

# 参考資料

## ◆設計・建設時点のしくみ

- 原子力発電所は、長期間の運転が可能となるよう、材料、強度、寸法等に十分な余裕を持たせて設計し、高い品質で製作・施工・据付している。
- 機器を設計する際には、プラントの起動・停止など、運転操作に係る回数を設定しており、この際に、ある一定の期間（30～40年程度）を目安としていた。ただし、十分な余裕を持たせた設計になっていることを確認するための期間に過ぎなかった。
- 原子力発電所の実際の運転期間については、経年劣化に係るデータを蓄積して評価を精緻化し、実機の状態も確認したうえで見極めていくこととしており、設計・建設段階においては、運転期間の上限は決めていなかった。

## ＜参考＞

- ✓ 米国の状況として、当初(1954年頃～)の運転認可期間は40年としていたが、これは技術的な観点から決められたものではなく、独占禁止と経済性の観点から決められたものであった。
- ✓ その後(1991年)、運転認可期間は更新可能となり、現在運転中の95基のうち、既に約9割が運転認可期間を更新し、60年運転が可能となっている。(※1)
- ✓ 更に、4基については、2回目の更新が認可され、80年運転が可能となっている。(※1)

(※1)：2020年10月時点の情報

以下の2つの制度が共存している：

◎ **定期的な高経年化技術評価**（事故前から存在）

✓ 運転開始後30年目および、それ以降10年ごとに高経年化技術評価を実施。

◎ **運転期間延長の認可**（事故後に追加）

✓ 原子炉を運転することができる期間を、法的に40年に制限。

✓ 原子力規制委員会からの認可を得れば、1回に限り最大20年の延長が認められる。

認可に際して必要な取り組みは、以下のとおり：

- 経年劣化対応（**特別点検**、**高経年化技術評価**）
- **新規制基準への適合**（事故後に大幅に強化）

＜高経年化対策に係る対応イメージ＞

**【定期的な高経年化技術評価】**

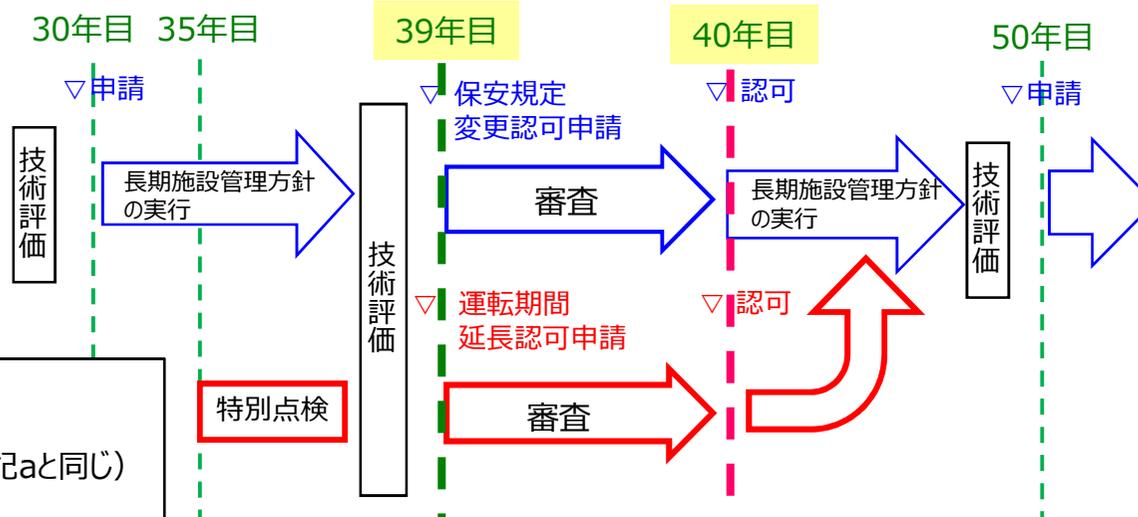
＜要求事項＞

- a. 経年劣化に関する技術評価
- b. 長期施設管理方針

**【運転期間延長の認可】**

＜要求事項＞

- ① 特別点検の実施（35年目以降）
- ② 延長期間の劣化状況に関する技術評価（上記aと同じ）
- ③ 延長期間の施設管理方針（上記bと同じ）



◆ フランスなど欧州の多くの国では10年ごとに実施する定期安全レビューにより運転継続の妥当性を評価している。

◆ 米国では運転ライセンスを当初40年※で発給、その後20年ごとに更新が可能としている。

※米国の40年運転認可は、**経済性（減価償却）の観点から決められたもの**

＜米国の状況＞

- 2020年10月時点で、約9割のプラントが運転認可期間を60年に更新済み。
- 更に、4基のプラントが運転認可期間を80年に更新済み。

状況			プラント数	
運転中			95	
	1回目の更新申請 (60年運転)	申請済	認可済	87
			審査中	0
		未申請 (取下げ含む)	8	
	2回目の更新申請 (80年運転)	申請済	認可済	4
			審査中	4
		未申請	87	

稼働中の95基のうち、48基は既に40年を超えて運転（48基の2019年平均設備利用率：約90%）

発電所全体の設備を把握し、設備の特性に応じて毎日、1年、10年ごと等 計画的に、網羅的な点検や検査、評価を行うことで、安全性を確認している。

## 日常点検

巡視点検や定期的なポンプの起動試験等に加えて、さまざまな診断技術も活用しながら、設備の異常の早期発見に努めている。

対象設備ごとの診断技術（例）

対象設備	設備診断技術
ポンプ・モータ・ファン等	振動診断
	潤滑油診断
盤・配線等	赤外線診断

## 定期事業者検査など

機器を部品ごとに分解し、細部まで確認している。



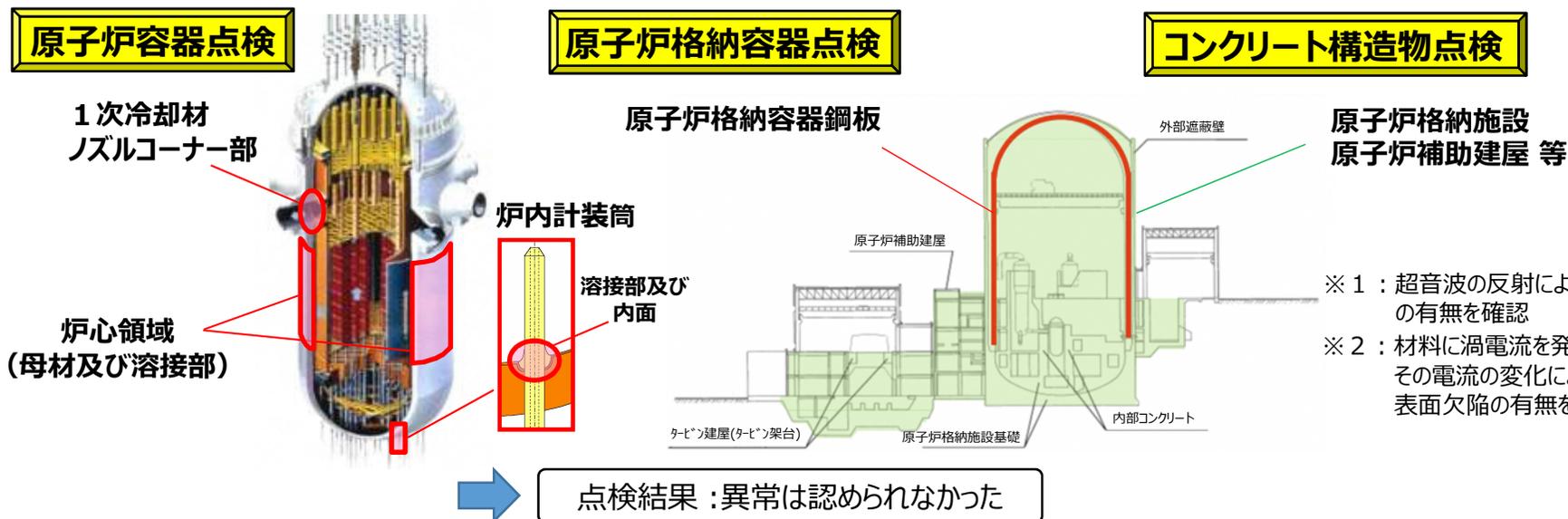
配管減肉の点検



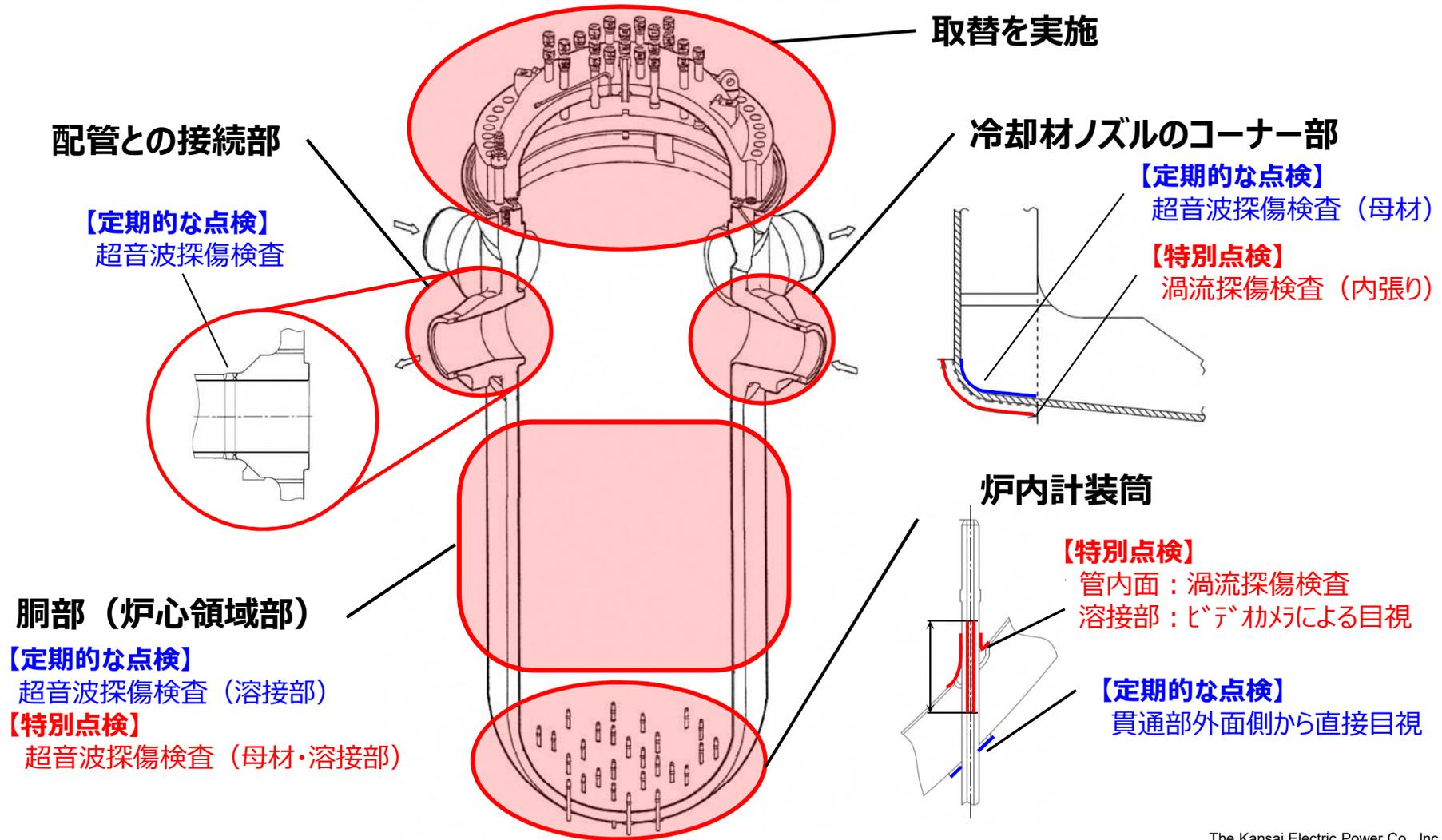
蒸気タービンの分解点検

○取替え困難な設備に対して特別点検を実施し、異常がないことを確認

対象機器	対象部位	点検方法
原子炉容器	母材及び溶接部（炉心領域100%）	超音波探傷試験※1 による欠陥の有無の確認
	1次冷却材ノズルコーナー部	渦流探傷試験※2 による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒（全数）	目視試験による溶接部の欠陥の有無の確認及び渦流探傷試験による計装筒内面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）	目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	原子炉格納施設 原子炉補助建屋 等	採取したコアサンプル（試料）による強度等の確認



- 定期的に点検を行い、割れ等の異常がなく、健全であることを確認している。
- また、40年を超える運転期間延長認可の申請を行なう前には、特別点検として更に詳細な点検を行い、割れ等の異常のないことを確認している。



評価対象設備<sup>※</sup>を構成する部品レベルに分解し、これまで蓄積してきた高経年化技術評価の知見を基に、国内外の最新のトラブル情報等の運転経験や研究成果等の知見も踏まえて、想定される劣化事象を抽出、それらに対して耐震安全性も含めた健全性評価を実施している。

※評価対象設備数  
約3000以上

ポンプ、容器、配管、  
熱交換器、弁、  
電気計装設備、タービン等



評価対象設備・部位に想定される劣化事象を抽出し、それらに対する現状の保全活動の適切性を評価するなどして健全性を確認。加えて、以下に示す事象については、長期運転（60年を想定）における劣化傾向の確認を解析評価等により実施し、健全性を確認。

余熱除去ポンプに想定される劣化事象の例

機器	部位	材料	経年劣化事象
余熱除去ポンプ (2台)	主軸	ステンレス鋼	摩耗
			疲労割れ（高サイクル疲労割れ）
	羽根車	ステンレス鋼鋳鋼	腐食（キャビテーション）
	ケーシング	ステンレス鋼鋳鋼	疲労割れ
			応力腐食割れ
	ケーシングカバー	ステンレス鋼鋳鋼	疲労割れ 応力腐食割れ
ケーシングボルト	低合金鋼	腐食	
ケーシングリングドレン管	ステンレス鋼	応力腐食割れ	

[ 主な劣化事象 ]

- 低サイクル疲労割れ  
原子炉容器等
- 原子炉容器の中性子照射脆化  
原子炉容器
- 照射誘起型応力腐食割れ  
炉内構造物
- 2相ステンレス鋼の熱時効  
1次冷却材管等
- 電気・計装品の絶縁低下  
高圧ケーブル等
- コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下  
コンクリート構造物

現在行っている保全活動の継続及び一部の設備に対する追加の保全活動の実施により、60年運転時点の健全性が確保されることを確認。

＜高浜1, 2号機の健全性評価の結果と追加の保全活動（長期施設管理方針）＞

**【原子炉容器等の疲労割れ】**

運転操作実績（過渡回数の実績値）に基づいた評価により、金属疲労による割れが発生しないことを確認。

⇒過渡回数の実績値の確認を継続的に実施し、60年運転時点の推定値を上回らないことを確認する。

**【原子炉容器の中性子照射脆化】**

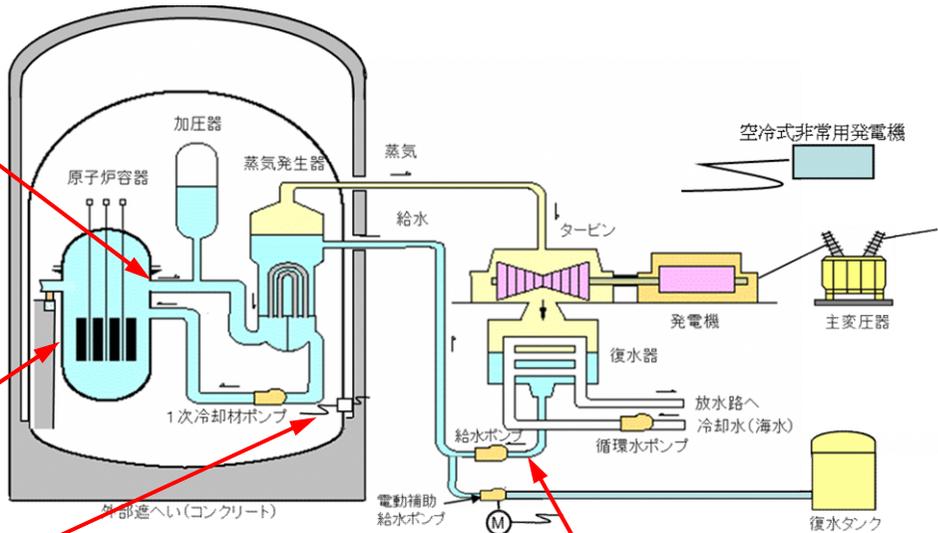
過去4回の監視試験の結果に基づく評価（脆化予測）により、中性子照射脆化が構造健全性上、問題とならないことを確認。

⇒第5回の監視試験を実施する。

**【電気・計装設備の絶縁低下】**

通常運転時及び事故時における熱や放射線照射の影響を考慮した模擬試験等によって、大部分の電気・計装設備については、現状の保全活動を継続することで絶縁機能に問題が生じないことを確認。

⇒一部のケーブルについては、安全性が確認されている評価年数に至る前に取替を実施する。（実施済）



**【耐震安全性評価】**

種々の経年劣化を考慮しても、大部分の設備については、現状の保全活動を継続することで耐震安全性に問題が生じないことを確認。

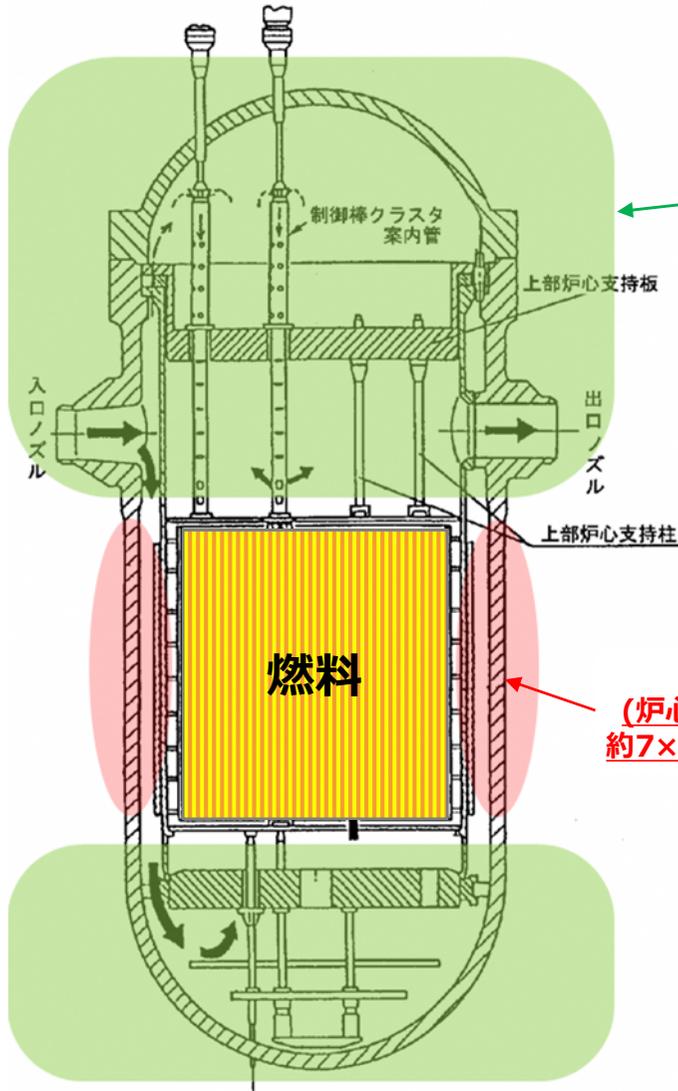
⇒一部の2次系配管については、耐震安全性が確認されている肉厚まで腐食が進行する前にサポート改造等の設備対策を実施する。（実施済）

黒字：健全性評価の結果

青字：追加の保全活動（長期施設管理方針）

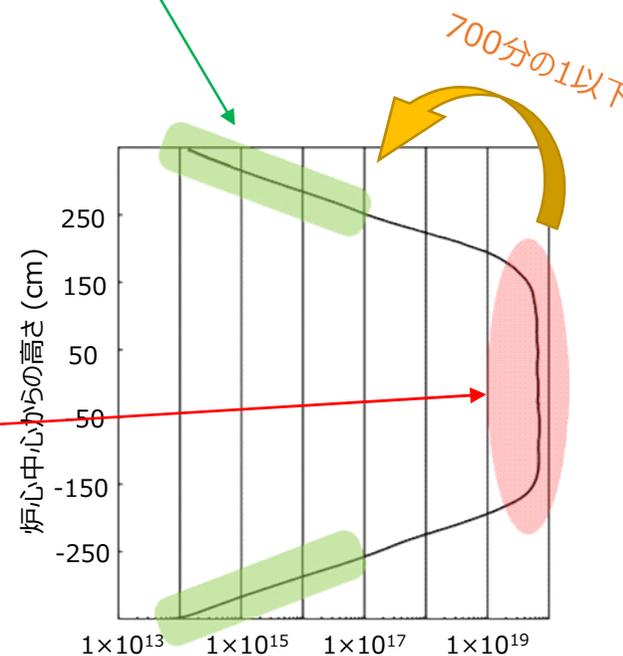
参考資料  
(原子炉容器の補足説明)

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。



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 ( $10^{17}n/cm^2$ ) に達しない範囲

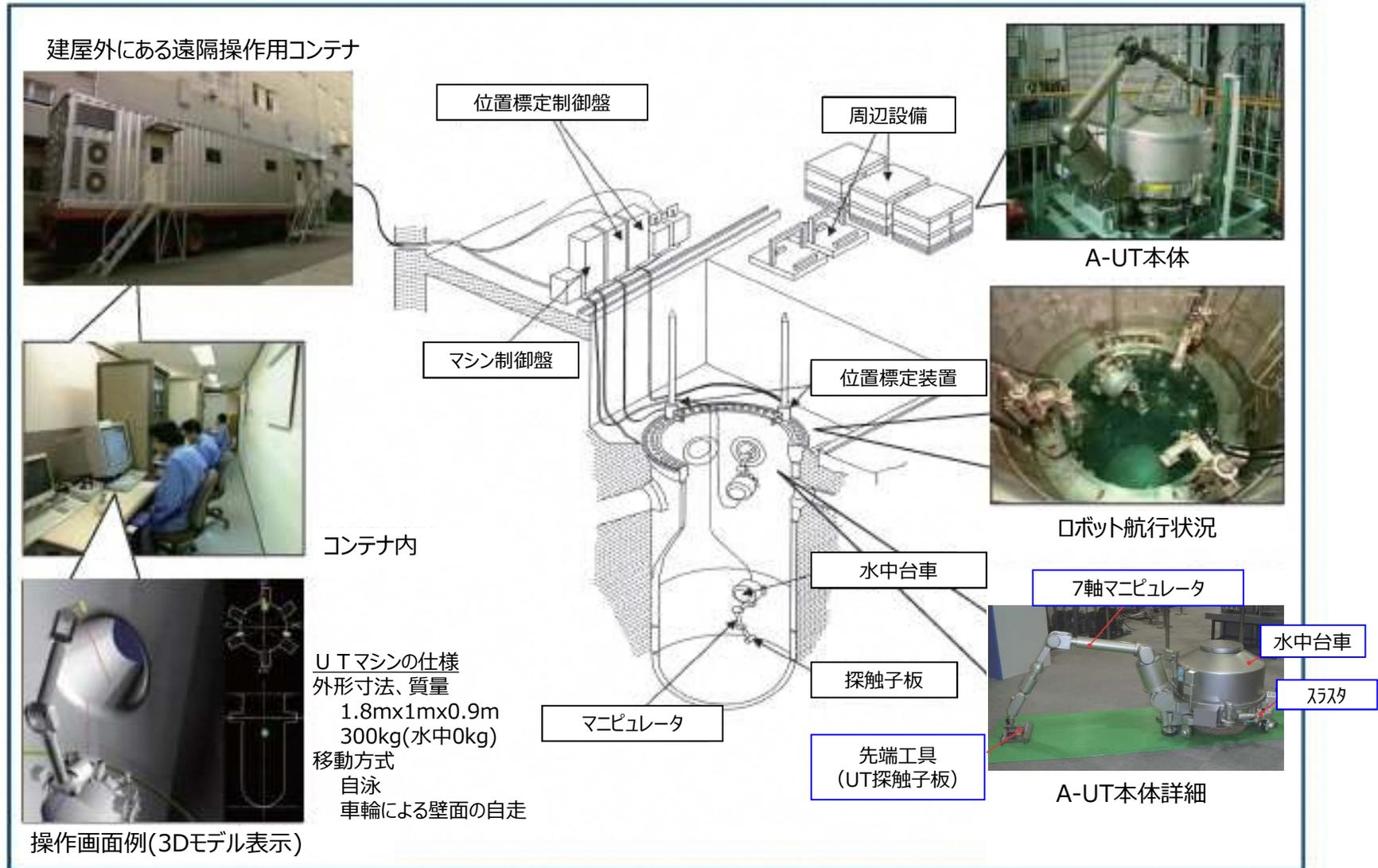
**胴部**  
(炉心領域部):  
約  $7 \times 10^{19}n/cm^2$



高浜1号機の中性子照射量 ( $n/cm^2$ )  
※60年時点、内表面

○ 点検装置は、原子炉容器の内面から深さ5mm以上の欠陥を検出可能。

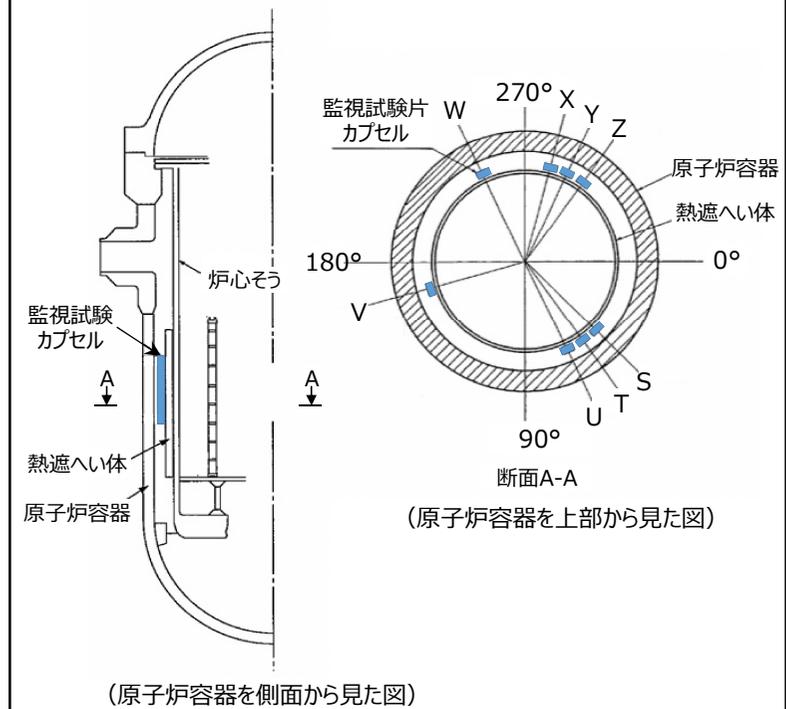
## 原子炉容器超音波探傷試験装置 (A-UTマシン II)



\* 三菱重工業(株) リーフレットより一部抜粋

- 監視試験カプセル内の試験片を用いた試験を実施することにより、原子炉容器の脆化度合い（関連温度）と抵抗力（破壊靱性値）を把握している。

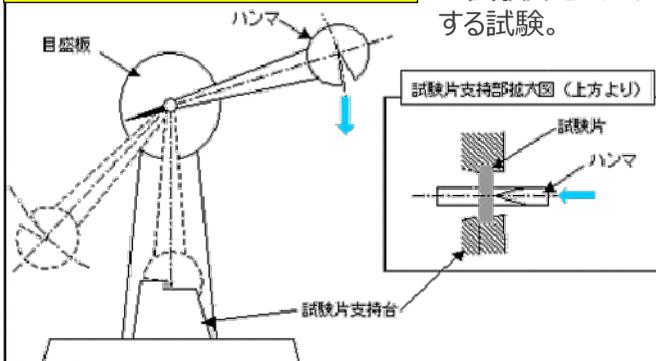
監視試験片カプセルの装荷図



**第5回目の監視試験を運転開始後50年目までに実施する。**

## シャルピー衝撃試験

※試験片をハンマーで叩いて脆化度合いを計測する試験。



脆化度合い  
(関連温度)  
を取得

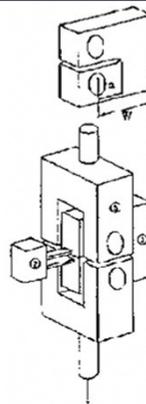
<高浜1号機の母材の例>

(単位：℃)

初期値	第1回	第2回	第3回	第4回
-4	22	54	68	95

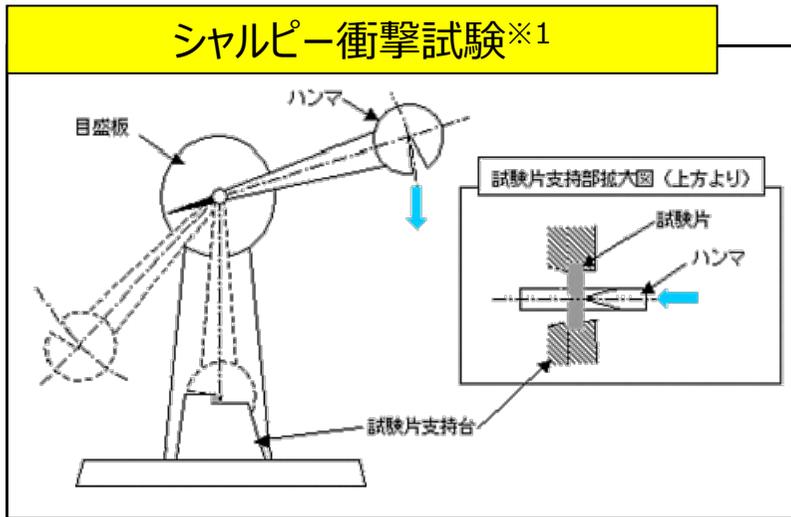
## 破壊靱性試験

※試験片を引っ張ることで抵抗力を計測する試験。



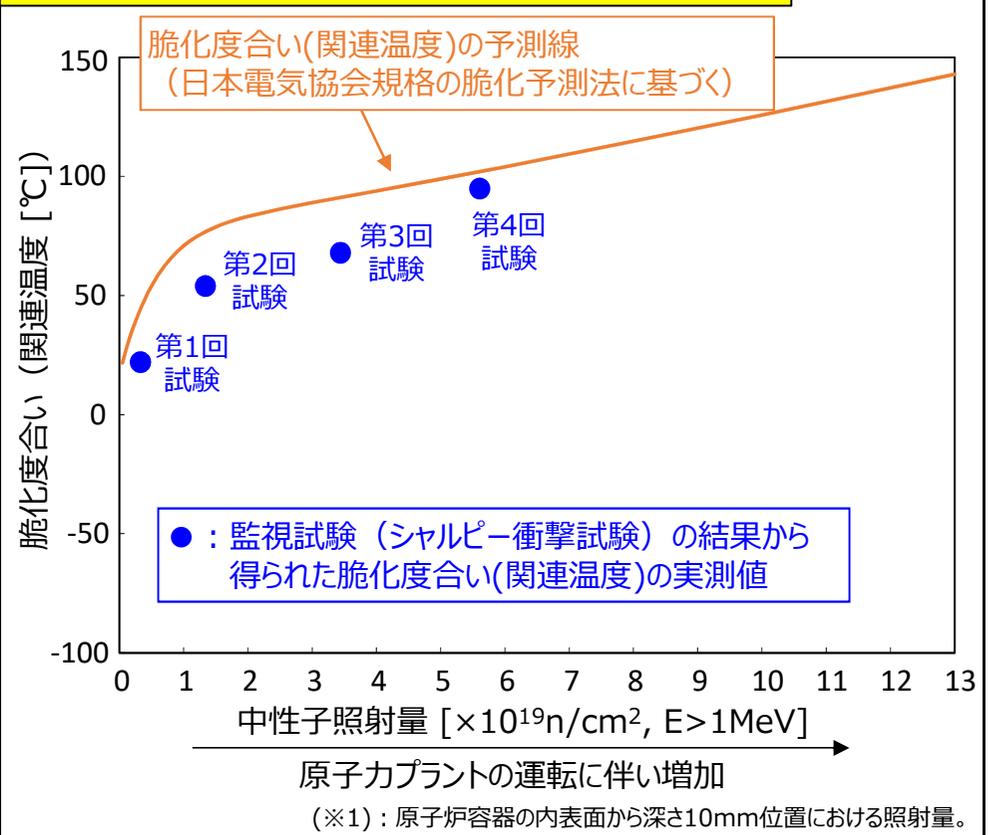
原子炉容器の抵抗力  
(破壊靱性値)を取得

- 監視試験によって取得した原子炉容器の脆化度合い（関連温度）の実測値と、日本電気協会規格に基づく脆化予測線を比較。
- **結果： 原子炉容器の脆化度合い（実測値：グラフの青点）は、脆化予測線（オレンジ線）の範囲内。**

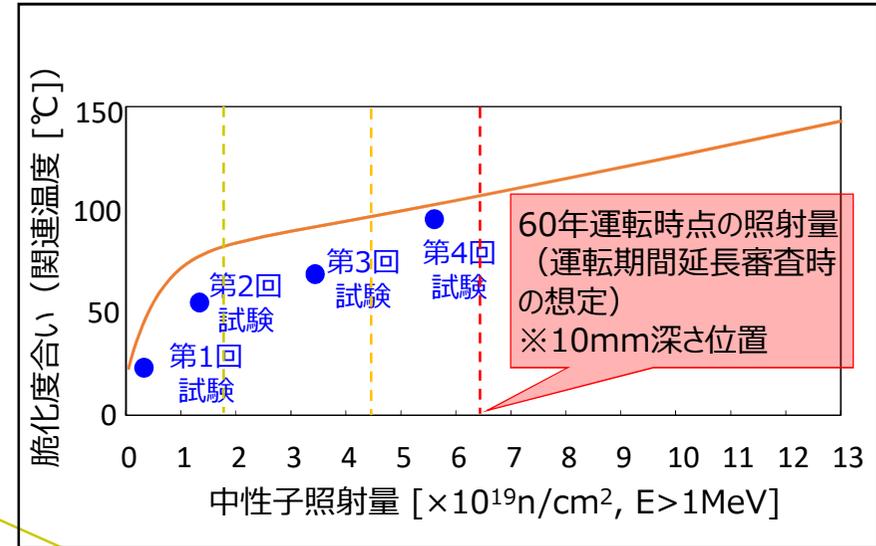
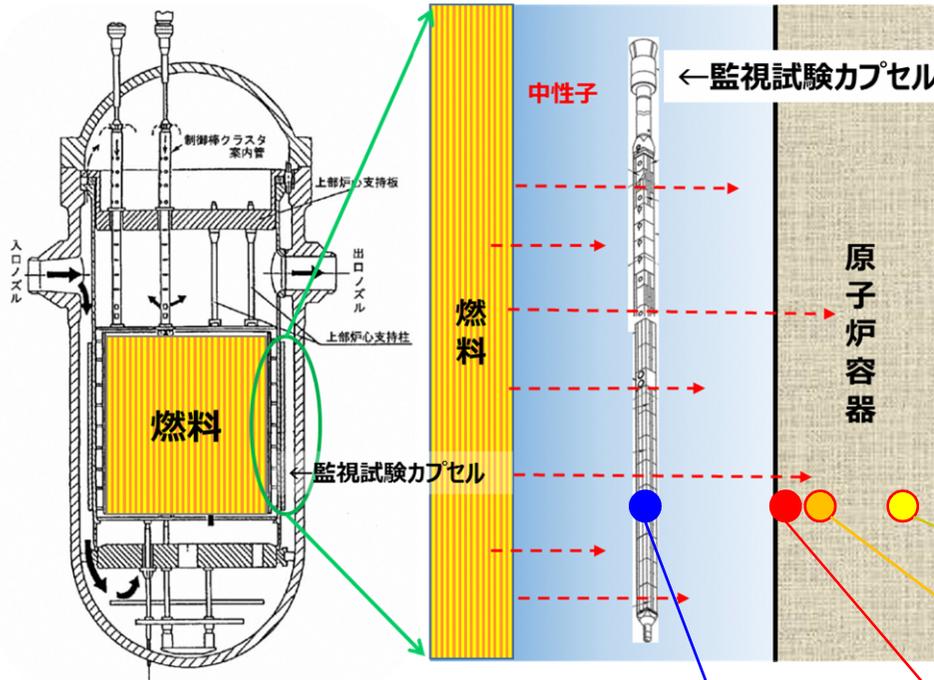


※1：試験片をハンマーで叩いて脆化度合いを計測する試験。

脆化度合いの予測と監視試験結果の比較  
(高浜1号機の例)



○ 原子炉容器の外側に向かうほど、中性子照射量は低下する。



[単位：×10<sup>19</sup> n/cm<sup>2</sup>]

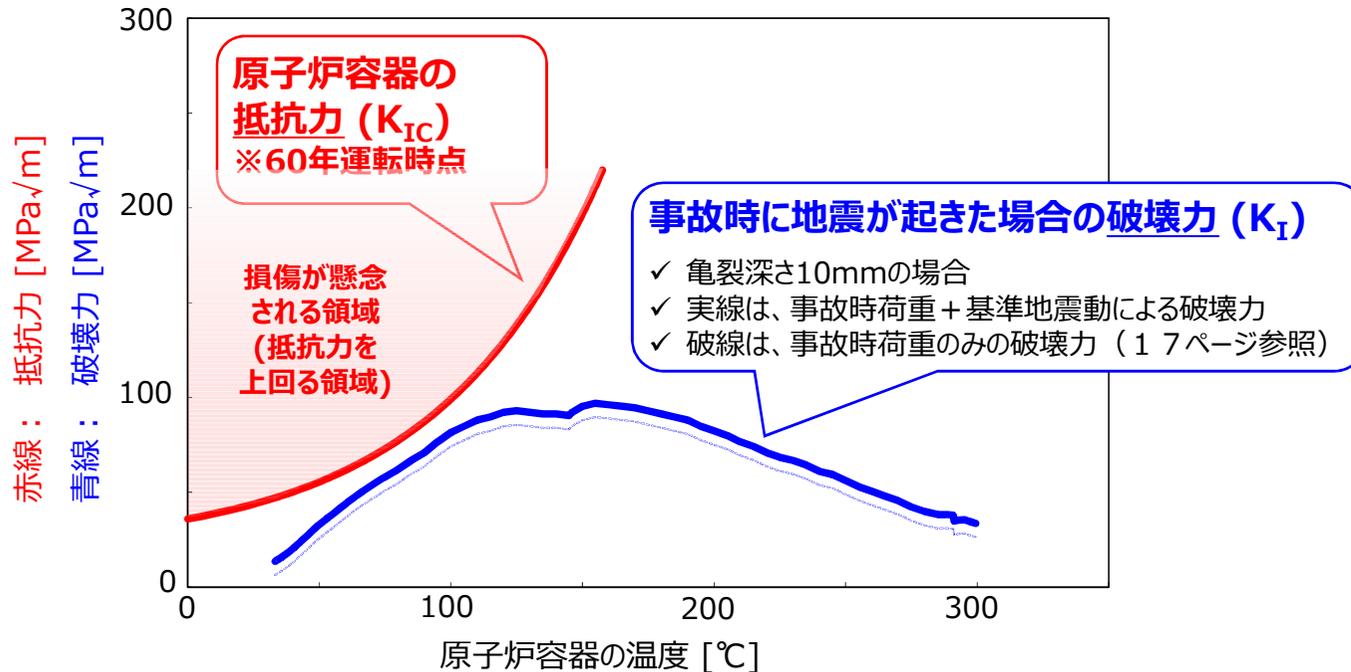
稼働時間 (定格負荷相当運転年数 EFPY)	第4回監視試験 カプセル位置	原子炉容器 (板厚：約200mm)		
		10mm深さ位置	約50mm深さ位置 (板厚の4分の1)	約150mm深さ位置 (板厚の4分の3)
第4回監視試験カプセル取り出し時点 ※実稼働時間：約25年	約5.6	約3.9	約2.7	約1.1
60年運転時点 (運転期間延長審査時の想定) ※実稼働時間：約40年	—	約6.4	約4.4	約1.8

- 地震による影響確認として、事故時の破壊力に地震力を加えた評価を実施している。

## 地震の想定（基準地震動）

新規制基準適合性に係る審査で了承された最大加速度700Galを想定

<高浜1号機の評価結果の例>



事故時の破壊力に地震力を加えたとしても、**抵抗力**が**破壊力**を常に上回ることから、原子炉容器の健全性は確保される。

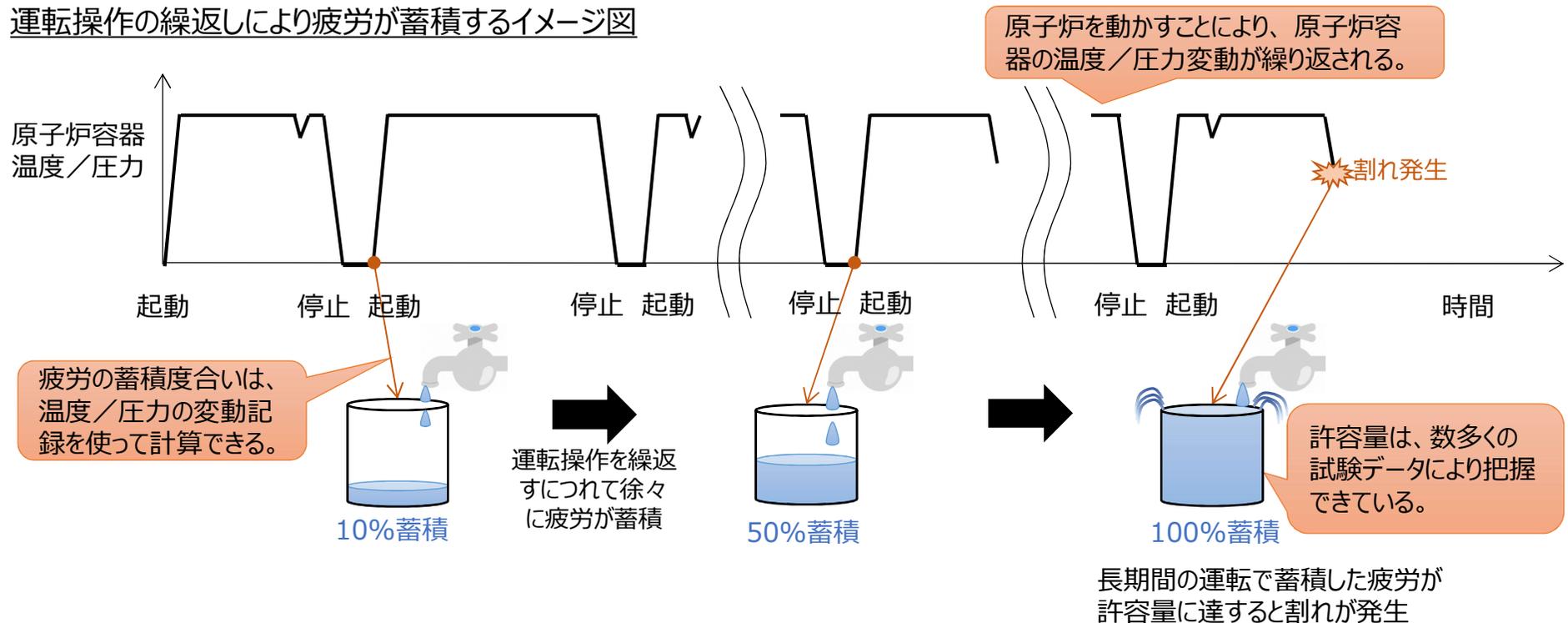
## 疲労割れとは：

金属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。

## 原子炉容器では：

原子炉を動かすことにより温度や圧力が変動し、配管接続部等に比較的大きな力が加わるため、疲労が蓄積する度合い（疲労累積係数）を確認する必要がある。

運転操作の繰返しにより疲労が蓄積するイメージ図



- 疲労割れが想定される入口ノズル・出口ノズル等に対して、割れ等がないかを点検し、異常のないことを確認（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、ノズルコーナー部（母材）等に割れ等がないか確認する。

## 【例：ノズルの点検】

配管との溶接部

【定期的な点検】

超音波探傷検査

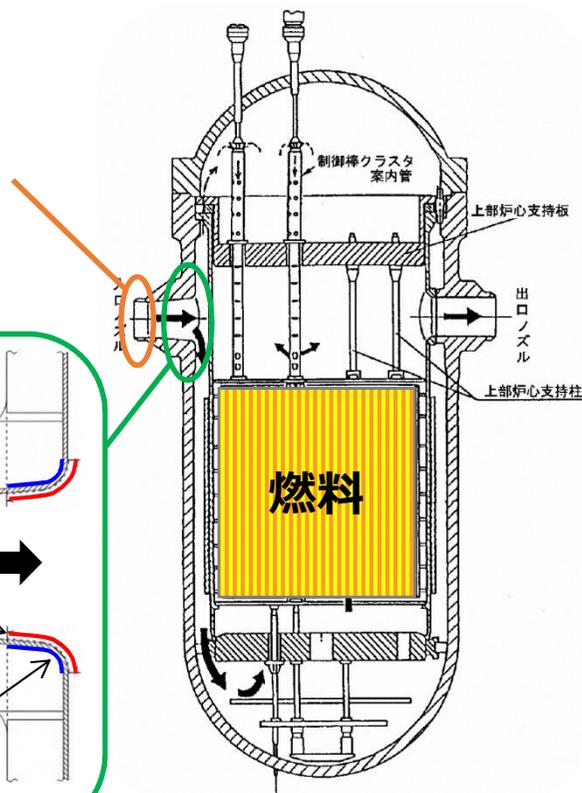
ノズルコーナー部

【特別点検】

渦流探傷検査  
(内張り)

【定期的な点検】

超音波探傷検査  
(母材)



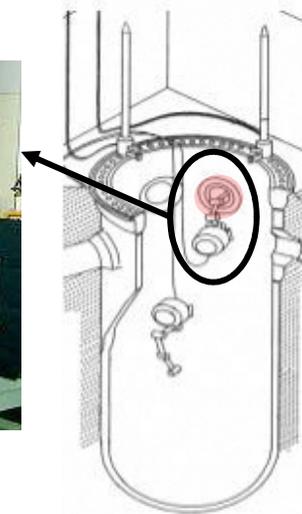
## 【特別点検】

### 点検方法

- 入口ノズル・出口ノズルの全数(全6箇所)を対象に、内張りの渦流探傷検査(※1)を実施。



検査ロボットを使用



※1：渦流探傷検査とは、電磁誘導を利用して、材料表面の割れ等の欠陥を見つける検査。

検査対象の近くに電流を通したコイルを接近させ、発生した渦電流の変化を検出して診断を行う。

- これまでの運転操作回数の実績を基にして、60年運転時点の操作回数を保守的に設定。
- 想定した回数における疲労の蓄積程度（疲労累積係数）を評価<sup>(※1)</sup>し、疲労割れが生じないとされる値（許容値=1）を下回ることが確認できた。

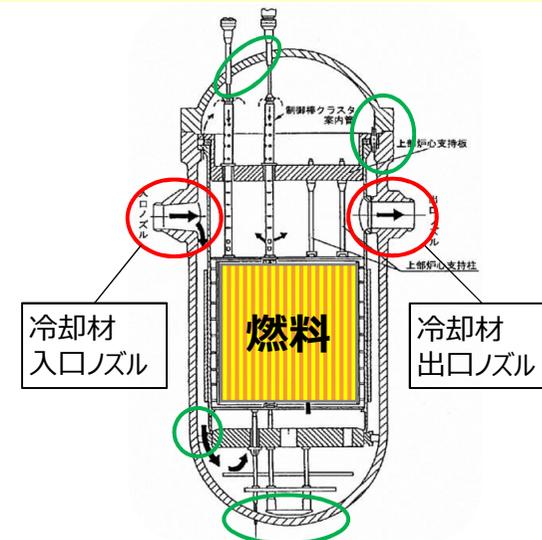
※1：日本機械学会規格に基づき実施

### 高浜1号機で想定した60年運転時点の運転操作回数

運転操作項目 (代表例)	現在までの 実績回数 <sup>(※2)</sup>	60年運転時点の 想定回数 <sup>(※3)</sup>
起動	64	99
停止	64	99

※2：運転操作回数の調査を行った2009年度末時点の回数。

※3：将来の運転操作回数を、実績の1.5倍以上の頻度で発生すると想定。



冷却材出入口ノズル以外の部位（緑丸）についても許容値以下であることを確認している。

### 高浜1号機の疲労評価結果（例）

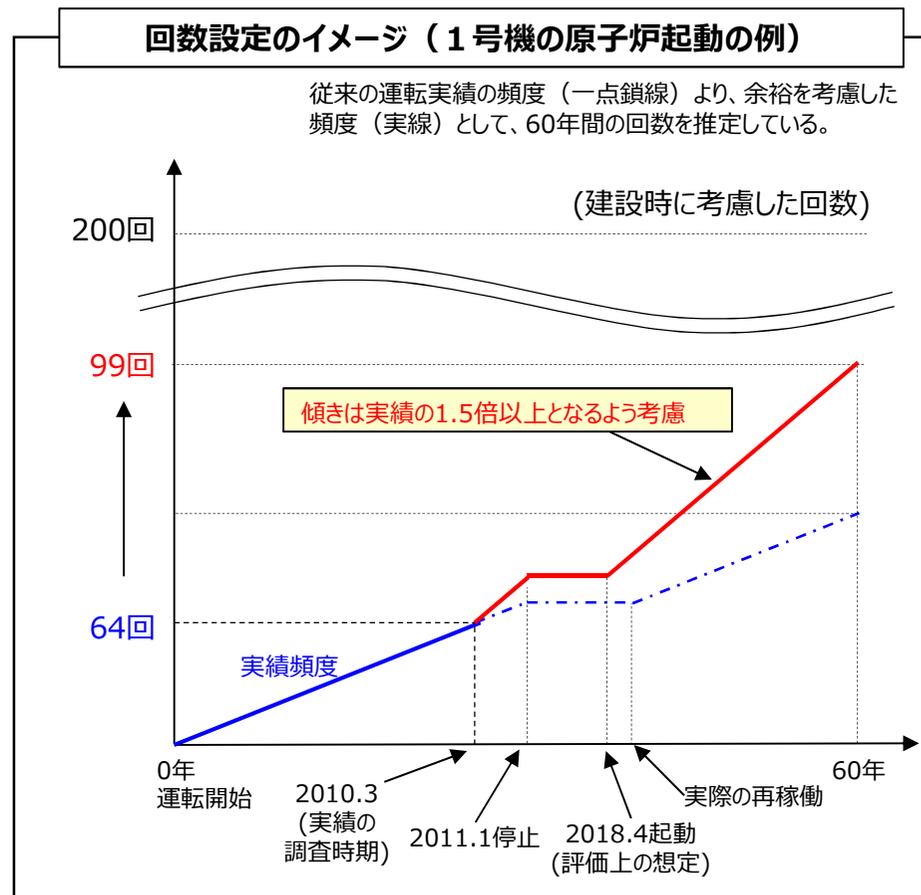
原子炉容器の 評価部位（例）	60年運転時点の 疲労累積係数 <sup>(※4)</sup>	地震動を加味した 疲労累積係数 <sup>(※5)</sup>	許容値
冷却材ノズル(入口)	0.054	0.054	1
冷却材ノズル(出口)	0.065	0.066	1



※4：疲労累積係数とは、金属疲労の蓄積度合いを表す指標であり、許容値1を下回っている場合は、疲労割れが発生しないと評価できる。

※5：高浜発電所の基準地震動は最大700Galを考慮している。地震動による原子炉容器の疲労累積係数への寄与は小さい。

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	これまでの操作回数の実績を基に、60年運転時点の操作回数として余裕を持たせた評価条件を設定 ✓ 60年運転時点までの将来の運転操作回数を、実績の1.5倍以上の頻度で発生すると想定。



運転開始（1号：1974.11）



回数の実績調査範囲

2010.3



2011.1～ 停止中



延長しようとする期間に対し余裕を考慮した回数を想定

60年運転時点



# 参考資料

## (コンクリート構造物の補足説明)

## STEP 1 : 影響要因の把握

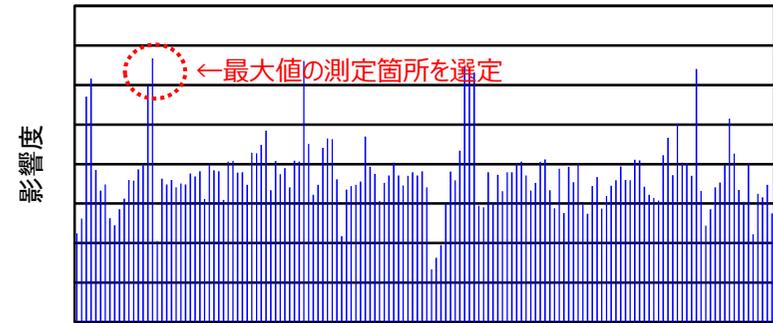
・中性化は空気環境（二酸化炭素、温度及び湿度）、使用材料及びコンクリート強度の影響を受ける

## STEP 2 : 使用材料と使用環境条件の影響確認と影響が最も大きい範囲の選定

使用材料：使用材料に大きな違いはない

使用環境：空気環境（二酸化炭素、温度及び湿度）  
は対象の部位の範囲で大きく異なる

⇒ 約400箇所について空気環境を実測し、得られた実測値を入力値とする中性化の進行を予測する式を活用して、その影響度が最も大きい範囲を選定



測定箇所(148箇所)  
影響度確認結果例（原子炉補助建屋 内壁及び床）

<参考> 中性化予測式（森永式※）における環境条件による係数（下記赤部）から影響度を算出している

$$x = \sqrt{C} \cdot \frac{1}{\sqrt{5}} \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022T) \cdot 2.44 \cdot R \cdot (4.6 \cdot w/c/100 - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

$x$ : 中性化深さ (mm)	$RH$ : 湿度 (%)
$T$ : 温度 (°C)	$w/c$ : 水セメント比 (%)
$t$ : 材齢 (日)	$R$ : 中性化比率
$C$ : 炭酸ガス濃度 (%)	
(1%=10,000ppm)	

## STEP 3 : STEP 2で選定した範囲から点検箇所を選定

・中性化はコンクリート強度の影響を受けるため、STEP 2で選定した範囲について、リバウンドハンマーによる非破壊試験を数箇所行い、得られる値が最も小さい箇所（=コンクリート強度が小さいと想定される箇所）を点検箇所を選定



リバウンドハンマーによる試験状況

**STEP 1 : 影響要因の把握**

- ・塩分浸透は構造物へ飛来してくる海からの塩分の量や、使用材料の影響を受ける

**STEP 2 : 使用材料と使用環境条件の影響確認**

使用材料 : 使用材料に大きな違いはない

使用環境 : 構造物へ飛来、付着する塩分の量は構造物が置かれた環境条件に大きく影響を受ける

**STEP 3 : 使用環境条件の影響を踏まえた点検箇所を選定**

- ・大型構造物である原子炉格納施設等の外部遮蔽壁は、飛来塩分を捕集する器具を壁面に数箇所設置し、捕集した塩分量が最も多い箇所を点検箇所を選定
- ・その他部位については、構造物の規模や海中にあるなどの設置環境を踏まえ、X線によりコンクリート表面の塩分量を測定する器具を用いて構造物のコンクリート表面の塩分量を数箇所測定し、測定した塩分量が最も多い箇所を点検箇所を選定



飛来塩分捕集器（土研式塩分捕集器）



表面塩分量測定器（蛍光X線分析計）

## 中性化 評価方法

①：二酸化炭素等の空気環境の違いが中性化の進展に影響を与えることを踏まえ、塗装が無い箇所で、より厳しい環境にある箇所を評価点として選定

屋内：空気環境測定を踏まえて影響度が大きい外部遮蔽壁(屋内面)

屋外：空気との接触時間が長い取水構造物(気中帯)

その他：特別点検で中性化測定値が最大の原子炉補助建屋(基礎マット)

②：それぞれの評価点に対して、複数の「中性化速度式」を用い、評価点の空気環境や特別点検結果(中性化深さ実測値)等より、運転開始後60年経過時点の中性化深さを算出

### ◆中性化速度式の例 (森永式※1)

$$X = \sqrt{\frac{C}{5}} \cdot 2.44 \cdot R \cdot (1.391 - 0.017 \cdot RH + 0.022T) \cdot (4.6 \cdot w/c / 100 - 1.76) \cdot \sqrt{t}$$

X : 中性化深さ(mm)  
t : 材齢(日)  
T : 温度(°C)  
C : 炭酸ガス濃度(%)  
RH : 湿度(%)  
w/c : 水セメント比(%)  
R : 中性化比率

### ◆中性化速度式の例 (実測値に基づく√t式※2)

$$X = A \cdot \sqrt{t}$$

X : 中性化深さ(mm)  
t : 材齢(年)  
A : 中性化速度係数(実測値に基づき設定)

※1 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)

※2 土木学会「コンクリート標準示方書 維持管理編」(2013)

③：②により算出した複数の運転開始後60年経過時点の中性化深さのうち最大値の中性化深さと閾値(鉄筋のかぶり厚さ：鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さ)を比較。

## 中性化 評価結果

各評価点における、運転開始後60年経過時点の中性化深さの最大値が、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さを下回っており、健全性評価上問題とはならない。

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（1号炉）

	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
	測定値 (調査時点の運転開始後経過年)	推定値※1			
		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)		
外部遮蔽壁 (屋内面)	0.2 (40年)	3.8 (森永式)	<b>4.7</b> (森永式)	<b>7.0</b>	<b>OK</b>
原子炉補助建屋 (基礎マット)	3.4 (40年)	4.3 (岸谷式)	<b>5.3</b> (岸谷式)	<b>10.0</b>	<b>OK</b>
取水建造物 (気中帯)	0.1 (40年)	2.2 (岸谷式)	<b>2.7</b> (岸谷式)	<b>8.75</b>	<b>OK</b>

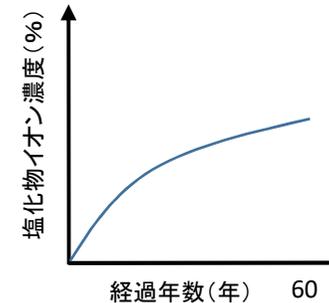
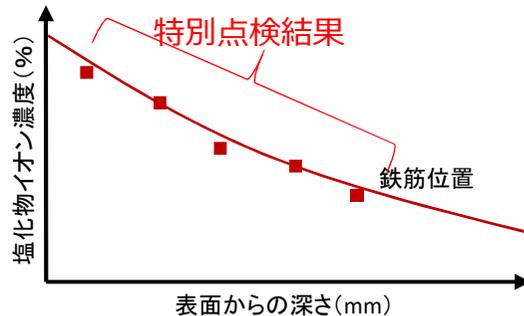
※1：岸谷式、森永式および実測値に基づく $\sqrt{t}$ 式による評価結果のうち最大値を記載

※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（取水建造物）はかぶり厚さの値

塩分浸透 評価方法

①：塩分供給環境等の違いがコンクリートへの塩分浸透の進展に影響を与えることを踏まえ、より厳しい環境にある箇所を評価点として選定（取水構造物の気中帯、干満帯、海中帯 等）

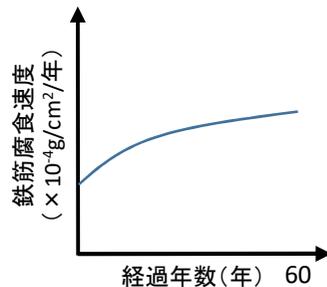
②：特別点検結果から拡散係数等を推定し、フィックの法則に基づく「拡散方程式」を用いて、運転開始経過年毎の鉄筋位置における塩化物イオン量を算出



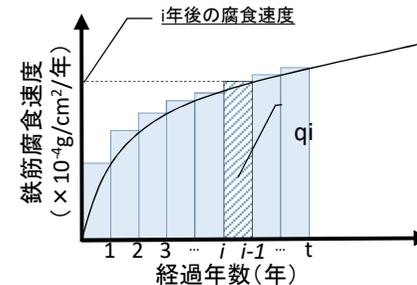
特別点検結果(深度別塩化物イオン量)から拡散係数等を推定

「拡散方程式」により経過年ごとの鉄筋位置の塩化物イオン量を算出

③：②を用いて、森永式※により経過年毎の腐食速度を算出し、その時間積分により60年経過時点の鉄筋の錆びの進展度合（腐食減量）を算出。閾値(コンクリートひび割れ発生時の腐食減量)と比較。



経過年毎の腐食速度を算出



腐食速度の時間積分により60年時点の腐食減量を算出

$$Q_t = \sum_{i=1}^t q_i$$

t年間の腐食減量

※ 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)

## 塩分浸透 評価結果

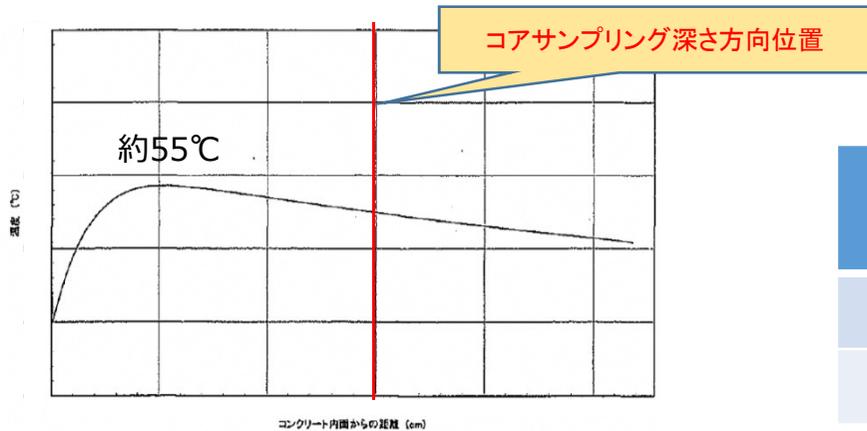
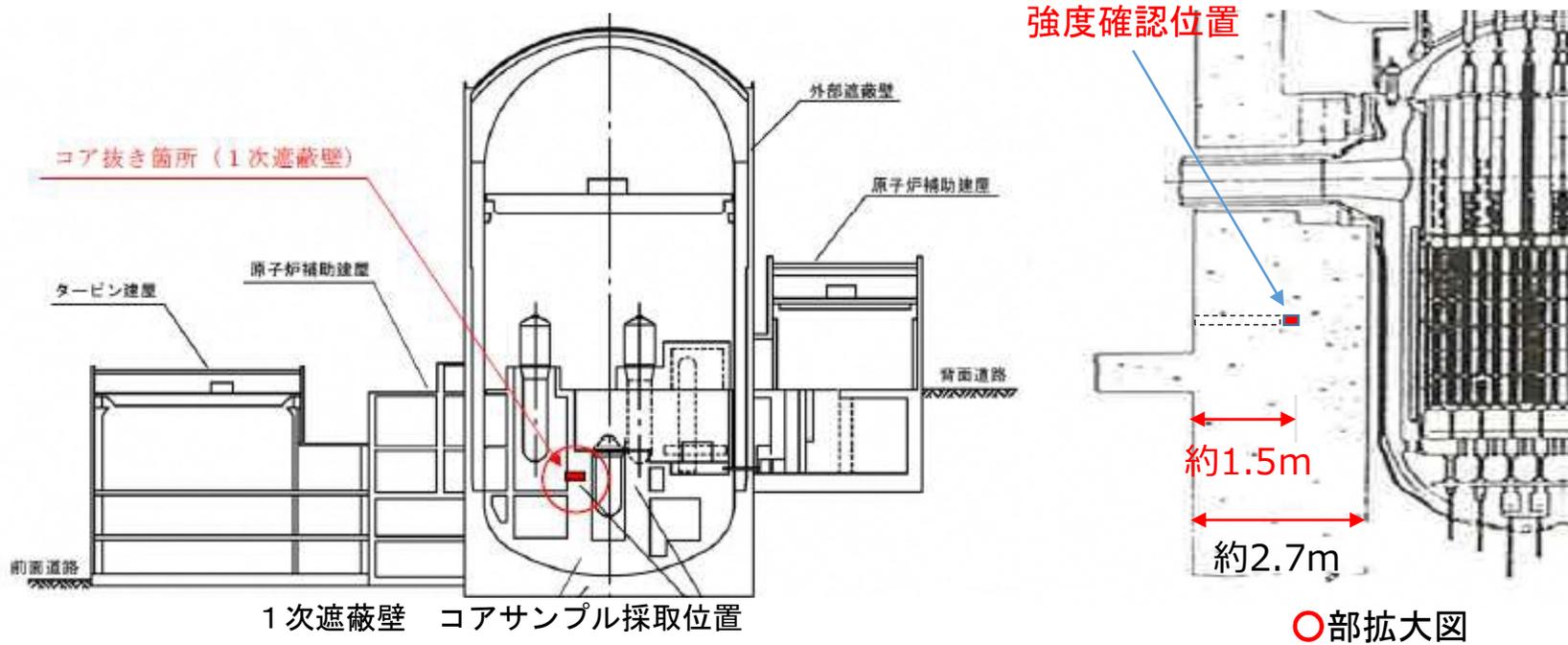
各評価点における、運転開始後60年経過時点の鉄筋腐食減量は、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を下回っていることから、健全性評価上問題とはならない

運転開始後60年経過時点とかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量の比較（1号炉）

	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 度および量  上段(%) 下段 (kg/m <sup>3</sup> )	鉄筋の腐食減量(×10 <sup>-4</sup> g/cm <sup>2</sup> )			判定
			調査時点	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	<b>5.8</b>	<b>88.1</b>	<b>OK</b>
取水構造物 (干満帯)	2015年 (40年)	0.05 (1.23)	0.5	<b>1.2</b>	<b>88.1</b>	<b>OK</b>
取水構造物 (海中帯)	2015年 (40年)	0.33 (7.83)	7.2	<b>14.6</b>	<b>90.1</b>	<b>OK</b>
非常用海水路	2015年 (40年)	0.10 (2.36)	2.6	<b>4.6</b>	<b>90.1</b>	<b>OK</b>

※ 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)により、かぶり厚さおよび鉄筋径を用いて、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点における鉄筋腐食減量を算出

## 特別点検の1次遮蔽壁コンクリート強度確認結果



1次遮蔽壁断面内温度分布解析とコアサンプル断面方向位置の関係

1次遮蔽壁コアサンプルの圧縮強度試験結果

プラント	圧縮強度※ (N/mm <sup>2</sup> )	設計基準強度 (N/mm <sup>2</sup> )
高浜1号機	25.5	20.6
高浜2号機	29.2	20.6

※：3コアサンプルの平均値

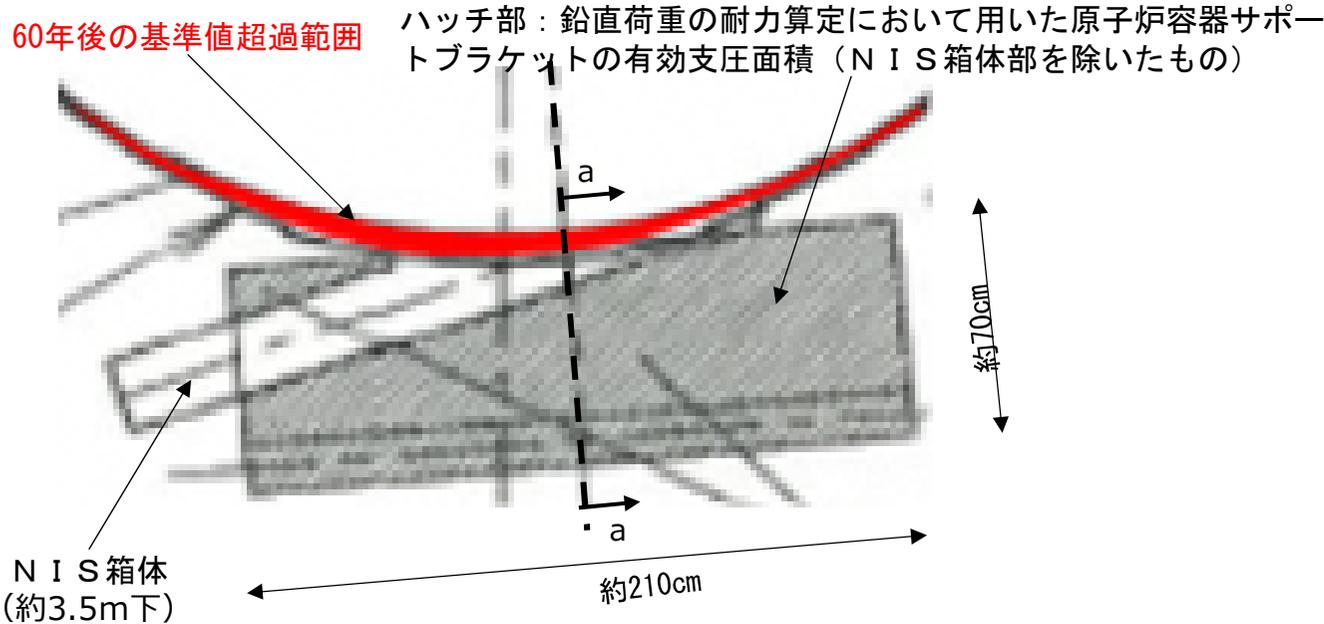
## 中性子照射に関する新知見の影響範囲詳細

### 原子炉容器サポートブラケット部面積の詳細確認

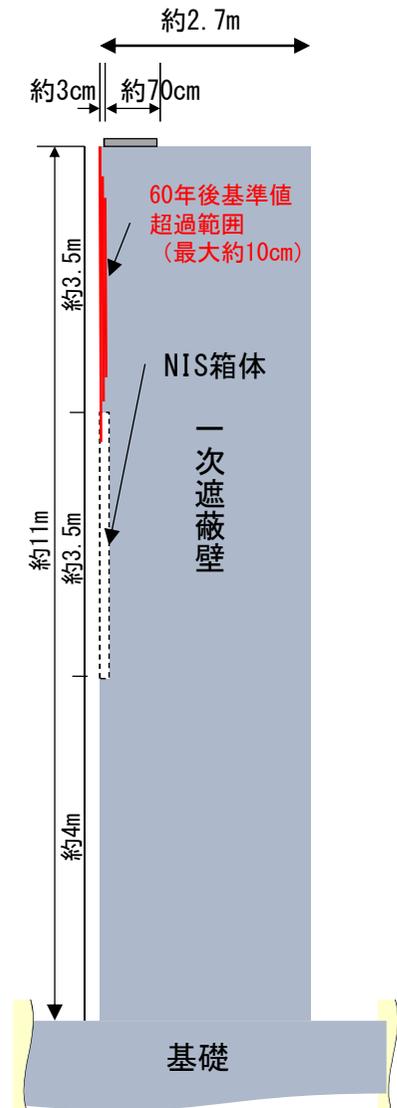
○中性子照射基準値超過範囲は、平面的に原子炉容器サポートブラケット直下のN I S箱体範囲と重複する。

○鉛直荷重の現状の圧縮耐力評価に用いている原子炉容器サポートブラケットの負担面積は、N I S箱体範囲を除いた面積であることから、中性子照射基準値超過による評価への影響はない。

※N I S：炉外核計装装置



原子炉容器サポートブラケット部詳細平面図



a - a 断面図