



美浜・大飯・高浜発電所の 安全性向上対策の実施状況等

2021年1月22日

目次

美浜、高浜発電所における事故制圧訓練の実施結果について	・・・	1	～	3
各発電所の主な安全性向上対策の実施状況	・・・	4	～	5
前回の委員会で出されたご意見（中性子照射脆化関連）	・・・	6	～	13

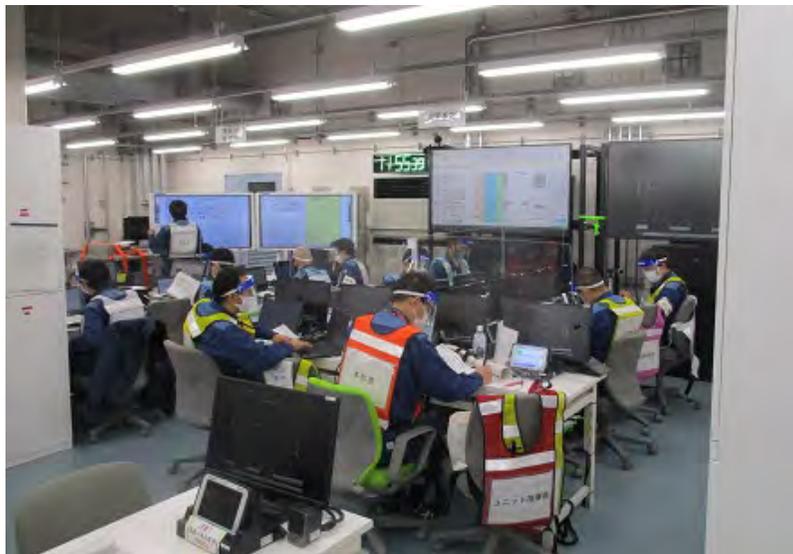
美浜、高浜発電所における 事故制圧訓練の実施結果について

今回実施した事故制圧訓練の概要（美浜、高浜）

項目	美浜発電所	高浜発電所
実施日	令和2年11月27日（金）	令和2年12月18日（金）
訓練目的	<p>[発電所原子力緊急時対策本部] プラント設備状態の把握や、事故対応手順の確認及び情報共有等により、確実な事故制圧ができることを確認する。</p> <p>[本店原子力緊急時対策本部] 発電所原子力緊急時対策本部等と連携し、的確な発電所支援が行えることを確認する。</p>	
検証項目	<p>① 休日を想定した限られた人数での事故制圧ができること。</p> <p>② トップを含めた要員の迅速な参集による体制の確立ができること。</p> <p>③ 美浜発電所発災時における原子力事業本部活動に必要な環境の構築ができること。</p>	<p>① 休日を想定した限られた人数での事故制圧ができること。</p> <p>② 要員の迅速な参集による体制の確立ができること。</p>
実施体制	<p>① 発電所 54名参加（初動対応要員49名+招集要員5名）</p> <p>② 原子力事業本部 72名参加（初動対応要員7名+招集要員65名）</p> <p>③ 本店他 10名参加</p>	<p>① 発電所 128名参加（初動対応要員100名+招集要員28名）</p> <p>② 原子力事業本部 72名参加（初動対応要員7名+招集要員65名）</p> <p>③ 本店他 10名参加</p>
シナリオ	<p>運転中の3号機の発災（停止中の1, 2号機の発生含む）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 1号機（停止中） 「全交流電源喪失+使用済燃料ピット溢水」 ○ 2号機（停止中） 「外部電源喪失+使用済燃料ピット漏えい」 ○ 3号機（運転中） 「全交流電源喪失+大LOCA+炉心損傷」 	<p>運転中の1～4号機が重複して発災</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 1号機（運転中） 「全交流電源喪失+中LOCA（炉心損傷）」 ○ 2号機（運転中） 「中LOCA+ECCS注入不良」 ○ 3号機（運転中） 「SG除熱機能喪失」 ○ 4号機（運転中） 「全交流電源喪失+小LOCA（炉心損傷）」

今回実施した事故制圧訓練の状況（写真）

【美浜 緊急時対策所（11/27）】



【高浜 緊急時対策所(12/18)】



【原子力事業本部 緊急時対策室（11/27）】



【高浜 可搬代替低圧注水ポンプ（12/18）】



今回の訓練の総合評価と今後の取組み（美浜、高浜）

これまでより踏み込んだ訓練を行った結果、休日を想定した限られた要員での過酷な事故に対して、発電所での確実な事故制圧と原子力事業本部による的確な発電所支援が行えることが確認できたものと考えている。

項目	美浜発電所	高浜発電所
検証結果	<ul style="list-style-type: none"> ①休日を想定した限られた人数での事故制圧ができること。 ⇒ 限られた人数で本部運営や情報連絡等ができることを確認した。 ②トップを含めた要員の迅速な参集による体制の確立ができること。 ⇒ 定められた要員が時間内に参集することにより、対策本部体制が確立できることを確認した。 ③美浜発電所発災時における本部活動に必要な環境の構築ができること。 ⇒ 空気浄化装置起動等について、問題なく実施できることを確認した。 	<ul style="list-style-type: none"> ①休日を想定した限られた人数での事故制圧ができること。 ⇒ 限られた人数で本部運営や情報連絡等ができることを確認した。 ②要員の迅速な参集による体制の確立ができること。 ⇒ 定められた要員が時間内に参集することにより、対策本部体制が確立できることを確認した。
主要な課題	<ul style="list-style-type: none"> ○要員のコミュニケーションを最適化できるレイアウト、コミュニケーション方法等の改善が必要。 ⇒ 要員に必要な情報の提供方法、情報伝達経路を考慮したレイアウトなどの改善を行う。 ○緊急時対策所内等における要員のコミュニケーションの改善が必要。 ⇒ 情報共有システム（M95）の更なる活用、運用方法の見直しなどによる改善を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ○手順書等や電子ホワイトボード等は活用できたが、4基発災の輻輳した状況においてもコミュニケーション、情報共有等を最適化できるように改善が必要。 ⇒ 4基発災の場合でも、要員が使いやすく、状況を整理して把握できるように、日常的な演習等を通じて改善を行う。
<p>今後、以上の課題事項も含め、今回の訓練に関する詳細な検証と改善を行い、取りまとめ次第、速やかに改善を図ることにより、より実効性のある事故制圧体制を構築していく。</p>		
中長期計画	<p>今後、防災能力向上への取組みとして、他電力間との訓練交流を深め、防災訓練へ相互参加し、連携の強化を図ることにより、更なる防災能力向上を図る。 (参考) 2020年度に、相互技術評価（日本原電、九州電力、北海道電力との3回）を実施済（2021.1時点）</p>	

各発電所の主な安全性向上対策の実施状況

各発電所の主な安全性向上対策の実施状況

発電所名	状況		
美浜3号機	<ul style="list-style-type: none"> ・2020.9 安全対策工事完了（使用前検査等実施中） ・特定重大事故等対処施設設置工事中 （設置期限：高浜1号機 2021.6.9、美浜3号機 2021.10.25） 		
高浜1号機			
高浜2号機	<p>安全対策工事を実施中（2021.4 工事完了予定）</p> <p>【主な安全性向上対策工事の状況】</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> <p>（実施中の工事）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 原子炉格納容器上部遮蔽設置 ○ 火災防護対策 ○ 海水取水設備竜巻防護対策 ○ 特定重大事故等対処施設設置 （設置期限：2021.6.9） </td> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> <p>（完了した工事）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 燃料取替用水タンク取替（2020年6月完了） ○ 中央制御盤取替（2020年10月完了） ○ 海水取水設備移設（2020年12月完了） ○ 免震事務棟（2019年3月運用開始） ○ 緊急時対策所（2019年6月運用開始） </td> </tr> </table>	<p>（実施中の工事）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 原子炉格納容器上部遮蔽設置 ○ 火災防護対策 ○ 海水取水設備竜巻防護対策 ○ 特定重大事故等対処施設設置 （設置期限：2021.6.9） 	<p>（完了した工事）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 燃料取替用水タンク取替（2020年6月完了） ○ 中央制御盤取替（2020年10月完了） ○ 海水取水設備移設（2020年12月完了） ○ 免震事務棟（2019年3月運用開始） ○ 緊急時対策所（2019年6月運用開始）
<p>（実施中の工事）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 原子炉格納容器上部遮蔽設置 ○ 火災防護対策 ○ 海水取水設備竜巻防護対策 ○ 特定重大事故等対処施設設置 （設置期限：2021.6.9） 	<p>（完了した工事）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 燃料取替用水タンク取替（2020年6月完了） ○ 中央制御盤取替（2020年10月完了） ○ 海水取水設備移設（2020年12月完了） ○ 免震事務棟（2019年3月運用開始） ○ 緊急時対策所（2019年6月運用開始） 		
高浜3,4号機	<ul style="list-style-type: none"> ・特定重大事故等対処施設設置工事完了 		
大飯3,4号機	<ul style="list-style-type: none"> ・特定重大事故等対処施設設置工事中（設置期限：2022.8.24） 		

高浜 2 号機の主な安全性向上対策の概要

A. 【原子炉格納容器上部遮蔽設置】

- 事故時環境線量の低減を目的に鉄筋コンクリート造のトップドーム（屋根）を設置

【施工前】



【施工後】



B. 【燃料取替用水タンク取替】

- 耐震裕度を向上させるためタンクを取替

最大厚さ
約30mm→約40mm



C. 【中央制御盤取替】

- アナログ式から最新のデジタル式に取替

【取替前】

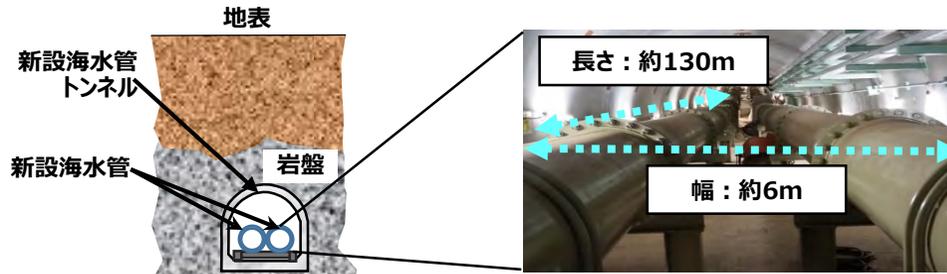


【取替後】



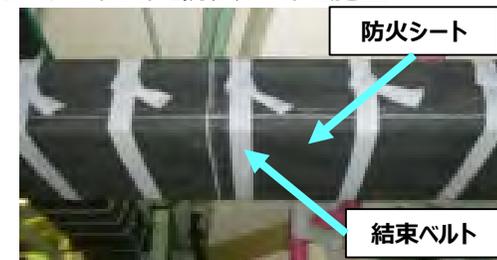
E. 【海水取水設備移設】

- 耐震性向上のため、強固な地盤に海水管トンネルを設置し、海水管を敷設



D. 【火災防護対策】

- 重要なケーブルを燃えにくい難燃ケーブルへ引替
- ケーブルトレイに防火シートを施工



F. 【海水取水設備竜巻防護対策】

- 竜巻に伴う飛来物から海水取水設備を防護するための設備を設置

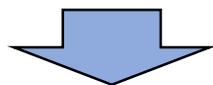


□ : 完了
◻ : 工事中

前回の委員会で出されたご意見

(ご意見)

高経年化に伴い、原子炉容器や配管の材料の中性子照射脆化が懸念される。



(対応)

中性子照射を受ける部位の健全性を確認

原子炉容器に想定される劣化事象

原子炉容器の部位によって想定される劣化事象が異なるため、各部位の特色に応じた点検、評価を実施している。
(⇒次ページ以降では、中性子照射脆化を代表に点検、評価の概要を説明)

ノズルほか構造不連続（平坦でない部位、溶接部）部分

- 放射線の影響 : 小（燃料から離れているため）
- 運転操作に伴う荷重※1 : 比較的大（平坦でないため）
- 想定される劣化事象 : **疲労割れ**※2、3

※1 : 起動、停止などの運転操作により、温度・圧力が変化することに伴い発生する力。

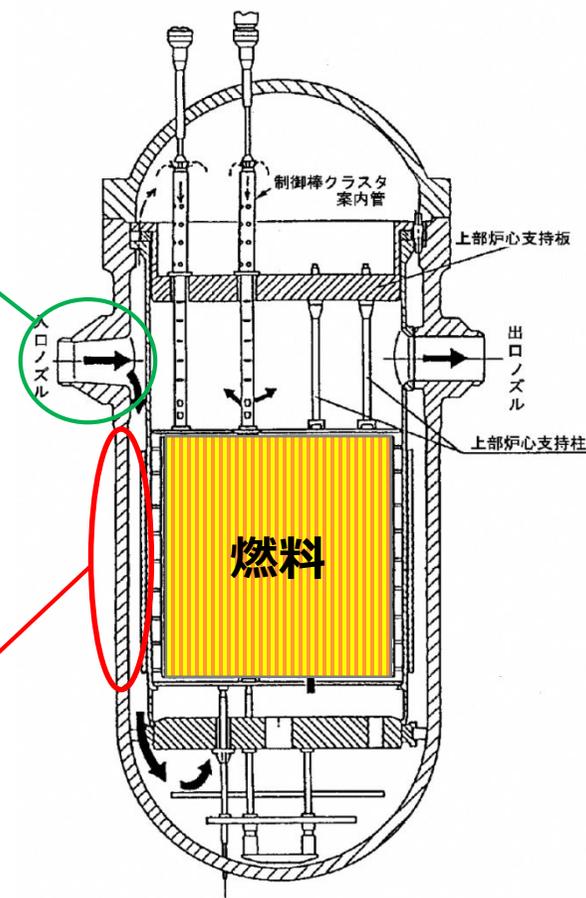
※2 : 疲労割れとは、材料に力が加わるとき、一回では破壊しない大きさの力でも、繰返し力が加わることで疲労が蓄積し、割れが生じる事象。

※3 : 割れを引き起こす劣化事象としては、疲労割れの他に応力腐食割れがあるが、国内プラントにおいては、耐食性に優れた材料への取替や予防保全対策を実施済。

胴体（燃料に近い金属壁）部分

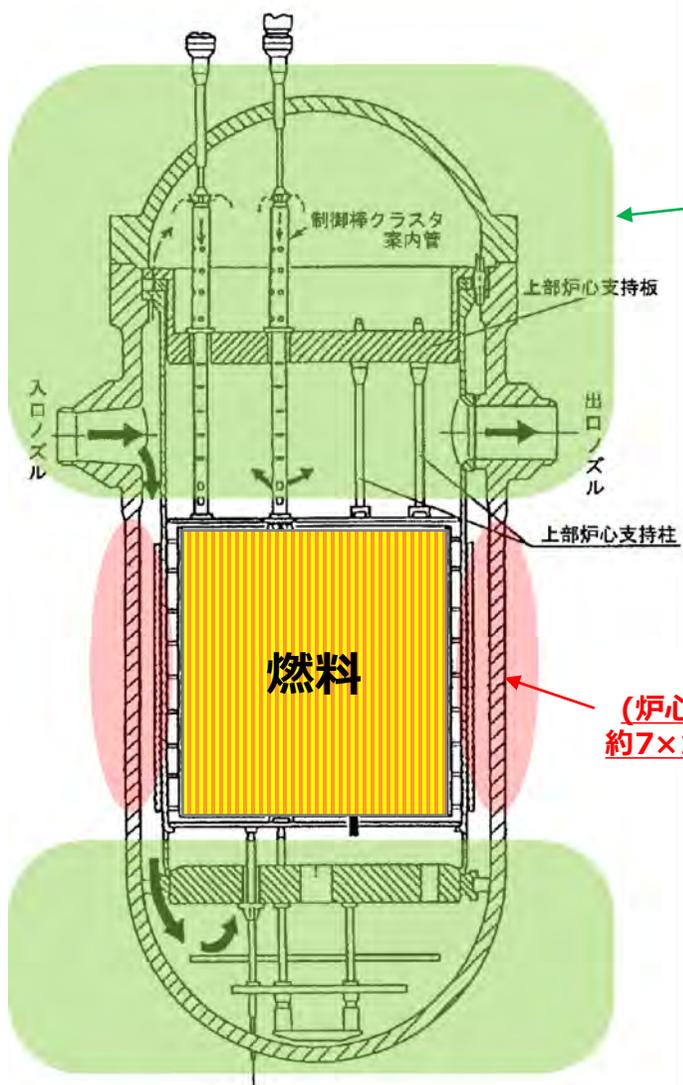
- 放射線の影響 : 大（燃料に近いため）
- 運転操作に伴う荷重※1 : 小（平坦な形状のため）
- 想定される劣化事象 : **中性子照射脆化**

※1 : 起動、停止などの運転操作により、温度・圧力が変化することに伴い発生する力。



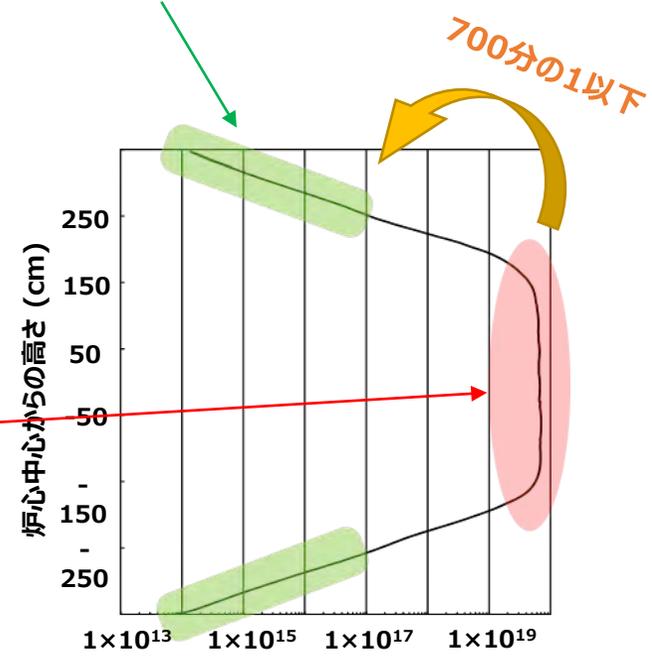
原子炉容器の各部位の中性子照射量

燃料から近い位置にある胴部（炉心領域部）は中性子照射量を多く受けるが、その他の部位は、燃料から離れており、中性子照射の影響は小さい。



胴部
(炉心領域部):
約 $7 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$

中性子照射量が学会規格で規定されている評価箇所の選定のためのしきい値 ($10^{17} \text{ n/cm}^2, E > 1 \text{ MeV}$) に達しない範囲



700分の1以下

高浜1号機の中性子照射量 ($\text{n/cm}^2, E > 1 \text{ MeV}$)
※60年時点、内表面

中性子照射脆化への対応の概要

原子炉容器の点検により、現状確認と将来予測を行っている。

① 容器の母材や溶接部分の**現状確認**

中性子照射脆化が想定される容器の母材や溶接部分の全領域について割れ等がないかを点検

超音波による機器検査
深さ5ミリの亀裂まで確認可

② 現状から運転期間延長後20年時点までの金属の劣化状況の**予測**

監視試験の実施

原子炉容器内に金属片を入れ、この金属片の劣化度合いを検査

シャルピー衝撃試験で脆化度合い（関連温度）を測定
破壊靱性試験で抵抗力（破壊靱性値）を測定

運転期間延長後20年時点での原子炉容器が持つ抵抗力（予測）

事故時冷却時の急激な温度低下に伴い原子炉容器に生じる破壊力（計算）

① 現状で、原子炉容器の母材や溶接部分に亀裂は確認されていない。

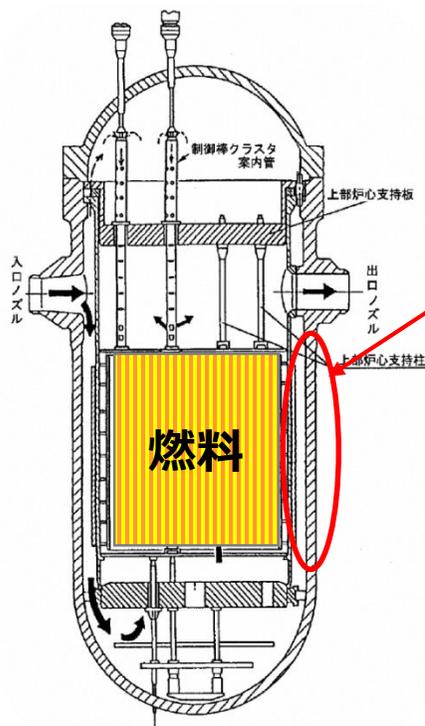
② 運転期間延長後20年時点の劣化度合いでも事故時の急速冷却で容器は壊れない。

規制委員会
審査で確認

定期点検で、溶接部について、割れ等がないかを点検

現状確認（割れ等の有無を点検）

- 中性子による脆化が想定される全領域に対して、割れ等がないかを点検し、異常がないことを確認する。
（運転期間延長の際に義務付けされている特別点検と運転期間中に行う定期点検）
- また、運転期間延長後も、定期点検で、溶接部について、割れ等がないかを確認する。



胴体部分
(炉心領域部)

【定期点検】
超音波探傷検査
(溶接部)

【特別点検】
超音波探傷検査
(母材と溶接部)

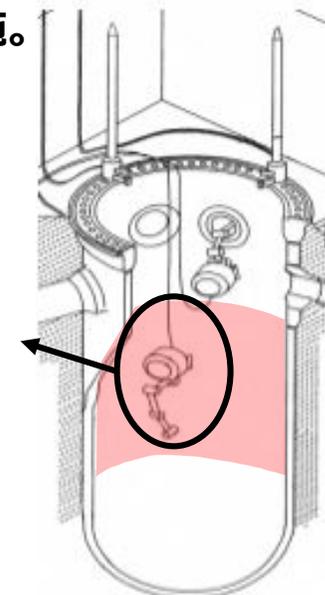
【特別点検】

点検方法

- 燃料に近い金属壁全て（母材・溶接部）について、
超音波による探傷検査(※1)を実施。



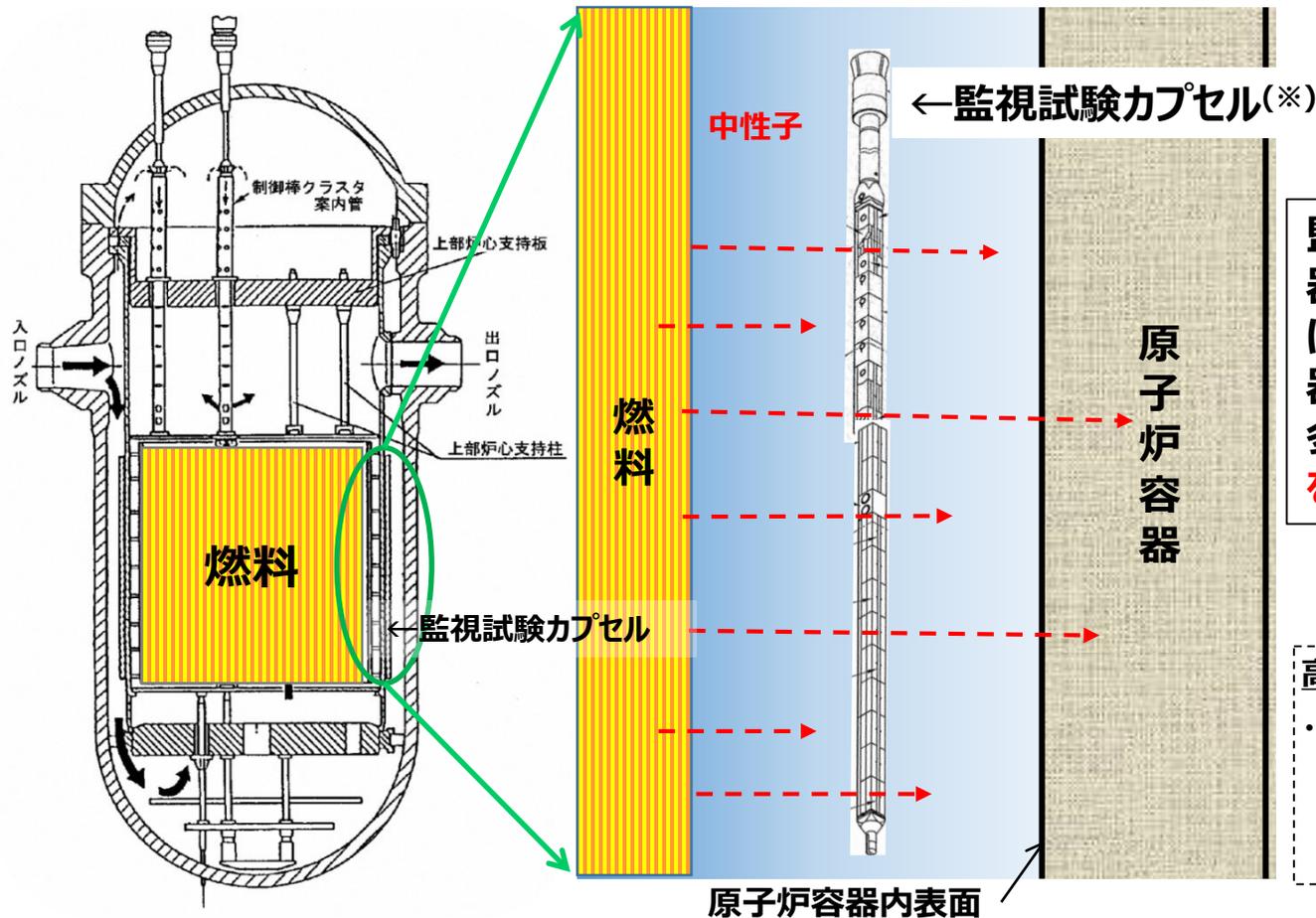
検査用ロボット使用



※1：超音波による探傷検査とは、超音波（高い振動数の音波）を利用して、材料内部の割れ等の欠陥を見つける検査。装置から超音波を発信し、原子炉容器内部を伝播させ、反射されて戻ってきた超音波を受信して診断を行う。

監視試験による脆化程度の把握

- 運転開始時に、容器と同じ金属片をカプセルに複数入れ、原子炉容器壁より燃料に近い位置（下図）に8箇所設置。これまでに4回取り出し、カプセル内試験片の脆化度合いを検査。
- 脆化の度合いが学協会規格の脆化予測の範囲内であり、異常な脆化傾向を示していないことを確認。



※監視試験カプセルには、原子炉容器と同じ材料で作られた機械試験片が入っている。

監視試験カプセルは、原子炉容器よりも内側の燃料に近い位置に設置しているため、原子炉容器本体よりも中性子照射量が多く、**将来の材料の脆化度合いを確認することができる。**

高浜1、2号機、美浜3号機

・建設時に8体のカプセルを装荷し、これまでに4体のカプセルを取出済

(高浜1号機では1976年、1984年、2002年、2009年に取出)

健全性評価（監視試験結果）

監視試験結果

- 原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201）等の規定に従い、これまで計4回の監視試験を実施。
- 高浜1号機の監視試験結果を以下に示す。

高浜1号機 原子炉容器本体胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	Tr30 ^{*1} (°C)			上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	-	0	0	-48	-52	98	158	137
第1回	1976年4月	0.3 [約3EFPY] *2	26	-15	-16	80	127	128
第2回	1984年2月	1.3 [約12EFPY] *2	58	8	1	74	123	124
第3回	2002年11月	3.4 [約31EFPY] *2	72	29	21	76	127	125
第4回	2009年9月	5.6 [約51EFPY] *2	99	58	45	81	131	125

*1：シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。関連温度はTr30の移行量と関連温度初期値から算出する。

【関連温度初期値】高浜1号機 母材：-4°C 溶接金属：-53°C 熱影響部：-40°C

*2：内表面から板厚tの1/4t深さでのEFPY。EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

健全性評価（関連温度および上部棚吸収エネルギー評価）

関連温度評価

- 原子炉構造材の監視試験方法（以下JEAC 4201）の国内脆化予測法による関連温度予測値と監視試験結果から、高浜1号機の当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認。

原子炉容器本体胴部の中性子照射脆化に対する 関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係

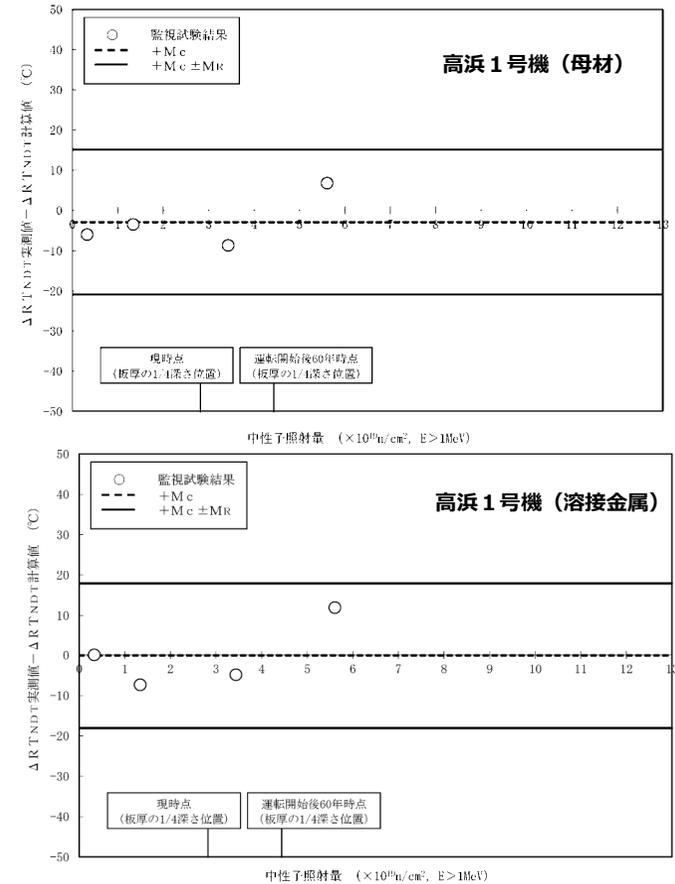


原子炉容器本体胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値



	評価時期	中性子照射量*1 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E> 1 MeV]	関連温度*2(°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部
高浜1号機	2015年4月時点	2.82	89	43	54
	運転開始後60年時点*3	4.44	97	52	62

*1：内表面から板厚 t の1/4 t 深さでの中性子照射量
 *2：内表面から板厚 t の1/4 t 深さでの予測値
 *3：将来の設備利用率を80%と仮定して算出

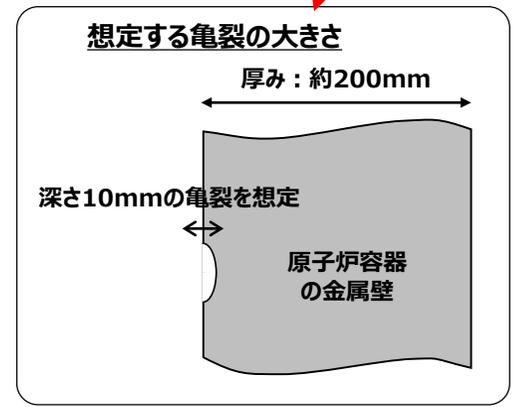
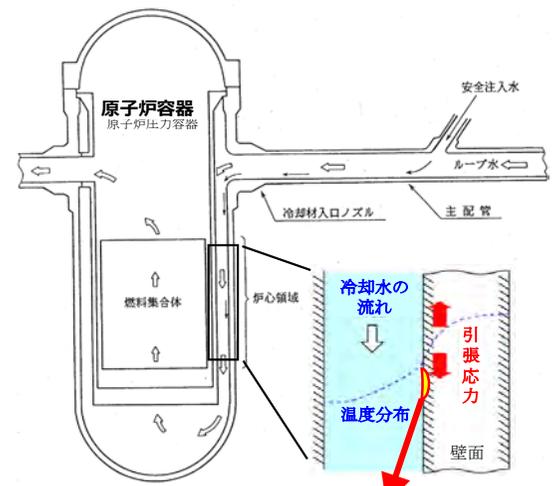
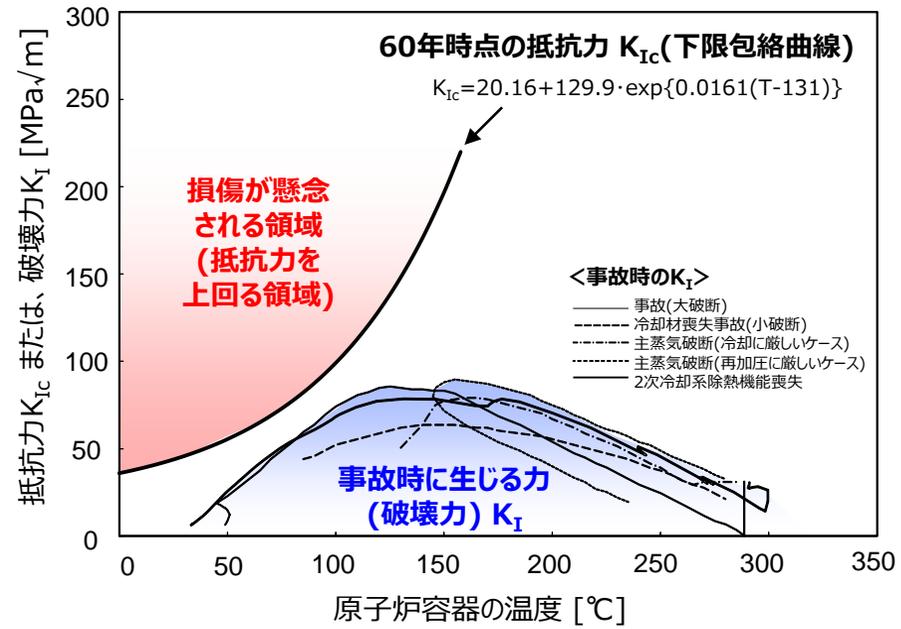


上部棚吸収エネルギー評価

- 運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した結果、原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（以下 JEAC4206）で要求している「68 J 以上」を下回っているため、破壊力学評価を実施。
- 上部棚吸収エネルギー予測値から材料のき裂進展抵抗を算出し、各供用状態での想定欠陥に発生するき裂進展力と比較した結果、JEAC4206に規定されている項目を満足しており、健全性に問題ないことを確認。

まとめ

<高浜 1 号機の評価結果 (加圧熱衝撃評価) >



実際には深さ10mmの亀裂が存在しないため、破壊力は更に小さい。
 ※特別点検で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。

- 事故時の緊急注入水によって、原子炉容器(金属壁)の温度が急激に低下したとしても、十分に耐えられるかを評価。
- 60年運転時点の脆化程度では、事故時に金属壁に加わる力 (破壊力) によって原子炉容器が壊れないことを確認。
- 胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化については、原子力規制委員会の運用ガイドの規定に従い、運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取出し試験を実施する予定。