資料１－３

関西電力
power with heart

高浜１，２号機
原子炉容器に対する劣化状況評価について

平成２８年８月２3日
関西電力株式会社

原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価 （1／5）

【中性子照射脆化】

原子炉容器胴部（低合金鋼）は、**運転に伴う中性子の照射を受け**て、徐々に**材料の靭性（粘り強さ）が低下し**脆くなっていく。 原子炉容器に対して、この脆化の程度を評価し健全性に問題ないことを確認していくことが必要。

【監視試験による脆化度合いの先行把握】

・**原子炉容器内には、あらかじめ試験片を入れた監視試験片カプセルを装荷**しており、これを計画的に取り出して試験を行うことにより、脆化度合いを把握できるようになっている。
・この**監視試験片カプセル**は、原子炉容器と燃料集合体の間に装荷されており、原子炉容器より多くの中性子照射を受けるので、**常に原子炉容器本体の脆化度合いを先行して把握することができる。**

高浜1，2号機： **あらかじめ合計8個のカプセルを装荷、これまでに4個を取り出して試験を実施。**
さらに、今後50年目までに第5回目試験を実施し、脆化評価に対するデータ拡充を図る。

【脆化予測】

監視試験の結果から、脆化の進行度合いを先行して把握し、この結果を用いてばらつき等を考慮した（マージンを見込んだ）予測式に基づいて60年運転時の将来の脆化予測を行う。

【健全性評価】

60年時点の脆化予測を行い、原子炉容器胴部の内面に欠陥があると仮定して事故時荷重を受けた場合の破壊に対する評価を行って、原子炉容器の健全性が十分に確保されることを確認する。

【定期的な検査と特別点検】

原子炉容器については、**定期的に超音波探傷検査**などを使った検査を実施しており、さらに、今回の運転延長に際しては炉心領域全域に対する**詳細な特別点検を実施して欠陥等の異常のないことを確認**している。

原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価 （2／5）

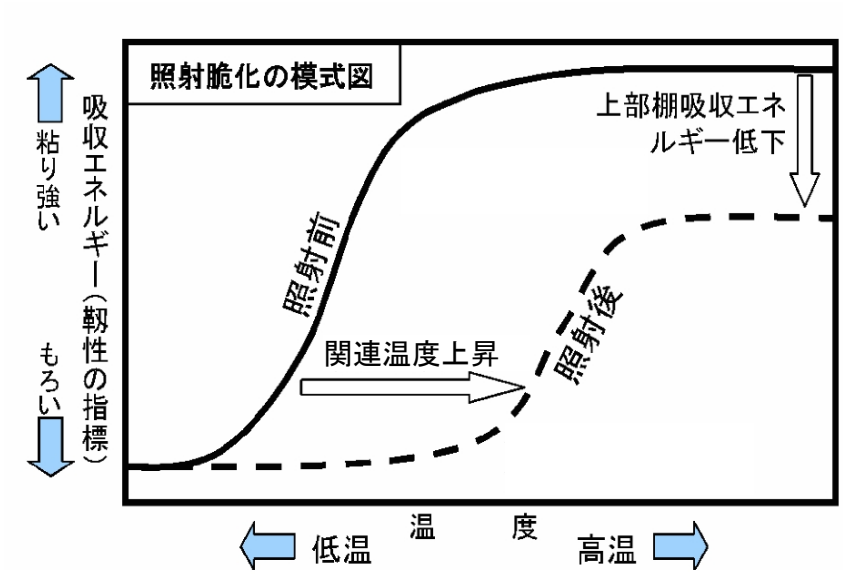
【中性子照射脆化とは】

金属（炭素鋼・低合金鋼）の性質

高温状態では粘りが強く、温度低下とともに、脆くなる性質を有する。

中性子が照射されることによる影響

中性子の照射に伴い、金属の粘り強さが徐々に低下すると共に、粘り強さが失われる温度が高くなる。
[金属の粘り強さが失われ、衝撃に弱くなる温度が高くなることを遷移温度（関連温度）の上昇という]



中性子照射脆化のメカニズム

金属材料の照射脆化は、中性子照射によって生じる空孔と格子間原子の拡散や、それらと溶質原子の相互作用を通じておこるミクロな組織変化およびミクロな組成変化が原因

原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価 （3／5）

【中性子照射脆化に対する脆化度合いの把握】

あらかじめ原子炉容器内に装荷している監視試験片カプセルを計画的に取り出して機械試験を行うことにより、原子炉容器の脆化度合いを先行して把握し、この監視試験結果を基に脆化予測を行うようにしている。

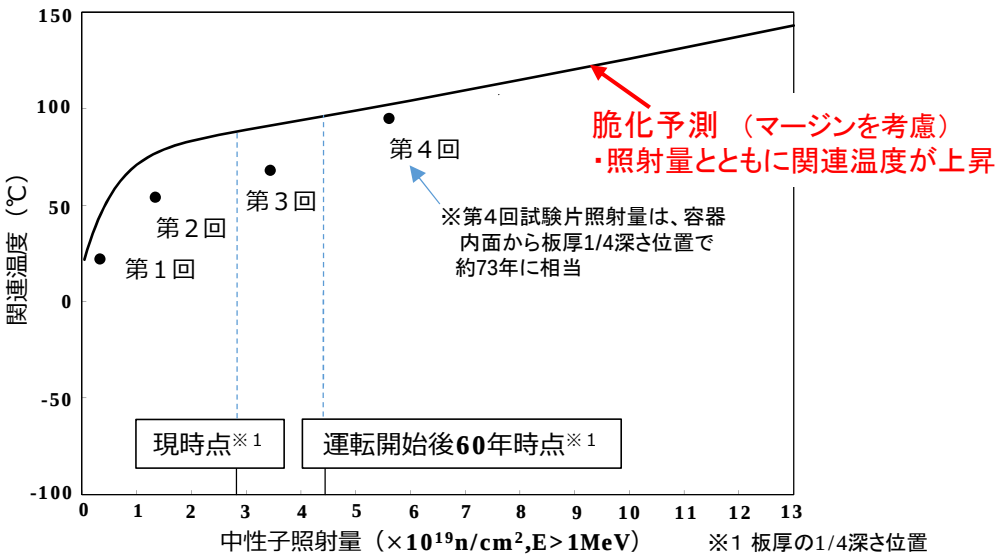
・建設時：8個装荷

・現時点：4個のカプセルを取り出し

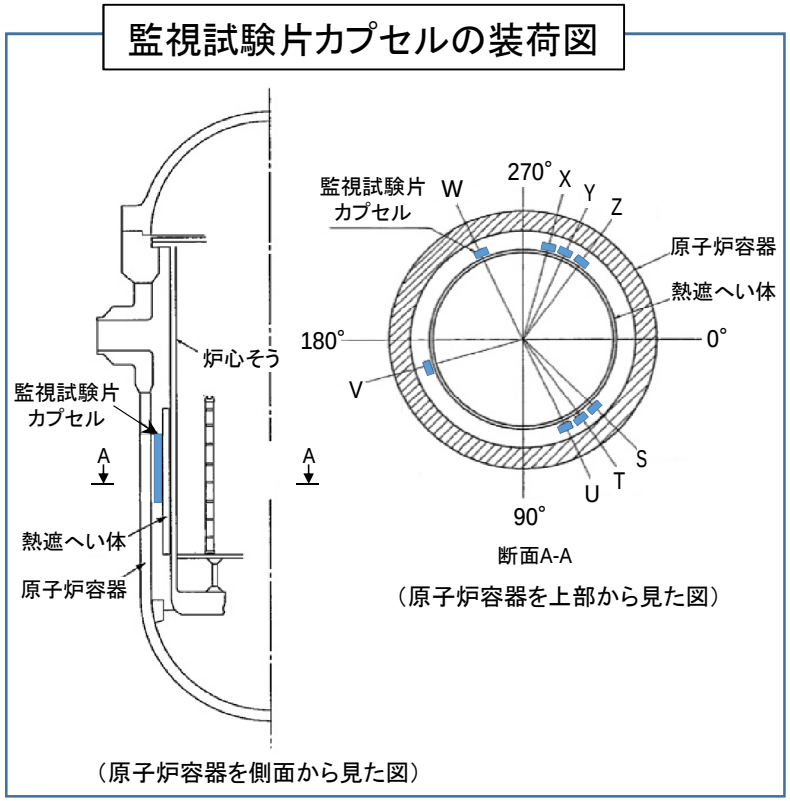
関連温度の調査結果より、脆化傾向を予測。

＜母材＞ （単位：℃）

	初期値	第1回	第2回	第3回	第4回
1号機	-4	22	54	68	95
2号機	-30	-13	11	18	40



高浜1号機の監視試験結果および脆化予測



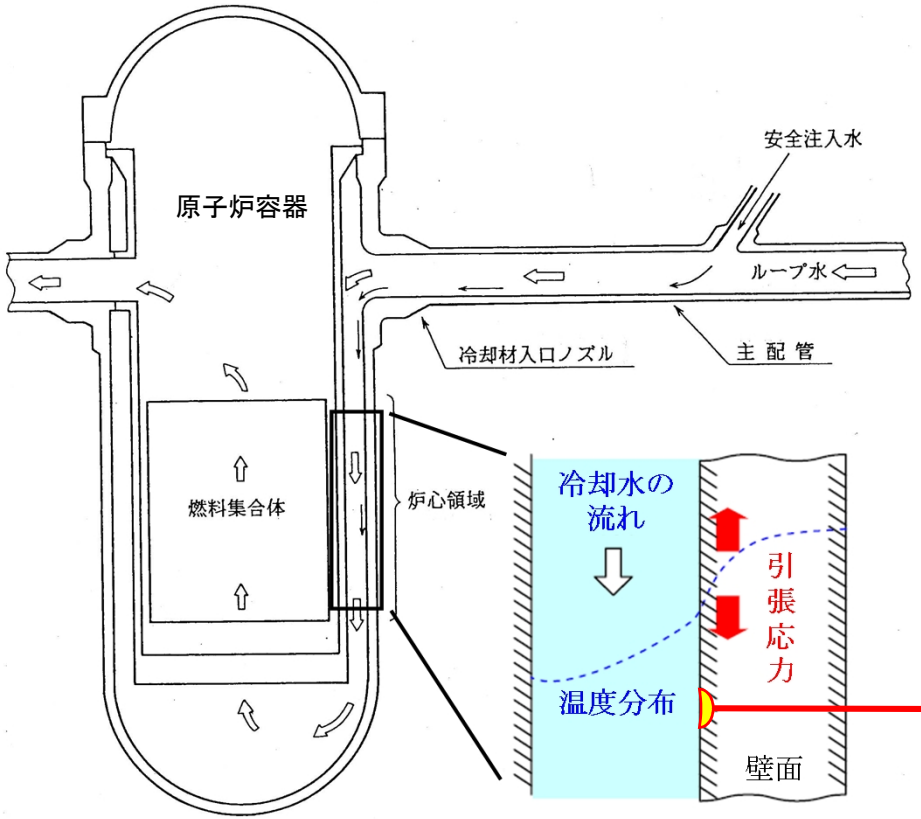
原子炉容器よりも内側に監視試験片カプセルを装荷し、計画的に取り出して試験することにより脆化の程度を先行的に把握。

次回第5回目の監視試験を50年目までに実施する。

原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価 （4／5）

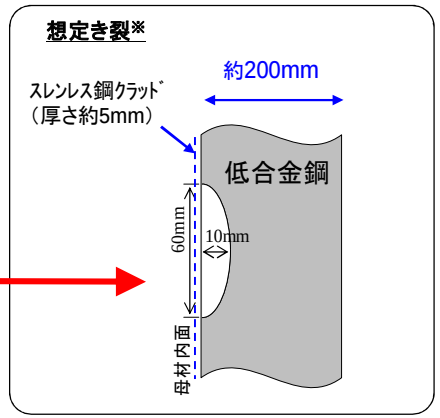
【中性子照射脆化に対する健全性の評価】

事故時に非常用炉心冷却系統（ECCS）が作動すると、原子炉容器内に冷却水が注入されるが、圧力が高い状態で原子炉容器の内・外面の温度差による力（熱膨張による力）と炉内の圧力が加わり、容器内面に大きな力が発生する。これを**加圧熱衝撃（PTS）事象**という。



事故時の原子炉容器内の挙動

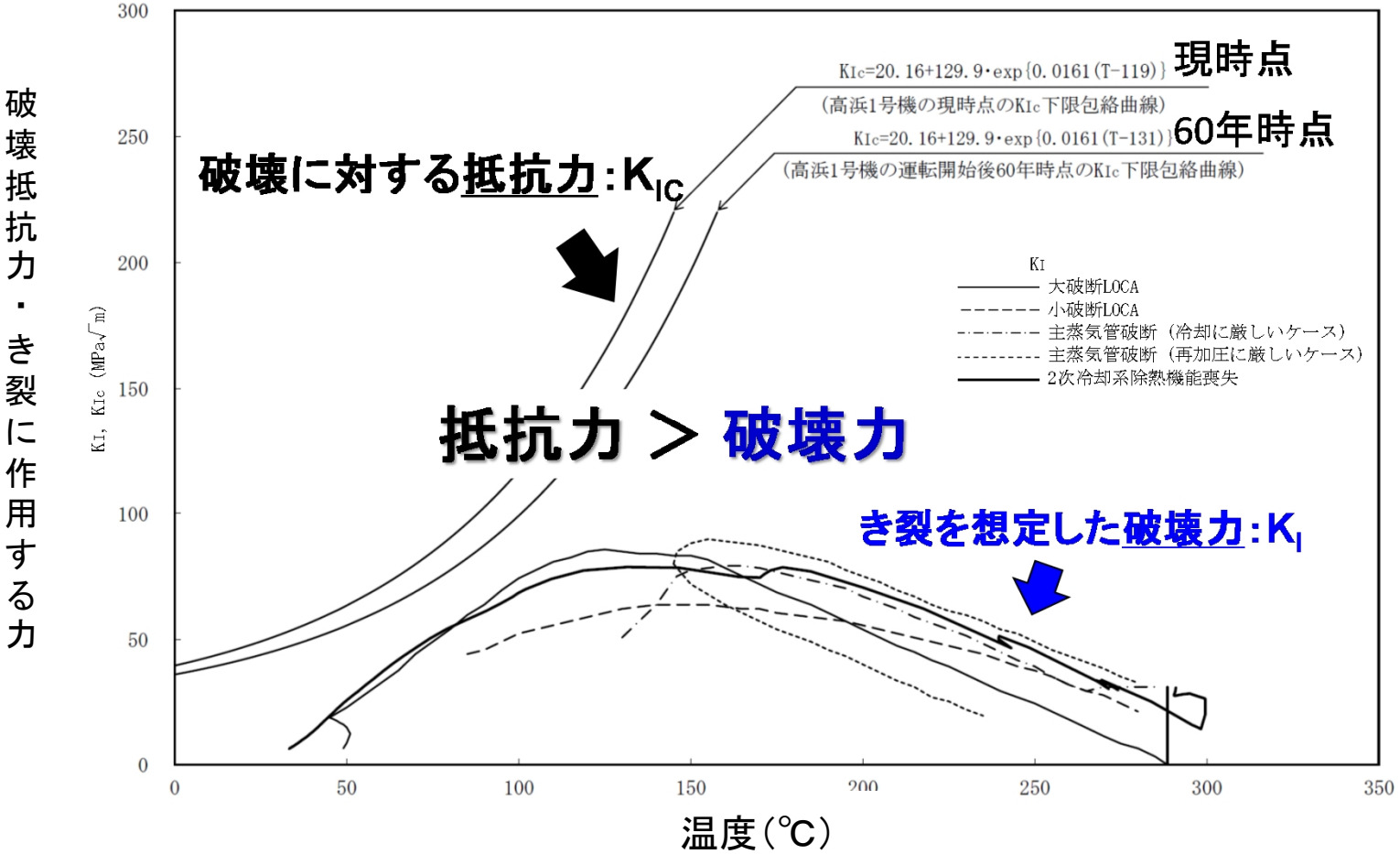
劣化評価では、60年までの運転による原子炉容器の照射脆化の程度を評価し、原子炉容器内面に欠陥を仮定した状態で、加圧熱衝撃事象が発生しても原子炉容器の健全性が確保されることを評価している。



※：炉心領域全域に対する特別点検により、原子炉容器内面から深さ5mm以上の欠陥がないことを確認済

原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価 （5／5）

【評価結果】60年時点の脆化予測においても、抵抗力K_{IC}が破壊力K_Iを上回るため、原子炉容器は健全と評価される。



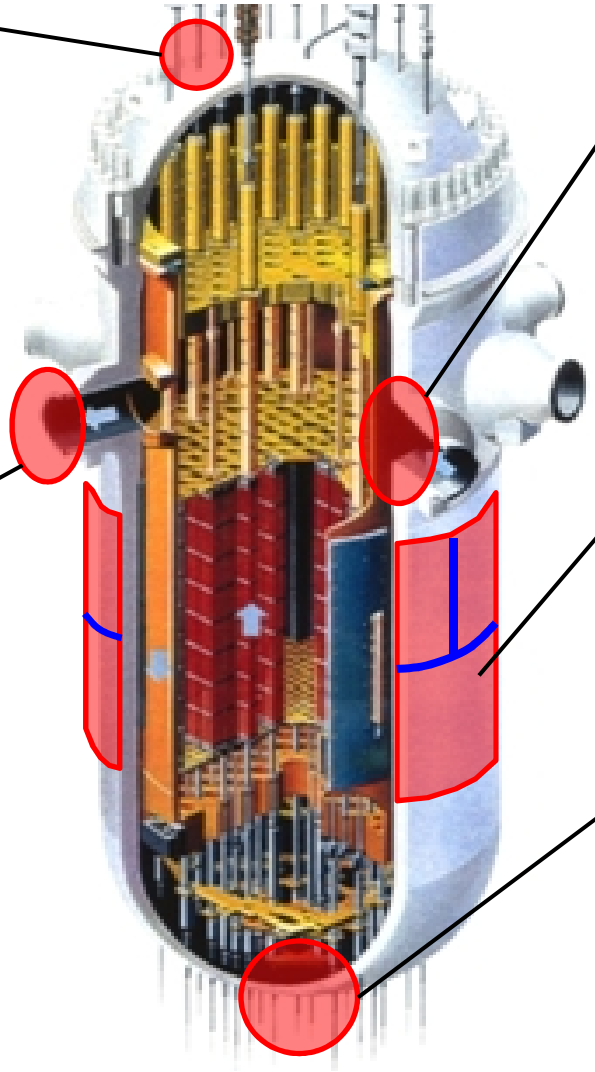
高浜1号機の健全性評価結果

評価では、原子炉容器内面に深さ10mmのき裂があると仮定しているが、特別点検※により欠陥のないことを確認している。　※炉心領域全域に対し、原子炉容器内面から深さ5mm以上の欠陥を検出できる超音波探傷検査を実施

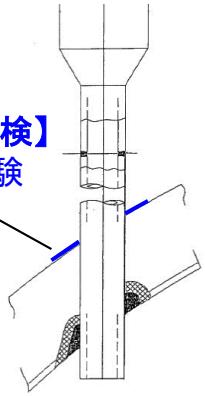
補足資料

原子炉容器に対する特別点検の実施結果について(1/2)

補足１



上蓋管台

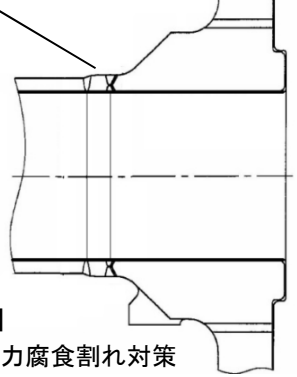


【通常の点検】
漏えい試験

【補修・予防保全】600系Ni合金応力腐食割れ対策（上蓋取替）

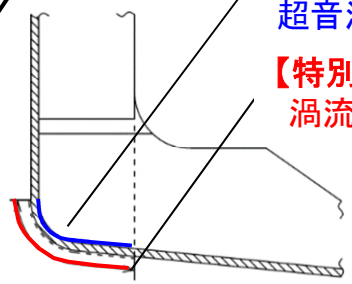
セーフエンド異材継手

【通常の点検】
超音波探傷検査（異材継手）



【補修・予防保全】
600系Ni合金応力腐食割れ対策

一次冷却材ノズルコーナー部



【通常の点検】
超音波探傷検査（母材）

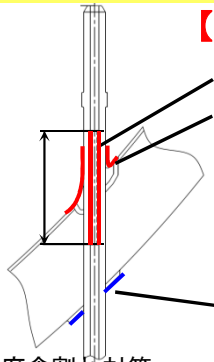
【特別点検】
渦流探傷検査（クラッド）

炉心領域

【通常の点検】
超音波探傷検査（溶接部）

【特別点検】
超音波探傷検査（母材・溶接部）

炉内計装筒管台



【特別点検】
管内面：渦流探傷検査
溶接部：ﾋﾞﾃﾞｵｶﾒﾗによる目視

【通常の点検】
貫通部外面側から直接目視

【補修・予防保全】
600系Ni合金応力腐食割れ対策

特別点検の結果、原子炉容器各部に欠陥等の異常のないことを確認した。

原子炉容器に対する特別点検の実施結果について(2/2)

補足２

対象構造物	対象部位		点検年月日※	点検結果
原子炉容器	母材及び溶接部 （炉心領域の100%）		高浜1号機 H26.12.7～H26.12.22 高浜2号機 H27.2.19～H27.3.5	Ø 表面近傍の深さ5mmの欠陥が検出可能な斜角70度超音波探傷検査を適用した結果、有意な欠陥は認められなかった。
	一次冷却材 ノズルコーナー部のクラッド （入口管台3箇所 出口管台3箇所）		高浜1号機 H26.12.28～H27.1.3 高浜2号機 H27.3.8～H27.3.16	Ø 1mm程度の欠陥が十分検出可能な渦流探傷試験により確認した結果、有意な欠陥は認められなかった。
	炉内計装筒 （全数50本）	溶接部	高浜1号機 H27.1.14～H27.1.22 高浜2号機 H27.3.26～H27.4.3	Ø 炉内計装筒内面については0.5mm程度のSCC欠陥の検出が可能であることが確認されている渦流探傷試験を、溶接部については、0.025mmワイヤーが識別可能な目視試験を用いて確認した結果、有意な欠陥は認められなかった。
		炉内計装筒内面		

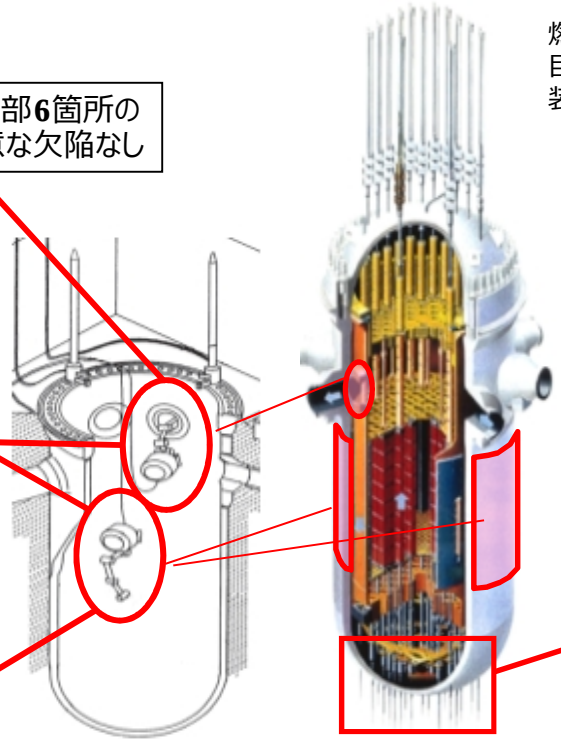
※点検年月日は現地データ取得期間を示す。

補足３

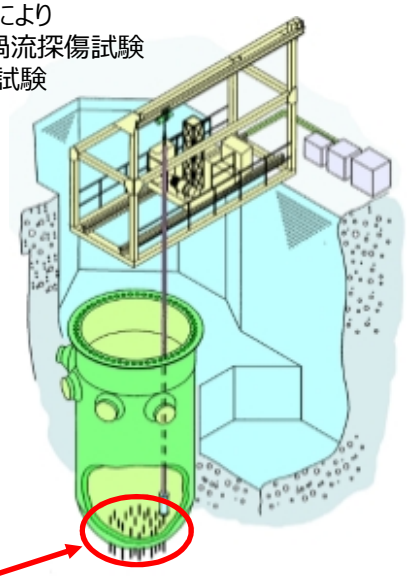
特別点検の実施結果（原子炉容器）

一次冷却材ノズルコーナー部6箇所の
渦流探傷試験を行い有意な欠陥なし

原子炉容器供用期間中検査ロボットを
使用して試験

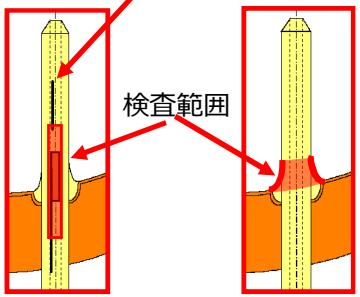


燃料取換クレーンにより
目視点検装置、渦流探傷試験
装置を吊り下げて試験



炉心領域の母材および溶接部の
超音波探傷試験を行い有意な欠陥なし

炉内計装筒50箇所の溶接部および
管内面の渦流探傷試験（ECT）、
目視試験(VT)を行い有意な欠陥なし



管内面ECT検査

溶接部VT検査

原子炉容器の中性子照射脆化に対する評価

補足４

【原子炉容器に想定される劣化事象の抽出】

原子炉容器の部位毎の材質・使用環境等から想定される劣化事象を網羅的に抽出し、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として中性子照射脆化・疲労割れに対する評価を実施している。

機器	部位	材料	経年劣化事象
原子炉容器	上部鏡，上部胴，中間胴，下部胴，下部鏡	低合金鋼（ステンレス鋼内張り）	疲労割れ
			中性子照射脆化（中間胴，下部胴）
			内張り下層部のき裂
	上部蓋フランジ 上部胴フランジ	低合金鋼（ステンレス鋼内張り）	ピッティング
			疲労割れ
			内張り下層部のき裂
	冷却材入口管台	低合金鋼（ステンレス鋼内張り）	疲労割れ
			応力腐食割れ（溶接金属）
			内張り下層部のき裂

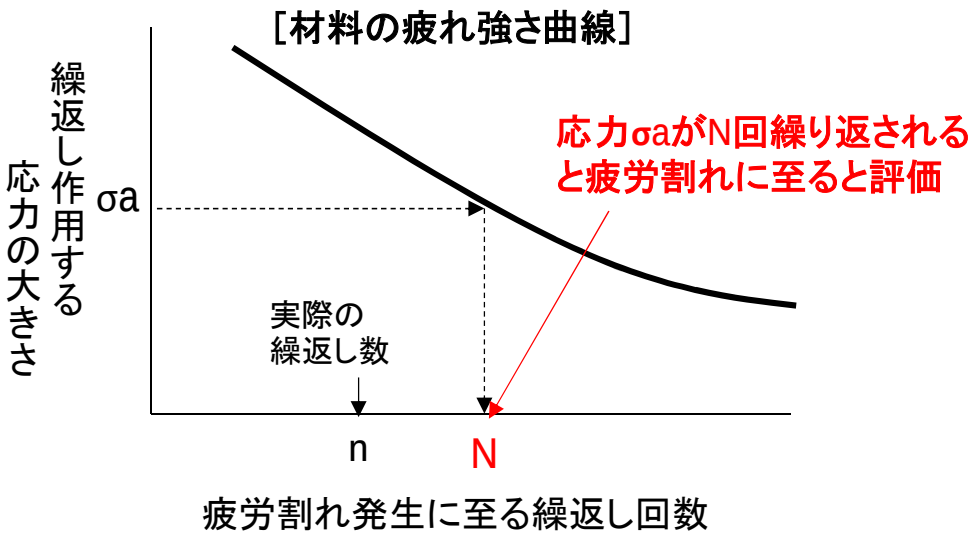
疲労割れに対する評価

補足５

【疲労割れとは】

材料に引張／圧縮荷重を交互に繰り返したり、繰返し曲げ荷重が加わると、一定の繰返し数で割れが発生し破壊する。

プラントの起動・停止などの運転操作に伴う、温度と圧力の変化による機器に加わる荷重が変動し、それがプラントの供用期間中に繰り返された場合、割れ発生に至る可能性がある。



<u>疲労累積係数（ＵＦ）の評価</u>

ある事象の繰返し応力振幅σaでの疲労割れ発生回数Nに対する想定回数ｎの比を、想定される全ての事象について合計した疲労の蓄積度合いを表す係数。これが１を超えなければ疲労割れが発生しない。

各事象の組合せごとの n/N の合計

$$\text{疲労累積係数}UF = \sum \frac{n}{N} \leqq 1.0$$

原子炉容器の疲労割れに対する評価

補足６

金属疲労の評価のために想定する運転操作等の回数の考え方

【建　設　時】　・設計確認上、保守的な運転操作回数（起動・停止２００回など）を設定して評価

【運転期間延長時】・これまでの運転実績の操作回数等を基にして６０年時点の操作回数を保守的に想定※して評価

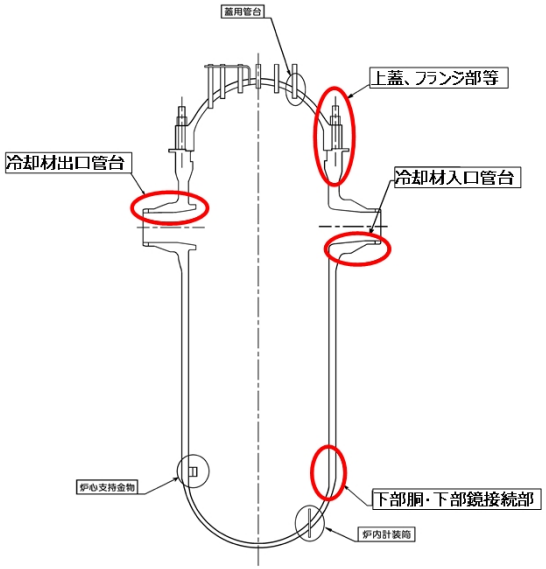
（※今後６０年までの将来分の発生回数は、実績頻度の**1.5**倍以上の頻度で発生すると想定）

高浜１号機の疲労評価で想定した運転操作回数（例）

運転操作（代表例）	建設時の想定回数	現在※1までの回数	60年時点の想定回数
原子炉起動	200	64	99
原子炉停止	200	64	99
負荷上昇	18300	387	710
負荷下降	18300	364	687

※1　運転操作回数調査を行った2009年度末時点の回数

【高浜1号機　原子炉容器に対する疲労評価例】



高浜１号機　運転延長認可申請の疲労評価結果（例）

原子炉容器の評価部位	疲労累積係数
冷却材入口管台	0.054
冷却材出口管台	0.065
上蓋※2、上蓋フランジ※2、胴フランジ	0.013
下部胴、下部鏡接続部	0.005

※2　原子炉容器上蓋（フランジ含む）は取替え後の期間における疲労評価結果

許容値（疲労累積係数が１以下）に対し大きな裕度をもった評価結果となっているので、起動停止回数などが想定を超えても、直ちに疲労割れが発生することはありません。

運転期間延長認可申請の疲労割れ評価

補足７

高浜1、2号機　主要機器に対する60年時点の疲労評価結果（例）（運転期間延長認可申請の評価）

機器	部位	1号機 疲労累積係数	2号機 疲労累積係数
1次冷却水ポンプ	吐出ノズル	0.337	0.267
蒸気発生器	給水入口管台	0.235	0.658
原子炉容器	出口管台	0.065	0.052
	スタッドボルト	0.334	0.331
加圧器	スカート	0.216	0.158
配管	加圧器スプレ配管	0.404	0.267
	主給水系統配管	0.040	0.049
1次冷却材管	母管	0.011	0.016
	サージ管台	0.465	0.147
弁	抽出水しゃ断弁	0.403	0.373

60年時点までの疲労累積係数が、どの機器に対しても許容基準の1以下に対して十分に余裕がある結果が得られたことから、60年の運転を考慮しても疲労割れ発生の可能性はない。