、約64℃である。なお、温度分布解析は、ANSYSを用いた3次元有限要素法による定格出力運転時を前提とした定常伝熱解析を実施している。また、1次遮蔽壁内のガンマ発熱量分布は1次元輸送計算コードANISNIにより算出している。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。(中略)

なお、強度・機能に影響を及ぼさない範囲で熱の評価点に最も近い位置から採取したコアサンプルについて、特別点検において破壊試験を行った結果、設計基準強度を上回っている。

### ○放射線による強度低下

高浜1号炉の運転開始後60年経過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約 $2.31 \times 10^8$ Gy( $2.31 \times 10^{10}$ rad)となるが、照射量が $2 \times 10^8$ Gy( $2 \times 10^{10}$ rad)を超えるコンクリートの範囲は、1次遮蔽壁の厚さ(最小壁厚269cm)に比べて小さく、深さ方向に最大でも6cm程度であり、保守的に内部コンクリート(1次遮蔽壁)からこの範囲を除いても、構造体の耐力が地震時の鉛直荷重などの設計荷重を上回ること、地震時のせん断ひずみへの影響が極めて軽微である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)の強度への影響はないと考えられる。なお、中性子照射量およびガンマ線照射量は、2次元輸送計算コードDORTにより算出した中性子束およびガンマ線量率に運転時間を掛けて算出している。

(中略)また、強度・機能に影響を及ぼさない範囲で放射線照射の評価点に最も近い位置から採取したコアサンプルについて、特別点検において破壊試験を行った結果、設計基準強度を上回っている。

### ○機械振動による強度低下

(中略)なお、機械振動の評価対象から採取したコアサンプルについて、特別点検において破壊試験を行った結果、設計基準強度を上回っている。

⇒ 特別点検の結果については、健全性評価(劣化進展評価)の条件として使用されていない。

## ○通常の点検等での確認

- ・定期的な目視点検
- ・高経年化技術評価(30年目等)において、コアサンプルにより設計基準強度を上回っていることを確認
- ・リバウンドハンマー(非破壊)による強度測定(5定検毎など)



# (PWR)コンクリート構造物③遮蔽能力の点検結果

## ○特別点検の結果(遮蔽能力)

【点検方法】 コアサンプルを用いた乾燥単位容積質量の測定

【点検実施日】 平成27年1月9日～平成27年2月20日

【点検結果】 平均乾燥単位容積質量 2.182～2.212 (g/cm<sup>3</sup>)

## ○劣化評価上の取扱

【高経年化技術評価書(劣化状況評価書)での記載】

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」)には、周辺およ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。

これに対し、断続的運転を前提とした場合におけるRVサポート直下部のコンクリートの温度は、温度分布解析の結果、最高でも約64℃であり、中性子遮蔽およびガンマ線遮蔽とも制限値を下回っているため、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。

温度分布解析は、ANSYSを用いた3次元有限要素法による定格出力運転時を前提とした定常伝熱解析を実施している。また、1次遮蔽壁内のガンマ発熱量分布は1次元輸送計算コードANISNIにより算出している。

なお、評価点近傍から採取したコアサンプルについて、特別点検として確認した乾燥単位容積質量である2.207g/cm<sup>3</sup>を踏まえ、保守的にコンクリート密度を2.1g/cm<sup>3</sup>として内部コンクリート(1次遮蔽壁)の遮蔽能力を確認した結果、放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有している。

⇒ 特別点検の結果については、健全性評価(劣化進展評価)の条件として使用されていないが、乾燥単位容積質量で遮蔽能力の保守性を確認している。

## ○通常の点検等での確認

・定期的な目視点検



# (PWR)コンクリート構造物④中性化深さの点検結果

## ○特別点検の結果(中性化深さ)

【点検方法】 コアサンプルを用いた中性化深さの測定

【点検実施日】 平成26年12月4日～平成27年3月16日

【点検結果】 平均中性子深さ 0.0～34.2 (mm)

## ○劣化評価上の取扱

【高経年化技術評価書(劣化状況評価書)での記載】

中性化の進展度合いに影響を及ぼす要因としては、塗装などのコンクリート表面仕上げの有無、二酸化炭素濃度、温度および相対湿度とされている。これらの要因を考慮し、仕上げが施されている状況と、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および特別点検による中性化深さの測定結果を踏まえて、外部遮蔽壁、原子炉補助建屋および取水構造物を評価対象とし、環境条件などにより、外部遮蔽壁(屋内面)、原子炉補助建屋(基礎マット)および取水構造物(気中帯)を評価点として選定した。**

(中略) 岸谷式、森永式および**中性化深さの実測値に基づく√t式**を用いて中性化深さを評価した結果を表2.3-3に示す。運転開始後60年経過時点における外部遮蔽壁(屋内面)、原子炉補助建屋(基礎マット)および取水構造物(気中帯)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。ただし、岸谷式で評価する際、二酸化炭素濃度の実測値がある場合は、それを考慮した劣化外力係数を採用した。

また、表2.3-3には、参考に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合わせて示す。**推定値による評価は、測定値に比べて保守的となっている**

表2.3-3 高浜1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*1		
		調査時点 (中性化速度式)	運転開始後 60年経過時点 (中性化速度式)	
外部遮蔽壁 (屋内面)	0.2 (40年)	3.8 (森永式)	4.7 (森永式)	7.0
原子炉補助建屋 (基礎マット)	3.4 (40年)	4.3 (岸谷式)	5.3 (岸谷式)	10.0
取水構造物 (気中帯)	0.1 (40年)	2.2 (岸谷式)	2.7 (岸谷式)	8.75

\*1: 岸谷式、森永式および中性化深さの実測値に基づく√t式による評価結果のうち最大値を記載

⇒ **特別点検の結果については、評価点の選定や健全性評価(劣化進展評価)の評価式に用いる実測値として使用されている。**

## ○通常の点検等での確認

- ・定期的な目視点検
- ・高経年化技術評価(30年目等)において、コアサンプルにより実測値劣化進展の推計値との比較、破壊試験による強度測定



# (PWR)コンクリート構造物⑤塩分浸透の点検結果

## ○特別点検の結果(塩分浸透)

【点検方法】 コアサンプルを用いた塩化物イオン濃度の測定

【点検実施日】 平成27年1月6日～平成27年3月26日

【点検結果】 平均塩化物濃度イオン (例：0～20mmでの値) 0.02～0.81 (%)

## ○劣化評価上の取扱

【高経年化技術評価書(劣化状況評価書)での記載】

コンクリート構造物のうち、厳しい塩分浸透環境下にあることや特別点検による塩化物イオン濃度の測定結果を踏まえ、取水構造物および非常用海水路を評価対象とし、取水構造物については、環境条件の異なる気中帯、干満帯および海中帯を評価点とした。(中略)

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鉄筋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。

特別点検による塩化物イオン濃度の測定結果をもとに、将来的な鉄筋位置での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2.3-5に示す。(中略)

上記の結果より、運転開始後60年経過時点の鉄筋の腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋の腐食減量を下回っている。さらに、定期的に目視確認を実施しているが、鉄筋腐食に起因する有害なひび割れなど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対しては、長期健全性評価上問題とならない。

表2.3-5 高浜1号炉 鉄筋の腐食減量

	調査時期 (運転開始後 経過年数)	鉄筋位置での塩化物イオン濃度 (%) および塩化物イオン量 (カッコ内、kg/m <sup>3</sup> )	調査時点	鉄筋の腐食減量 (×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )	
				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)	2015年 (40年)	0.05 (1.24)	3.5	5.8	88.1
取水構造物 (干満帯)	2015年 (40年)	0.05 (1.23)	0.5	1.2	88.1
取水構造物 (海中帯)	2015年 (40年)	0.33 (7.83)	7.2	14.6	90.1
非常用海水路	2015年 (40年)	0.10 (2.36)	2.6	4.6	90.1

⇒ 特別点検による塩化物イオン濃度の測定結果を、評価点の選定及び劣化進展の予測式で使用している。

## ○通常の点検等での確認

・定期的な目視点検

・高経年化技術評価(30年目等)において、コアサンプルにより劣化進展の予測式の実測値として使用、破壊試験による強度測定



# (PWR)コンクリート構造物⑥アルカリ骨材反応の点検結果

## ○特別点検の結果(アルカリ骨材反応)

【点検方法】 コアサンプルを用いた反応性の確認

【点検実施日】 平成27年2月3日～平成27年3月24日

【点検結果】 反応性なし

## ○劣化評価上の取扱

【高経年化技術評価書(劣化状況評価書)での記載】

コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメントなど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。

高浜1号炉は、運転開始後40年近く経過しており、定期的に目視確認を実施しているが、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れなどは発見されていない。

また、使用している骨材(粗骨材、細骨材)については、1985年にモルタルバー法(ASTM C227に準拠)による反応性試験を実施し、反応性骨材では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0.1%未満は無害とする判定基準に対して、最も高い骨材でも0.038%であったこれに加え、評価点近傍から採取したコアサンプルについて、特別点検による実体顕微鏡を用いた観察などにおいて、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た。

⇒ 特別点検の結果については、健全性評価(劣化進展評価)の条件として使用されていない(骨材に反応性がないことの確認)。

## ○通常の点検等での確認

- ・建設時に使用している骨材が反応性試験を実施し、反応性骨材でないことを確認
- ・定期的な目視点検



# まとめ(PWR:高浜1)



対象の機器・構造物	対象部位	点検方法/点検項目	劣化進展評価での使用	通常の点検等での確認
原子炉容器	母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	UT	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>・胴部の炉心領域溶接部に対し100%の超音波探傷試験(7年に1回)</li> <li>・計画的に監視試験を実施し、破壊靱性の変化の傾向を把握</li> </ul>
	一次冷却材ノズルコーナー部(クラッドの状態を確認)	ECT	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>・一次冷却材ノズルコーナー部の超音波探傷試験(UT)(7年に1回)</li> </ul>
	炉内計装筒(BMI)(全数)	MVT-1(溶接部)/ECT(管内面)	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>・目視試験(ベアメタル検査によりほう酸の付着がないかを目視確認(5年に1回))</li> </ul>
原子炉格納容器	原子炉格納容器鋼板(接近できる点検可能範囲の全て)	VT-4	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定期的に原子炉格納容器全体漏えい率試験によりバウンダリ機能の健全性を確認</li> <li>・目視確認により塗膜の健全性を確認</li> <li>・原子炉格納容器鋼板の代表部位について超音波厚み計による板厚測定を実施し、必要最小板厚を満足していることを確認</li> </ul>
コンクリート構造物	コンクリート	採取したコアサンプル等によるの確認	<p>【強度】△ (進展評価では用いていないが、設計基準強度を上回っていることを確認)</p> <p>【遮蔽能力】△ (進展評価では用いられていないが、乾燥単位容積質量で遮蔽能力の保守性を確認)</p> <p>【中性化】○</p> <p>【塩分浸透】○</p> <p>【アルカリ骨材反応】× (反応性がないことの確認)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定期的な目視確認</li> <li>・高経年化技術評価(30年目等)において、コアサンプルによる強度、中性化深さの測定、塩化物イオン濃度等を測定(破壊試験)</li> <li>・リバウンドハンマーを用いた非破壊強度試験(数定検毎)</li> </ul>

# まとめ(BWR:東海第二)



対象の機器・構造物	対象部位	点検方法/点検項目	劣化進展評価での使用	通常の点検等での確認
原子炉压力容器	母材及び溶接部 (ジェットポンプライザーブ レースアーム溶接部を含 む。)(蒸気乾燥器、気水分離 器、ジェットポンプビーム及び インレットミキサーを取り外し た状態で点検可能な炉心領 域の全て)	UT	×	・原子炉压力容器外側から溶接部の超音波探傷試験(UT)(全ての溶接線の試験可能な範囲(7年に1回))
	給水ノズルコーナー部(最も 疲労損傷係数が高い部位)	ECT	×	・溶接部及び管台内面の丸みの部分を超音波探傷試験(UT)(7年に1回)
	制御棒駆動機構(CRD)スタブ チューブ(全数)、CRDハウジ ング(全数)、中性子束計測ハ ウジング(ICM)(全数)及び 差圧検出・ほう酸水注入ノズ ル	MVT-1(溶接 部)/ECT(管内 部)	×	・原子炉压力容器外側から目視試験(VT-2、VT-3)
	ドレンノズル	VT-1	×	・目視試験(VT-2)
	基礎ボルト(全数)	UT	×	・目視試験(VT-3)(ボルト表面に腐食が発生していないこと、防錆対策が健全であることの確認)
原子炉格納容器	原子炉格納容器 (圧力抑制室を含む。)鋼板 (接近できる点検可能範囲の 全て)	VT-4	×	・定期的に原子炉格納容器全体漏えい率試験によりバウンダリの健全性を確認 ・同試験前の可視範囲の目視点検において塗膜の健全性を確認
コンクリート構造物	コンクリート	採取したコアサ ンプル等による の確認	【強度】 △ (進展評価では用いていないが、設計基準強度を上回っていることを確認) 【遮蔽能力】 △ (進展評価では用いられていないが、乾燥単位容積質量で遮蔽能力の保守性を確認) 【中性化】 ○ 【塩分浸透】 ○ 【アルカリ骨材反応】 × (反応性がないことの確認)	・定期的な目視確認 ・高経年化技術評価(30年目等)において、コアサンプルによる強度、中性化深さの測定、塩化物イオン濃度等を測定(破壊試験) ・リバウンドハンマーを用いた非破壊強度試験(数定検毎)



## (参考) 供用期間中検査での点検内容等

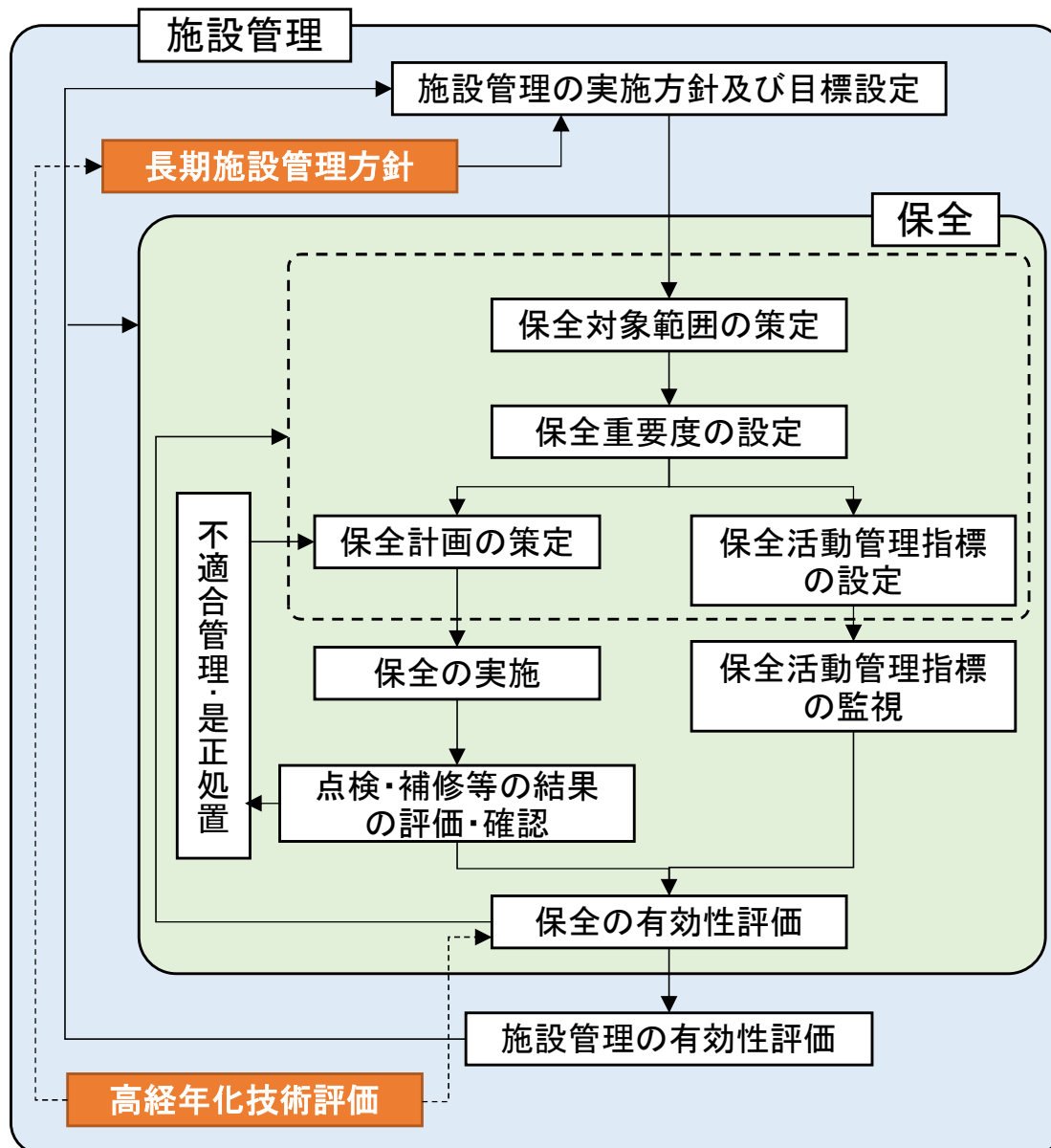
- クラス1機器等の供用期間中検査(ISI)における点検内容については、技術基準規則解釈においてエンドースされる日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」(維持規格)に基づいた点検箇所、点検方法、点検頻度等で実施されている。(直近では「維持規格(2012年版/2013年追補/2014年追補)」について、令和元年6月5日に技術評価書を取りまとめ、技術基準解釈に引用している)
- 維持規格においては、30年目以降、点検頻度を10年/回から7年/回(原子炉容器溶接部の超音波探傷試験(UT)等)に引き上げるなど、経年影響を考慮した規定となっている。



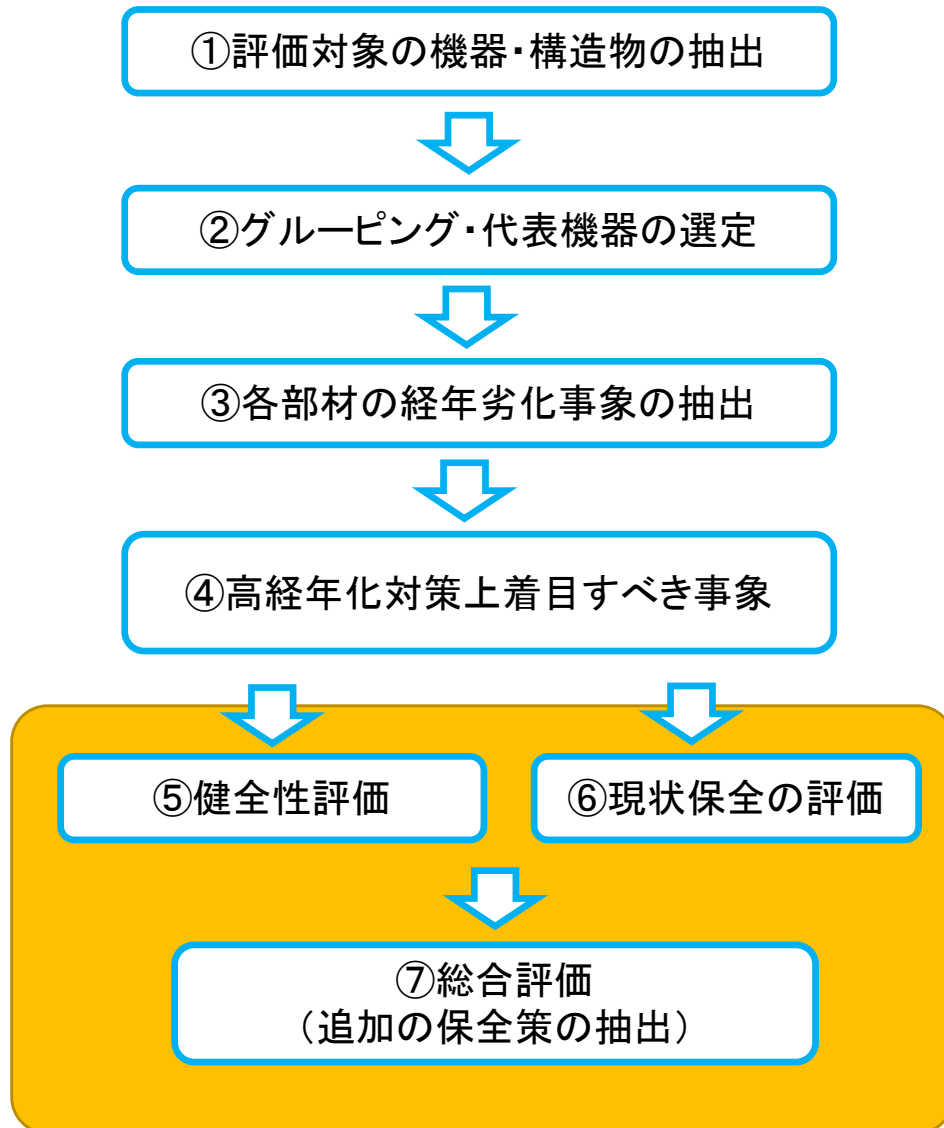
# 参 考



## 現行の施設管理の仕組み



- 発電用原子炉施設は、その運転年数にかかわらず、その供用期間中は技術基準に適合するよう維持することが求められている。
- 発電用原子炉施設を技術基準に適合するようにするため、施設の保全のために行う工事、点検、検査等の施設を管理するための活動（施設管理）が行われている。
- この施設の点検、検査等は、13か月に一度行われる定期事業者検査等において実施され、必要に応じて補修・交換等が行われる（通常保全）。
- 経年劣化対策は、長期間の供用を考慮した評価（劣化評価）を行い、供用期間中において技術基準に適合するよう、通常保全に加えて実施すべき保全（追加保全）を抽出し、施設管理の枠組みに追加することで、保全を充実化していく仕組み。
- 新制度においても、この基本的な仕組みは維持した上で、事業者による劣化管理の取組を厳格に規制するもの。



①安全上重要な機器(安全機能を有する設備、常設重大事故等対処設備)を対象

ポンプ、熱交換器、ポンプ用電動機、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、タービン設備、コンクリート構造物及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備に分類し評価

②構造、使用環境、材質等により、対象機器をグループ化し、代表機器を選定

③原子力学会標準(PLM実施基準:劣化メカニズムまとめ表)等を参照し経年劣化事象を抽出

④日常的な施設管理において時間経過に伴う特性変化に対応した管理が行われているものは「日常劣化管理事象」として除外。ただし、6事象\*については必ず抽出することを要求。

\* 低サイクル疲労、中性子照射脆化、IASCC、熱時効、絶縁低下、コンクリート強度低下

⑤健全性評価では、60年までの期間について進展を評価(時間限定劣化解析の実施等)

⑥現状保全の評価では、現在の保全の内容(点検の手法、範囲等)を確認

⑦抽出された追加保全策は、長期施設管理方針として記載



# 仮想欠陥(10mm・5mm)の比較

- ◆ 特別点検において、原子炉容器炉心領域部全域の母材および溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。
- ◆ この超音波探傷検査では、旧原子力安全基盤機構にて実施した安全研究「原子力発電施設検査技術実証事業(超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認)」の検証結果から、表面近傍の深さ5mm程度の欠陥であれば十分検出可能であることが実証されていることから、特別点検の結果を踏まえ、想定き裂を深さ5mm\*1とした場合のPTS評価を実施。

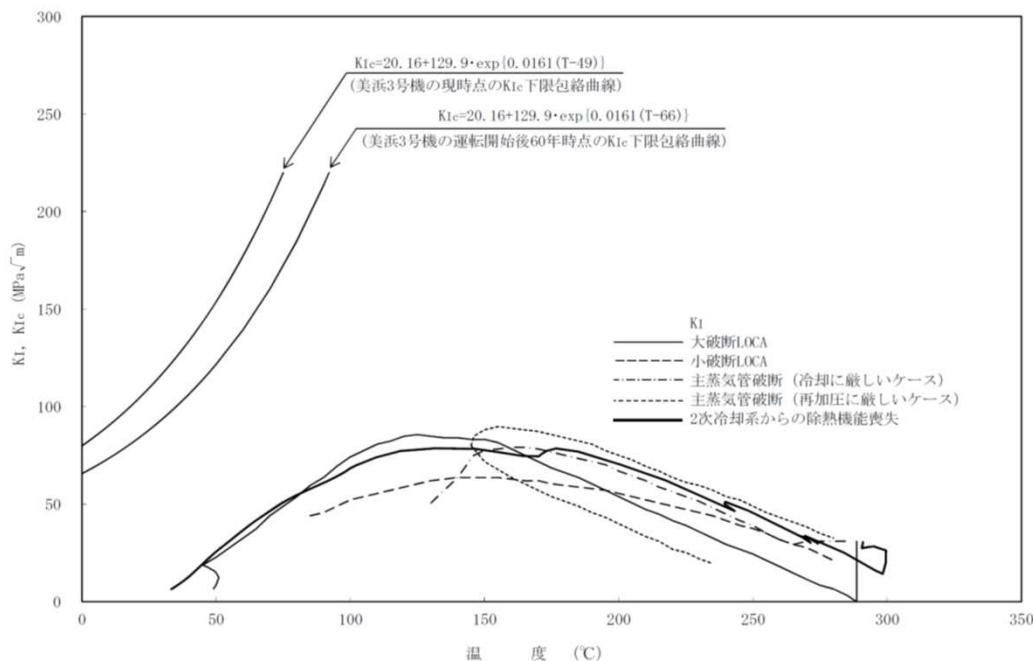


図5 美浜3号炉 PTS評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】

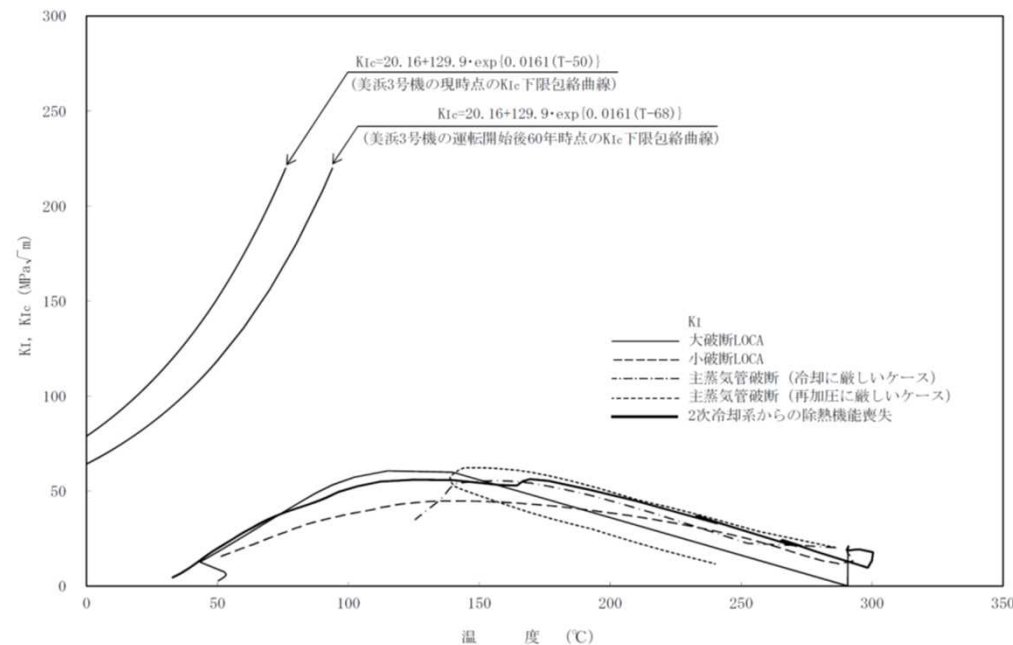
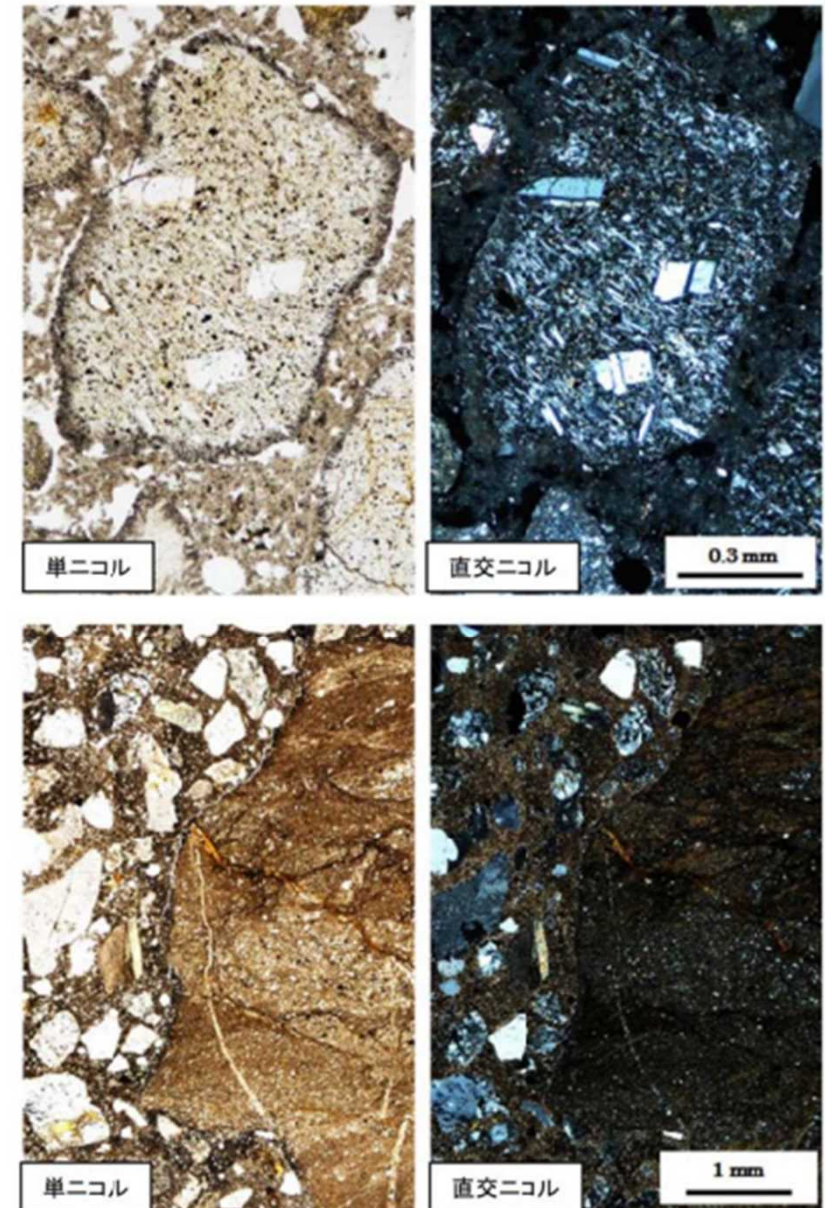


図6 美浜3号炉 PTS評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】



# アルカリ骨材反応の評価(美浜3号の例)

- ◆ 使用している骨材について、反応性試験を実施し、反応性骨材ではないことを確認。
- ◆ 定期的を目視確認を実施し、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れなどは認められていない。
- ◆ 特別点検において採取したコアサンプルについて、実体顕微鏡観察を行うとともに、妥当性確認のため偏光顕微鏡観察も実施。
- ◆ いずれの観察結果もコンクリートの健全性に影響を与えるような反応性がないと判断



偏光顕微鏡観察結果