

美浜・大飯・高浜発電所の 安全性向上対策の実施状況等

参考資料

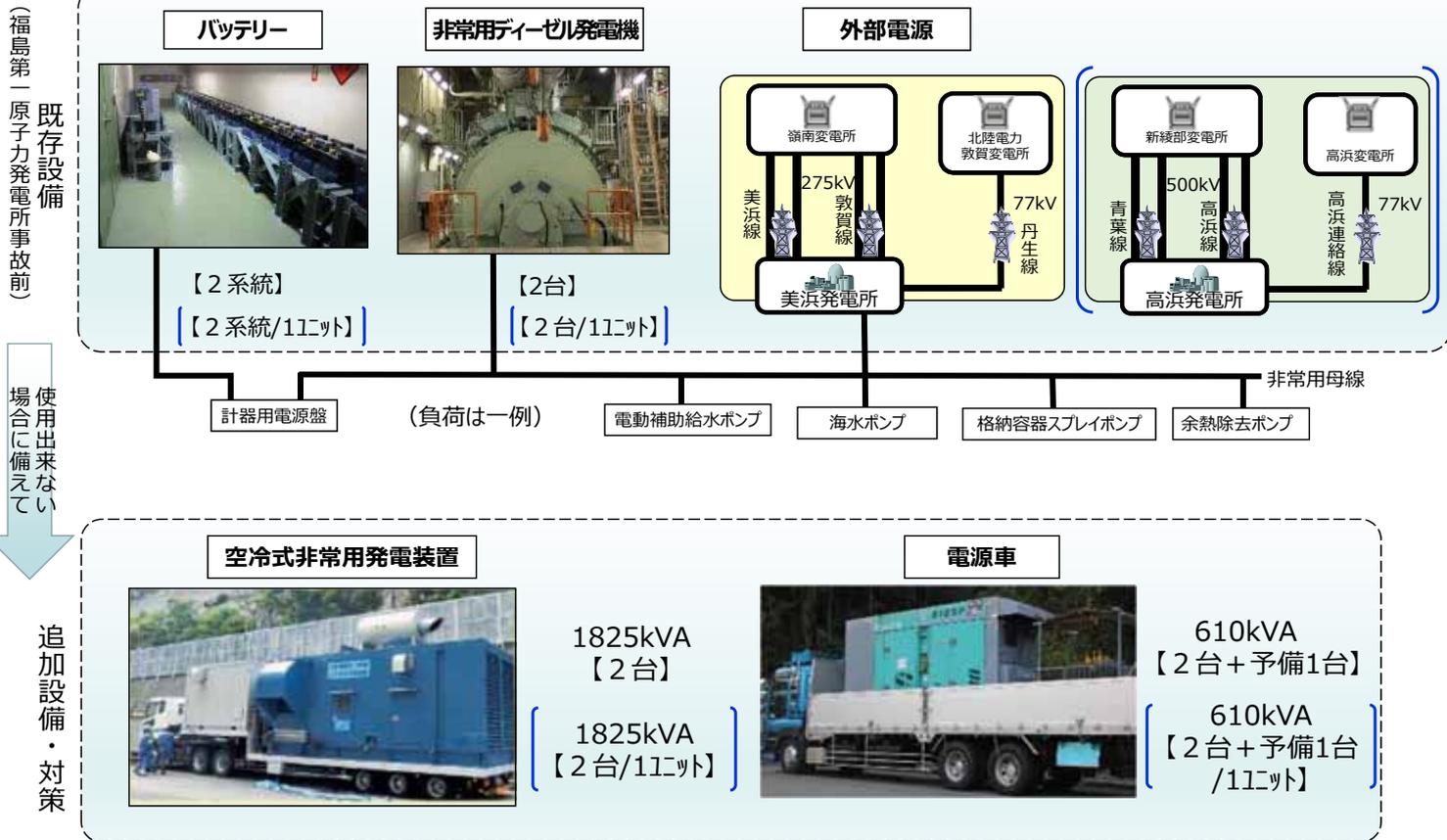
2020年10月27日

これまでの委員会等において 事業者から提出された資料

設備対策	…	参考1
安全管理体制の強化等	…	参考64
外的事象への対応	…	参考83
中長期対策等	…	参考87
運転期間延長に係る対応	…	参考90

美浜3号機、高浜1,2号機の安全対策設備（電源設備）

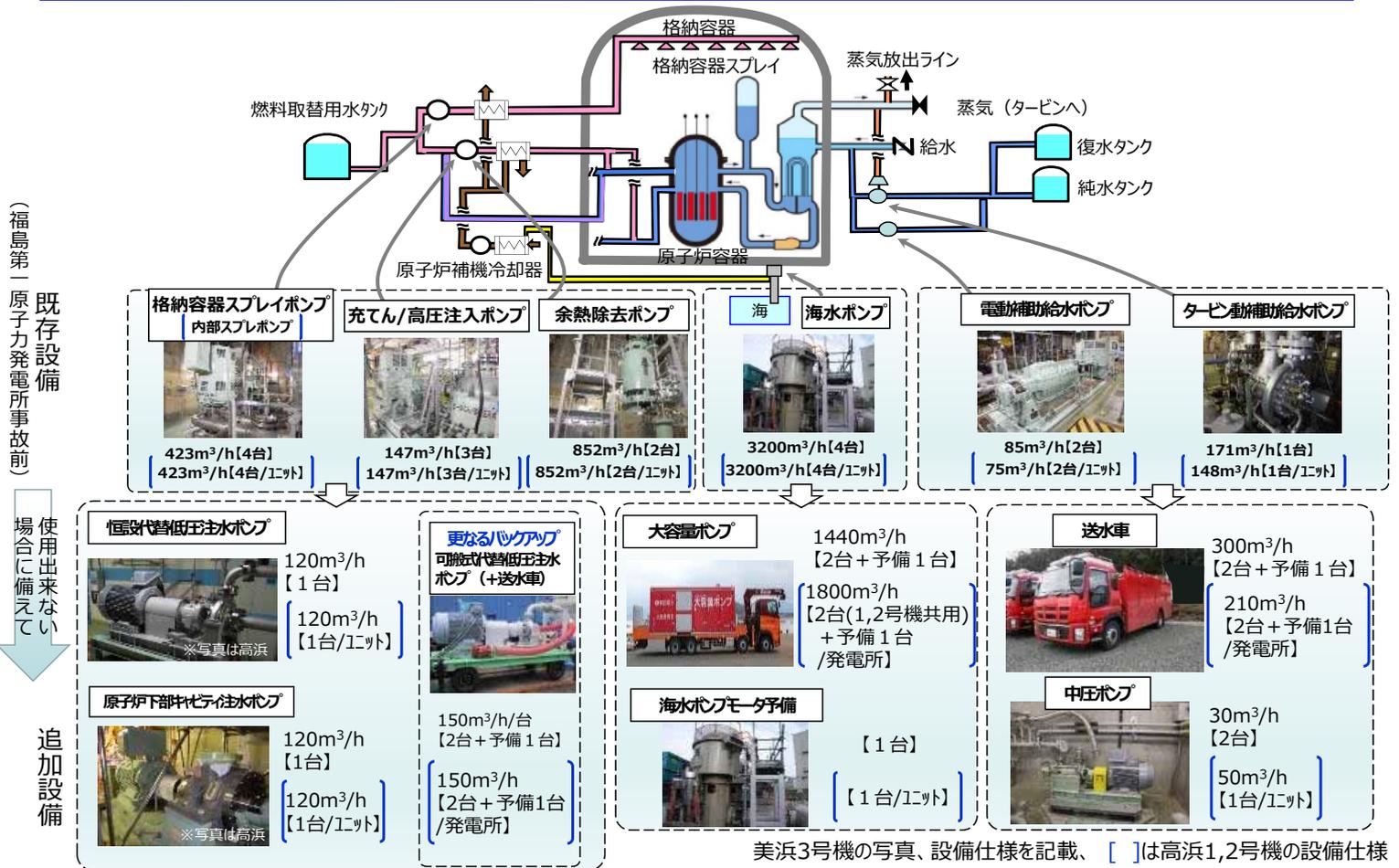
参考1



美浜3号機の写真、設備仕様を記載、 []は高浜1,2号機の設備仕様

美浜3号機、高浜1,2号機の安全対策設備（冷却設備）

参考2

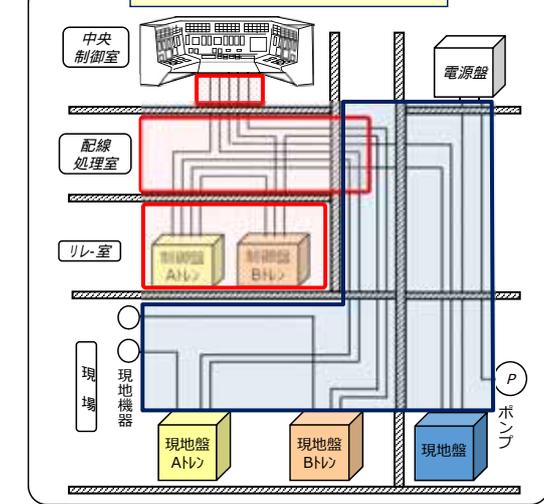


美浜3号機の写真、設備仕様を記載、 []は高浜1,2号機の設備仕様

- 安全機能を有する機器に使用されている非難燃ケーブルについては、難燃ケーブルへの引替えや不燃材の防火シート施工による防火措置を実施。
- 火災の影響軽減のため、異なる種類の火災感知器やハロン消火設備、スプリンクラー等を追加設置。

非難燃ケーブルへの対応

ケーブルの防火措置範囲



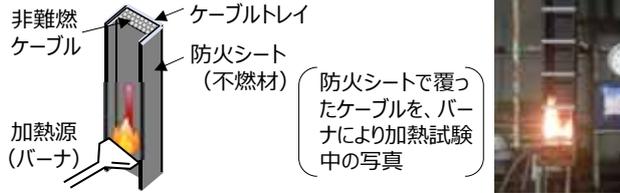
- : 難燃ケーブルに引替え
 - : 非難燃ケーブル使用箇所について防火シートを施工
- 工事内容に、高浜1,2号機との違いはない。
 <対策範囲(割合)> ケーブル総延長: 約1,000km
 (高浜1,2号機 約1,300km)
 引替え: 約50% (高浜1,2号機 約60%)
 防火シート施工: 約50% (高浜1,2号機 約40%)

防火措置 (防火シート施工)

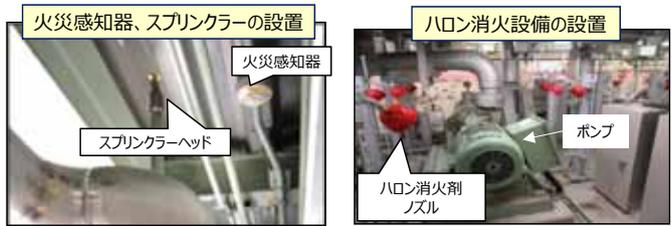


<防火シート施工イメージ>

(参考) 耐延焼性試験による防火措置の性能確認



火災感知器、消火設備設置例



高浜1、2号機 ケーブル火災防護対策工事関係 (防火シート施工の悪影響の評価)

第303回審査会合 (H27.12.8)
資料 2 - 1 を抜粋

複合体を形成しても、ケーブルやケーブルトレイが保有する機能に問題のないことを確認。
 ケーブル及びケーブルトレイの保有機能を阻害する要因を抽出し、検証方法を定める。

機能項目	機能を阻害する要因	複合体形成による影響の有無	検証方法			
ケーブルの保有機能	電氣的機能	通電機能	絶縁体許容温度の範囲内で機器等の使用電流が通電できること。	導体抵抗増加 導体の断線 放熱性の低下	× : 導体に直接接触しない × : 導体に直接接触しない ○ : 外部への放熱性が低下し、使用電流による発熱により絶縁体の許容温度を超過	IEEE848-1996に準拠した電流低減率試験を実施し、放熱性の低下によりケーブルの通電機能に問題ないことを確認 JIS C 3005に準拠した絶縁抵抗試験, JIS C 3605に準拠した耐電圧試験を実施し、ケーブルの絶縁機能に影響がないことを確認 JIS K 6833-1 5.3に準拠したpH試験を実施し、化学的な侵食によりシースによる保護機能及びケーブル保持機能に影響がないことを確認 重量増加が、ケーブルトレイの設計裕度の範囲内であることを確認
		絶縁機能	導体を外部から絶縁できること。	絶縁性能低下	○ : 防火シートがケーブルに直接接触れることによる絶縁性能低下	
		機械的機能	シースによる保護機能 ケーブル形状を保ち外的要因から保護できること。	シースの損傷	○ : 防火シートがケーブルに直接接触れることで化学的にシースを侵食	
	ケーブルトレイの保有機能	ケーブル保持機能 敷設されるケーブルを保持できること。	ケーブルトレイの損傷	○ : 防火シートがトレイに直接接触れることで化学的にトレイを侵食 ○ : 複合体形成による重量増加		

なお、評価結果については、工事計画認可申請段階で示す。

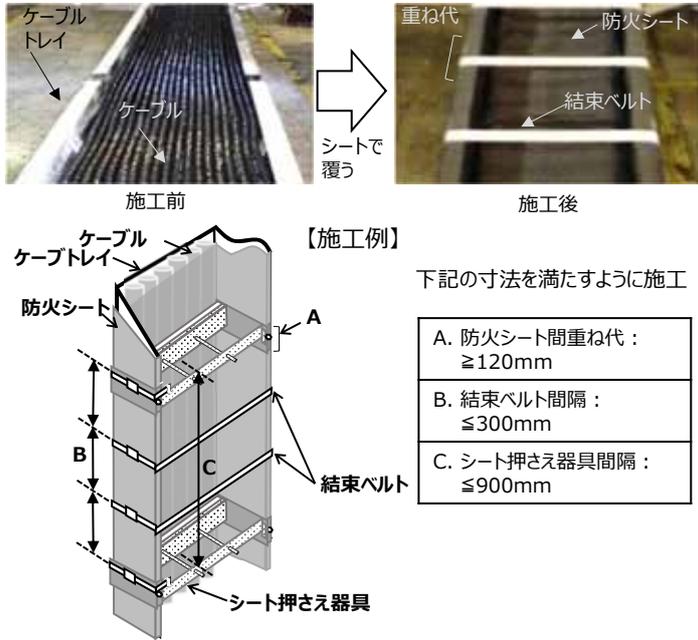
× : 影響無し ○ : 影響の可能性有り

ケーブルの火災防護対策実施状況（複合体形成：防火シート施工）

参考5

- 発電所で使用するケーブルは計装、制御及び電力ケーブルの3種類に分けられ、種類毎にケーブルトレイ等で敷設。
- 以下の非難燃ケーブルについては安全性向上及びリスク低減の観点より、難燃ケーブルに取替え。
 - ・ 原子炉格納容器内の安全機能を有する機器等のケーブル（防火シートがデブリとなるリスクを低減）
 - ・ 通電時間の長い高圧電力ケーブル（過電流による発火リスクを低減）
 - ・ ケーブル処理室（リレー室含む）のケーブル（可燃物であるケーブル物量の大幅な削減）
- 上記以外の安全機能を有する機器に使用する非難燃ケーブルは、不燃材の防火シートによりケーブル及びケーブルトレイを覆った複合体を形成することで難燃性を確保。ケーブルトレイの方向（水平、垂直）、形状（L字等）毎に定めた施工要領により施工。

① 防火シートの施工方法



② 防火シート施工例



防火シート施工によるケーブル通電時の熱影響について

参考6

1. 防火シート施工によるケーブル通電時の熱影響について

ケーブルに通電できる許容電流は、通電によるケーブル表面からの発熱に対し、ケーブル周辺との温度差による冷却効果に関係している。ケーブルトレイへの防火シート巻き付けにより、通電時のケーブル表面からの発熱が防火シート内でもと、ケーブル冷却効果が低減するため、**ケーブルの許容電流値（ケーブルの絶縁性を維持しつつ安全に流すことができる最大電流値）は制限を受ける**こととなる。この点について、防火シートを巻き付けた場合の熱影響度合いを検証試験により確認している。

2. 検証試験方法の考え方について

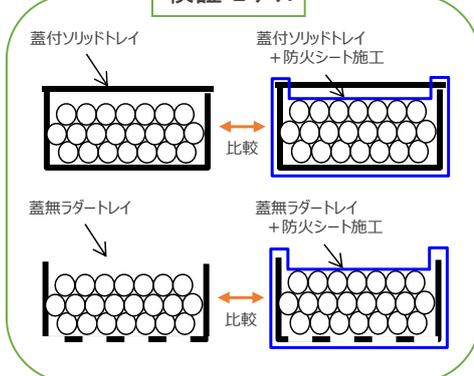
実機プラントにおけるケーブルトレイのうち、①発熱量が小さい制御・計装ケーブルを敷設しているが最も熱がこもりやすいソリッドトレイ（蓋有）および②発熱量が大きい電力ケーブルを敷設しているラダートレイ（蓋無）を供試体として、現地と同様に防火シートの巻き付け有・無の条件で電流を流し、ケーブル温度が基準温度となった時の電流値を測定・比較することにより、許容電流値の変化を検証した。

3. 試験結果

下表に検証試験結果を示す。

- ソリッドトレイ（蓋有）については、もともと鋼鉄製の密閉構造（熱がこもりやすい）であり、さらに防火シートを巻き付けた場合の許容電流への影響はほとんどなかった。制御・計装ケーブルは、ソリッドトレイ（蓋有）時のトレイ内温度を考慮し、許容電流に裕度があるケーブルを選定しているため、防火シート巻き付けによる影響はほとんどないことを確認した。
 - ラダートレイ（蓋無）は開放構造（放熱がよい）のため、防火シート巻き付けにより許容電流が約20%低下したが、電力ケーブルは定格電流に比べて十分に余裕がある許容電流のものを選定しているため、防火シート巻き付け後も機能影響がないことを確認した。
- 以上より、**防火シート巻き付け時の温度上昇（熱のこもり）によるケーブル特性（健全性）へ悪影響のないことを確認した。**

検証モデル



検証試験 結果

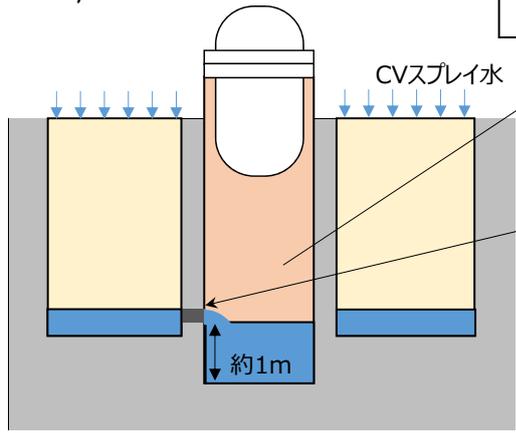
トレイ形状	①ソリッド蓋有		②ラダー蓋無	
防火シート施工	無	有	無	有
許容電流 [A]	18.6	18.6 (0%減)	27.3	22.1 (約20%減)*

(試験方法)

発熱量が大きい電力ケーブルをトレイ内に多層敷設し、すべてのケーブルに電流を流し、防火シート巻き付け有・無のそれぞれでケーブル温度が基準温度になった時の電流値を測定することにより、発熱による許容電流への影響を検証。

*: ラダートレイ（蓋無）の試験結果より、防火シート施工により許容電流が約20%低下するものの、ケーブルの選定にあたっては、常時の負荷電流に加え、故障時の短絡電流および電圧降下を考慮したケーブルサイズとしており、許容電流が定格電流に対して3倍程度の裕度を有していることから、ケーブル機能に影響がないことを確認した。

高浜3,4号機

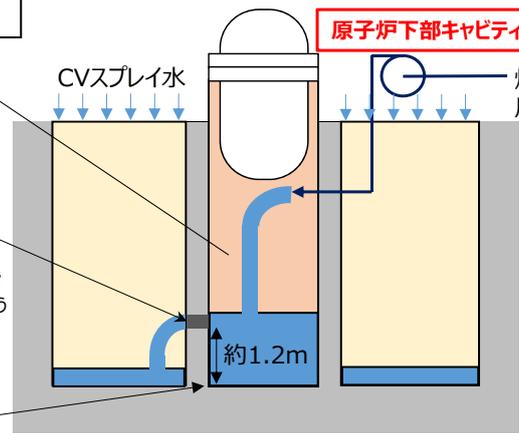


外周区画から優先的に下部キャビティへ水が流れる

美浜3号機、高浜1,2号機

新設

原子炉下部キャビティ注水ポンプ

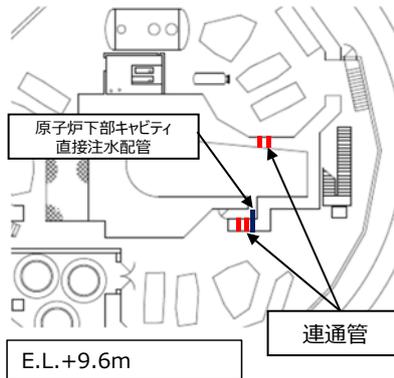


直接注水により下部キャビティに先行蓄水させる

原子炉下部キャビティと原子炉格納容器最下階フロアで水のやり取りを行うために設置。
床面ELが外周区画と同レベル

概要

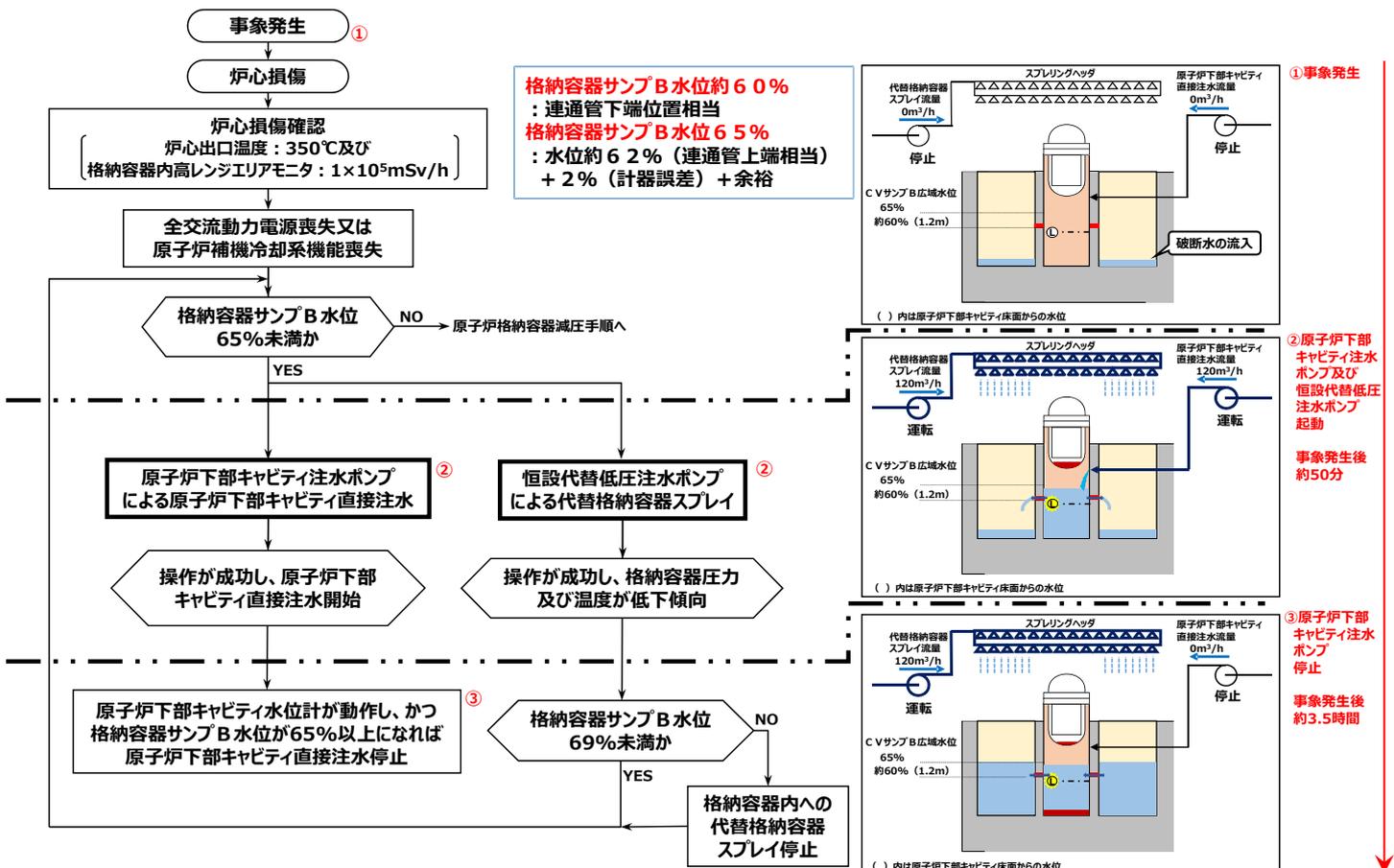
- 美浜3号機は原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水により、溶融炉心落下までに溶融炉心-コンクリート相互作用（以下、「MCCI」）抑制に必要な水量を原子炉下部キャビティへ速やかに蓄水。
- 原子炉下部キャビティ注水ポンプ停止後は、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器最下階フロアの連通管上端以上の水位まで蓄水し連通管を通して原子炉下部キャビティに継続的に水が供給されることで、長期的にMCCI抑制に必要な水位を維持。



原子炉下部連通管設置（予定）

高浜1,2号機 原子炉下部キャビティ注水ポンプ設置工事関係（格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に関する対応手順）

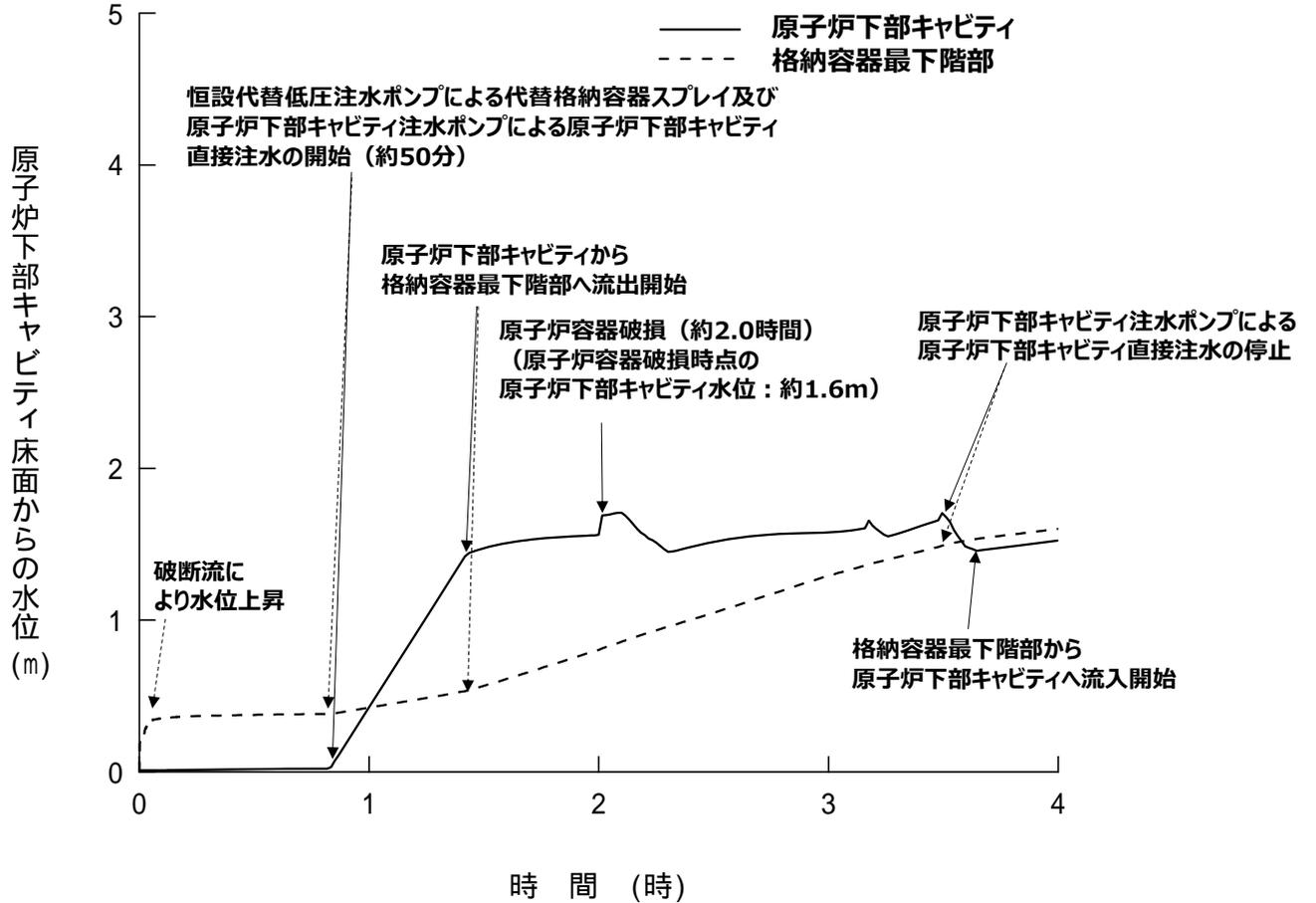
想定例：大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（CV過圧破損シーケンス）



高浜1、2号機 原子炉下部キャビティ注水ポンプ設置工事関係 (原子炉下部キャビティ時間経過の水位グラフ)

参考9

想定例：大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
(CV過圧破損シーケンス)



高浜1、2号機 格納容器上部遮蔽設置

参考10

格納容器上部にドーム状の鉄筋コンクリート造の遮蔽を設置し、外部遮蔽壁を補強する。

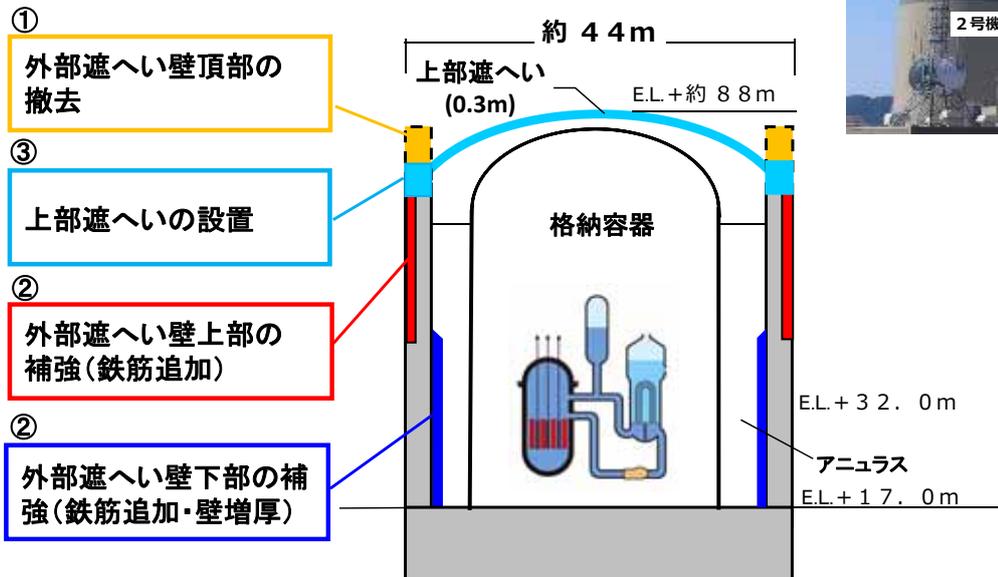
①外部遮へい壁頂部の撤去



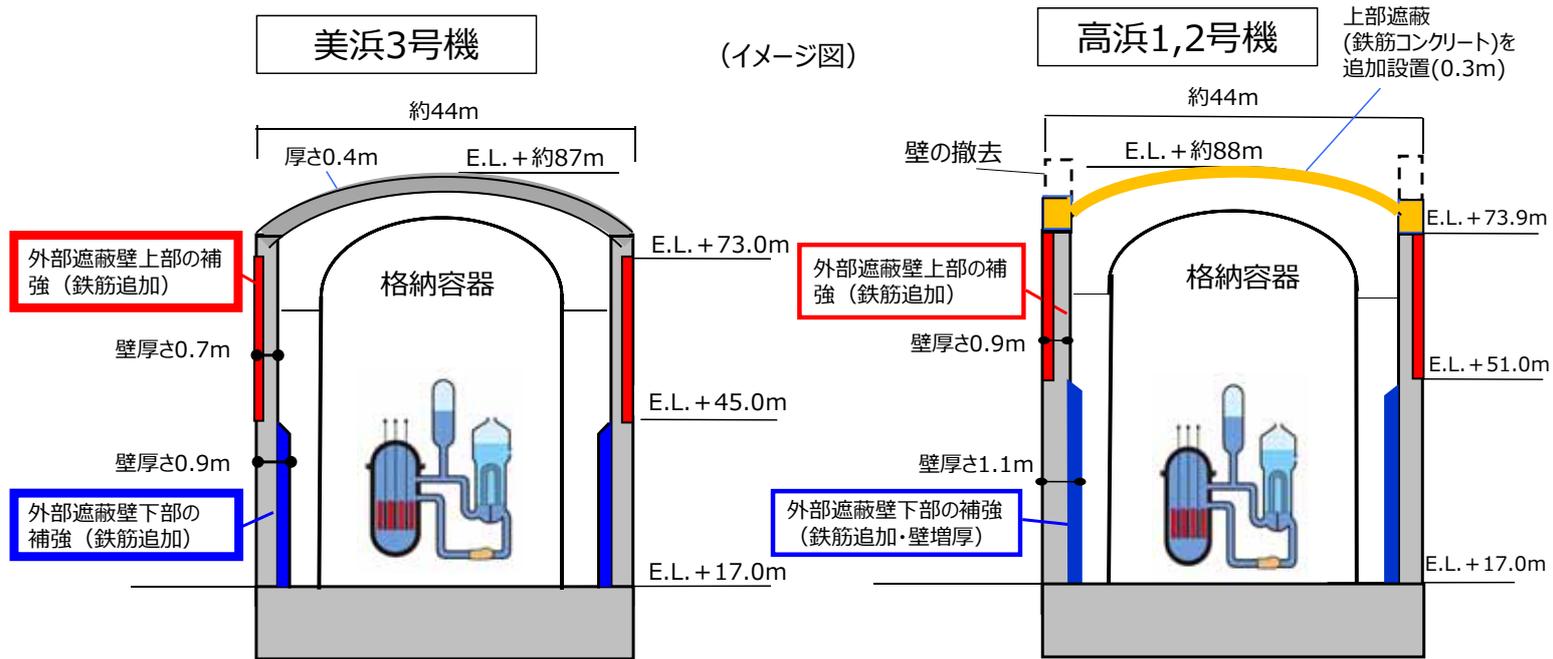
②外部遮へい壁の補強



③上部遮へいの設置完了



耐震性向上のため、外部遮蔽壁上部、下部の補強（鉄筋追加）を実施。



美浜3号機は建設当初から上部遮蔽が設置されており、今回の補強内容としては上部・下部とも鉄筋の追加のみを行う。

高浜1,2号機中央制御盤取替工事

- 中央制御盤をアナログ式から最新のデジタル式の操作・監視盤に取替えを行い、大型表示装置やディスプレイ（タッチパネル）での操作や監視をできるように変更。
- 操作指令や監視データの信号を伝送する非難燃ケーブルを難燃ケーブルに引替え。

- ① 既設中央制御盤の撤去等 ➡ ② 新設中央制御盤の設置 ➡ ③ ケーブルの敷設、接続

中央制御盤更新の概要 (イメージ)

① 既設中央制御盤 (アナログ式)

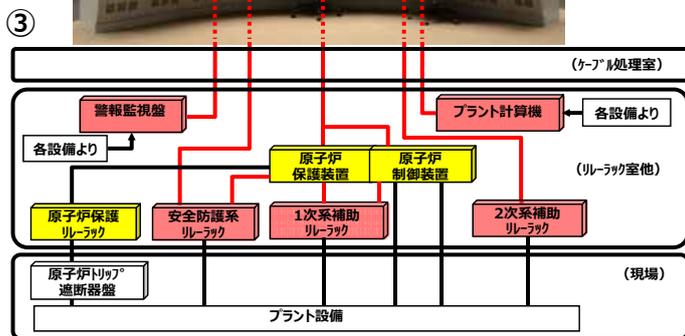


② デジタル式中央制御盤



今回の工事範囲

中央制御盤更新時に引替える信号ケーブル長さ：約660km



高浜1、2号機中央制御盤他取替工事(CBR)に伴う、計器用電源定格容量評価結果に基づき、計器用電源の増強工事を実施し、電源定格容量を満足する設計。

【計器用電源評価結果】

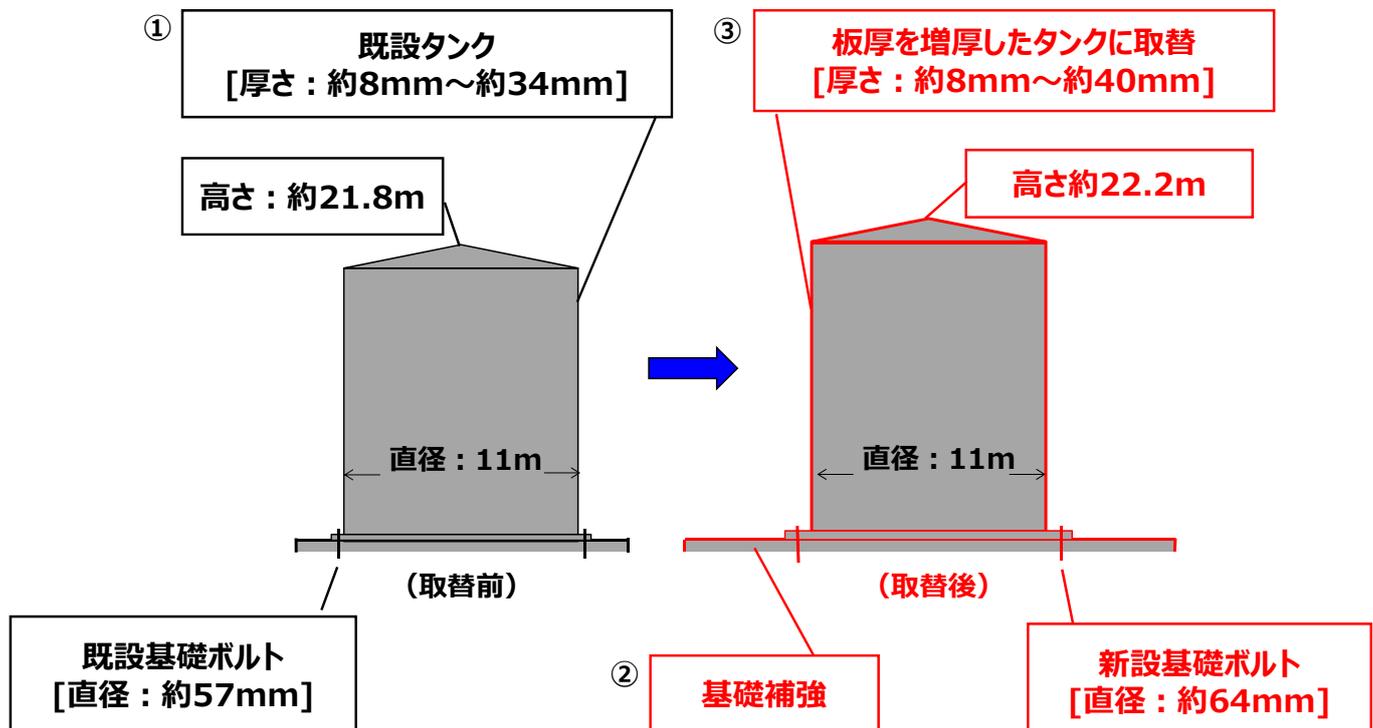
電源装置	高浜1号機					高浜2号機				
	CBR前		*更新	CBR後		CBR前		*更新	CBR後	
	定格容量 KVA	連続負荷 容量	電源設備 更新時期	定格容量 KVA	連続負荷 容量	定格容量 KVA	連続負荷 容量	電源設備 更新時期	定格容量 KVA	連続負荷 容量
A計器用電源 (安全系)	10→20*	6.9	2011	20	13.6	10→20*	7.5	2011	20	12.1
B計器用電源 (安全系)	10→20*	7.3	2011	20	13.0	10→20*	7.4	2011	20	11.7
C計器用電源 (安全系)	10→20*	7.3	2011	20	14.1	10→20*	6.8	2011	20	11.9
D計器用電源 (安全系)	10→20*	7.4	2011	20	13.0	10→20*	7.6	2011	20	11.4
A C後備計器用電源 (安全系)	10→20*	11.3	2011	20	17.8	10→20*	12.1	2011	20	14.1
B D後備計器用電源 (安全系)	10→20*	12.1	2011	20	16.7	10→20*	13.1	2011	20	13.7
E F計器用電源 (常用系)	30→30*	17.8	2009	30	15.8	30→30*	17.9	2009	30	17.1
G計器用電源 (常用系)	20→50*	42.0	2009	50	29.4	20→50*	42.1	2009	50	31.6
H計器用電源 (常用系)	30→50*	12.9	2009	50	43.6	30→50*	13.0	2009	50	42.9
I計器用電源 (常用系)	30→50*	14.9	2009	50	46.1	30→50*	15.0	2009	50	46.4

更新時期は、年度を示す

高浜1,2号機燃料取替用水タンク取替工事

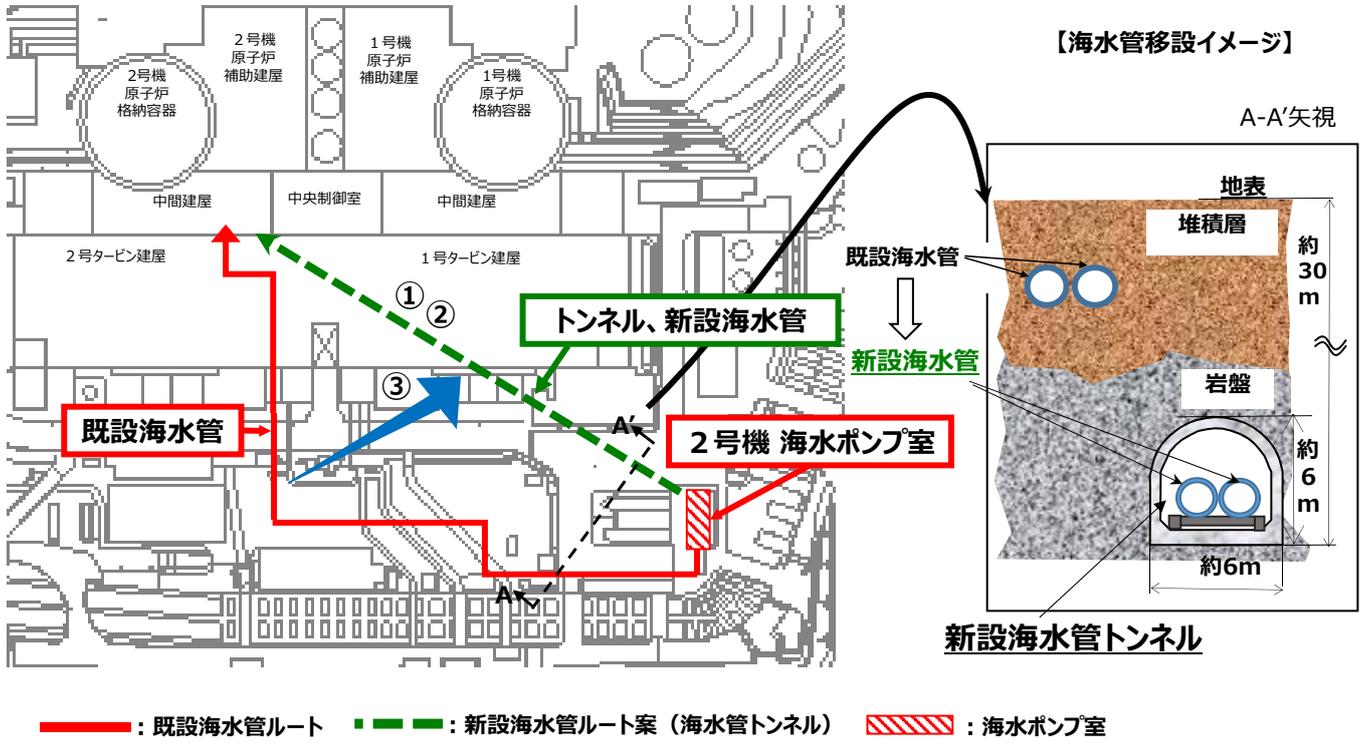
○板厚を増厚した燃料取替用水タンクを新規製作し取り替える。タンク取替に合わせて、基礎コンクリートを補強するとともに直径を太くした基礎ボルトに取替え。

- ①既設タンクの撤去 ➡ ②タンク基礎の補強 ➡ ③新設タンクの製作、海上輸送、設置



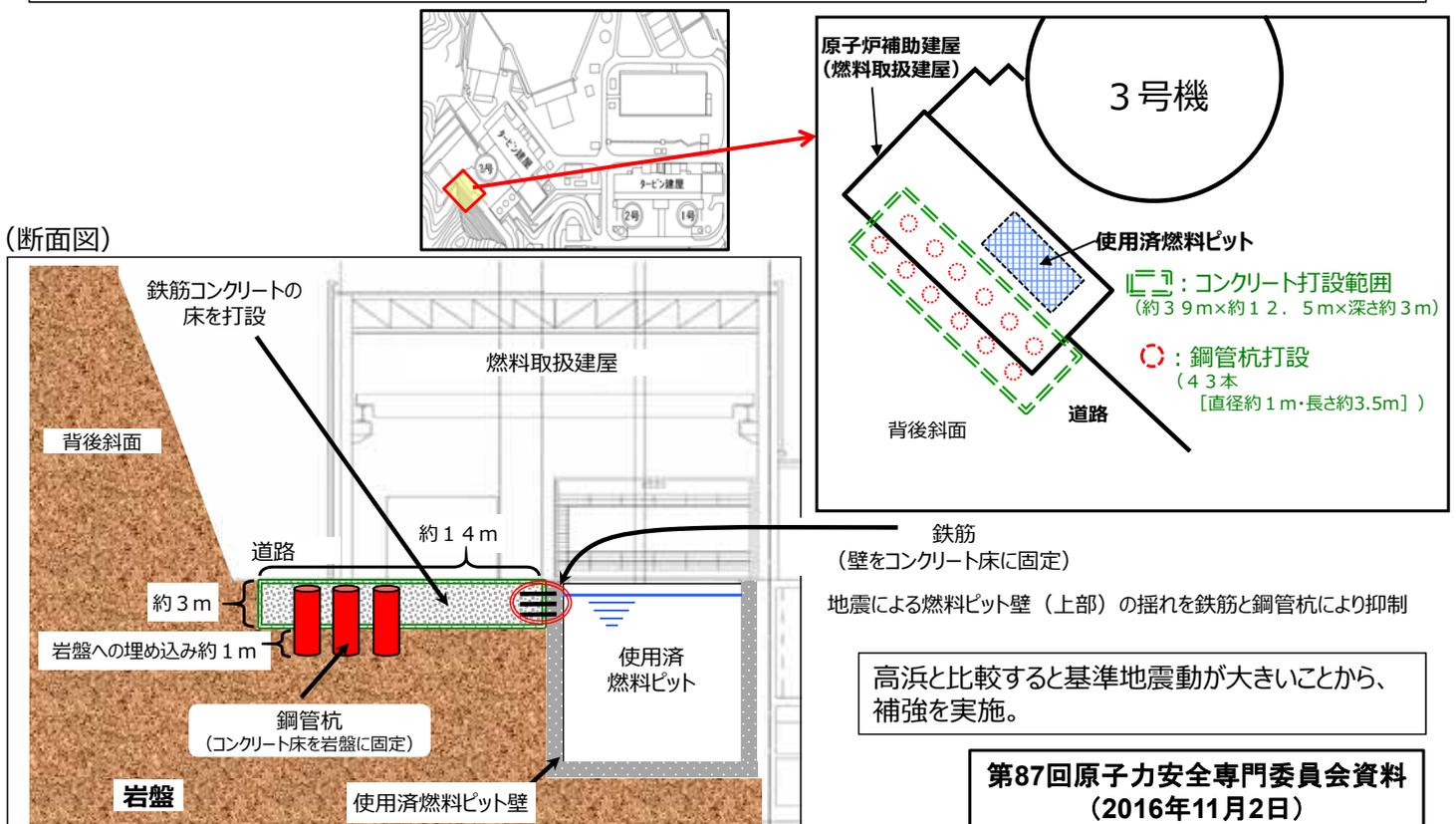
○強固な地盤内に海水管敷設用のトンネルを掘削し、新たな海水管を設置。(2号機のみ)

- ①新設海水管トンネルの掘削 → ②新設海水管の設置 → ③新設海水管へ切替え



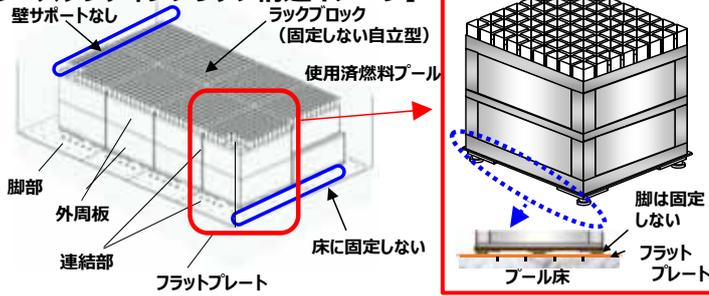
美浜3号機使用済燃料ピット補強工事

使用済燃料ピットの耐震性を向上させるため、原子炉補助建屋（燃料取扱建屋）の床の一部を撤去し、背面地盤を含めた範囲に鉄筋コンクリート造の床および鋼管杭を打設し、使用済燃料ピット壁とコンクリート床を鉄筋で連結させることにより、使用済燃料ピット壁の揺れを抑制。



使用済燃料ピットラックの耐震性を向上させるため、既設（旧）ラックを全て撤去し、床に固定しないフリースタンディングラック「フリースタンディングラック」に取替え。

【フリースタンディングラック構造イメージ】



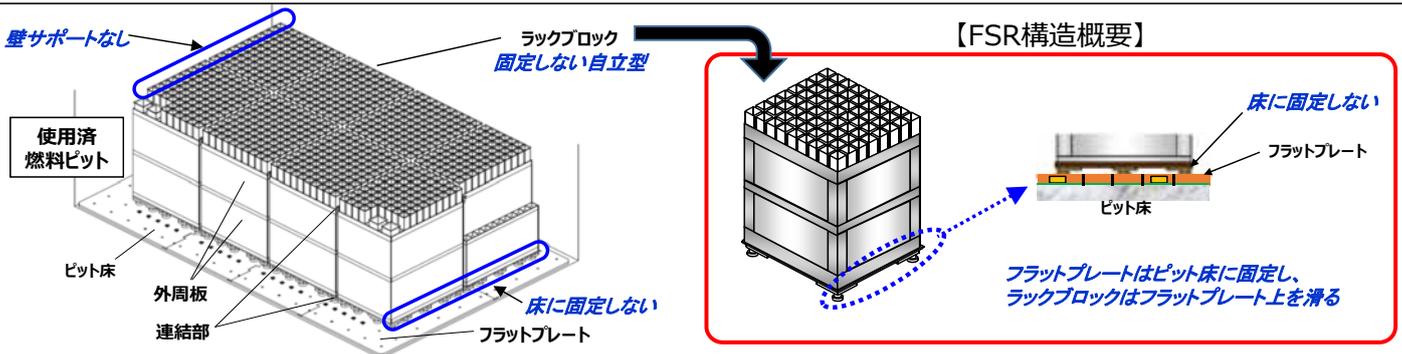
【主な特徴】

- ・外周板を有したラック構造であり、8体のラックブロックで構成。
- ・使用済燃料プールの床・壁に固定されておらず、ラックに作用する地震力を、流体力や床との摩擦により消散させる構造。
- ・外周板を設けることにより、周囲の水による流体力を大きく作用させる。
- ・ラックブロック8体を連結することにより、転倒挙動を抑制するとともに、ラックブロック間の衝突を防ぐ。

	配置図	脚部構造図	特徴
取替前			燃料貯蔵体数 1118体 ラックを床に固定し、地震荷重に耐える。 (ピット壁と燃料ラックの隙間が狭い)
取替後			燃料貯蔵体数 809体 ラックを固定せず、滑り等により地震荷重を消散。 (ピット壁と燃料ラックの隙間が広い)

美浜3号機使用済燃料ピットフリースタンディングラックの浮き上がり等を考慮した耐震評価

審査の過程で見直した基準地震動（750ガル→993ガル）において、使用済燃料ピットラックの耐震性を向上させるため、現状のラックから、床に固定しない「フリースタンディングラック(FSR)」に取替え。



- ・FSRは、外周板を有したキャブ型のラック構造であり、8体のラックブロックで構成。
- ・使用済燃料ピットの壁や床に固定せず、地震力に対してラックが滑ることによってラックに伝わる地震力を低減させる構造。
- ・ラックブロック8体を連結することでロッキング挙動※1を抑制し、ラックブロック間の衝突を防止。
- ・外周板を設けることで、周囲の水による流体力が大きく作用。

地震力により、ラックブロックの滑り挙動（回転を含む）及びロッキング挙動※1が生じる。

※1：ラックブロックが傾くことにより1辺のみで支持するゆりかごのようにカタカタと動く挙動

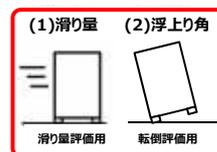
【FSRの耐震評価】

- ・加振試験結果との比較により妥当性及び保守性を確認した解析手法を用いた挙動解析及び応力解析による評価。
- ・設置時にラックブロック同士が連結されていない状態があるため、連結ブロック及び単体ブロックの両方の状態に対して評価。

【挙動解析】

滑り挙動及びロッキング挙動※1を模擬した解析※2により、使用済燃料ピット壁との必要な離隔距離を確保すること及び転倒が生じないことを浮き上がり角により評価。
※2：3次元非線形時刻歴解析

- ・地震力は水平2方向及び鉛直方向に同時に作用。
- ・挙動解析では、ラックブロック周囲の水による流体力の効果を考慮。



<評価結果※(耐震計算書抜粋 基準地震動)>

※：裕度が最も小さい、厳しい評価の結果を例示

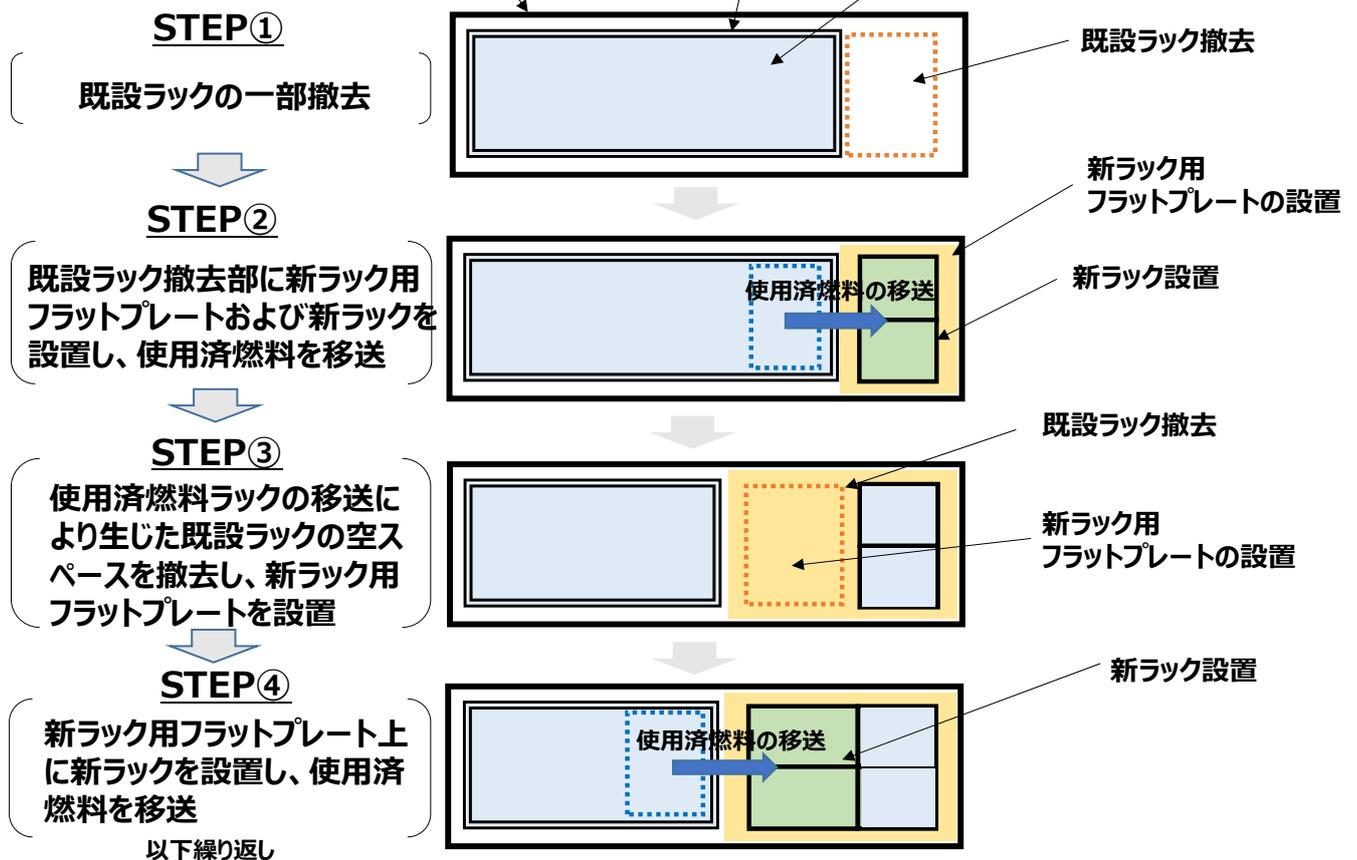
○滑り量	滑り量	許容滑り量	評価結果
	98mm	540mm	○
○浮き上がり角 (転倒)	浮き上がり角	許容浮き上がり角	評価結果
	6.5°	20.7°	○

取替前後比較

	配置図	脚部構造図	特徴
取替前			<p>燃料貯蔵体数 1,118体</p> <p>ラックを床に固定し、地震荷重に耐える。 (ピット壁と燃料ラックの隙間が狭い)</p>
取替後			<p>燃料貯蔵体数 809体</p> <p>ラックを固定せず、滑り等により地震荷重を消散。 (ピット壁と燃料ラックの隙間が広い)</p>

美浜3号機使用済燃料ピットラック取替作業 (イメージ)

<作業の流れ>



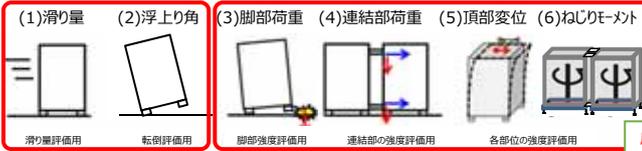
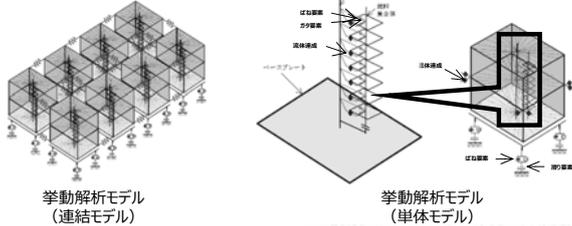
美浜3号機使用済燃料ピットラックの耐震評価

- 加振試験結果との比較により妥当性及び保守性を確認した解析手法を用いた挙動解析及び応力解析による評価を実施。
- 設置時及び再設置時にはラックブロック同士が連結されない状態で存在することがあるため、連結ブロック及び単体ブロックの両方の状態に対して評価を実施。

<挙動解析>

滑り挙動及びロッキング挙動を模擬した3次元非線形時刻歴解析により、使用済燃料ピット壁との必要な離隔距離を確保すること及び転倒が生じないことを評価。

- 地震力は水平2方向及び鉛直方向に同時に作用させる。
- 挙動解析では、ラックブロック周囲の水による流体力の効果を考慮する。



挙動解析にて評価

応力解析へ入力

<応力解析>

挙動解析の結果より荷重及び変位を抽出し、3次元FEM応力解析を用いてラックの挙動により発生する部材の応力評価を行い、耐震性を有することを評価。

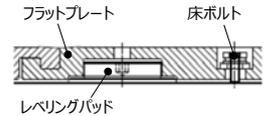
- 3次元FEMモデルを用いて、各応力解析を実施 (単体ブロック、連結ブロックで評価する項目については両方で発生応力を確認する)

- 単体ブロック
 - ラックブロック本体
 - 脚部応力評価
- 連結ブロック (連結部を含む)
 - ラックブロック本体
 - 脚部応力評価
 - 連結部評価



3次元FEM 応力解析モデル

- フラットプレート、床ボルト、レベリングパッドは、挙動解析結果で得られる脚部荷重や地震力によって各部位に発生する荷重より応力評価を行う。



<評価結果※ (耐震計算書抜粋 基準地震動)>

※：裕度が最も小さい、厳しい評価の結果をそれぞれ例示

○滑り量

滑り量	許容滑り量	評価結果
98mm	540mm	○

○浮上り角 (転倒)

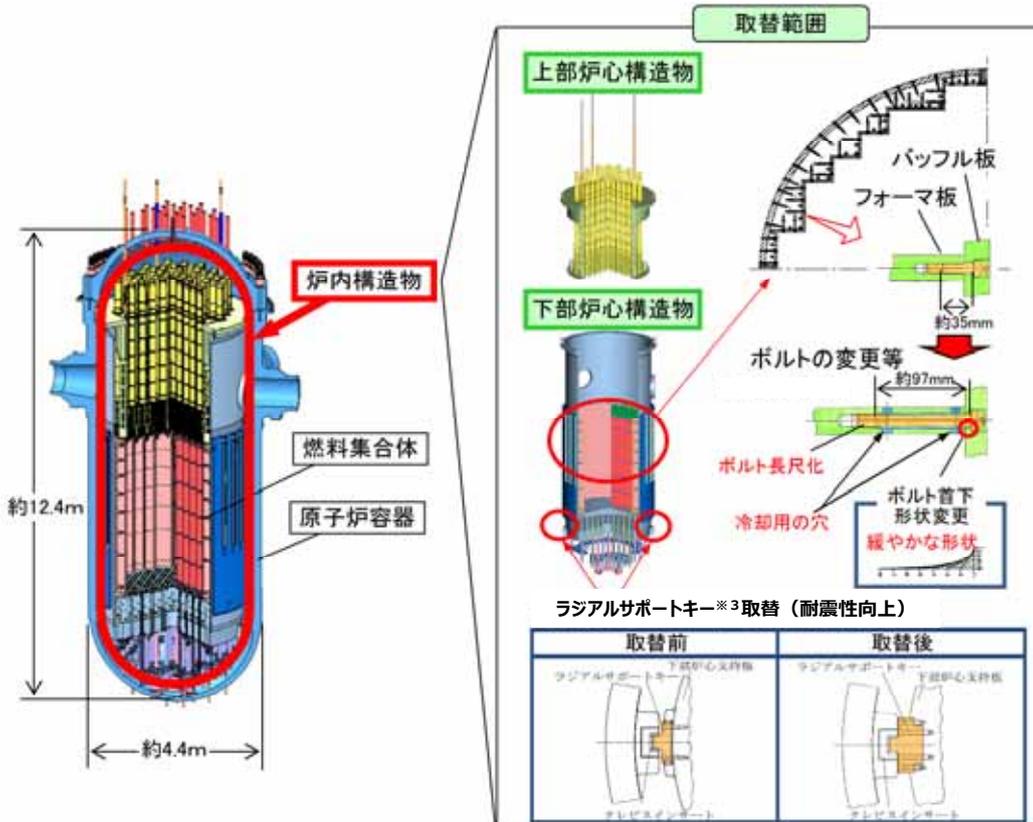
浮上り角	許容浮上り角	評価結果
6.5°	20.7°	○

○応力 (単位: MPa)

評価対象	発生応力	許容応力	裕度
ラックブロック本体	170	205	1.20
脚部	351	636	1.81
連結部	440	477	1.08
フラットプレート部	59	205	3.47

炉内構造物取替工事

炉内構造物※1の耐震性を向上させるため、また、海外プラントにおける炉内構造物のバッフルフォーマボルト※2 応力腐食割れ損傷事例を踏まえた予防保全の観点から炉内構造物の取替を実施。



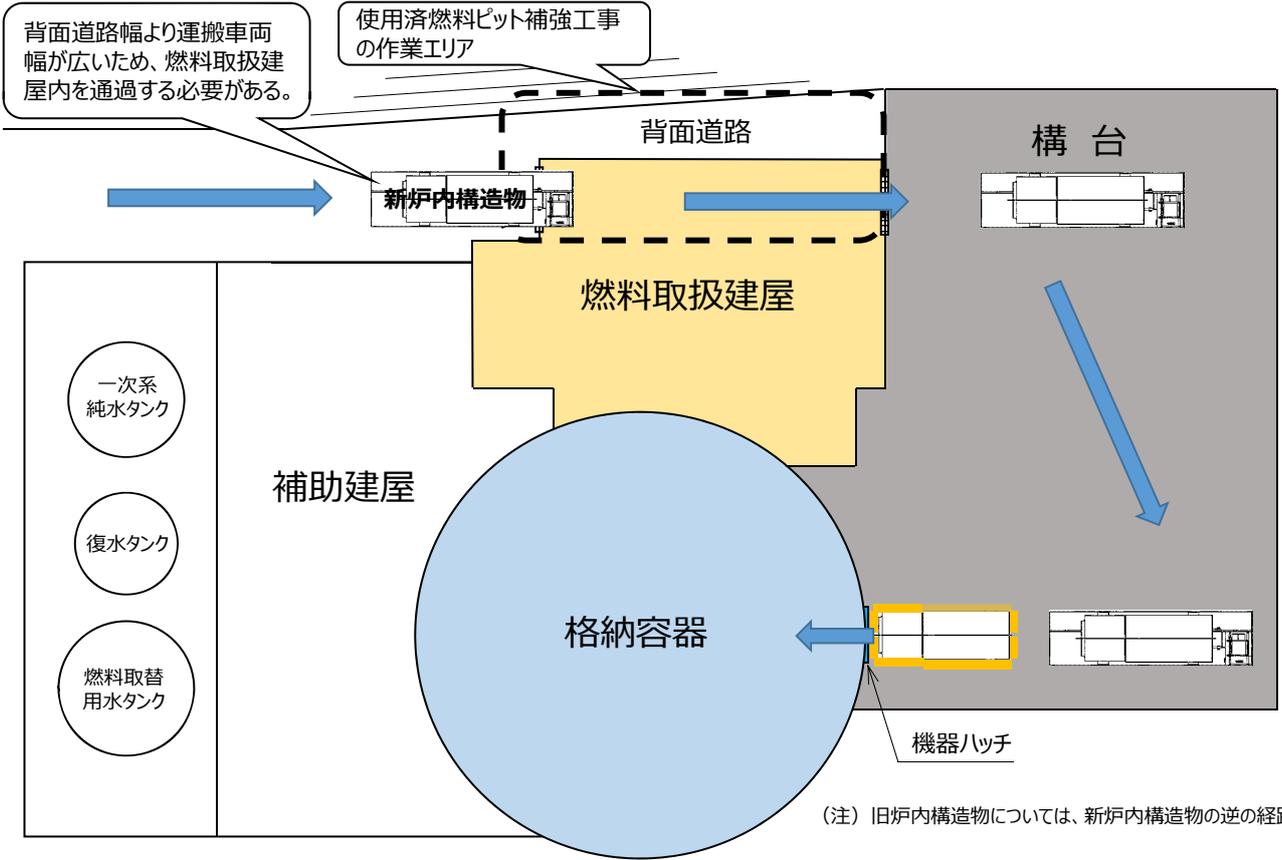
- ※1: 原子炉容器の中にある燃料集合体の原子燃料を配置するための支持構造物
- ※2: 原子炉容器内の燃料集合体を取り囲む壁 (バッフル板) を固定するためのボルト
- ※3: 炉内構造物の動きを制限するためのサポート



ラジアルサポートキー※3取替 (耐震性向上)	
取替前	取替後

美浜3号機炉内構造物取替工事に伴う炉内構造物の運搬経路

新・旧の炉内構造物の運搬については、燃料取扱建屋内および構台上を経路としていることから、使用済燃料ピット補強工事および32m構台設置工事の完了後に実施。



原子炉格納容器の耐震補強対策工事

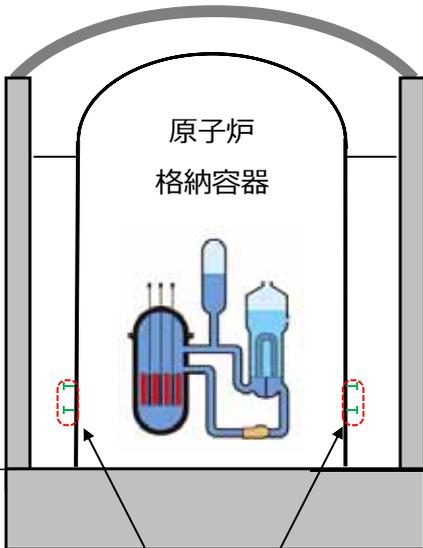
想定される最大規模の地震の揺れ（基準地震動）の最大加速度9.93ガルに対し、耐震性向上（座屈耐力向上）のため原子炉格納容器円筒部に補強材を新たに設置。

座屈：構造物に加わる荷重が限界値を超えた場合、急激に変形（へこみ等）が発生する現象

耐震補強工事内容

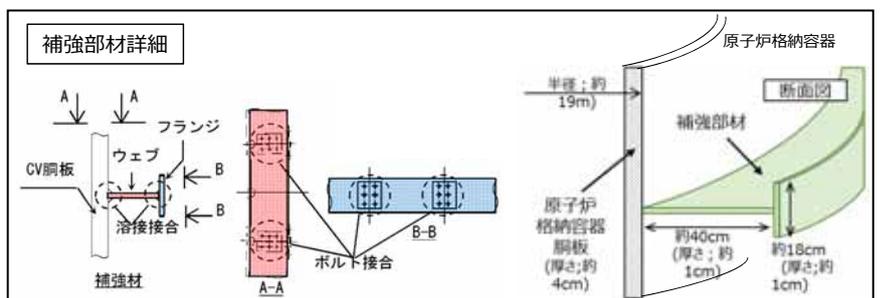
原子炉格納容器円筒部の外周面（全周）にT字形断面の補強部材※を設置

※：格納容器胴板を増厚すること同等の効果を与え、地震による加重に対して原子炉格納容器を座屈変形（へこみ等）させにくくする。



左写真は大飯1号機の胴板部補強施工例※※

※※：大飯1号機は建設当初より外圧に対する座屈防止を目的に設置。
美浜3号機は下図の通り補強部材をボルトおよび溶接により結合。



高浜1、2号機については、基準地震動7.00ガルに対する健全性が確認されており、補強材の設置は不要と判断。

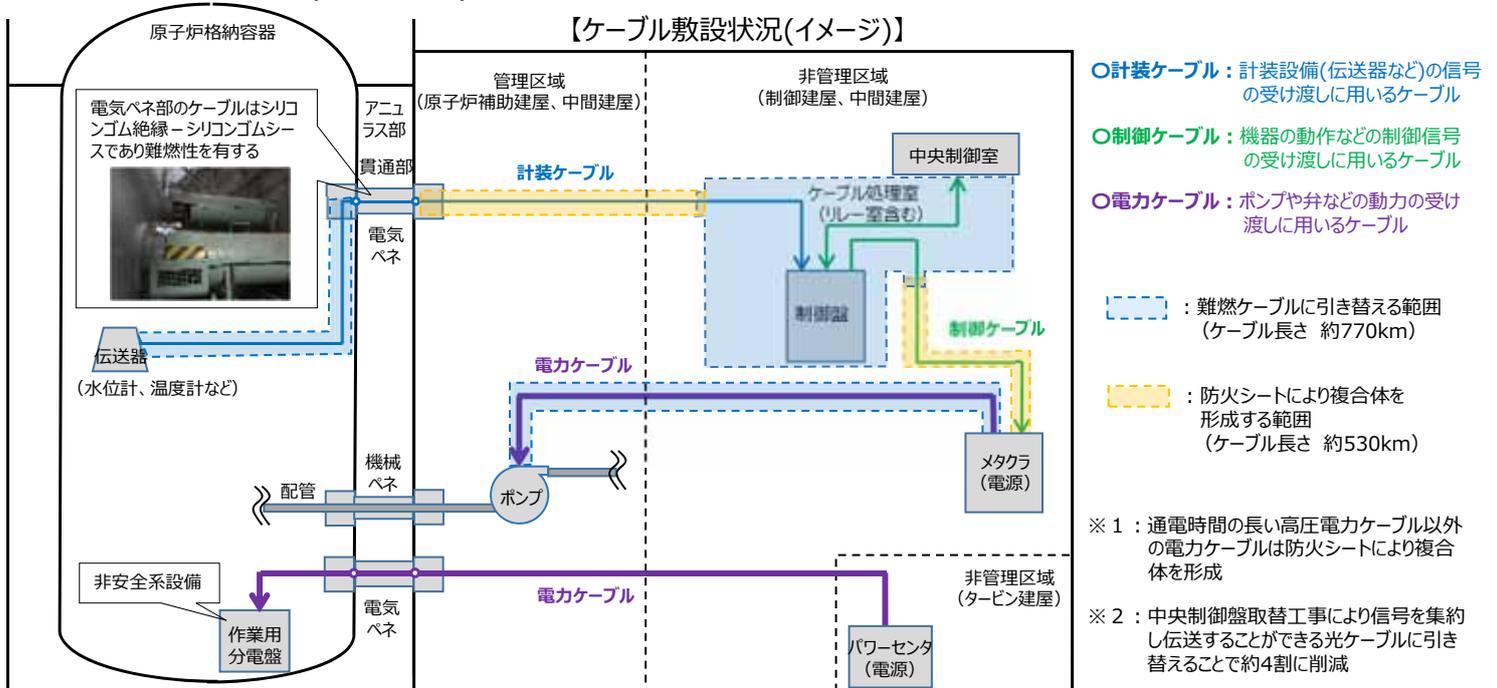
これまでの委員会における委員からの質問への回答実績

- ・ケーブルの保守管理はどのように行うのか参考46~48
- ・ケーブル火災防護対策工事参考49~58
- ・防火シートで覆われたケーブルの異常検知はどのように行うのか.....参考59
- ・中央制御盤取替工事（重大事故(全交流電源喪失)への対応に
あたり最適化されているのか）参考60~62
- ・中央制御盤取替工事（運転員の習熟期間は確保されているのか）・・・参考63
- ・バツフルフォーマボルトの劣化について、現状どのようになっているのか.....参考64~66
- ・限られた敷地内で複数の工事が輻輳することから、十分な安全管理に
努めていただきたい参考67

第86回原子力安全専門委員会資料(抜粋)

ケーブルの保守管理および火災防護対策 「ケーブルの保守管理はどのように行うのか(1/3)」

- 発電所で使用するケーブルは計装、制御及び電力ケーブルの3種類に分けられる。
- 安全機能を有する機器に使用する非難燃ケーブルは、不燃材の防火シートによりケーブル及びケーブルトレイを覆った複合体を形成することで難燃性を確保。
- 以下の非難燃ケーブルについては安全性向上及びリスク低減の観点より、複合体の形成ではなく難燃ケーブルに取替え。
 - ・ 原子炉格納容器内の安全機能を有する機器等のケーブル（防火シートがデブリとなるリスクを低減）
 - ・ 通電時間の長い高圧電力ケーブル※1（過電流による発火リスクを低減）
 - ・ ケーブル処理室(リレー室含む)のケーブル（可燃物であるケーブル物量の大幅な削減※2）

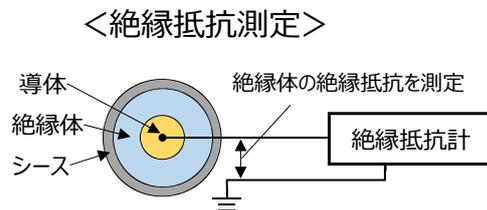


○ケーブルの保守管理

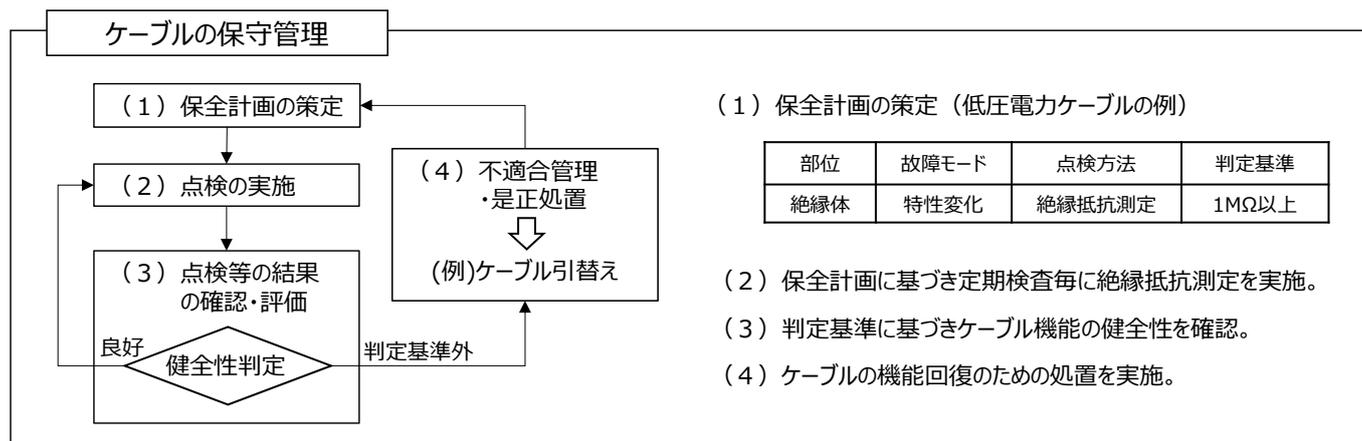
ケーブル機能(絶縁機能)の健全性確認のため、ケーブルの機能維持に必要な部位の故障モードから点検方法を検討し、点検を実施。

- ① 構成する部位(導体、絶縁体及びシース)のうち、故障モードから点検が必要となるのは絶縁体の特性変化。
- ② ①より、以下の点検を計画的に実施し、ケーブル機能(絶縁機能)の健全性を確認。

ケーブル機能	点検方法
絶縁機能	絶縁抵抗測定



絶縁抵抗測定は、防火シートで覆う必要のないケーブル終端部(端子部)で行なうため、難燃ケーブルと非難燃ケーブルで保守管理方法に違いはない。



(1) 保全計画の策定 (低圧電力ケーブルの例)

部位	故障モード	点検方法	判定基準
絶縁体	特性変化	絶縁抵抗測定	1MΩ以上

- (2) 保全計画に基づき定期検査毎に絶縁抵抗測定を実施。
- (3) 判定基準に基づきケーブル機能の健全性を確認。
- (4) ケーブルの機能回復のための処置を実施。

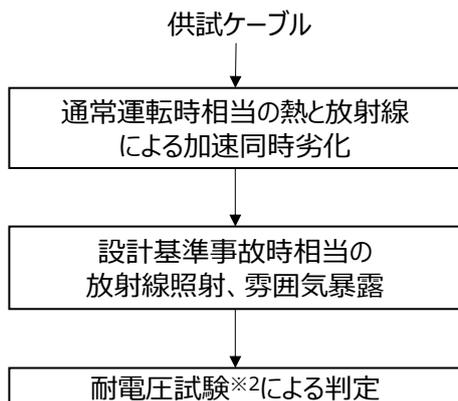
○ケーブルの高経年化技術評価

- ・事故環境下で機能要求されるケーブル(高浜1、2号機で合計約300本)の高経年化技術評価においては、通常運転時の劣化及び事故時の劣化を考慮した長期健全性試験により、ケーブルの絶縁特性に対しての60年間の健全性を評価。
- ・健全性評価の結果、2本のケーブルのみ取替えが必要となり、それ以外のケーブルについては60年以上の健全性を確認。
- ・なお、60年までの健全性が確認できていない2本のケーブルについては、余寿命までに取替え。

難燃PHケーブル※の評価例

【長期健全性試験】

試験手順及び健全性判定方法※1



【長期健全性試験を踏まえた高経年化技術評価の結果】

対象プラント	ケーブル総数	取替えが必要なケーブル本数(寿命年)
高浜1号機	約150本	1本(54年) →50年までに取替え
高浜2号機	約150本	1本(47年) →45年までに取替え

※1: 「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド (JNES- RE-2013-2049)」(ACAガイド) に基づく試験手順及び健全性判定方法

※2: 日本工業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005:2000) に基づく耐電圧試験

※: 難燃エチレンプロピレンゴム絶縁、難燃クロロスルホン化ポリエチレンシースケーブル

新規制基準では難燃ケーブルの使用が要求されていることから、敷設されている非難燃ケーブルに対し、全体の約6割※を難燃ケーブルに引替え。それ以外については防火シート又は電線管への収納による防火措置を実施し、難燃ケーブルと同等以上の性能を確保。

※：ケーブル量を大幅に削減できる区画、デブリの発生を抑える必要のある格納容器内及び過電流による発火の可能性がある範囲のケーブル

防火シートによる防火措置概要

【具体的設計方針】

ケーブルが露出しないように、ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シート※で覆い複合体とする。

※：採用する防火シートは、不燃性、耐久性、被覆性に対する要求事項が確認されたものを採用。



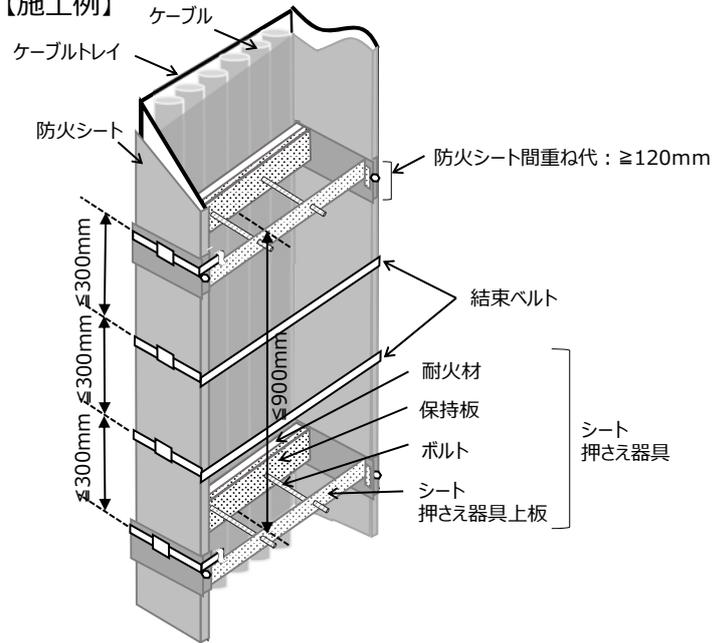
複合体について、「自己消火性」及び「耐延焼性」等の実証試験を行い、難燃ケーブルを上回る難燃性能を確保していることを確認。

【複合体施工例】



※：溶融亜鉛めっきを行った鋼板

【施工例】



対策後の保守管理

防火シートを巻き付けた内部のケーブルの健全性確認については、現状のケーブルの健全性確認と同様に、機器の試運転や絶縁抵抗測定により、ケーブルの通電機能、絶縁機能が問題ないことを確認。

ケーブル火災における実証試験結果(1/2)

○複合体外部の火災

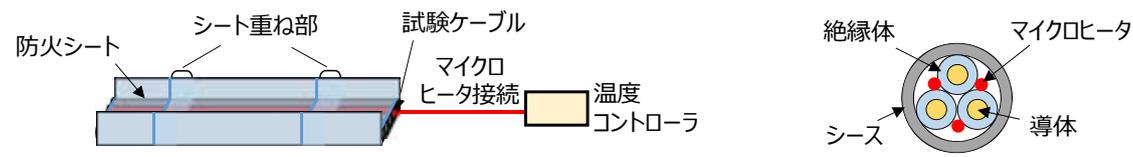
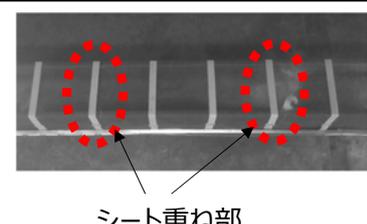
ケーブル種類毎の耐延焼性の評価結果

試験方法	<難燃ケーブル> 難燃ケーブル (一層敷設) ケーブルトレイ (ラダートレイ) 加熱源 (バーナ)	<複合体> 非難燃ケーブル (一層敷設) 防火シート (不燃材) ケーブルトレイ (ラダートレイ) 加熱源 (バーナ)	
	ケーブルの損傷長を確認	複合体の損傷長を確認	
試験条件	20kW		
試験結果	高圧電力ケーブル 1,150 (難燃ケーブル) / 760 (複合体ケーブル) 390mm (差)	低圧電力ケーブル 1,200 (難燃ケーブル) / 1,150 (複合体ケーブル) 50mm (差)	制御ケーブル 1,160 (難燃ケーブル) / 980 (複合体ケーブル) 180mm (差)

全てのケーブル種類において複合体は燃え止まり、難燃ケーブルを上回る耐延焼性を有していることを確認

ケーブル火災における実証試験結果(2/2)

○複合体内部の火災 過電流模擬試験による耐延焼性(遮炎性能)評価結果

<p>試験方法</p>	 <p>一層敷設した高圧電力ケーブル内の一条に対して、マイクロヒータを取り付け、絶縁体及びシースの発火温度を超える温度で加熱。一定時間後、複合体内部においてケーブルから発生する可燃性ガス及びケーブルが発火することを確認。ケーブル等が発火した場合は複合体内部の火災について外部への露出の有無を確認。</p>						
<p>ケーブル</p>	<p>(高圧電力) 架橋ポリエチレン絶縁、ビニルシース</p>						
<p>試験条件</p>	<p>マイクロヒータ温度 650℃</p>						
<p>試験結果</p>	 <table border="1" data-bbox="893 739 1388 873"> <thead> <tr> <th>判定基準</th> <th>結果</th> <th>判定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>複合体内部の火災が外部に露出しないこと</td> <td>無</td> <td>合格</td> </tr> </tbody> </table>	判定基準	結果	判定	複合体内部の火災が外部に露出しないこと	無	合格
判定基準	結果	判定					
複合体内部の火災が外部に露出しないこと	無	合格					

複合体内部の火災が外部へ露出しないことを確認

(難燃ケーブルは発火すると周囲に火災が露出するが、複合体は内部ケーブルが発火しても外部に火災が露出しない)

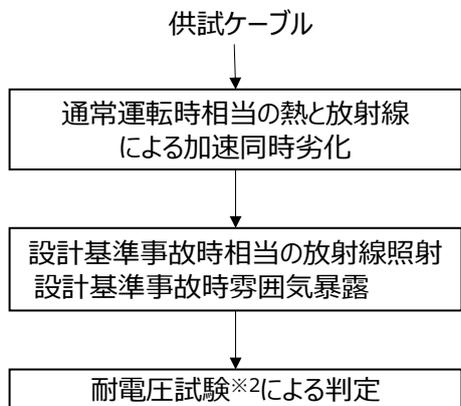
ケーブルの高経年化技術評価 (1/2)

事故環境下で機能が要求されるケーブルについては、長期健全性試験による健全性評価を行い、実際の敷設環境下において健全性が維持できる期間を確認。

難燃PHケーブル(注)の例

① 長期健全性試験 (運転による劣化と事故時条件を付与)

試験手順及び健全性判定方法※1



熱・放射線による最大事前劣化条件、設計基準事故試験条件及び耐電圧試験結果※3

最大劣化条件 (温度-放射線-時間)	100℃ - 94.8Gy/h - 4,003時間
集積放射線	1,500kGy
最高温度	190℃
最高圧力	0.41MPa[gage]
耐電圧試験結果	
耐電圧試験条件	判定
課電電圧：1,500V/分	良

※3：「原子力プラントのケーブル経年化評価技術調査研究に関する最終報告書 (JNES-SSLレポート)」

※1：「原子力発電所のケーブル経年化評価ガイド (JNES-RE-2013-2049)」(ACAガイド)に基づく試験手順及び健全性判定方法

※2：耐電圧試験は、日本工業規格「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」(JIS C 3005:2000)の試験

健全性評価期間確認

6

(注) 難燃エチレンプロピレンゴム絶縁、難燃クロロスルホン化ポリエチレンシースケーブル

ケーブルの高経年化技術評価 (2/2)

事故環境下で機能が要求されるケーブルについては、長期健全性試験による健全性評価を行い、実際の敷設環境下において健全性が維持できる期間を確認。

健全性評価の例

5
↓
長期健全性試験

②-1 高浜1号機 実布設環境での健全性評価期間

敷設区分 (格納容器内)	実敷設環境条件		評価期間 [年]
	温度 [°C]	放射線量率 [Gy/h]	
ループ室	50*1	0.0130	約65*2
加圧器室上部	50	0.0005	約99
通路部	47*1	0.0013	約74*2
	47*1	0.0002	約54*2

* 1 : 動力ケーブルの温度上昇を更に考慮する
* 2 : ケーブルの取替えを考慮した期間

54年以降では絶縁低下の可能性があり、評価時期までに取替が必要

②-2 高浜2号機 実布設環境での健全性評価期間

敷設区分 (格納容器内)	実敷設環境条件		評価期間 [年]
	温度 [°C]	放射線量率 [Gy/h]	
ループ室	48*1	0.0202	約66*2
加圧器室上部	48	0.00001	約117
通路部	47*1	0.00001	約47*2

* 1 : 動力ケーブルの温度上昇を更に考慮する
* 2 : ケーブルの取替えを考慮した期間

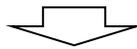
47年以降では絶縁低下の可能性があり、評価時期までに取替が必要

評価期間に至る前に取り替えることを、長期保守管理方針として策定

ケーブル燃焼時の発生ガスへの対策

＜ケーブル燃焼時の発生ガスへの対策＞

原子力発電所で使用しているケーブルが燃焼した場合における炭化水素系ガスや塩化水素等の有毒ガスの発生に対して、以下の対策を実施。



○火災の早期感知・消火

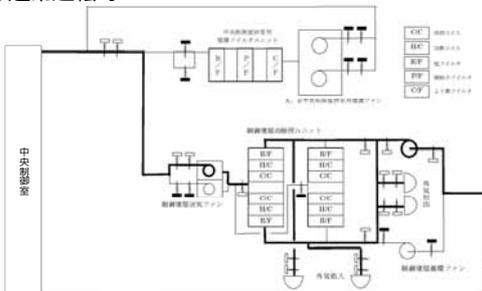
ケーブル燃焼の火災が発生した場合、ケーブルトレイ周辺の火災感知器により早期感知し、スプリンクラー等の消火設備により消火できる設計。
また、防毒マスク等も備えており、火災発生箇所での人(消防隊)による消火も可能。

○中央制御室の居住性の確保

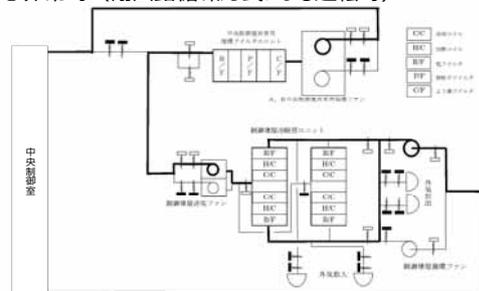
人が常駐する中央制御室については、ケーブルが敷設されている中央制御室外での火災により発生する有毒ガスに対して、中央制御室換気設備の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式※に切り替えることにより外部雰囲気から隔離できる設計。

※：中央制御室換気設備の系統構成の概要を下図に示す。(A系列のみ記載)

○通常運転時

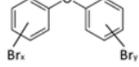
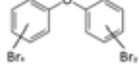


○非常時 (閉回路循環方式による運転時)



ケーブルが燃焼した場合の発生ガス成分(1/2)

<難燃ケーブルの主成分と燃焼時の発生ガス>

ケーブル				主な成分の化学構造	燃焼時の発生ガス	備考
回路種別	絶縁体	シース				
難燃ケーブル	高圧電力	架橋ポリエチレン	難燃低塩酸特殊耐熱ビニル	絶縁体 ・ポリエチレン $-(CH_2-CH_2)_n-$	一酸化炭素、二酸化炭素、炭化水素系ガス（メタン、アセチレン、エチレン、エタン等）	
				シース ・ポリ塩化ビニル $-(CH_2-CHCl)_n-$		
難燃ケーブル	低圧電力	難燃EPゴム	難燃クロロスルホン化ポリエチレン	絶縁体 ・EPゴム $-(CH_2-CH_2)_l-(CH_2-\underset{\text{CH}_3}{\text{CH}})_m-(X)_n-$ ・臭素系難燃剤 	一酸化炭素、二酸化炭素、炭化水素系ガス（メタン、アセチレン、エチレン、エタン等）、臭化水素	
				シース ・クロロスルホン化ポリエチレンゴム $-(CH_2-CH_2)_l-\underset{\text{SO}_2\text{Cl}}{\text{CH}}-\underset{\text{Cl}}{\text{CH}}_m-$		
		難燃EPゴム	難燃低塩酸特殊耐熱ビニル	絶縁体 ・EPゴム $-(CH_2-CH_2)_l-(CH_2-\underset{\text{CH}_3}{\text{CH}})_m-(X)_n-$ ・臭素系難燃剤 	一酸化炭素、二酸化炭素、炭化水素系ガス（メタン、アセチレン、エチレン、エタン等）、臭化水素	
				シース ・ポリ塩化ビニル $-(CH_2-CHCl)_n-$		

ケーブルが燃焼した場合の発生ガス成分(2/2)

<非難燃ケーブルの主成分と燃焼時の発生ガス>

ケーブル				主な成分の化学構造	燃焼時の発生ガス	備考
回路種別	絶縁体	シース				
非難燃ケーブル	高圧電力	架橋ポリエチレン	ビニル	絶縁体 ・ポリエチレン $-(CH_2-CH_2)_n-$	一酸化炭素、二酸化炭素、炭化水素系ガス（メタン、アセチレン、エチレン、エタン等）	
				シース ・ポリ塩化ビニル $-(CH_2-CHCl)_n-$		
非難燃ケーブル	低圧電力	EPゴム	アスベスト	絶縁体 ・EPゴム $-(CH_2-CH_2)_l-(CH_2-\underset{\text{CH}_3}{\text{CH}})_m-(X)_n-$	一酸化炭素、二酸化炭素、炭化水素系ガス（メタン、アセチレン、エチレン、エタン等）	臭素系難燃剤の添加なし
				シース -		-
		特殊耐熱ビニル	ビニル	絶縁体 ・ポリ塩化ビニル $-(CH_2-CHCl)_n-$	一酸化炭素、二酸化炭素、炭化水素系ガス（メタン、アセチレン、エチレン、エタン等）、塩化水素、ホスゲン	
				シース ・ポリ塩化ビニル $-(CH_2-CHCl)_n-$		

○防火シートの施工方法と保守管理

- ① 非難燃ケーブルについて、不燃材の防火シートによりケーブル及びケーブルトレイを覆った複合体に施工することで難燃性を確保。
- ② 施工後も複合体として難燃性を維持するため、防火シート等の保守管理を実施。

① 防火シートの施工方法

【施工前】

【施工後】

【施工例】

下記の寸法を満たすように施工

A. 防火シート間重ね代：	≥120mm
B. 結束ベルト間隔：	≤300mm
C. シート押さえ器具間隔：	≤900mm

② 防火シートの保守管理

- ・複合体の性能維持に必要な部位の故障モードから点検方法を検討し、保全計画を策定のうえ点検を実施。
- ・点検結果を保全計画にフィードバック。

保全計画（シートの例）

部位	故障モード	点検方法	判定基準
シート	ずれ	目視点検	防火シート間重ね代が確保されていること

```

    graph TD
      A["(1) 保全計画の策定"] --> B["(2) 点検の実施"]
      B --> C{"(3) 点検等の結果の  
確認・評価"}
      C -- 良好 --> D{"健全性判定"}
      C -- 判定基準外 --> E["(4) 不適合管理  
・是正処置  
(例)防火シートの張り直し"]
      E --> A
  
```

○実証試験結果を考慮した防火シート(複合体)の施工

- ・ 実証試験により難燃ケーブルと同等以上の難燃性能が確保されることを確認した複合体を形成。
- ・ 実機施工における複合体は、実証試験及び評価結果を考慮した保守的な構造及び寸法を設定。

○実証試験の確認項目

	確認の観点	確認項目
防火シート	不燃性	発熱性試験
	遮炎性	遮炎性試験
	耐久性	耐久性試験
	非腐食性	pH試験
複合体	被覆性	加振試験
	耐延焼性	ケーブル種類毎の耐延焼性
		加熱熱量の違いによる耐延焼性
		複合体構成品の組合せによる耐延焼性
		複合体内部発火時の耐延焼性
	シートの隙間、ずれ、傷を想定した耐延焼性	
遮炎性	過電流試験	
複合体形成による悪影響	熱の蓄積による影響	
	重量増加の影響	

実証試験の中から複合体の耐延焼性を評価した例

複合体の加熱熱量の違いによる耐延焼性の評価結果

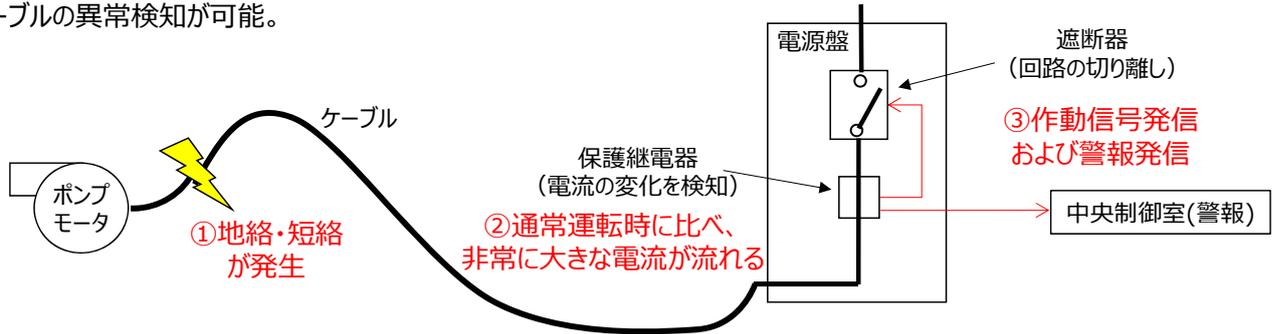
試験方法	<難燃ケーブル> 難燃ケーブル(多層敷設) / ケーブルトレイ / 加熱源(バーナ)	<複合体> 非難燃ケーブル(多層敷設) / ケーブルトレイ / 防火シート(不燃材) / 加熱源(バーナ)															
試験条件	ケーブルの損傷長を確認	複合体の損傷長を確認															
試験結果	耐延焼性試験 ^{※1} の燃焼条件のうち、防火シート遮炎性が確保される範囲で熱量を変化(加熱熱量10~40kW)	<table border="1"> <caption>試験結果 (損傷長 mm)</caption> <thead> <tr> <th>加熱熱量 (kW)</th> <th>難燃ケーブル (mm)</th> <th>複合体 (mm)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10</td> <td>780</td> <td>600</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td>1650</td> <td>1490</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td>2190</td> <td>1670</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td>2760</td> <td>2430</td> </tr> </tbody> </table> <p>⇒複合体の耐延焼性が難燃ケーブルを上回ることを確認</p>	加熱熱量 (kW)	難燃ケーブル (mm)	複合体 (mm)	10	780	600	20	1650	1490	30	2190	1670	40	2760	2430
加熱熱量 (kW)	難燃ケーブル (mm)	複合体 (mm)															
10	780	600															
20	1650	1490															
30	2190	1670															
40	2760	2430															

※1：防耐火性能試験・評価業務方法書(一般財団法人 日本建築総合試験所)により規定された試験

ケーブルの保守管理および火災防護対策 「防火シートで覆われたケーブルの異常検知はどのように行うのか」

○「地絡・短絡」の検知

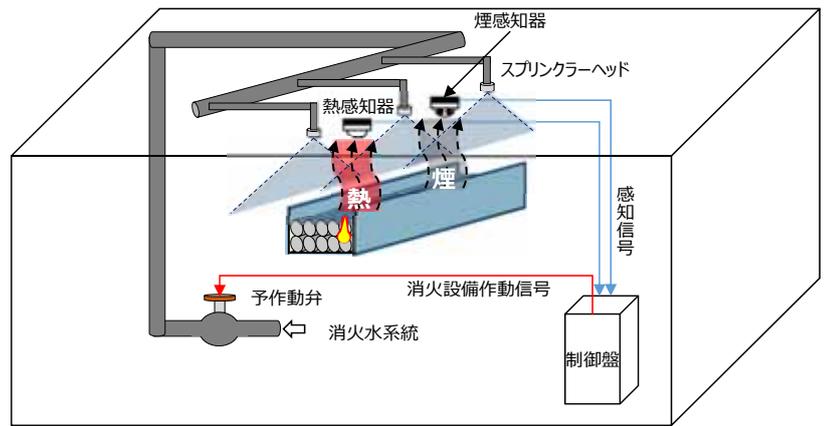
- ケーブルに地絡・短絡が発生した場合、通電電流の変化により保護継電器が作動し、遮断器が回路を切り離すことで、ケーブルの異常箇所を隔離するとともに、中央制御室に警報を発信。
- 難燃ケーブルと非難燃ケーブルで異常検知方法に違いはなく、防火シートによる防火措置を施工した後も、これまでどおりケーブルの異常検知が可能。



○「火災」の検知

- ケーブル火災が発生した場合、火災区域又は火災区画に設置する2種類(煙、熱)の感知器が火災を感知し、消火設備による消火を実施。
- 防火シートによる防火措置を施工しても、火災発生時は難燃ケーブルと同様に火災の感知及び消火が可能。

同一区画内に安全系ケーブルトレイ2系統が設置されている箇所については、どちらか1系統のケーブルトレイに対して1時間耐火隔壁とケーブルトレイ消火設備を設置し、システムを分離。



中央制御盤取替工事

「重大事故(全交流電源喪失)への対応にあたり最適化されているのか(1/2)」

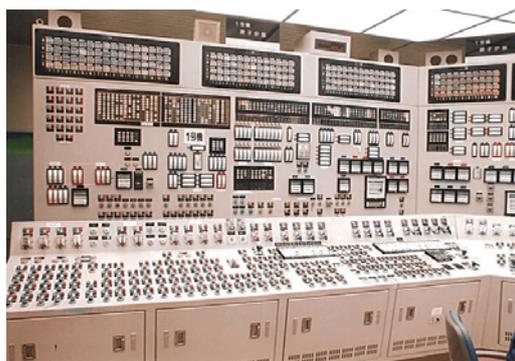
中央制御盤※の指示計等は、既に多くが生産中止となっており、保守性向上の観点から、中央制御盤全体を最新のデジタル式に取り替える。取替えにより、保守性の向上に加えて、運転員の監視操作性の向上を図ると共に、ヒューマンエラー率低減による信頼性の向上を図る。

※：運転員が24時間常駐する中央制御室で、機器の遠隔操作やパラメータの監視、警報の確認等を行うための盤

【工事概要】

従来の中央制御盤上にある指示計による監視から、運転コンソールのディスプレイ及び大型表示装置での監視に変更。

既設中央制御盤

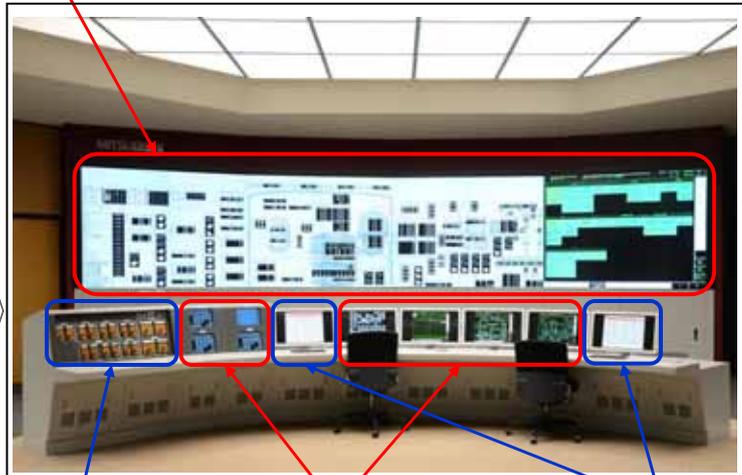


更新

デジタル式中央制御盤 (イメージ図)

大型表示装置

プラント全体をビジュアル化し、プラント全体の把握を容易化することにより、運転員間の共通認識情報を提供可能とした大型表示画面を採用。(監視性向上)



ヒューマンエラー率の低減による信頼性の向上

ハードスイッチ

原子炉の緊急停止等の急速な動作を必要とする機器について、ハードスイッチを設置。

監視操作用ディスプレイ

指示計・記録計等の情報統合及びタッチパネルによる操作方式を採用し、監視操作性を向上。(保守性、監視操作性向上)

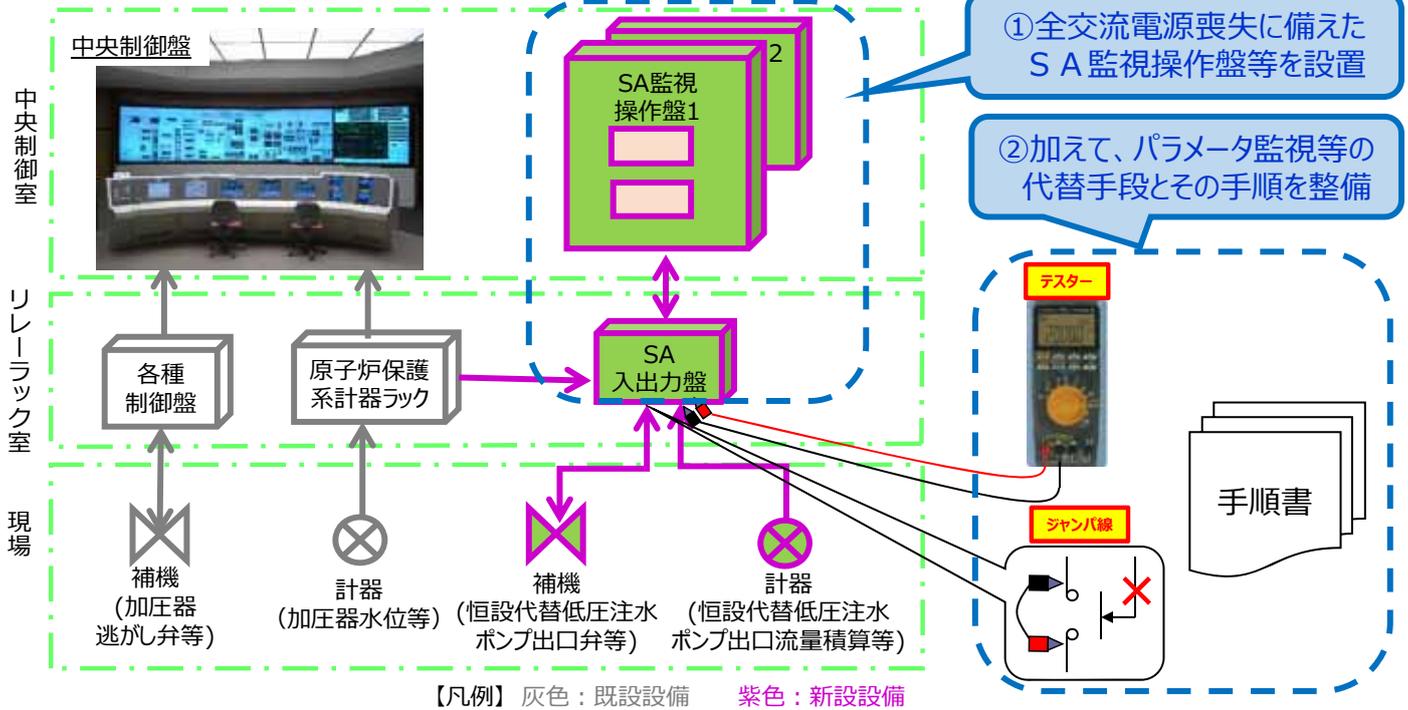
警報装置

集約化され、重要度・優先度に応じた警報を表示する「新型警報システム」を採用。(監視性向上)

「重大事故(全交流電源喪失)への対応にあたり最適化されているのか(2/2)」

- 福島第一原子力発電所事故を踏まえ、新規基準のシビアアクシデント(SA)対応設備として、全交流電源喪失時でも必要な監視・操作が可能となるよう、中央制御室にSA監視操作盤等を新規設置。…①
- これに加えて、中央制御盤、SA監視操作盤が活用できなかった場合に備えて、パラメータ監視等の代替手段(テスター、ジャンパ線)を準備するとともに、手順を整備。…②

【SA監視操作盤の構成概略】



可搬型計測器による測定対象パラメーター一覧

【美浜3号機の例】

- | | |
|--|--|
| <p>炉心損傷の監視※</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 1次冷却材高温側広域温度 ○ 1次冷却材低温側広域温度 ○ 炉内温度(グループ1) ○ 炉内温度(グループ2) ○ 炉内温度(グループ3) ○ 冷却材圧力(広域) ○ 加圧器水位 ○ 原子炉水位 | <p>原子炉格納容器内の水位監視※</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 格納容器再循環サンプ水位(広域) ○ 格納容器再循環サンプ水位(狭域) ○ 原子炉格納容器水位 ○ 原子炉下部キャビティ水位 ○ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算 |
| <p>炉心注水量の監視※</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 安全注入流量 ○ 補助安全注入流量 ○ 余熱除去クーラ出口流量 ○ 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算 | <p>最終ヒートシンクの確保※</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 蒸気発生器水位(狭域) ○ 蒸気発生器水位(広域) ○ 補助給水流量 ○ 主蒸気圧力 ○ 1次系冷却水タンク水位 |
| <p>格納容器損傷の監視※</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 格納容器スプレ流量積算 ○ 格納容器内温度 ○ 格納容器圧力 ○ 格納容器圧力(広域) | <p>水源の確保※</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ ほう酸タンク水位 ○ 燃料取替用水タンク水位 ○ 復水タンク水位 |
- 美浜3号機、高浜1~4号機、大飯3, 4号機とも約40箇所のパラメータ測定箇所を選定
- ※：監視パラメータの目的の一例を示しています。

中央制御盤取替工事 「運転員の習熟期間は確保されているのか」

運転員の新型中央制御盤習熟の取組みについては、既に取替えを実施した四国電力伊方1、2号機での実績を参考とし、「導入」⇒「通常操作」⇒「事故・故障対応」の順で効果的に訓練が実施されていたことを踏まえ、遜色ない訓練内容とするべく、以下のとおり計画。

○運転員の新型中央制御盤習熟に係る訓練の内容(案)について

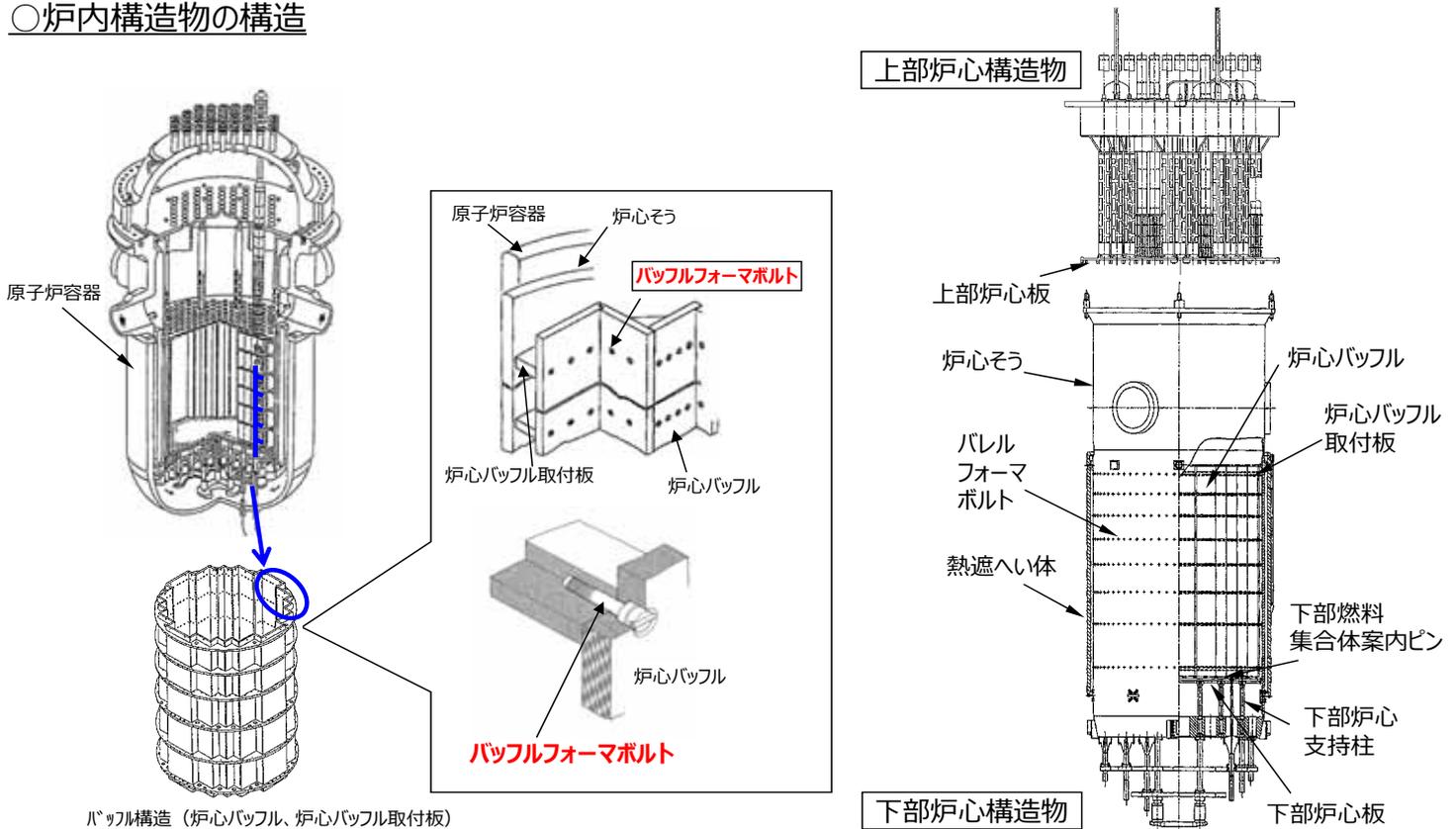
訓練項目		訓練内容	教材
机上教育	新型中央制御盤の取扱い方法に関する教育	・中央制御盤の構成 ・警報機能、監視操作機能	・メーカー資料
	導入訓練	VDU画面の選択訓練 (Visual display unit) 操作器の選択訓練 警報の確認訓練	・指定された画面、パラメータのリクエストおよび確認訓練 ・大型表示盤の状態表示をVDU画面で確認する訓練 ・指定された操作器、制御器のリクエスト訓練 ・指定された警報をVDU警報画面で確認する訓練 ・大型表示盤の代表警報をVDU警報画面で確認する訓練
通常操作訓練	起動・停止操作訓練	・プラント起動・停止操作訓練、定期検査時操作訓練 ・制御棒作動試験等、運転定期点検	・新規手順書 ・新型中央制御盤シミュレータ
事故・故障対応操作訓練	・プラントトリップ ・故障時対応訓練	・原子炉トリップ、タービントリップ、発電機トリップ ・軽微な故障(プラントトリップを伴わない)、送電線事故等、故障時対応訓練 (過渡変化事象を含む)	・新規手順書 ・新型中央制御盤シミュレータ
	事故時対応訓練 (設計基準外事象を含む)	・1次冷却材喪失、蒸気発生器細管破断等、事故時対応訓練 ・VDU故障等、新型中央制御盤特有の故障対応訓練他	

新型中央制御盤シミュレータは原子力運転サポートセンターへの設置を検討中

○訓練期間
約12ヶ月 (中央制御盤取替工事完了までに実施)

高経年化技術評価 (バップルフォーマボルトの劣化評価) 「バップルフォーマボルトの劣化について、現状どのようになっているのか(1/3)」

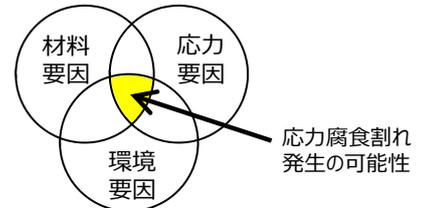
○炉内構造物の構造



バップル構造 (炉心バップル、炉心バップル取付板)

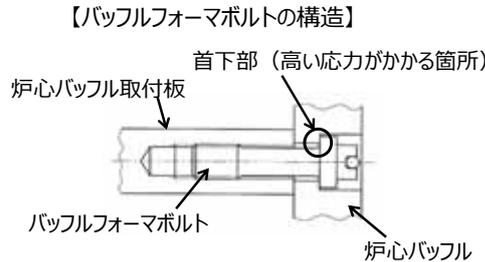
○照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）

照射誘起型応力腐食割れの発生要因としては、材料、環境及び応力の3つの要因が考えられ、非常に高い中性子照射量を受けたステンレス鋼において発生する可能性がある。



○バブルフォーマボルト

燃料集合体に1次冷却材を流すための流路を形成する炉心バブルと炉心バブル取付板を締結している。
本数：1,088本／号機
材料：SUS316CW



【バブルフォーマボルトの写真】



○当社プラントにおけるバブルフォーマボルトの取替え状況

海外における不具合事例を踏まえ、長期的信頼性確保の観点から、美浜1、2号機のバブルフォーマボルト全数について、材質等を改良したものに取替えた。

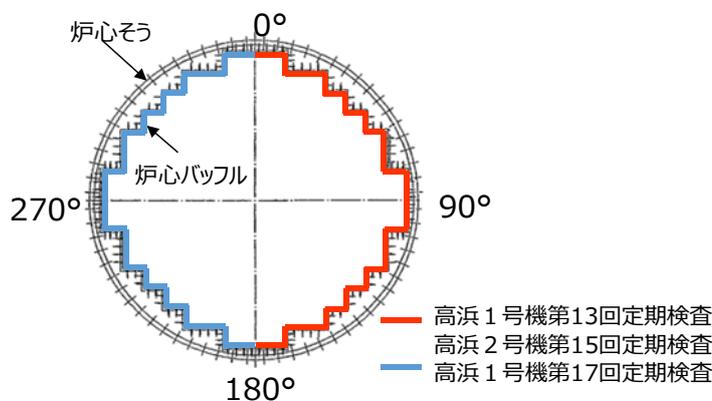
当社バブルフォーマボルト取替実績	他社 炉内構造物の取替実績
美浜1号機：2002年度 美浜2号機：2000～2001年度	伊方1号機（2005年度）、伊方2号機（2006年度）、 玄海1号機（2005年度）、玄海2号機（2008年度）

○高浜1、2号機バブルフォーマボルトの健全性評価

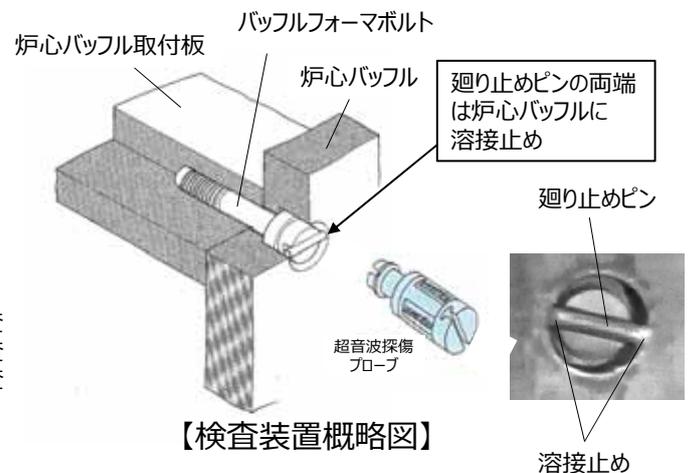
原子力安全基盤機構「照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術」事業で得られた最新知見を用いて評価した結果、高浜1、2号機の運転開始後60年時点でのボルトの損傷本数は「日本機械学会 維持規格」に規定される管理損傷ボルト数（全体の20%）以下であり、安全に関わる機能を維持できることを確認。

○現状保全

- 定期的な炉内構造物の可視範囲に対して水中カメラによる目視確認を実施し、異常のないことを確認。
- バブルフォーマボルトに対して、高浜1号機は第13回定期検査時（1991～1992年度）、第17回定期検査時（1997年度）に、高浜2号機は第15回定期検査時（1995年度）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。



【超音波探傷検査実施範囲※】



【検査装置概略図】

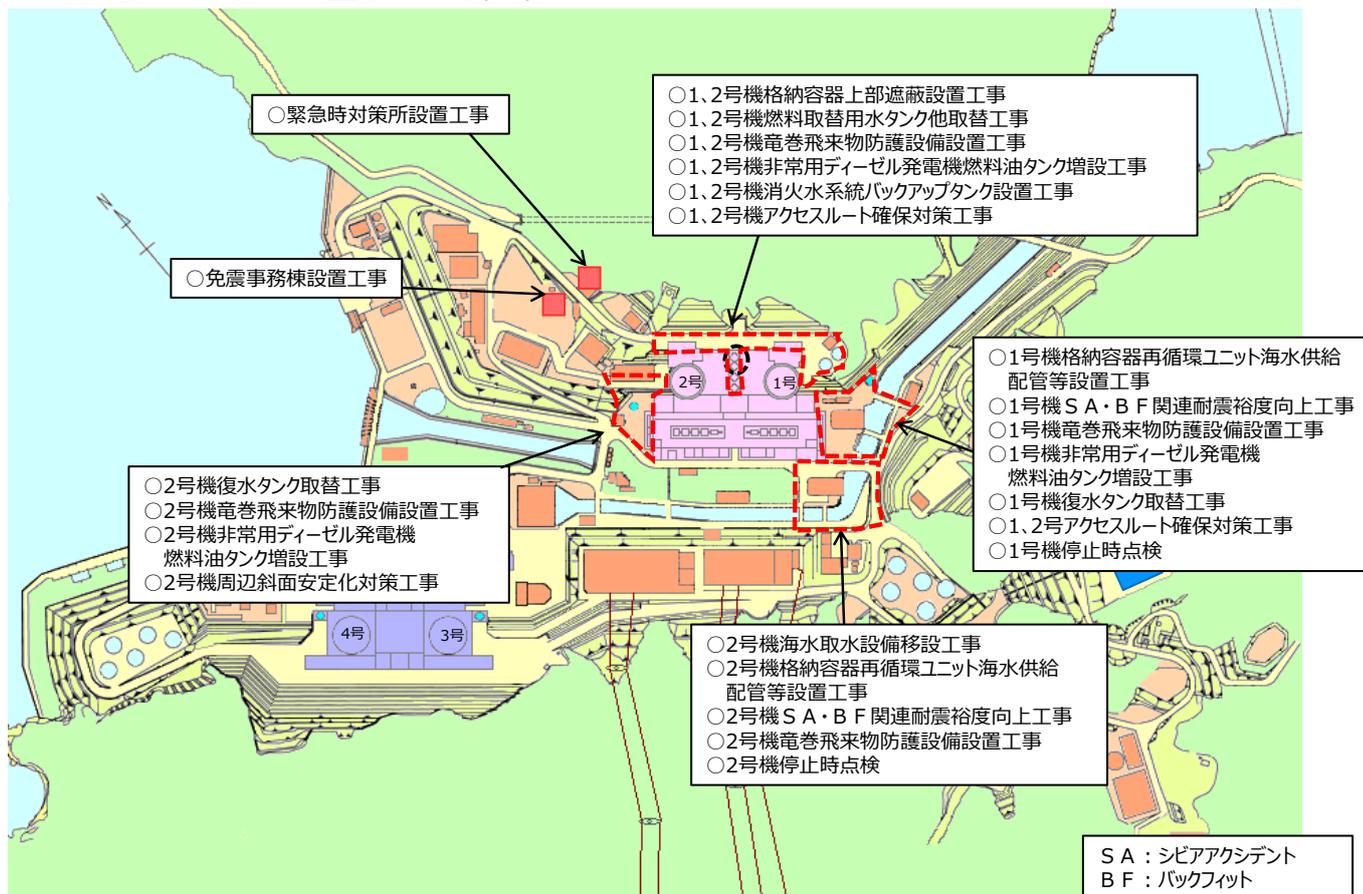
※：炉心の対称性を勘案し、各定期検査でバブルフォーマボルト全数の1/2に対して検査を実施

○高経年化への対応

- 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れに対しては、可視範囲について定期的に水中テレビカメラによる目視確認を実施し、炉心バブル等の過度の変形やボルト脱落など異常のないことの確認を実施していく。
- 予防保全の観点から、今後、炉内構造物の一式取替等を計画している。

「限られた敷地内で複数の工事が輻輳することから、十分な安全管理に努めていただきたい(1/2)」

○高浜発電所 今後の主な工事の予定作業エリア

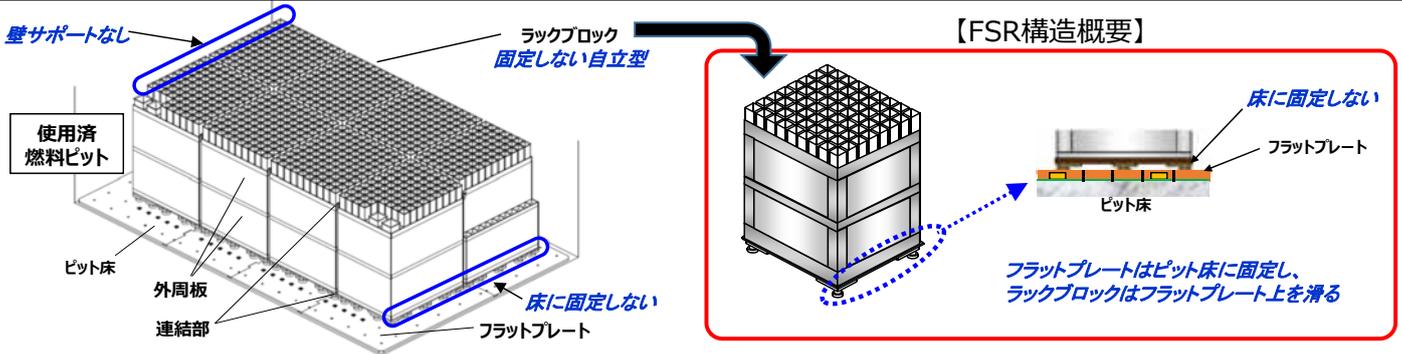


前回の委員会(11/2)における委員からの質問に対する回答について

- 美浜3号機使用済燃料ピットフリースタンディングラックの浮き上がり等を考慮した耐震評価
- 美浜3号機使用済燃料ピットラック取替工事の工事期間中の地震対策

美浜3号機使用済燃料ピットフリースタンディングラックの浮き上がり等を考慮した耐震評価

審査の過程で見直した基準地震動（750ガル→993ガル）において、使用済燃料ピットラックの耐震性を向上させるため、現状のラックから、床に固定しない「フリースタンディングラック(FSR)」に取替え。



- ・FSRは、外周板を有したキャ型のラック構造であり、8体のラックブロックで構成。
- ・使用済燃料ピットの壁や床に固定せず、地震力に対してラックが滑ることによってラックに伝わる地震力を低減させる構造。
- ・ラックブロック8体を連結することでロッキング挙動※1を抑制し、ラックブロック間の衝突を防止。
- ・外周板を設けることで、周囲の水による流体力が大きく作用。

地震力により、ラックブロックの滑り挙動（回転を含む）及びロッキング挙動※1が生じる。

※1：ラックブロックが傾くことにより1辺のみで支持するゆりかごのようにカタカタと動く挙動

【FSRの耐震評価】

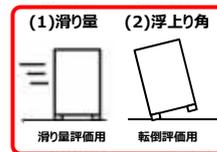
- ・加振試験結果との比較により妥当性及び保守性を確認した解析手法を用いた挙動解析及び応力解析による評価。
- ・設置時にラックブロック同士が連結されていない状態があるため、連結ブロック及び単体ブロックの両方の状態に対して評価。

【挙動解析】

滑り挙動及びロッキング挙動※1を模擬した解析※2により、使用済燃料ピット壁との必要な離隔距離を確保すること及び転倒が生じないことを浮上り角により評価。

※2：3次元非線形時刻歴解析

- ・地震力は水平2方向及び鉛直方向に同時に作用。
- ・挙動解析では、ラックブロック周囲の水による流体力の効果を考慮。



<評価結果※(耐震計算書抜粋 基準地震動)>

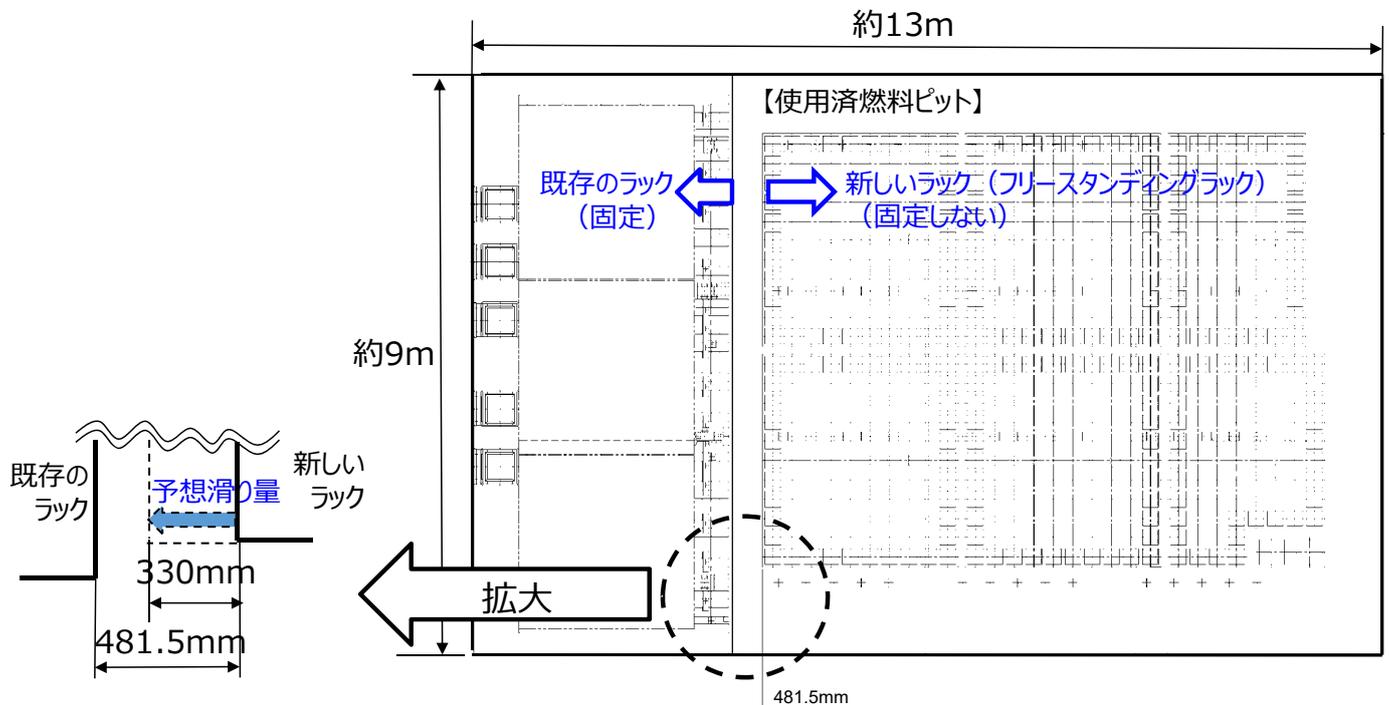
※：裕度が最も小さい、厳しい評価の結果を例示

○滑り量	滑り量	許容滑り量	評価結果
		98mm	540mm
○浮上り角(転倒)	浮上り角	許容浮上り角	評価結果
	6.5°	20.7°	○

美浜3号機使用済燃料ピットラック取替工事の工事期間中の地震対策

取替工事期間中に地震が発生しても、既存の使用済燃料ピットラックと新しいラック（フリースタンディングラック）との離隔距離を十分に確保することで、既存のラックにフリースタンディングラックが衝突することはないと評価。

- ・地震によるフリースタンディングラックの想定滑り量は、保守的に、基準地震動に対する滑り量（解析値：98mm）の3倍とし、330mmと設定。
- ・工事のステップを通じて、最も既存のラックと新しいラックとが近づく場合においても、その離隔距離は地震による想定滑り量に対して十分な余裕を確保。（481.5mm）



前回の委員会(2/13)における委員からの質問に対する回答について

○格納容器内で水素が滞留する可能性のある箇所における水素爆轟の可能性について

第89「回原子力安全専門委員会資料(抜粋)」

水素燃焼に係る判断基準

○新規制基準

(実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則)

第37条 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

(上記基準の解釈)

第37条 2-2 上記「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは次に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。

2-3 上記「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。

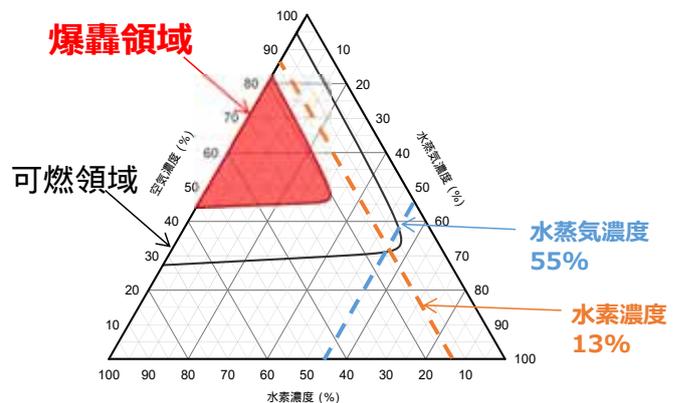
(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、「原子炉格納容器バウダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること」の要件を満足すること

2-4 上記「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。

(a) 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること

○事業者の自主基準

格納容器内局所水素濃度が13%以下、
もしくは水蒸気濃度が55%以上

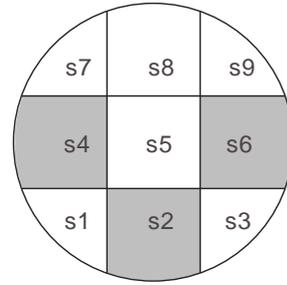


空気、水素、水蒸気の3元図

出典：Z.M. Shapiro, T.R. Moffette, "HYDROGEN FLAMMABILITY DATA AND APPLICATION TO PWR LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT", WAPD-SC-545, U.S. Atomic Energy Commission, Pittsburgh, PA, 1957, 13 pp.

○概要

水素爆轟の観点で最も厳しい事象である、格納容器内への水素の放出速度が大きい「大LOCA+ECCS注入失敗」を選定し、解析コードGOTHICを用いて水素濃度分布推移を評価する。



上部区画9分割イメージ (Level1)

Level2 : s10~s18
Level3 : s19~s27

○計算手法

格納容器をノード分割し、区画内で発生する水素分布・水蒸気分布の推移を計算する。

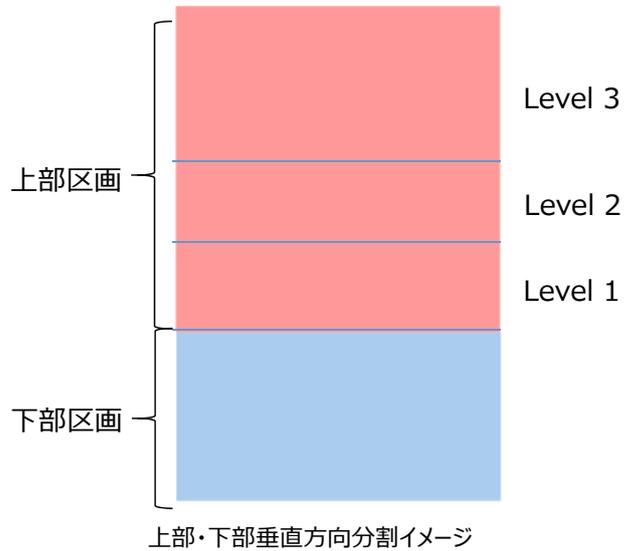
◆ 上部区画

垂直方向に3Levelにノード分割、各Levelは9区画にノード分割 (s2,s4,s6はPAR^{※1}設置ノード)

◆ 下部区画

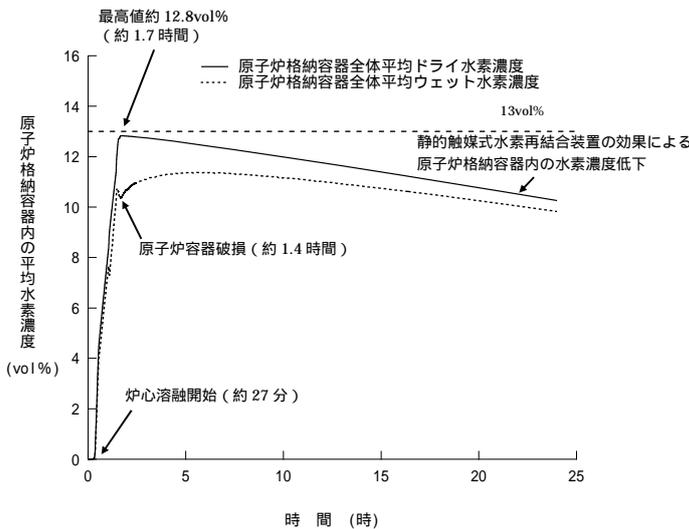
原子炉キャビティ、各ループ室^{※2}外周等各区画ごとに分割

※1 : 静的触媒式水素再結合装置
※2 : 1次冷却材配管等が敷設されている部屋

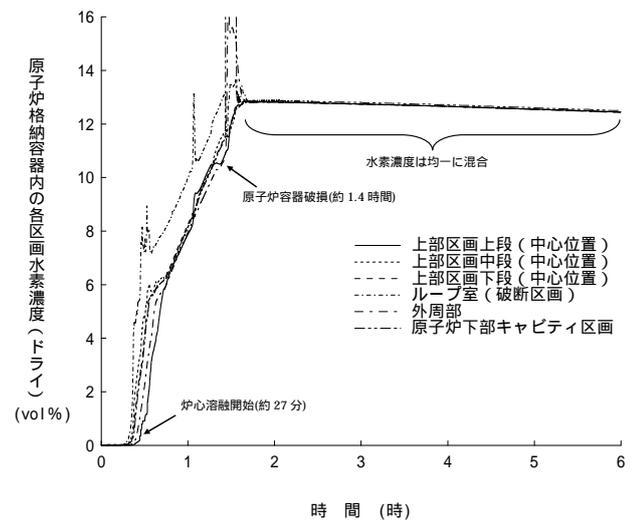


上部・下部垂直方向分割イメージ

水素燃焼に係る解析結果(大飯3,4号機大破断LOCA+ECCS注入失敗)



原子炉格納容器内平均水素濃度の推移



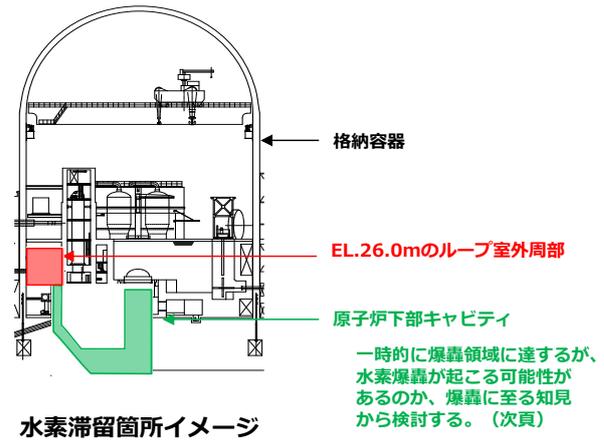
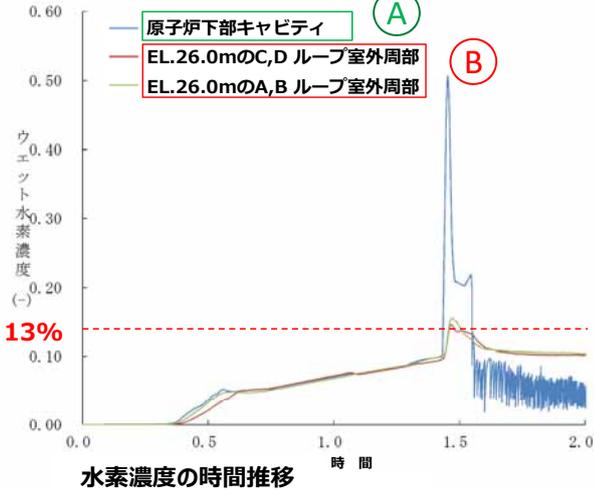
代表的な区画の水素濃度の推移

炉心溶融開始後から原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、平均水素濃度 (ドライ換算) は最大約12.8%であり、判断基準13vol%を下回る。発生した水素が全て燃焼に寄与することを想定した場合の圧力は約0.50MPaであり、最高使用圧力の2倍(0.78MPa)を下回る。

また、各区画の挙動では、炉心溶融後は破断口からの水素放出により破断区画での水素濃度が比較的高く推移するが、他区画の水素濃度も同程度の傾きで上昇している。さらに、原子炉容器破損直後は、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心と水との反応により、一時的に原子炉下部キャビティ区画及び外周部区画での水素濃度が高くなるが、速やかに混合し、原子炉格納容器内全体がほぼ均一な水素濃度挙動となっている。

格納容器内で水素が発生した場合に滞留する可能性のある箇所

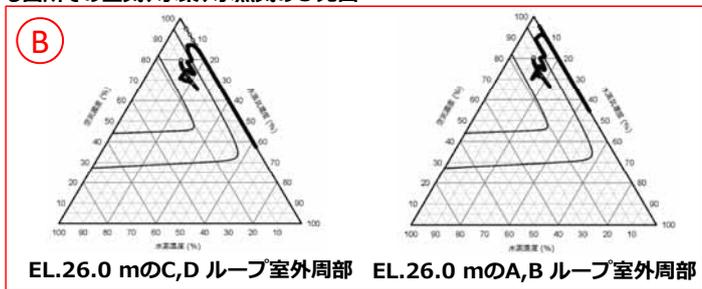
水素爆轟の観点で最も厳しい事象である「大LOCA+ECCS注入失敗」のケースを選定し、発生する水素濃度推移を計算。結果、一時的に水素濃度が13%に達する箇所は3箇所あった。



水素濃度が13%に達する箇所での空気、水素、水蒸気の3元図



水素濃度が13%を超えて爆轟領域に達する
(炉内計装管部も含めた空間気相部の平均濃度)



水素濃度が13%を超えるが、爆轟領域に達しない

原子炉下部キャビティにおける水素爆轟の可能性について

原子炉容器(RV)破損直後の水素生成に対して、最も通過しやすいと考えられるRVフランジ鉛直パスについて考察。

① 高濃度水素の存在

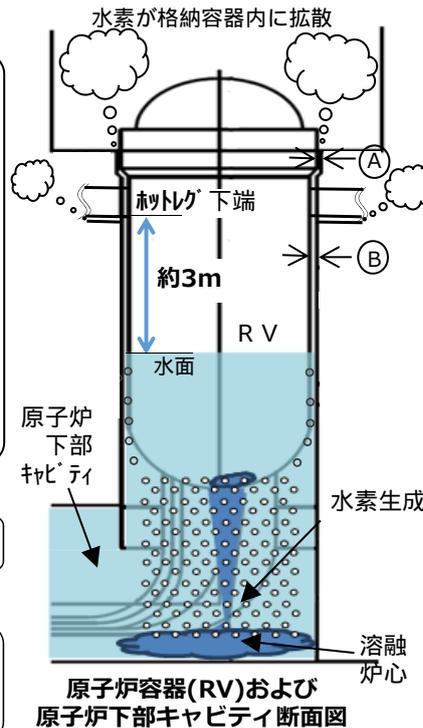
- 原子炉下部キャビティで放出された水素は、RVフランジ鉛直パスを通過するが、狭い空間であるため、短時間に水素で満たされる
- 鉛直パスでは大量に発生した水素が空気を上部へ押し出す状態となり、水素と空気が混合状態となる前に水素で満たされる(①-1「空気と水素が分離」に近い状態)
- 仮に燃焼したとしてもキャビティ内圧は約0.5MPaであり、原子炉下部キャビティの健全性に影響しない

② 体系

細長い閉空間ではない

③ 助走距離

キャビティ水面から高温側配管(ホットレグ)までは約3mであり助走距離としては不十分である



キャビティ気相部

- (A) RVフランジ鉛直パス (約5.1cmの隙間が円周に亘っており)
- (B) RV胴部はキャビティ壁との隙間が約3~6cm

④ 環境

RV破損後に発生する水蒸気により、速やかにウェットな環境となる

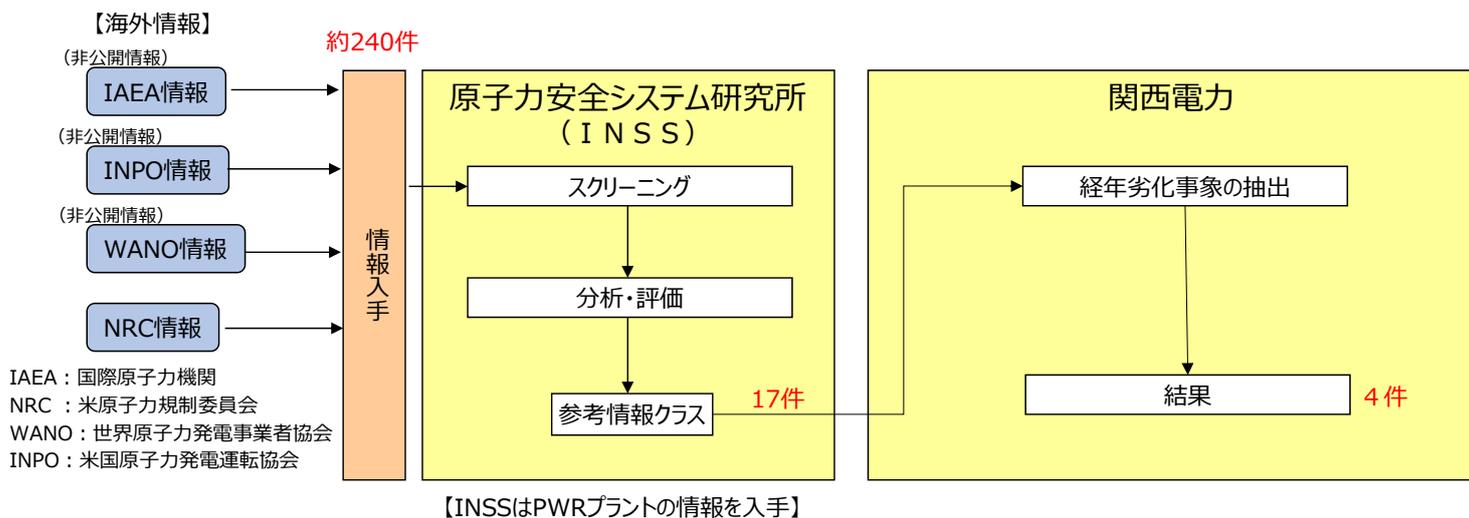
⑤ 障害物の有無

障害物がない

原子炉下部キャビティ気相部では一時的に爆轟領域になる期間はあるものの、水素爆轟が起きにくい体系・状況であり、爆轟に至る可能性は非常に低いと考える。
 なお、水素燃焼挙動に関する知見については国の技術開発委託事業等で研究が進められている。

当社として従来から実施している予防処置の仕組み（国内外トラブル情報を積極的に入手し、起こり得る不適合の原因を除去することにより、同種同類の不適合の発生を防止）のなかで、今回、海外の高経年プラント（PWR 41プラント）におけるトラブルに着目し、対応状況について確認した。

- 海外では、40超運転プラントは稼動している。
- 経年劣化に起因する事象を当社
- 公開されている情報を元に整理を行い、約240件が抽出されている。
- そのなかで、検討対象となった情報（17件）のうち、経年劣化に起因する事象は4件あり、いずれも対応済。



海外情報の収集・対応状況(1/2)

プラント名	運転年数	主なトラブル事例概要
【アメリカ】		
Oconee 1/2/3	44.6-46.0	・同軸ケーブルの温度誘導電流の可能性により、格納容器高レンジ放射線モニタが不安定な指示を示す可能性
Palisades	47.6	・燃料取替用水タンクのT-Specを越える漏えいで原子炉を停止。
Prairie Island 1/2	44.6-45.6	・DC非常用タービン油ポンプ制御回路にヒューズ無く、過負荷時火災で安全停止機器に悪影響
Three Mile Island 1	44.9	・耐震設計のほう酸貯蔵タンク（燃料取替用水タンクに該当）に非耐震設計である浄化設備配管が接続されていた。

【事例】

プラント名 (国名)	事象概要	対応状況
Palisades (アメリカ) ・運転開始日：1971/12/31 ・運転年数：47.6y	発生日：2012/6/12 燃料取替用水タンクの漏えいで原子炉を停止。その後の検査で、タンク底板溶接部の残留応力と底板の下に敷き詰めた砂の中の空間部に起因する曲げ応力がタンク水抜き/水張り時に繰返した低サイクル疲労で発生した貫通漏えい7箇所を確認。	国内PWRプラントの燃料取替用水タンクにおいても、据付時のクッションとして底板の下にサンドクッションとして砂を敷き詰めている。Palisadesの燃料取替用水タンクはアルミニウム5454材で作られているが、国内PWRプラントの同タンクはオーステナイト系ステンレス鋼製であり、底板が腐食した事例はなく、サンドクッションの施行も砂の塩素濃度規制、形状の正確さ等、過度な応力が生じないように考慮されている。同様な低サイクル疲労損傷もない。

【今後の対応】

- 抽出した情報に対しては、当社として既に対応がなされており、今回の安全対策工事において取替を実施している設備もある。
- トラブルの傾向としては、単純に経年劣化が原因となるものではなく、運転管理や設計不良などと相まって発生しているものと考えている。
- 今後も、海外情報を含めトラブル情報を積極的に収集し、早期の発見、対応を行うことにより万全を期してまいります。

海外の40年超運転プラント一覧(全41基)

(運転期間は2019/7末時点)

発電所名	運転開始年月	電気出力(MW)	運転期間
【アメリカ 29基】			
ANO-1	1974/12/19	903	44.6
BEAVER VALLEY-1	1976/10/1	959	42.8
CALVERT CLIFFS-1	1975/5/8	918	44.2
CALVERT CLIFFS-2	1977/4/1	911	42.3
COOK-1	1975/8/28	1131	43.9
COOK-2	1978/7/1	1231	41.1
DAVIS BESSE-1	1978/7/31	925	41.0
FARLEY-1	1977/12/1	918	41.7
GINNA	1970/7/1	608	49.1
INDIAN POINT-2	1974/8/1	1067	45.0
INDIAN POINT-3	1976/8/30	1085	42.9
MILLSTONE-2	1975/12/26	918	43.6
NORTH ANNA-1	1978/6/6	990	41.2
OCONEE-1	1973/7/15	891	46.0
OCONEE-2	1974/9/9	891	44.9
OCONEE-3	1974/12/16	900	44.6
PALISADES	1971/12/31	850	47.6
POINT BEACH-1	1970/12/21	640	48.6
POINT BEACH-2	1972/10/1	640	46.8
PRAIRIE ISLAND-1	1973/12/16	566	45.6
PRAIRIE ISLAND-2	1974/12/21	560	44.6
ROBINSON-2	1971/3/7	780	48.4
SALEM-1	1977/6/30	1254	42.1
ST. LUCIE-1	1976/12/21	1045	42.6

発電所名	運転開始年月	電気出力(MW)	運転期間
SURRY-1	1972/12/22	890	46.6
SURRY-2	1973/5/1	890	46.3
THREE MILE ISLAND-1	1974/9/2	880	44.9
TURKEY POINT-3	1972/12/14	829	46.6
TURKEY POINT-4	1973/9/7	829	45.9
【ベルギー 3基】			
DOEL-1	1975/2/15	454	44.5
DOEL-2	1975/12/1	454	43.7
TIHANGE-1	1975/10/1	1009	43.8
【フランス 5基】			
BUGEY-2	1979/3/1	945	40.4
BUGEY-3	1979/3/1	945	40.4
BUGEY-4	1979/7/1	917	40.1
FESSENHEIM-1	1978/1/1	920	41.6
FESSENHEIM-2	1978/4/1	920	41.3
【オランダ 1基】			
BORSSELE	1973/10/26	515	45.8
【スウェーデン 1基】			
RINGHALS-2	1975/5/1	963	44.3
【スイス 2基】			
BEZNAU-1	1969/12/9	380	49.6
BEZNAU-2	1972/3/4	380	47.4

右上に続く ➤

長期停止期間中の保守管理について(1/4)

【法令上の扱い】

○実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(第81条第1項第7号)

発電用原子炉の運転を相当期間停止する場合その他発電用原子炉施設がその保守管理を行う観点から特別な状態にある場合においては、当該発電用原子炉施設の状態に応じて、前各号に掲げる措置(対象設備の保守管理方針等)について**特別な措置を講じること。**

○発電用原子炉施設の使用前検査、施設定期検査及び定期事業者検査に係る実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則のガイド

・特別な保全計画が必要な場合

発電用原子炉の運転を相当期間停止する場合その他プラントがその保守管理を行う観点から特別な状態にある場合においては、**特別な保全計画等を定め、実施する必要がある。**

相当期間とは、概ね1年以上とする。特別な状態にある場合とは、比較的広範な機器に対し**追加的な点検等を実施する必要がある場合や、設備全般に対する長期保管対策を実施する場合**等とする。

【高浜3, 4号機 長期停止中における追加点検の実績工程】

	H22年度	H23年度	H24年度	H25年度	H26年度	H27年度
3号機		第21回定期検査 (H24.2.20~)		追加点検	追加点検	追加点検
4号機		第20回定期検査 (H23.7.21~)	追加点検	追加点検	追加点検	追加点検

東電福島第一
原子力
発電所事故

プラントの長期停止期間中においては、特別な保全計画で策定する以下の①～③の内容を適切に実施することで、プラントの設備・機器の健全性を確保している。

- ①プラント停止中の系統・機器について、通常の停止状態または待機状態で**保管対策を実施**
- ②点検計画を考慮の上、保管状態、停止期間に応じた追加保全（分解点検等）の検討を行い、**必要な追加保全を実施**
- ③保管状態、停止期間に応じた追加的な健全性確認の検討を行い、**必要な健全性確認を実施**

上記①～③の具体的内容は以下の通り

①保管対策

長期停止状態において、各系統・機器に応じた適切な保管対策を実施

○乾式保管

水分を除去する方式。水抜きの後、乾燥機を通して乾燥空気を循環し、定期的に湿度を確認または水抜き、自然乾燥状態を維持。[タービン本体、主蒸気・抽気系統など]

○湿式保管

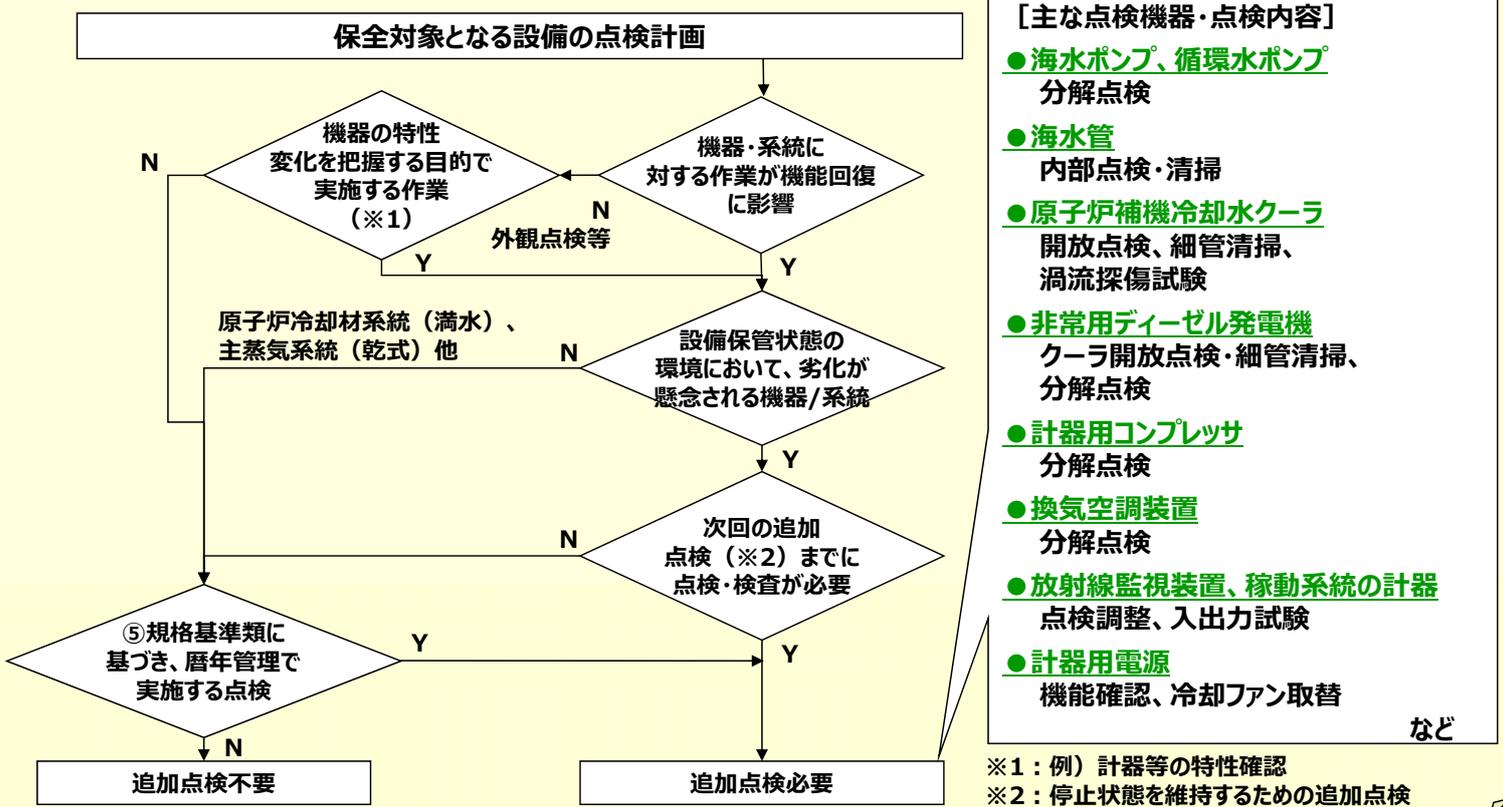
脱酸素剤であるヒドラジンを添加して水張りする方式。必要に応じて添加したヒドラジン濃度を確認する。気相部が存在する場合は、窒素ガスを封入。[蒸気発生器 2 次側など]

1 次冷却材系統においては、原子炉容器ノズルセンターまでの水張り状態にて水質管理を定期的に行い、必要により脱塩塔に通水することで耐腐食環境を維持。蒸気発生器 2 次側においても水質が管理値内にあることを定期的に確認。

長期停止期間中の保守管理について(3/4)

②必要な追加保全

以下のフローに基づき、機器の保管状態や停止期間に応じ、分解点検等の追加点検が必要な機器、項目を抽出。



③必要な健全性確認

②において、点検計画に基づき検討した追加点検（分解点検等）に加えて、機器の保管状態や停止期間を考慮し、必要な健全性確認を実施。

- 定期試験
非常用ディーゼル発電機(保安規定要求)、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプ など
- ターニング（※：ハンドターニング）
主タービン、主給水ポンプ※、復水ブースタポンプ※、電動補助給水ポンプ※ など
- 絶縁抵抗測定
1次冷却材ポンプモータ、復水ブースタポンプモータ、電動主給水ポンプモータ など
- 再稼動先行プラントの不具合反映（川内1号機 復水器細管漏えい事象）
他プラント不具合事象を反映し、復水器細管の渦流探傷検査(ECT)を実施し、健全性を確認。
- 実動作等による健全性確認
2次系の主要な設備(復水ポンプ、復水器真空ポンプ等)について、実動作等による健全性確認を実施。

【結論】

プラント長期停止状態においても、「①保管対策」「②必要な追加保全」「③必要な健全性確認」を適切に実施することで、プラントの設備・機器の健全性を確保しており、今後もこの取組みを継続。また、新たな技術的知見等が得られれば、適切に反映。

事故時対応能力の向上

事故時対応能力の向上（全般）

重大事故等発生時の対応能力向上のための教育・訓練の概要

- **指揮者（所長、原子力安全統括、運営統括長他）**
 - ・知識ベースの教育（事故対策への習熟）として、研修ツールを用いた学習、演習など
 - ・実践的な訓練（対応能力向上）として、リーダーシップ研修、実動を含む原子力防災訓練など ⇒ 19
 - ・事故時に所長をサポートする参謀機能を担う原子力安全システムを俯瞰する人材の育成 ⇒ 20
- **緊急時対策本部の技術系社員（通報連絡者、技術系本部要員他）**
 - ・事故対応への習熟（知識ベース）として、研修ツールを用いた学習など ⇒ 21
 - ・実践的な訓練（対応能力向上）として、実動を含む原子力防災訓練など
- **運転員**
 - ・シミュレータ訓練に、長時間の全交流電源喪失を想定した訓練
 - ・シビアアクシデント発生時のプラント挙動を可視化するツールを用いた教育など
- **緊急安全対策要員**
 - ・協力会社社員を含め、電源供給、給水活動等の手順の教育 ⇒ 21
 - ・重大事故等発生時を想定した訓練など



シミュレータ訓練
(非常灯照明下)



可搬式代替低圧
注水ポンプの訓練

【教育・訓練実績（高浜発電所）】

	H23年度	H24年度	H25年度	H26年度	H27年度
教育・演習受講者人数 (延べ人数)	約480人	約1,300人	約1,200人	約1,600人	約2,500人
訓練回数	約280回	約400回	約800回	約1,500回	約890回

事故時対応能力の向上～指揮者に対する教育・訓練～（1/2）

H24年度	H25年度	H26年度	H27年度
<p>【評価】 福島第一原子力発電所事故の原因と教訓を継続的に学ぶ必要があること、シビアアクシデントとその対応策に関する専門的知識、国内外の最新の知識を学んでいく必要があると評価し、以下の教育を追加</p> <p>【改善】</p> <p>①「シビアアクシデントマネジメント研修」 1 F 事故の事象・教訓を学ぶ教育</p> <p>②「シビアアクシデント専門技術研修」 PWRプラントの設計思想を踏まえたシビアアクシデント事象の専門教育</p>	<p>【評価】 福島第一原子力発電所事故を踏まえ、指揮者の重要性和、事故時に的確に統率できるための指揮能力向上のための専門教育が必要と評価し、以下の教育を追加、充実・強化</p> <p>【改善】</p> <p>③「シビアアクシデント対応教育Ⅰ」 指揮者を対象に可視化ツールを用いたSA挙動理解と、SA対応を模擬する実践的な演習を含む教育</p> <p>④「JANSI緊急時指揮者リーダーシップ研修」 緊急時のリーダーシップを学ぶ指揮者対象の教育</p> <p>⑤「初動対応訓練（模擬合）」 初動対応習熟のため、対策本部召集までの初動訓練</p> <p>⑥「原子力防災訓練」 指揮者に対するブラインド要素も取り入れた訓練に充実・強化</p>	<p>【評価】 EAL通報基準の法令改正等を踏まえた知識教育、緊急時の現場指揮能力向上のための教育訓練の充実が必要と評価し、以下の教育を追加</p> <p>【改善】</p> <p>⑦「重大事故の解析事象、EAL判断のための教育」 事故シーケンス事例のプラント挙動を理解し、事故対応やEAL判断等の知識を深めるための教育（テキストを用いた講義形式）</p> <p>⑧「JANSI危機管理研修（課長クラス）」 緊急時の過酷状況下での任務遂行における現場指揮者としての事象把握・コミュニケーション能力等の教育・訓練</p>	<p>【評価】 「③シビアアクシデント対応教育Ⅰ」の実施実績を踏まえ、カリキュラム分割による基礎知識と対応演習それぞれの教育内容の充実が必要と評価し、以下の教育を充実・強化</p> <p>【改善】</p> <p>⑨シビアアクシデント対応教育Ⅲ（講義） 新たに指揮者の役割に就く者にも理解が深まるように、事故シーケンス等基礎知識を習得するための教育を新設（従来からの教育Ⅰから分割）</p> <p>⑩シビアアクシデント対応教育Ⅰ（演習） 指揮能力向上を目的に、従来よりも演習時間を拡大するため、演習単独の教育に強化・グループ形式で本部要員の役割を決め、事故事例を用いた模擬演習</p>

PWR : 加圧水型軽水炉
SA : シビアアクシデント
EAL : 緊急時活動レベル
JANSI : 原子力安全推進協会
INSS : 原子力安全システム研究所

○ H28年度は、INSSを活用した緊急時リーダーシップ能力向上の社内研修実施に向けて検討を進める

事故時に所長をサポートする参謀機能を担う原子力安全システムを俯瞰する人材の育成

○原子力安全統括の配置 (H26.6)

- ・福島第一原子力発電所事故を踏まえ、事故時に原子力安全システム全体を俯瞰して所長をサポートする人材を原子力安全統括として配置。(所長に次ぐ職位)
- ・平時は安全性向上を推進、事故時は所長の技術的判断のサポートを行う参謀機能を担う。



○俯瞰人材の育成

原子力安全分野に精通した人材を育成し、俯瞰人材候補の裾野を拡大していくため、教育・訓練の充実、原子力安全分野への配置拡大等を実施中。

〔教育・訓練の充実〕

- ・原子炉安全の基本を学ぶ原子炉主任技術者資格試験の学習支援の充実、P R A ※技術研修への派遣、等
- ・事故収束手段を検討・判断する発電所の指揮者向けシビアアクシデント対応教育（机上演習等）を発電所要員のみでなく、事業本部の安全部門要員に対しても実施し、実践的な事故時対応能力を養成

〔原子力安全分野への配置拡大〕

- ・事業本部に新設 (H26.6) した原子力安全部門への配置
- ・原子力安全分野に関連する部署への積極的な配置

※ PRA(Probabilistic Risk Assessment) : 確率論的リスク評価

事故時対応能力の向上～技術系社員、緊急安全対策要員向け教育、訓練の改善～

技術系社員、緊急安全対策要員の教育・訓練 (H28年度の改善検討 (例))

○技術系社員向け教育の改善

教育項目	気づき・指摘事項	改善案
シビアアクシデント対応教育 (講義) プラント挙動可視化工具を用いたS A所達に基づく対応に関する知識を習得するための教育	受講者感想による気づき ・プラントの挙動が良くわかった ・事故対策が成功する説明だけでは最悪の場合どうなるかがわからない ・後でテキストだけを見てもわかるようにしてほしい	・テキストの改善を検討する 対策に失敗した場合に生じる事象を例示する 説明文と図面との対応を明示する

○緊急安全対策要員向け重大事故対応訓練の改善

a. 成立性確認訓練の運用改善

訓練項目	気づき・指摘事項	改善案
成立性確認訓練 現場における重大事故対応のための手順操作が、所定の時間内に実施できることを確認する訓練	原子力規制庁および社内での気づき ・防護服の破れや、ヘッドライトのずれに気づかず訓練をしていた	・訓練者相互の服装チェックを慣例化 ・ヘッドライトはテープで固定する運用化

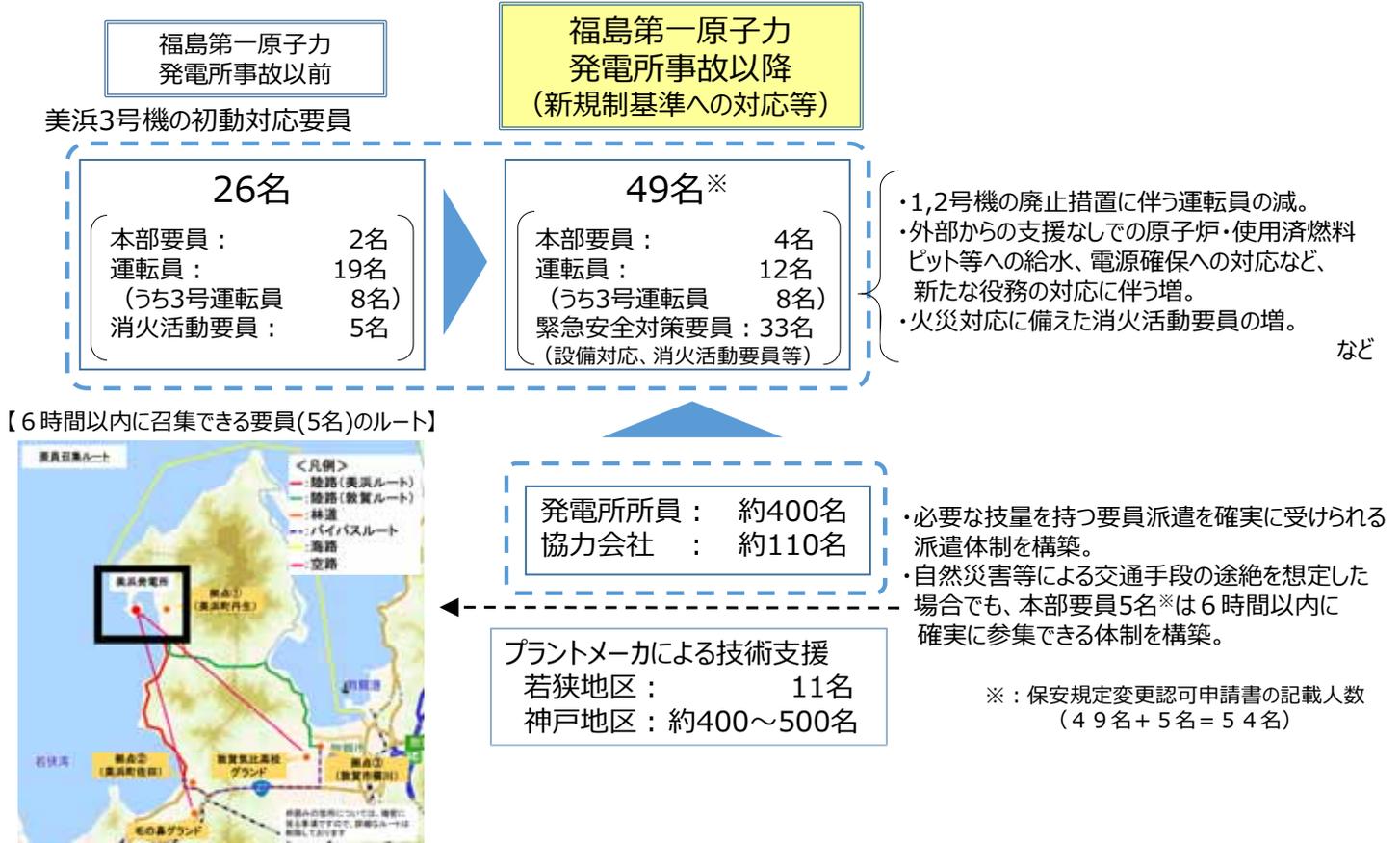
b. 訓練用施設の改善

訓練項目	気づき・指摘事項	改善案
訓練用モックアップ設備 現場における重大事故対応のために操作する配管等を模擬したモックアップ設備を使用して実機では経験できない手順の習熟を図る	原子力規制庁からの指摘 ・作業性や周辺環境の観点で実機と異なる部分があった (冷却水配管ディスタンスピース取替用モックアップ)	モックアップ (改良後) ・配管形状や支持構造物を改造し、操作性や周辺環境を実機に近づける (取り付け高さ、L 字形状、サポート位置等)

今後も継続実施し、前向きに改善に取り組む。

組織・体制の充実 ～初動および召集体制の強化～

福島第一原子力発電所事故の知見等を踏まえ、美浜3号機の初動・召集体制を強化。

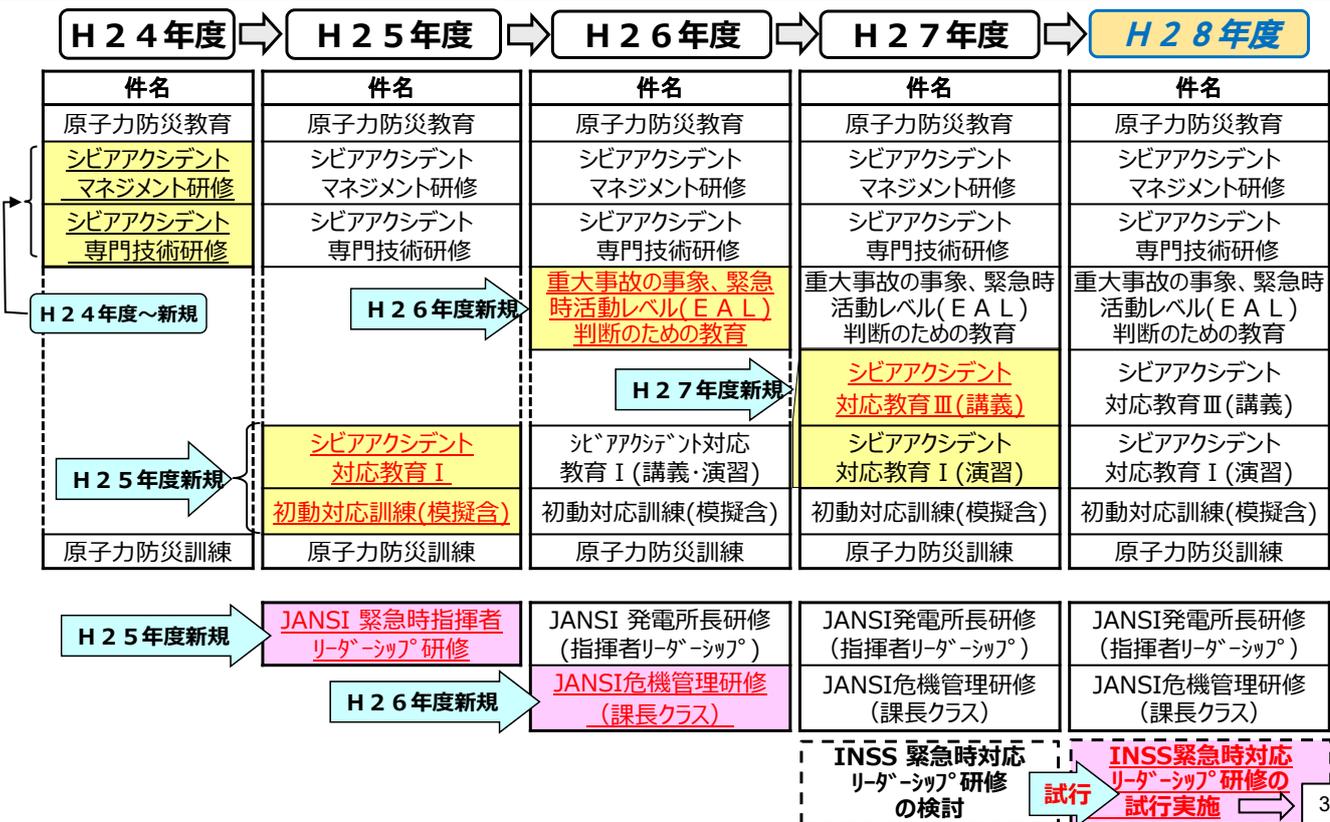


教育・訓練等の実施状況について

- ・ 事故時対応能力の向上 ～教育・訓練の改善の取り組み～
- ・ 事故制圧に必要な各種資格の計画的取得について

事故時対応能力の向上 ～教育・訓練の改善の取り組み(1/2)～

事故時に指揮者となる発電所幹部に対して、事故収束手段を判断するために必要な技術的能力(テクニカルスキル)向上に加え、事故対策要員を的確に統率するために必要な緊急時のリーダーシップ能力(ノンテクニカルスキル)を向上させるための教育・訓練の充実・強化も図っている。



テクニカルスキル向上

ノンテクニカル
スキル向上

事故時対応能力の向上 ～教育・訓練の改善の取り組み(2/2)～

2 ⇨ ○原子力安全システム研究所 (INSS)が開発している緊急時リーダーシップ能力の向上を図る研修を高浜発電所の指揮者クラスの要員を対象に試行実施

いかなる状況下でも冷静な判断を下し、的確な指揮を執れる能力の向上を目的に、ストレス状況を模擬した指揮者向けロールプレイを実施。
他所での試行実施結果も踏まえ、年度末に評価を実施。

【試行実施の様子】



実施概要

場 所：高浜発電所 緊急時対策所
日 時：7月12日、13日
訓練対象：発電所特別管理職（緊急所本部要員）
内 容：発電所における有事の際を想定し、訓練対象者数名単位でブラインドでの本部対応訓練を実施。その中で、様々な阻害要因を与えストレス状態を体験。

○重大事故等発生時の対応能力向上のための教育・訓練の継続実施

高浜発電所	H23年度	H24年度	H25年度	H26年度	H27年度	H28年度
教育・演習受講者人数 (延べ人数)	約480人	約1,300人	約1,200人	約1,600人	約2,500人	約330人
訓練回数	約280回	約400回	約800回	約1,500回	約890回	約1,200回

美浜発電所	H23年度	H24年度	H25年度	H26年度	H27年度	H28年度
教育・演習受講者人数 (延べ人数)	約380人	約850人	約1,300人	約1,200人	約1,400人	約170人
訓練回数	約290回	約290回	約650回	約700回	約830回	約430回

H28年度は上期実績

事故制圧に必要な各種資格の計画的取得について

原子力発電所における重大事故等発生時の初動対応を確実・円滑に行うとともに、更なる技術力向上のため、必要な公的資格を社員に取得。

【H28.9.末時点】

資格名	資格の要求事項	初動対応における役務 (各発電所の設備により一部異なる)	美浜発電所		高浜発電所		大飯発電所	
			保有者数	今年度取得 予定者数	保有者数	今年度取得 予定者数	保有者数	今年度取得 予定者数
大型自動車 第一種免許	車両総重量11t以上の 車両の運転	以下の車両の運転 ・大容量ポンプ ・送水車およびホース展開車 ・可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車 ・シルトフェンス運搬用トラック ・緊急時対策所用電源車	20	7	30	10	40	4
危険物取扱者 乙種第4類 (乙種第5,6類、甲種でも可)	ガソリン、灯油、軽油、重油 等の取扱い	給油活動	116	0	137	0	153	1
酸欠測定 の技能講習	酸素欠乏症のおそれのある 場所での作業に伴う酸素濃 度測定	給油活動	33	4	66	0	103	0
車両系建設機械（整 地・運搬・積み込み・掘削 用）運転技能講習	建設機械で機体質量3t以 上のものの運転操作 ・油圧ショベル ・ブルドーザ 等	以下の重機の操作 ・油圧ショベル ・ブルドーザ	19	0	11	1	4	0
牽引自動車第一種 運転免許	車両総重量が750kgを超え る車のけん引	可搬型代替低圧注水ポンプの 設置	12	14	10	6	10	3
小型移動式クレーン 運転技能講習	つり上げ荷重能力5t未満の 小型移動式クレーンの運転	・消防ポンプ等の設置 ・大容量ポンプ水中ポンプの 設置	42	0	51	0	50	16
玉掛け技能講習	つり上げ荷重1t以上のクレー ン等の玉掛け業務	・シルトフェンスの設置	67	0	60	0	80	15
フォークリフト運転 技能講習	最大積載質量1t以上の フォークリフトの運転操作	放水砲用泡混合器の運搬	10	3	15	0	11	4

高浜発電所における同時発災の 観点から考慮すべき対応

高浜発電所における同時発災の観点から考慮すべき対応

同時発災時においても、それぞれのユニットで独立して事故対応にあたることを原則とするが、他号機の影響を受ける可能性があるため、4基同時に事故対応を実施するための考慮すべき事項について、①作業性の確保、②資源の確保の観点から考慮すべき事項を整理

視点	考慮すべき事項	
① 作業性の確保	1,2号機及び3,4号機のアクセスルートの復旧作業が同時に実施可能であること	15
	可搬型重大事故等対処設備の運搬、敷設作業が同時に実施できるアクセスルートが確保されること	
	可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、他号機の影響を受けずに運搬可能な配置であること	
	1～4号機の事故収束に必要な海水が同時に取水可能であること	
② 資源の確保	1～4号機の同時発災時に必要となる7日分の燃料、資材等が確保されること	※ 23
	同時発災の対応に必要な要員、指揮命令系統が確保されること	16
	緊急時対策所は、同時発災の対応に必要な要員が活動するための収容能力が確保されること	23
	同時発災においても緊急時対策所内にとどまる作業員の被ばく線量が100mSvを超えないこと	

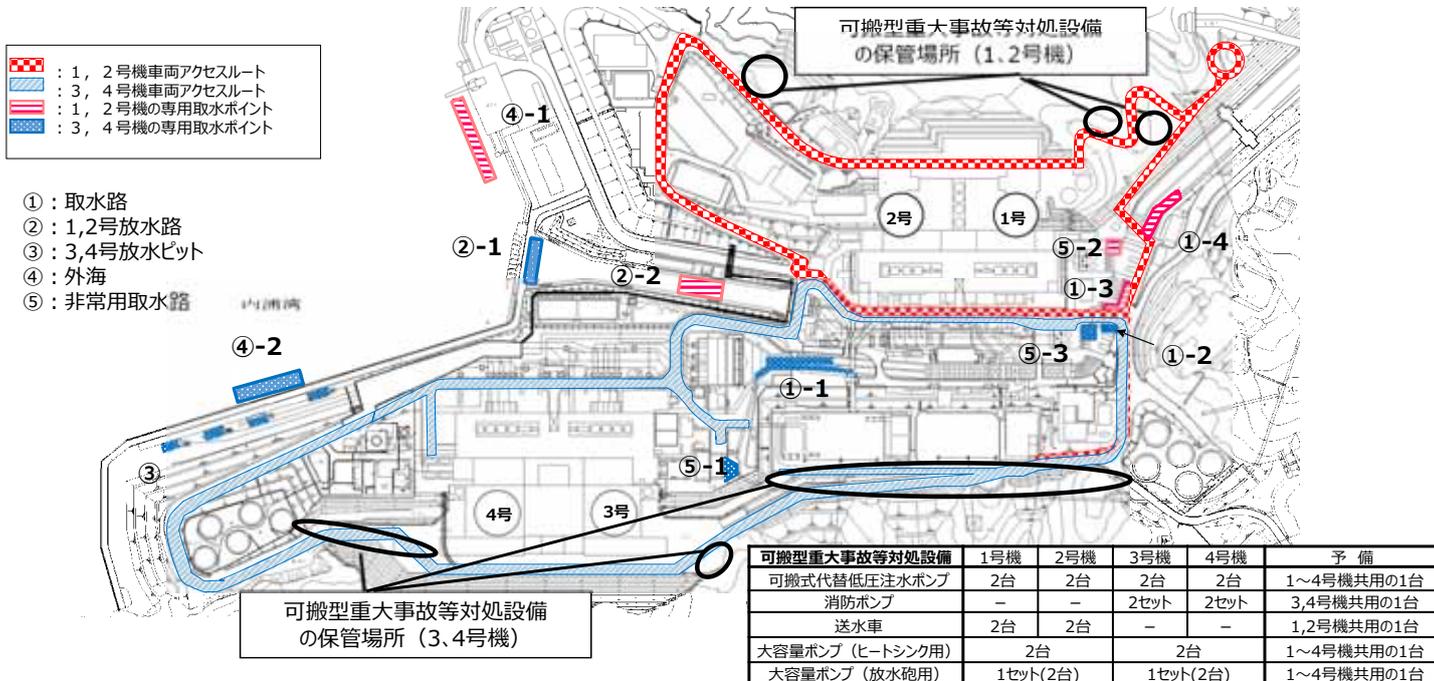
※：緊急時対策所の場合

高浜発電所における同時発災を考慮して整備する重大事故等対策（作業性の確保）

○各ユニット指揮者が、他ユニットの作業状況に配慮することなく、担当ユニットの事故対応に集中できるよう、1,2号機と3,4号機の操作場所を分離。

- ・中央制御室、屋内アクセスルート
1,2号機および3,4号機は建屋が異なるため操作場所が重なることはない。
- ・屋外アクセスルート、海水取水場所
敷地の北側、南側で分けたそれぞれの道路、海水取水場所を1,2号機、3,4号機の専用エリアとして設定。

○可搬型重大事故等対処設備については、1,2号機と3,4号機の保管場所を分離するとともに、ユニット毎に必要な数量を確保。



高浜発電所における事故時対応要員の体制について

発電所構内に常駐する初動対応要員と事故発生から6時間以内※に召集する要員の体制は以下のとおり。
（1～4号機の全号機において事故(格納容器加圧破損)が発生した場合を想定）

※：大規模自然災害による交通手段の途絶を想定した場合でも6時間以内に確実に参集

【高浜3, 4号機】

	3号機	4号機	備考
全体指揮者	1人		
ユニット指揮者	1人	1人	ユニットごとに指揮を行う
現場調整者	1人		3,4号機の各操作場所内での調整を行う
通報連絡者	1人	1人	
本部要員	(+召集5人)	(+召集5人)	保修班,総務班,情報班,安管班,放管班(各1人/号機)
運転員	24人(内1,2号炉 12人)		
ガレキ除去要員	4人		
消火活動要員	7人		
給水・設備・電源・ 運転支援要員	29人(+召集38人)		
合計	初動対応要員70人(+召集48人)		

【高浜1, 2号機（1～4号機）】

	1号機	2号機	3号機	4号機	備考
全体指揮者	1人				
ユニット指揮者	1人	1人	1人	1人	ユニットごとに指揮を行う
現場調整者	1人		1人		1,2号機/3,4号機の各操作場所内での調整を行う
通報連絡者	1人	1人	1人	1人	
本部要員	(+召集5人)	(+召集5人)	(+召集5人)	(+召集5人)	保修班,総務班,情報班,安管班,放管班(各1人/号機)
運転員	12人		12人		
ガレキ除去要員	4人		4人		
消火活動要員	7人(+7人)				+7人は給水・設備・電源・運転支援要員を兼ねる
給水・設備・電源・ 運転支援要員	33人		29人(+召集38人)		1,2号機は送水車(3,4号は消防ポンプ使用)の導入等により、初動対応要員のみで対応が可能
合計	初動対応要員112人(+召集58人)				

高浜発電所における同時発災の 観点から考慮すべき対応

高浜1～4号機同時発災時における消火活動の体制等について

<消火活動体制の内訳>

- 重大事故等対応にあたっては、1,2号機及び3,4号機が同時発災し、さらにそれぞれに火災が発災した場合でも、1,2号機、3,4号機独立して、また重大事故等対応と並行して消火活動を実施できるよう体制を構築。
- 消火活動は専属の消火活動要員7名（A班）、プラント全体の対応と消火活動の力量を有する緊急安全対策要員7名（B班）により対応。

	1,2号消火活動	3,4号消火活動	プラント全体の対応 (緊対所、モニタリング等)
1,2号機発災、3,4号機健全の場合	A班	—	B班（1,2号緊急安全対策要員）
1,2号機健全、3,4号機発災の場合	—	A班	3,4号緊急安全対策要員
1～4号機同時発災の場合	B班	A班	3,4号緊急安全対策要員※1

※1：プラント全体の対応に必要な作業は、1,2号機（3,4号機）のみ発災の場合と1～4号機発災の場合で、同様の対応である。

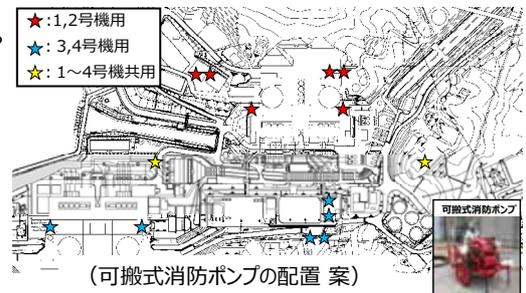
- 最も事故対応の時間的余裕が少なく最大の初動要員を必要とする事故シーケンス※2の4基同時発災を想定しても、消火活動に必要な要員を確保。

※2：「大破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」

- B班の緊急安全対策要員は、消火活動に対する教育・訓練の充実を図る。

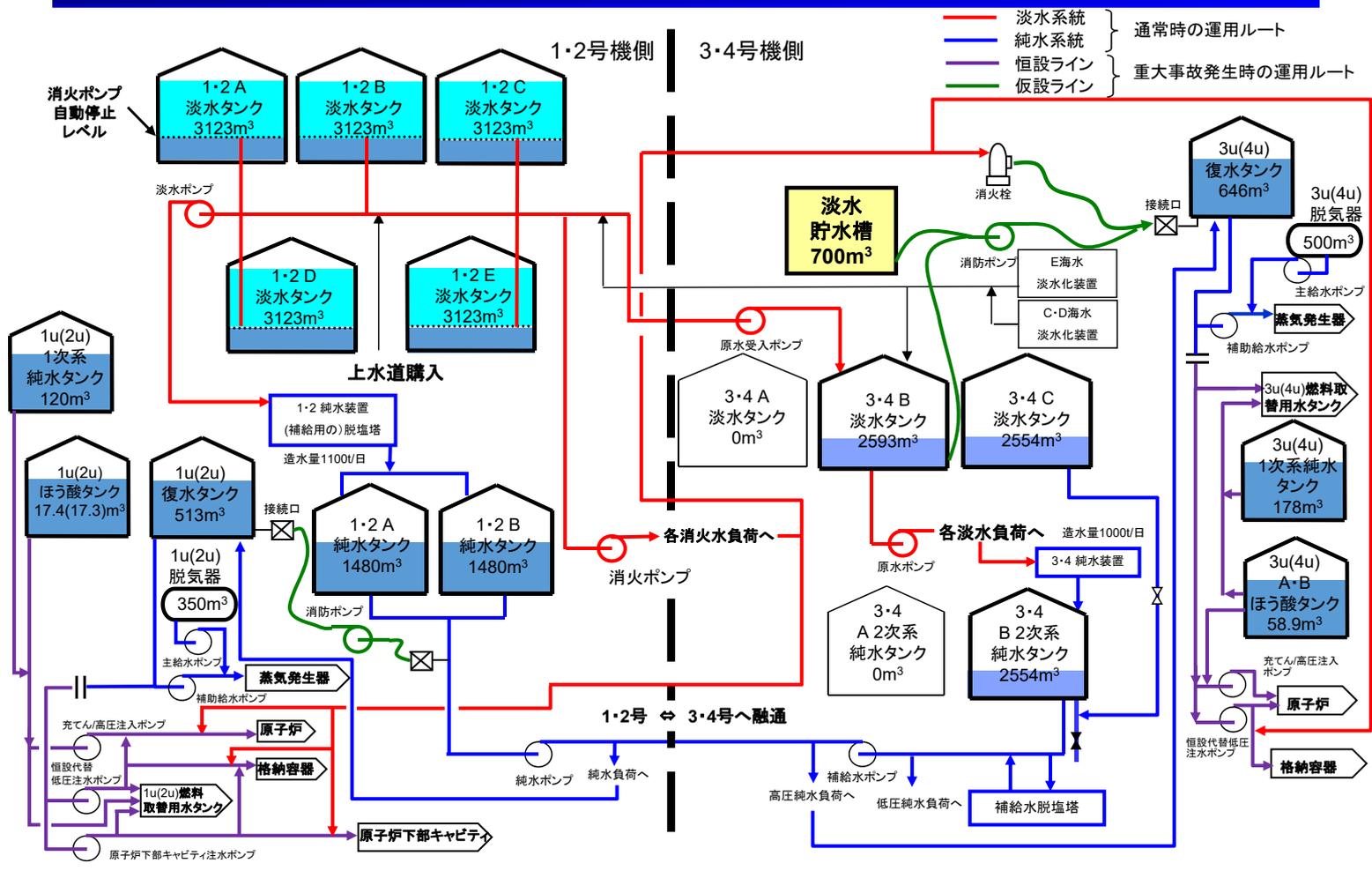
<消火設備の配備>

- 独立して初期消火活動、および大規模な火災の消火が実施できるよう、1, 2号機にも3, 4号機と同様の消火設備を配備する。



高浜1～4号機 重大事故等対策における主なタンクの運用について

参考81



美浜3号機の保安規定について

参考82

美浜3号機の保安規定変更申請については2020年2月27日認可済みで、主な変更点は以下の通り

○事故対応要員の体制について（美浜3号機）

体制	認可前人数（人）	認可後人数（人）
緊急時対策本部要員	4※	4（+召集5）
運転員	3	8
緊急安全対策要員	20※	33

※ 全交流電源喪失対応要員人数（保安規定に要員数の記載なし）

○先行プラント（高浜3,4号機、大飯3,4号機）との事故対応手順の違い

美浜3号機では、特有な設備として原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた手順を整備している。

高浜 1, 2号機の非常用ディーゼル発電機吸気フィルタの清掃方法については、屋外テントを設置し、対応します。

図 1 : 吸気消音器近傍に仮設テントを設置。

吸気消音器のフィルタ位置は、足場（グレーチング）から約1mの位置にあり、容易にアクセス可。

図 2 : 火山灰除けテントイメージ

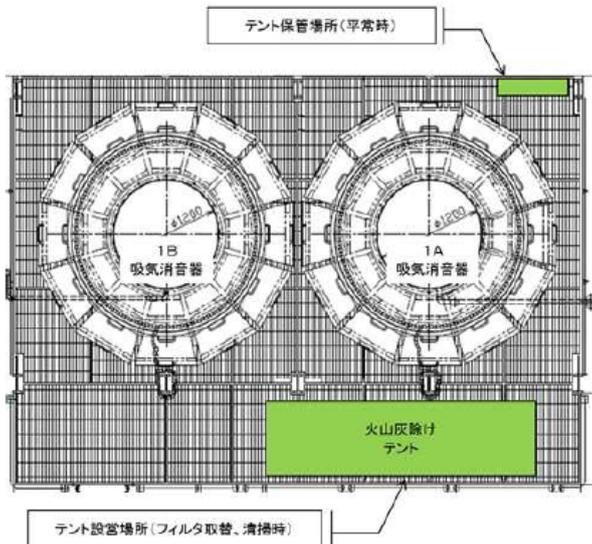


図 1 火山灰除けテント設置位置図

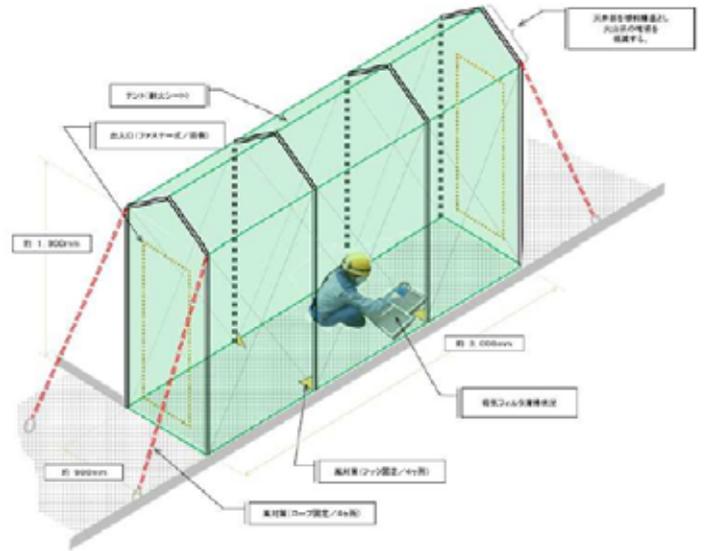
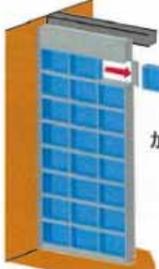
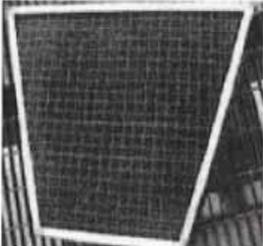


図 2 火山灰除けテントイメージ図

非常用ディーゼル発電機吸気フィルタの火山灰対応

○フィルタの構造を変更し、火山灰の捕集容量を向上させた新型のフィルタを導入

フレーム構造	内部構造・材質	
<p>高浜 3, 4号機</p>  <p>カートリッジフィルタ</p> <p>大飯 3, 4号機</p>  <p>カートリッジフィルタ</p> <p>○フレーム構造の変更なし ○作業要領の変更なし</p>	<p>改良型フィルタ</p> 	
	<p>改良型フィルタ (新型)</p> 	 <p>○一定の間隔で山谷に折りたたんだ3次元構造(ブリーツ構造)に変更</p>

フレーム構造を変更することなく、内部構造及び材質を変更することで捕集容量を向上。

旧型 : 20,000g/m² ⇒ 新型 : 50,000g/m²

噴火が発生し「降灰予報（多量）」が立地町に発表された場合等に、火山灰への対応を開始することを保安規定に明記

- 1) 原子炉を手動停止
- 2) 非常用ディーゼル発電機の吸気口に改良型(新型)フィルタ[※]を取付け、降灰開始後はフィルタ取替を実施
- 3) 仮設中圧ポンプの駆動用の電源車を建屋内に移動
- 4) 全交流電源が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプや仮設中圧ポンプにより、炉心冷却機能を維持

2)フィルタ取替

大飯3, 4号機

非常用ディーゼル発電機改良型フィルタ作業エリア

3号炉 原子炉格納容器

3Aエリア

原子炉周辺建屋

3Bエリア

改良型フィルタ取付状態

改良型フィルタ

フィルタ抜取作業

3)電源車移動

大飯3, 4号機

電源車移動

4号

3号

タービン建屋

(凡例)

- 蒸気発生器補給用中圧ポンプ
- 電源車
- 安全系母線
- 燃料補給源 (軽油ドラム缶)
- ケーブル敷設ルート (可搬)
- ケーブル敷設ルート (恒設)

・高浜3, 4号機は大飯3, 4号機と同様の対応を実施済み

・高浜1, 2号機、美浜3号機においても同様の対応を実施予定

※委員会現場確認時(H29.10)以降、フィルタの構造を変更し、火山灰の捕集容量を向上させた新型のフィルタを導入(捕集能力20,000g/m²→50,000g/m²)

降下火砕物シミュレーション (設置変更許可申請)

下図の情報から求められるDNPの噴出規模のうち、最大噴出量である11.0km³を採用し、各発電所におけるこれまでの既許可と同じ手法により降下火砕物の最大層厚を算出。(噴出量以外の条件は、これまでの既許可において各発電所で最大層厚を算出したケースと同一の値を採用)



中長期対策の対応状況

緊急時対策所、免震事務棟設置工事の状況

○緊急時対策所設置工事

プラントに緊急事態が発生した場合に、事故の制圧・拡大防止を図るための対策本部となる緊急時対策所を設置

主な仕様	高浜発電所	大飯発電所	美浜発電所
構造	耐震構造 地下1階、地上1階	耐震構造 地上2階	耐震構造 地上1階
建屋内面積	約750㎡	約740㎡	約300㎡
収容想定人員	約200人	約110人	約100人
主な設備	換気および遮蔽設備、通信連絡設備、情報把握設備、代替交流電源		

- ・高浜発電所：2019年6月28日に運用開始
- ・大飯発電所：2020年7月31日に運用開始
- ・美浜発電所：2020年8月31日に工事完了

○免震事務棟設置工事

事故対応が膨大かつ長期化した場合の支援を目的に、主に、初動要員の宿直場所、要員待機場所、資機材受入れ及び保管場所として、自主的な位置付けで免震事務棟を設置

- ・高浜、大飯発電所：2019年3月28日に運用開始
- ・美浜発電所：2020年9月18日に運用開始

美浜発電所緊急時対策所の外観



緊急時対策所内の様子



電子ホワイトボード

大型モニタ

FAX

複合機（プリンタ、コピー等）

美浜発電所免震事務棟の外観

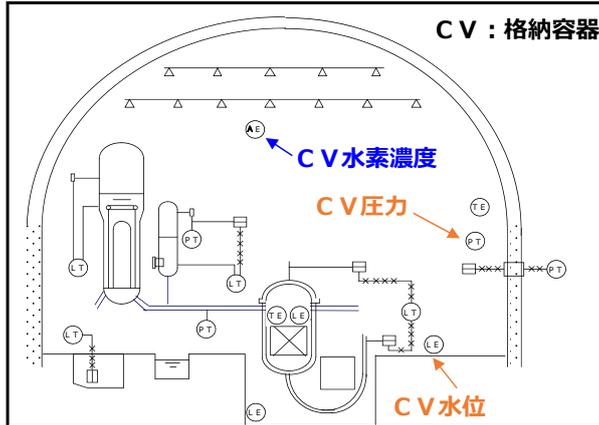


重要なパラメータ（格納容器（C/V）水素濃度、圧力、水位）について、過酷事故条件下における更なる信頼性向上を目的として、計装システムの開発、実用化に向けた検証を実施している。

■ 研究状況

- 過酷事故用計装システムに関する研究では、東電福島第一原子力発電所事故の教訓から抽出されたパラメータであるC/V水素濃度、C/V圧力、C/V水位を計測する耐環境性を向上させた検出器の開発が平成26年度で完了した。
- 開発が完了した検出器について、実機への適用を視野に実証試験等を進めている。

■ 研究概要



■ スケジュール

(年度)

項目	H26	H27	H28
開発	[Orange bar spanning H26, H27, and H28]		
実証試験等		[Orange bar spanning H27 and H28]	
			実機向 製作開始



高浜発電所1、2号機の 運転期間延長認可申請の概要について (高経年化技術評価書(40年目)の概要)

平成28年 5月13日

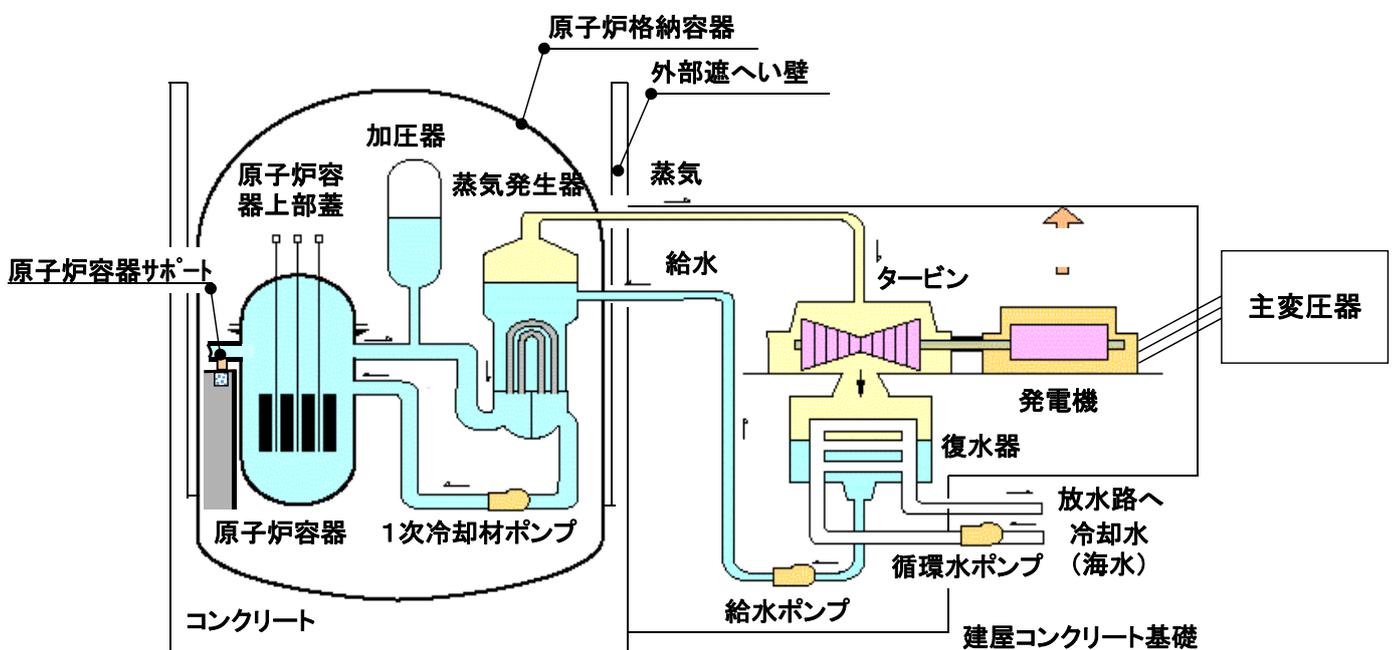
目次

- 高浜発電所1、2号炉の概要と保全実績
- 高浜発電所1、2号炉の運転期間延長申請
- 高浜発電所1、2号炉の特別点検
- 高浜発電所1、2号炉の高経年化技術評価
- 高浜発電所1、2号炉の長期保守管理方針
- まとめ

高浜発電所1、2号炉の概要

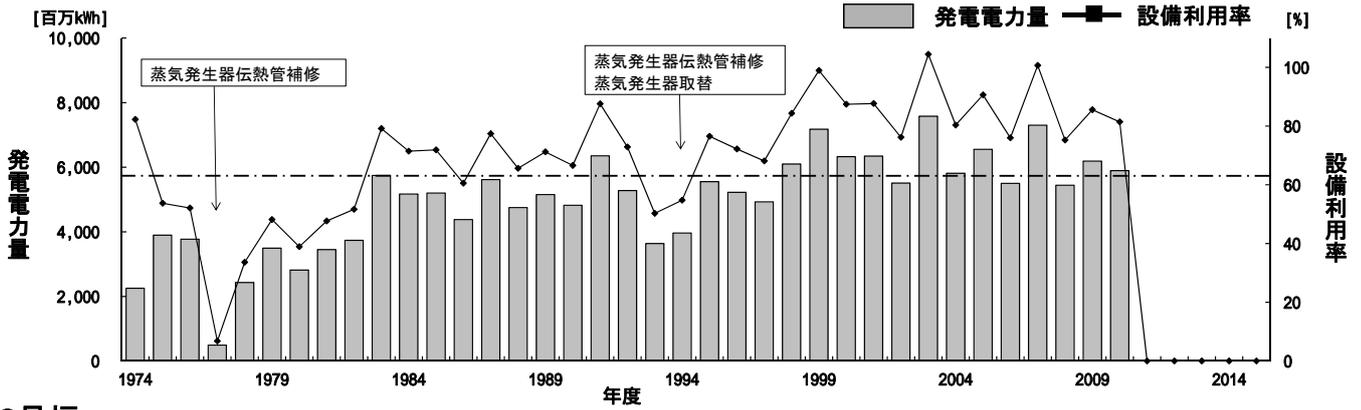
電気出力	約826MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約2,440MW
燃料	低濃縮ウラン

減速材	軽水
タービン	横置串型4車室再熱再生式
営業運転開始	1号炉:1974年11月14日 2号炉:1975年11月14日

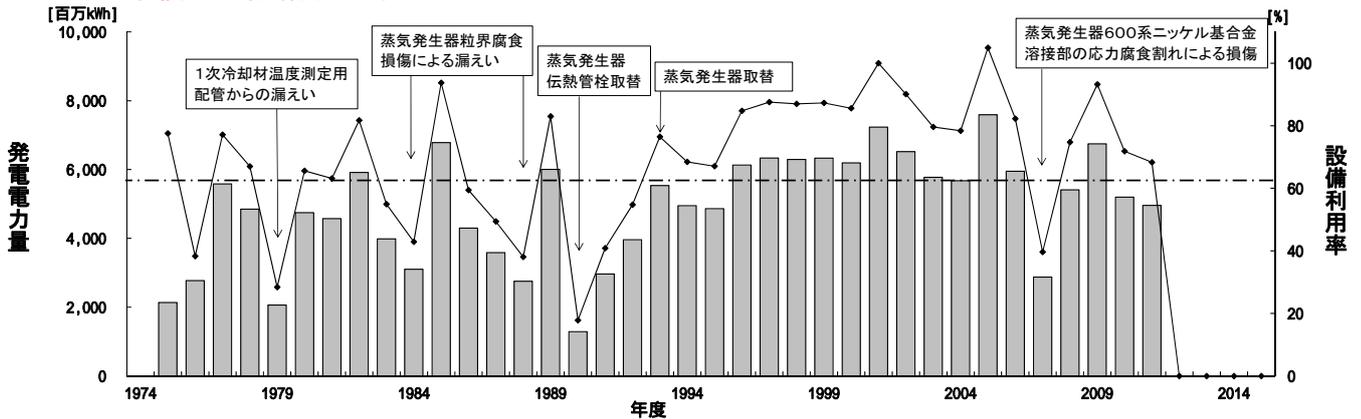


運転状況の推移

高浜1号炉 累積平均設備利用率=61.4%(70.1%) ※()内は、福島第一原子力発電所事故後の定期検査開始までの設備利用率

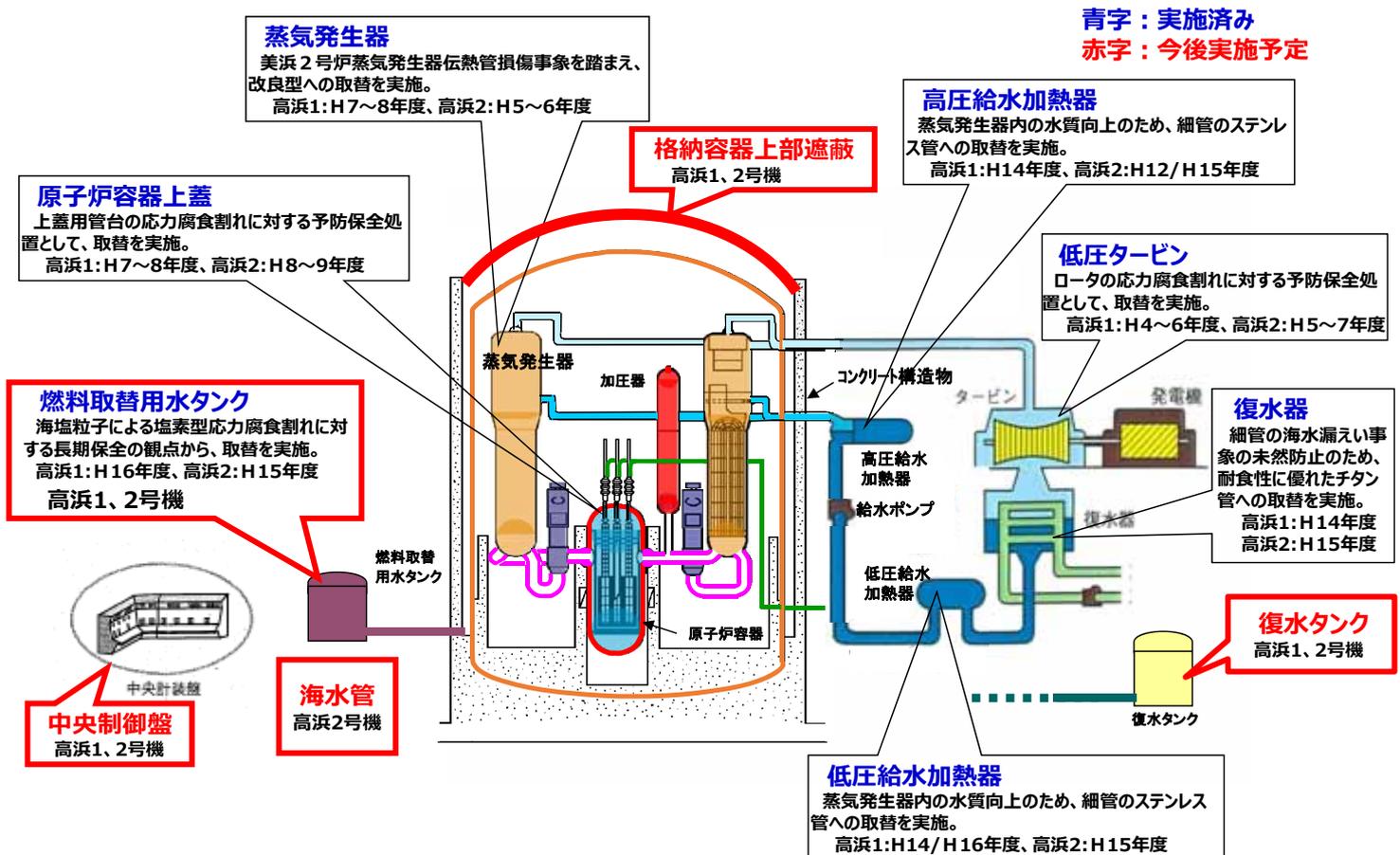


高浜2号炉 累積平均設備利用率=62.2%(69.7%)



発電電力量・設備利用率の推移

運転開始以降に実施した主要機器更新状況



30年目評価以降に実施した主な改善の実施内容

参考95

30年目以降に、発電所の安全性・信頼性を向上させるために実施した最近の主な改善は以下のとおり。

改善項目	実施時期(定検)	内容
燃料取替用水タンク取替	1号炉	2004年度(第22回)
	2号炉	2003年度(第21回)
原子炉容器炉内計装筒等の予防保全対策	1号炉	2002年度(第21回)、2007～2008年度(第25回)
	2号炉	2003年度(第21回)、2008～2009年度(第25回)、2010年度(第26回)
余熱除去系統配管取替	1号炉	2007～2008年度(第25回)
	2号炉	2008～2009年度(第25回)
600系ニッケル基合金溶接部取替	1号炉	2010年度～(第27回)
	2号炉	2007～2008年度(第24回)、2010年度(第26回)
2次系配管取替	1号炉 2号炉	適宜

運転期間延長認可申請に係る概要

参考96

運転期間延長認可申請は、以下を実施し、延長しようとする期間(約20年※)の運転を想定した技術評価を行い、設備の健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。

①特別点検の実施、②劣化状況の評価、③保守管理に関する方針策定

※高浜1、2号炉は経過措置適用のため20年に満たない。運転開始から60年までとなる。

①特別点検の実施

これまでの運転に伴う設備の劣化状況把握のために実施

対象設備	特別点検の内容
原子炉容器	炉心領域部、ノズルコーナ部、炉内計装筒管台部に対する点検による欠陥の有無を確認
原子炉格納容器	鋼板の塗膜状態の確認
コンクリート構造物	コアサンプルによる強度、遮蔽性能の確認

○最新知見・運転経験等

国内外における最新の情報を入手し、知見を拡充。
 ・最新の高経年対策に係るガイド等による評価
 ・長期保守管理方針の実施
 ・国内外におけるトラブル知見の反映

○新規制基準への対応

新規制基準適合のための追加設備、条件等を確認。
 ・設計基準事故対処設備(浸水防止設備等)
 ・重大事故等対処設備(空冷式ディーゼル発電機等)

②劣化状況評価

原子力発電所の安全上重要な機器及び構築物等に対して、延長しようとする期間の運転を想定した設備の健全性評価を実施。

評価にあたっては、下記の知見を取り込み、健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。

- 特別点検の結果
- 最新知見・運転経験等
- 最新の技術基準

③保守管理に関する方針策定

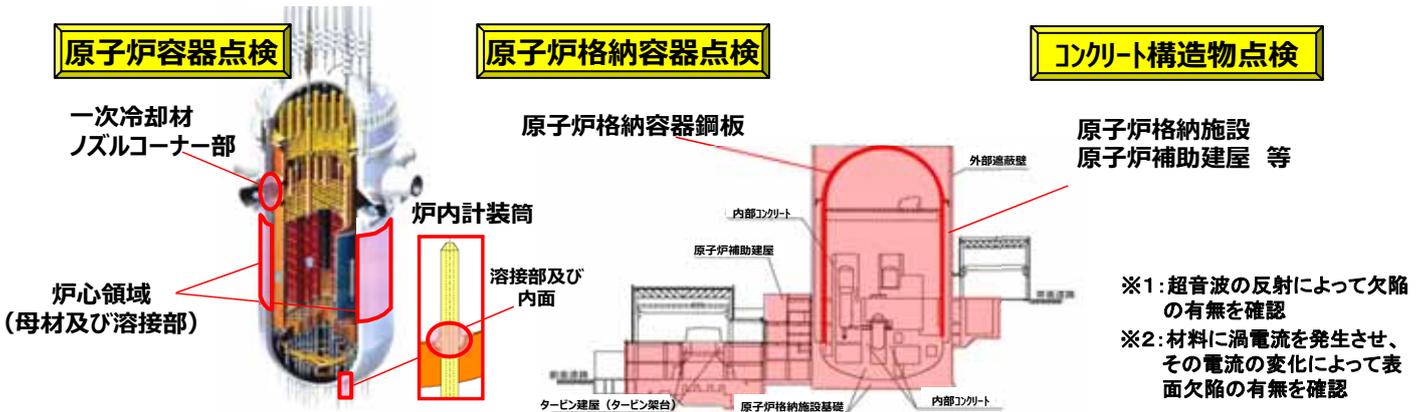
延長しようとする期間に実施すべき保守管理に関する方針を策定。
 (長期保守管理方針として保安規定に反映)

保守管理に関する方針の確実な実施と、保全活動の継続により、延長しようとする期間の設備健全性を確保する。

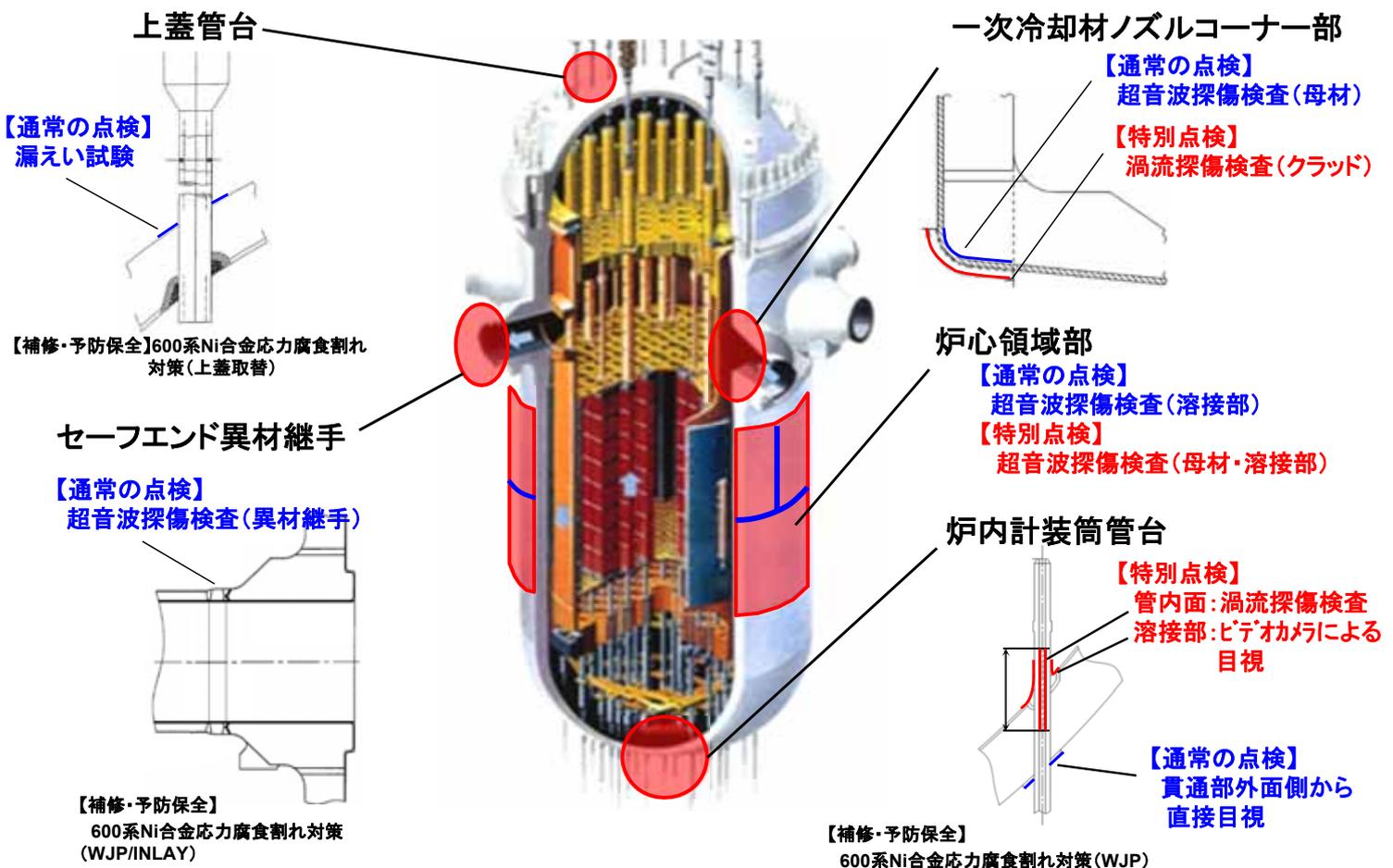
① 特別点検の概要

○特別点検の内容

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
	一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



①-1 通常保全と特別点検の整理 (原子炉容器) (1/2)



①-1 通常保全と特別点検の整理 (原子炉容器) (2/2)

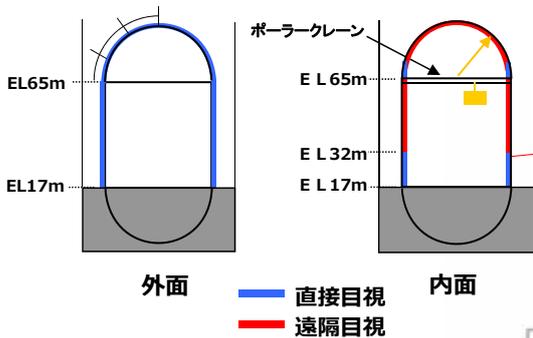
部位	通常の点検	補修・予防保全実績			特別点検
		内容	1号炉	2号炉	
上蓋管台	・漏えい試験	600系Ni合金応力腐食割れ対策(上蓋取替)	第16回定検	第16回定検	—
セーフエンド異材継手	・超音波探傷試験	600系Ni合金応力腐食割れ対策(WJP/INLAY)	第25回定検(WJP)	第26回定検(INLAY)	—
母材及び溶接部(炉心領域の100%)	・溶接線+母材10mm幅 ・超音波探傷試験(UT)	—	—	—	・炉心領域100% ・超音波探傷試験(UT)
一次冷却材ノズルコーナー部	・ノズルコーナー(母材) ・超音波探傷試験(UT)	—	—	—	・ノズルコーナー(クラッド) ・渦流探傷試験(ECT)
炉内計装筒(BMI)	・原子炉容器外面からの直接目視(ぼう酸の付着等がないことを確認)(BMV)	600系Ni合金応力腐食割れ対策(WJP)	(管内面) 第21回定検 ※ (溶接部) 第25回定検	(管内面) 第21回定検 (溶接部) 第26回定検	(管内面) 渦流探傷試験(ECT) (溶接部) ビデオカメラによる目視(MVT-1)

※:1管台でWJP施工前に実施したECTにより軽微な信号指示を確認したため、第22回定検で補修を実施しWJPを施工

①-2 特別点検の実施結果 (原子炉格納容器、コンクリート構造物)

○原子炉格納容器鋼板

目視点検で、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

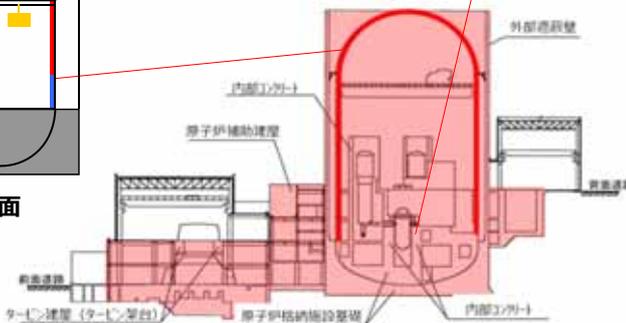


- (半球部内面)
 - ・ポークレーン上から遠隔目視
- (円筒部内面)
 - ・高所は搭乗設備から直接目視もしくは遠隔目視
 - ・架台や機器等によりゴンドラが近寄れない箇所はオペフロ床面等から遠隔目視
 - ・各フロアの床面及び歩廊等から近寄れる箇所は直接目視
- (半球部外面)
 - ・歩廊から直接目視
- (円筒部外面)
 - ・仮設足場から直接目視

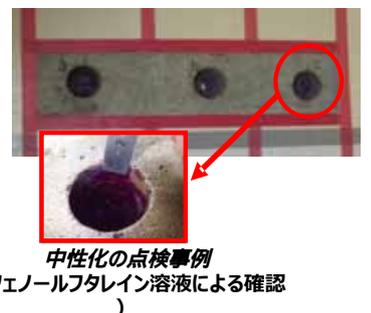
○コンクリート構造物 (原子炉格納施設、原子炉補助建屋等)

コンクリートのコアサンプル約150個※を採取して点検し、コンクリートの構造物の健全性に影響を与える劣化なし(強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応)

※1号炉: 約150個、2号炉: 約150個



強度の点検事例



①-2 通常保全と特別点検の整理（原子炉格納容器、コンクリート構造物）

・原子炉格納容器

	原子炉格納容器漏えい率試験時の点検 (従来の点検)	特別点検 (今回の点検)
点検部位 (範囲)	原子炉格納容器鋼板 (円筒部外面上部の干渉物裏等を除く)	原子炉格納容器鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)
点検方法	目視点検 ・高所は双眼鏡を用いた点検	目視点検(VT-4) ・高所は高倍率のカメラ等を使用

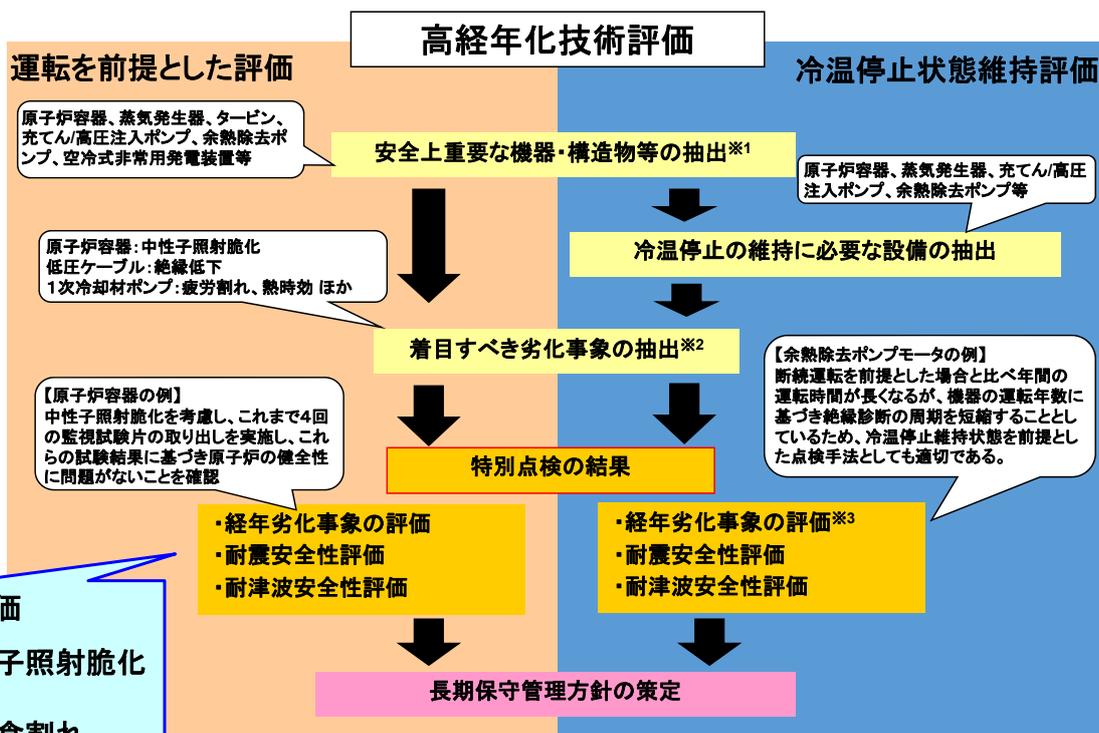
・コンクリート構造物

	定期点検+高経年化対策用点検 (従来の点検)	特別点検 (今回の点検)
対象の構造物・ 部位	原子炉格納施設、原子力補助建屋等の構造物単位 で実施	原子炉格納施設、原子力補助建屋等の構造物の詳細な 部位を指定
点検方法/ 点検項目	定期点検:目視点検 高経年化対策用点検: ・非破壊試験(強度) ・コアサンプルによる中性化、塩分浸透、強度の 確認	コアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化、塩分 浸透およびアルカリ骨材反応の確認



これまでも通常保全活動の中で点検を行っており、特別点検は40年超の長期運転に際し従来の点検を補完して機器・構築物の状況を確認するものと考えている。

② 劣化状況評価（高経年化技術評価）



主要な劣化事象の評価

- 原子炉容器の中性子照射脆化
- 疲労割れ
- 照射誘起型応力腐食割れ
- 絶縁低下
- コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下
- 2相ステンレス鋼の熱時効
- 耐震安全性評価 等

※1 「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」において定義されるクラス1、2の機能を有するもの(安全上重要な機器・構造物)および常設重大事故等対処設備等を審査対象として抽出。

※2 日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」附属書に基づき、経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出している。

※3 冷温停止状態維持評価において通常の運転状態と比較し、劣化の進展が激しくなる劣化事象を抽出し評価を行っている。

②-1 原子炉容器の中性子照射脆化 (その1)

参考103

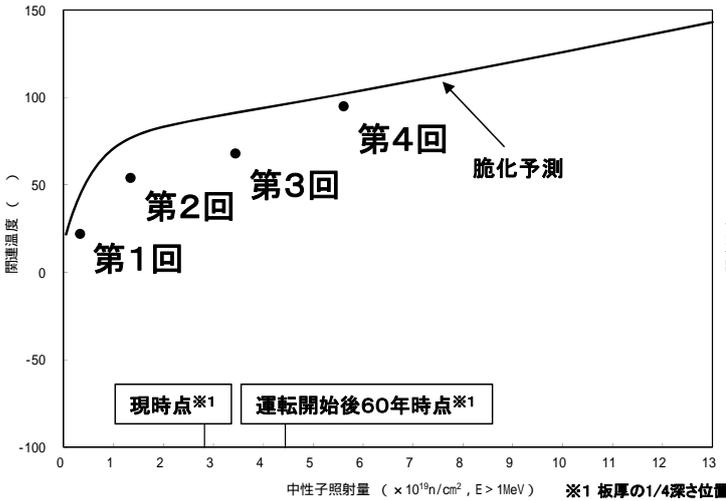
健全性評価

○監視試験結果より、「(社)日本電気協会 原子炉容器炉心領域の中性子照射脆化は国内脆化予測法(JEAC4201-2007/2013追補版)」による評価結果において、脆化予測にマージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な傾向は認められない。

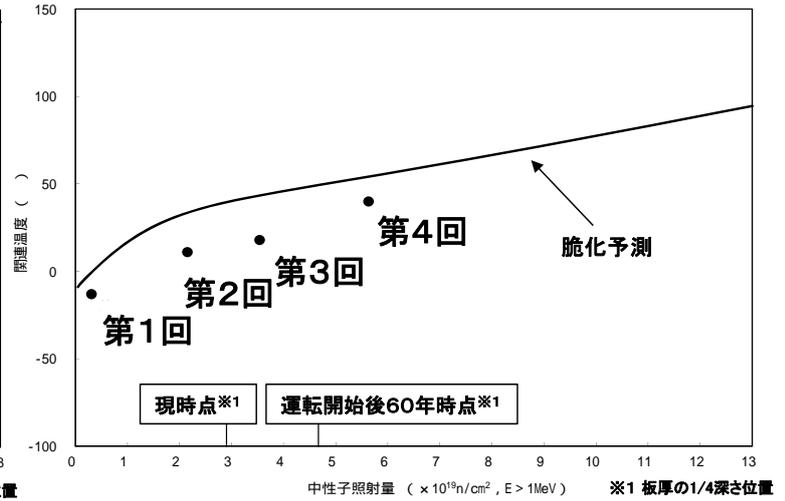
関連温度の予測値

	評価時期	中性子照射量 ^{*1} ($\times 10^{19}n/cm^2$, $E>1MeV$)	関連温度 ^{*2} (°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部
高浜1号炉	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
高浜2号炉	2015年4月時点	2.90	40	28	3
	運転開始後60年時点 ^{*3}	4.67	50	37	13

*1: 内表面から板厚 t の1/4深さでの中性子照射量
*2: 内表面から板厚 t の1/4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



高浜1号炉 監視試験結果および脆化予測(母材)



高浜2号炉 監視試験結果および脆化予測(母材)

②-1 原子炉容器の中性子照射脆化 (その2)

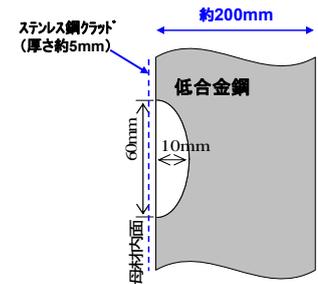
参考104

健全性評価(続き)

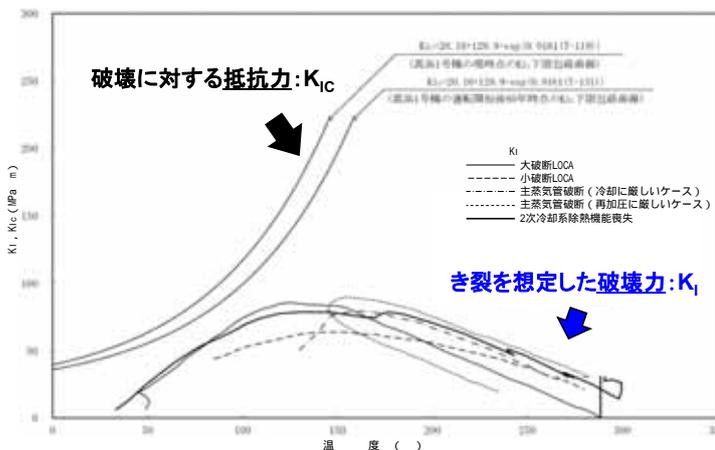
○60年経過時点において加圧熱衝撃が生じることを仮定した評価の結果、破壊に対する抵抗力が常に破壊力を上回っており、不安定破壊しないことを確認した。

○加圧熱衝撃評価については保守的に深さ10mmのき裂を想定して評価を実施しているが、特別点検において 原子炉容器の超音波探傷検査を実施し、そのようなき裂は存在しないことを確認している。

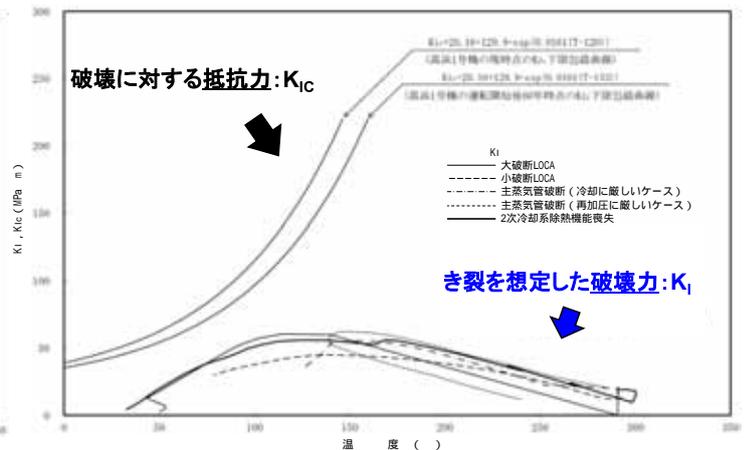
超音波探傷検査では深さ5mm程度のき裂であれば十分検出可能であることが実証されていることから、想定き裂深さを5mmに精緻化した評価も実施しており、想定き裂深さ10mmの評価に比べ余裕のある結果が得られている。



加圧熱衝撃評価における想定き裂



高浜1号炉 加圧熱衝撃評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】



高浜1号炉 加圧熱衝撃評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】

健全性評価(続き)

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式を用いて60年時点での上部棚吸収エネルギーの予測値を評価した。高浜1号炉については「(社)日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)」で要求している68Jを下回ったことから、JEAC4206の規定に従い破壊力学評価を実施し、健全性に問題ないことを確認している。

現状保全

- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及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ていない。

総合評価

炉心領域部の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与えることはない。また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

健全性評価の結果から原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、経年劣化管理をより万全にするため、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。*

➡ 長期保守管理方針

※原子力規制委員会「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」において、運転期間の延長を申請するプラントは“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り出し、当該監視試験片に基づき行なう監視試験の計画”を保守管理に関する方針として定めることが規定されている。

②-2 疲労割れ

○ 評価対象機器：原子炉容器、蒸気発生器等

【評価例】：原子炉容器

健全性評価

プラント実過渡回数から、60年時点の過渡回数を推定し、劣化が進展すると仮定した場合の60年時点での疲労累積係数を評価(環境を考慮した評価も実施)。

現状保全

- 定期的な超音波探傷検査等の非破壊検査や、漏えい試験で健全性を確認している。
- 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している。
- 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。

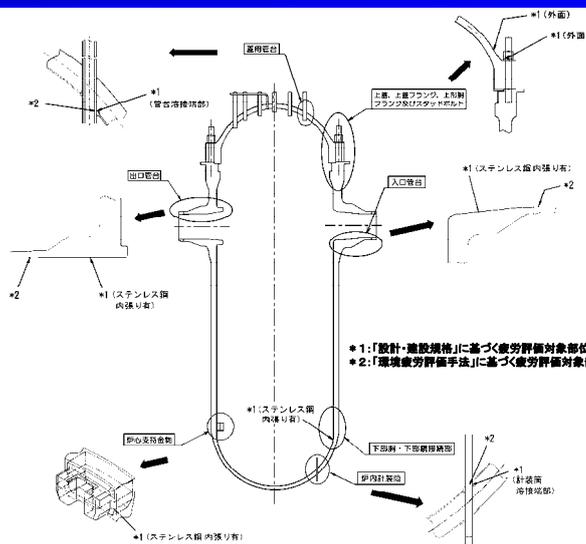
総合評価

疲労割れが問題となる可能性はない。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

原子炉容器の冷却材出入口管台等の疲労割れについては、実過渡回数の確認を継続的に実施し、60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

➡ 長期保守管理方針



原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

原子炉容器の疲労評価結果(高浜1号炉の例)

評価対象部位	疲労累積係数(許容値:1以下)			
	設計・建設規格による解析		環境疲労評価手法による解析	
	1号炉	2号炉	1号炉	2号炉
冷却材入口管台	0.054	0.044	0.001*3	0.001*3
冷却材出口管台	0.065	0.052	0.001*3	0.014*3
蓋用管台	0.129	0.153	0.002*3	0.002*3
炉内計装筒	0.188	0.157	0.013*3	0.006*3
上蓋、上蓋フランジ、 上部胴フランジ(1号炉のみ)	0.013	0.009	—*4	—*4
下部胴・下部鏡接続部	0.005	0.004	—*4	—*4
炉心支持金物	0.009	0.007	0.000*3	0.000*3
スタッドボルト	0.334	0.331	—*4	—*4

*3: 炉水環境にある箇所には絞り評価を実施しているため、設計・建設規格による解析評価対象箇所とは異なる。
*4: 非接液部(炉水環境となる部位はない)

2次系配管の減肉を想定した評価

配管減肉の起こり得る、エルボ、レジューサ、オリフィス等の偏流発生部位及びその下流部が周軸方向に一樣減肉したと想定して、地震時の発生応力等を算出し、許容値を満足することを確認した。

※一部配管では、必要最小肉厚までの一樣減肉想定では許容値を満足しなかったため、実測データに基づく予測肉厚での耐震安全性評価を実施し、許容値を満足することを確認した。



減肉想定イメージ

現状保全

管理指針を定め超音波を用いた肉厚測定により配管の肉厚管理を継続的に実施している。

耐震安全性評価

全ての管理対象箇所に対して必要最小肉厚 まで周軸方向一樣減肉した状態を想定し、耐震安全性評価を実施した。一部の耐震安全性が確認できなかった箇所に対して実測データに基づく予想肉厚での耐震安全性評価を実施し、問題ないことを確認した。

高経年化への対応

実測データに基づく予測肉厚により耐震安全性を確認した配管について、耐震性が確認できた限界肉厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策工事を行う。また、この対策工事を反映し、必要最小肉厚までの減肉を想定した耐震安全性評価を実施する。



長期保守管理方針

○高浜1号機で実測データに基づく評価を行った配管

評価対象	減肉評価条件	耐震重要度	応力比*1
第4抽気系統配管	実測データに基づく肉厚 (周軸方向一樣減肉)	C	0.60
グラウンド蒸気系統配管		C	0.88
復水系統配管		C	0.84
ドレン系統配管		C	0.94

*1: 応力比=一次応力/許容応力

○高浜2号機で実測データに基づく評価を行った配管

第4抽気系統配管、グラウンド蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管

②-4 40年目の評価で追加する評価（30年目評価との比較）

40年目の評価は30年目の評価から乖離するものではないことを確認

運転開始後40年目に実施する劣化状況評価は、30年目の高経年化技術評価を過去約10年間の供用実績、保全実績及び安全基盤研究等技術的知見をもって検証し、課題を抽出して、それらの課題に対応したものであるとともに、30年目の長期保守管理方針の実績についても、その有効性を評価し、結果を反映する。

具体的には、追加検討を要する事項として、以下の評価を行った。

1. 経年劣化傾向の評価

○ 40年目の評価は30年目の評価から大きく乖離するものではないことを確認

2. 保全実績の評価

○ 劣化状況評価では、事故・トラブルの再発防止対策が図られていることを確認

3. 長期保守管理方針の有効性評価

○ 全ての長期保守管理方針が有効であったことを確認

技術評価の結果(例)と保守管理に関する方針

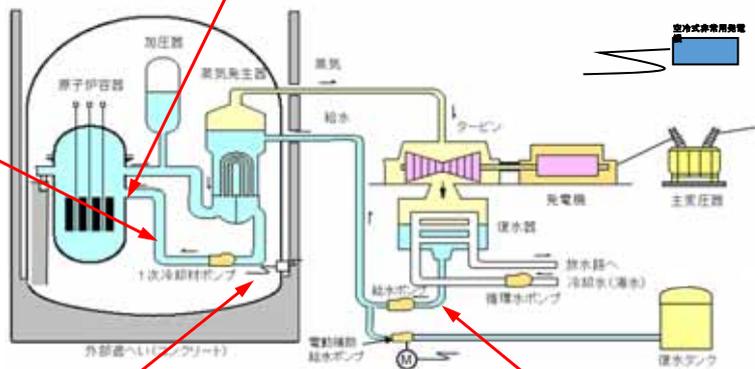
青字:長期保守管理方針(保守管理に関する方針)

【原子炉容器の中性子照射脆化】

過去4回の監視試験片調査(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、現状保全の適切性を確認
⇒第5回監視試験片調査を実施

【配管等の低サイクル疲労】

損傷発生の可能性はないことを確認。現状の保全の適切性を確認
⇒過渡回数の確認を継続的に実施(推定過渡回数を上回らないことを確認)



【ケーブルの絶縁低下】

通常運転時及び事故時模擬試験にて、多くのケーブルの絶縁機能に問題のないことを確認
⇒一部のケーブルについて、評価年数に至る前に取替を実施

【耐震安全性評価(2次系炭素鋼配管)】

現状の配管減肉管理(肉厚測定、評価、取替)が適切であること、減肉を想定した耐震安全性を確認
⇒今後も同様の配管減肉管理を継続
⇒抽気系統配管等に対してサポート改造及び耐震安全性評価を実施

劣化状況評価の結果、60年の運転を想定しても健全性は維持できることを確認した。

③ 高経年化技術評価結果と長期保守管理方針

- 60年間の運転期間を仮定しても、大部分の機器・構造物は、現在行っている保全活動(分解・点検・手入れ等)を継続していくことで、健全性を維持可能と評価
- 一部の機器については、実施すべき項目(点検・検査項目の追加、データの蓄積、知見の拡充、試験の実施等)を長期保守管理方針としてまとめた

<高経年化対策に基づく長期保守管理方針>

No.	保守管理の項目	実施時期※1
1	原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。	中長期
2	配管の腐食(流れ加速型腐食)については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*については、耐震性が確認できる肉厚に到達するまでに、サポート改造等の設備対策を行い、これを反映した耐震安全性評価を実施する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉傾向の把握およびデータ蓄積を継続して行い、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 *:第4抽気系統配管、グランド蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管	短期
3	低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイド*に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。 *:原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」	1号:中長期 2号:短期
4	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

※1:高浜1号の場合、短期とは平成26年11月14日からの5年間、中長期とは同日からの10年間、長期とは同日からの20年間をいう。高浜2号の場合、短期とは平成27年11月14日からの5年間、中長期とは同日からの10年間、長期とは同日からの20年間をいう。

高経年化対策に係る技術課題に対しては、今後も以下に取り組んでいく。

- 国のロードマップに従い、高経年化に対する技術課題対応へのローリングを実施し、継続的に取り組んでいく。
この中では、廃止措置プラントを活用した高経年化に係る調査研究への取り組みが掲げられており、当社としても、さらなる劣化機構の解明や、劣化評価技術の高度化等に向けた検討をしていく。
- IAEAが各国の長期運転への知見や今後の技術課題をまとめたI-GALLレポートをまとめるなど、海外でも積極的に今後の長期運転への取り組みを継続しており、引き続き、海外関係機関とも協調して、高経年化に係る研究の実施や、長期運転への対応の改善活動へ取り組んでいく。

高浜1、2号炉の運転期間延長認可申請に対しては原子力規制委員会による審査が継続中であり、当社として引き続き真摯に対応していく。



美浜発電所3号機の 運転期間延長認可申請の概要について （高経年化技術評価書（40年目）の概要）

平成28年11月2日

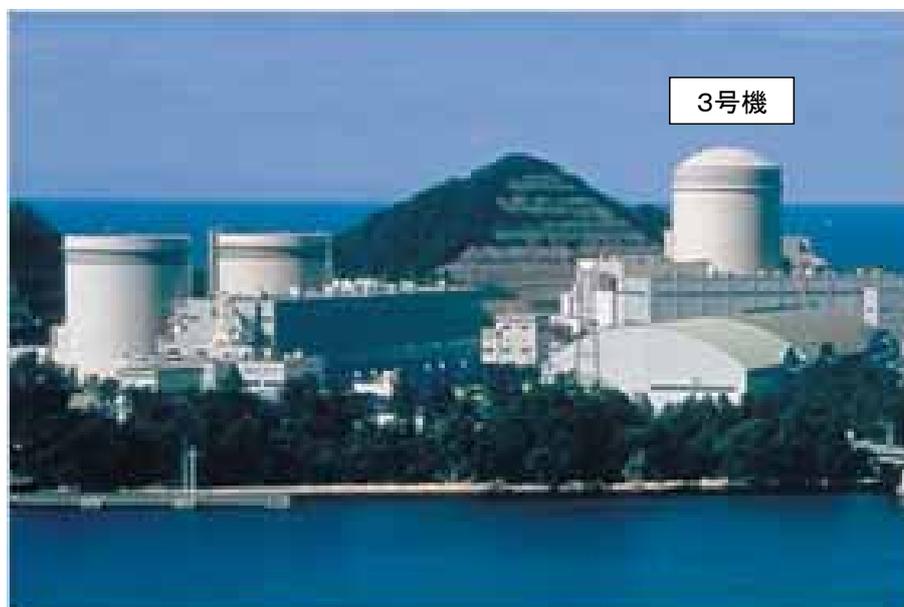
目次

- 美浜発電所3号機の概要と保全実績
- 運転期間延長認可申請に係る概要
- 美浜発電所3号機の特別点検
- 美浜発電所3号機の高経年化技術評価
- 美浜発電所3号機の長期保守管理方針
- 今後の対応

美浜発電所3号機の概要

電気出力	約826MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約2,440MW
燃料	低濃縮ウラン

減速材	軽水
タービン	横置串型4車室再熱再生式
営業運転開始	3号機: 1976年12月1日

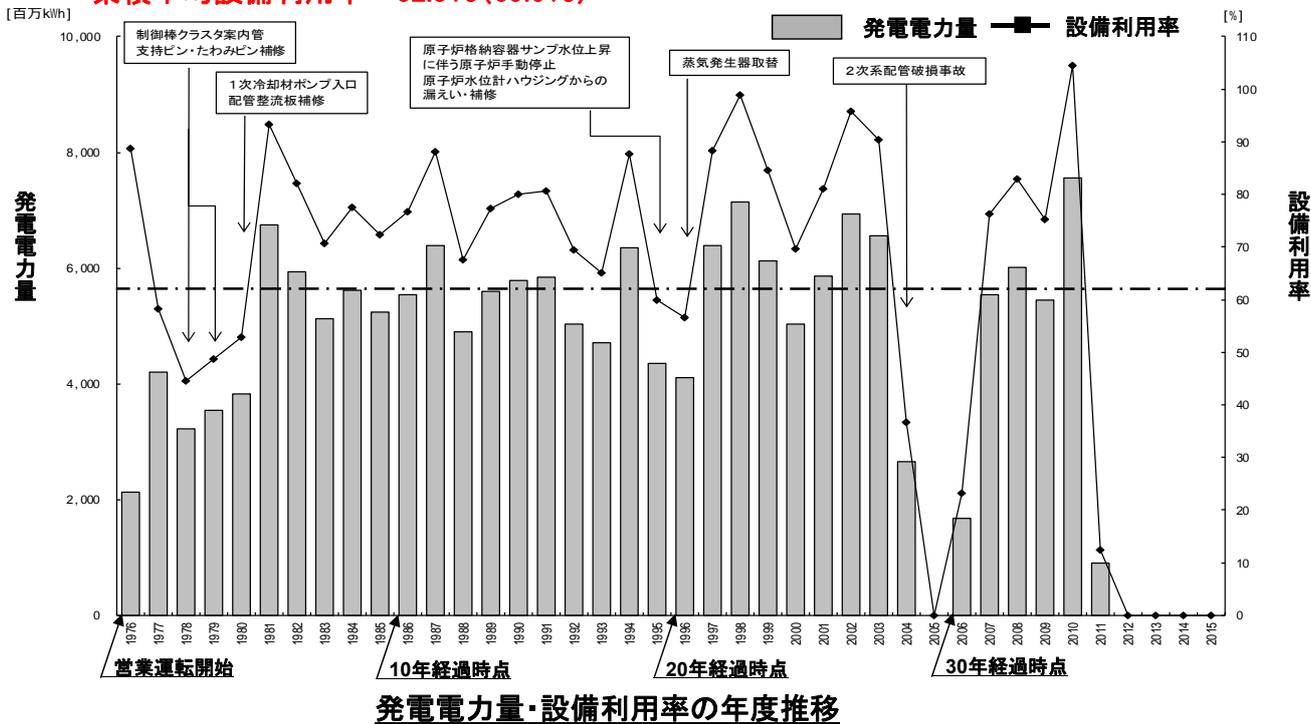


美浜発電所の景観

○発電電力量・設備利用率の年度推移

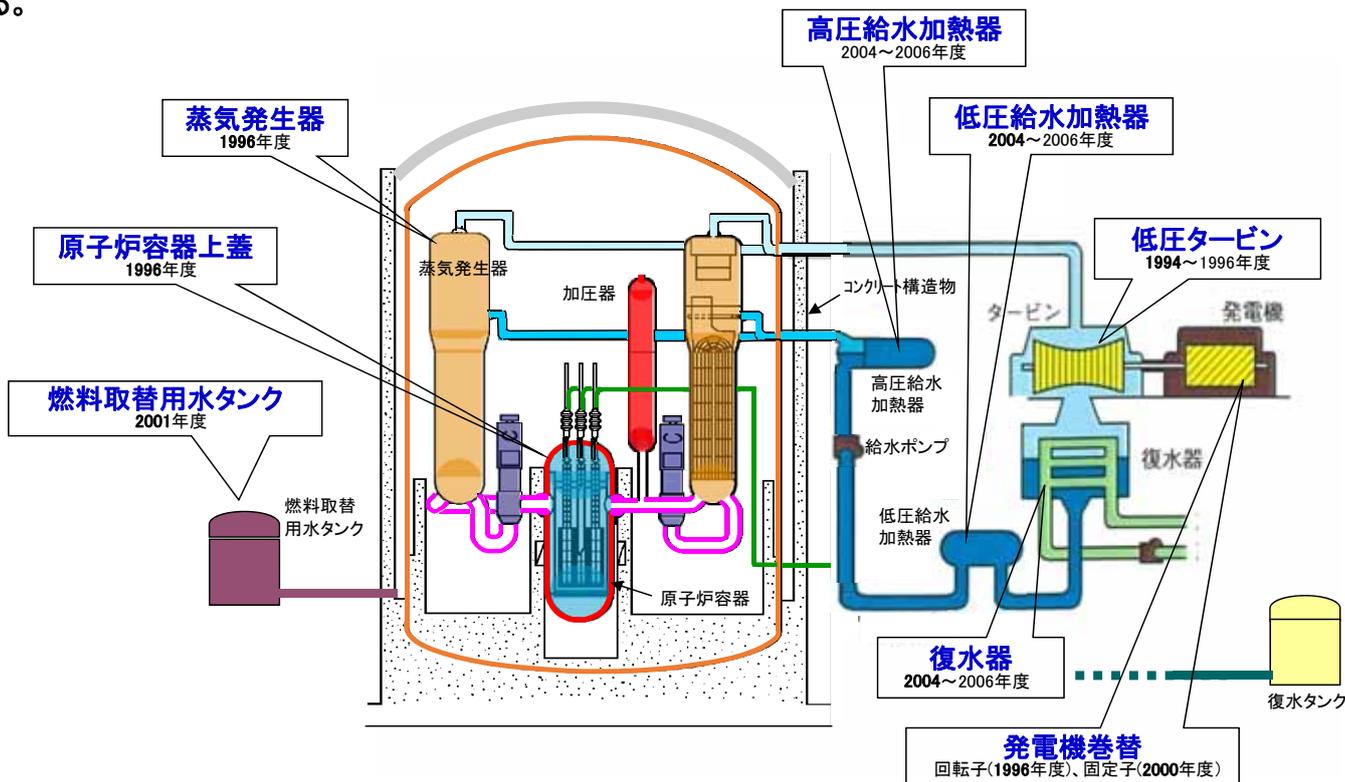
過去約40年の運転期間の発電電力量・設備利用率の推移は下図のとおりであり、2004年8月に2次系配管破損事故を発生させ停止している期間がある。事故への対策を行った後の運転については、供用期間の長期化に伴った発電電力量・設備利用率の低下を示す明確な傾向は認められていない。

累積平均設備利用率=62.5%(69.6%) ※:()内は、福島第一原子力発電所事故後の定期検査開始までの設備利用率



運転開始以降に実施した主要機器更新状況

発電所では設備・機器全てについて、これまで保全計画に基づくきめ細かい保守管理を実施してきた。経年劣化が顕在化しないよう、大型機器の取替も積極的に実施しており、プラント全体が高い水準に維持されている。



青字: 予防保全対策等の観点から取替済み

○主な改善の状況

美浜発電所3号機において、発電所の安全性・信頼性を向上させるために実施した主な改善としては、以下に示すものがある。

美浜発電所3号機 安全性・信頼性向上のための主な改善(30年目評価以降)

工事名	実施時期	内容
原子炉容器炉内計装筒等の予防保全工事	第21回定期検査時(2004~2006年度)、第22回定期検査時(2007年度)	国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、600系ニッケル基合金が使用されている溶接部表面の残留応力を低減させるため、 炉内計装筒及び冷却材出入口管台溶接部についてウォータージェットピーニング(応力緩和)を実施した。
余熱除去系統配管取替工事	第23回定期検査時(2008年度)	国内PWRプラントにおける高サイクル熱疲労割れ事象(温度揺らぎによる熱疲労)を踏まえ、予防保全の観点から、 温度揺らぎ及び熱疲労を抑制する合流部形状に変更するとともに、応力集中が小さい溶接形状に変更した。
600系ニッケル基合金溶接部取替	第24回定期検査時(2009年度)	国内外PWRプラントにおける応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全として、加圧器サージ管台の溶接部を、600系ニッケル基合金で溶接された管台から、 より耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接された管台への取替を実施した。
2次系配管取替	適宜	計画的に超音波による肉厚測定を行い、余寿命評価を実施し、必要に応じて 配管取替を実施している。

運転期間延長認可申請に係る概要

運転期間延長認可申請は、以下を実施し、延長しようとする期間(20年)の運転を想定した技術評価を行い、設備の健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。

①特別点検の実施、②劣化状況評価、③保守管理に関する方針策定

①特別点検の実施

これまでの運転に伴う設備の劣化状況把握のために実施。

対象設備	特別点検の内容
原子炉容器	炉心領域部、ノズルコーナ部、炉内計装筒管台部に対する点検による欠陥の有無を確認
原子炉格納容器	鋼板の塗膜状態の確認
コンクリート構造物	コアサンプルによる強度、遮蔽性能の確認

②劣化状況評価

原子力発電所の安全上重要な機器及び構築物等に対して、延長しようとする期間の運転を想定した設備の健全性評価を実施。

評価にあたっては、下記の知見を取り込み、**健全性(技術基準規則に定める基準へ適合すること)を確認する。**

- 特別点検の結果
- 最新知見・運転経験等
- 最新の技術基準

○最新知見・運転経験等

国内外における最新の情報を入手し、知見を拡充。
 ・最新の高経年対策に係るガイド等による評価
 ・長期保守管理方針の実施
 ・国内外におけるトラブル知見の反映

○新規制基準への対応

新規制基準適合のための追加設備、条件等を確認。
 ・設計基準事故対処設備(浸水防止設備等)
 ・重大事故等対処設備(空冷式ディーゼル発電機等)

③保守管理に関する方針策定

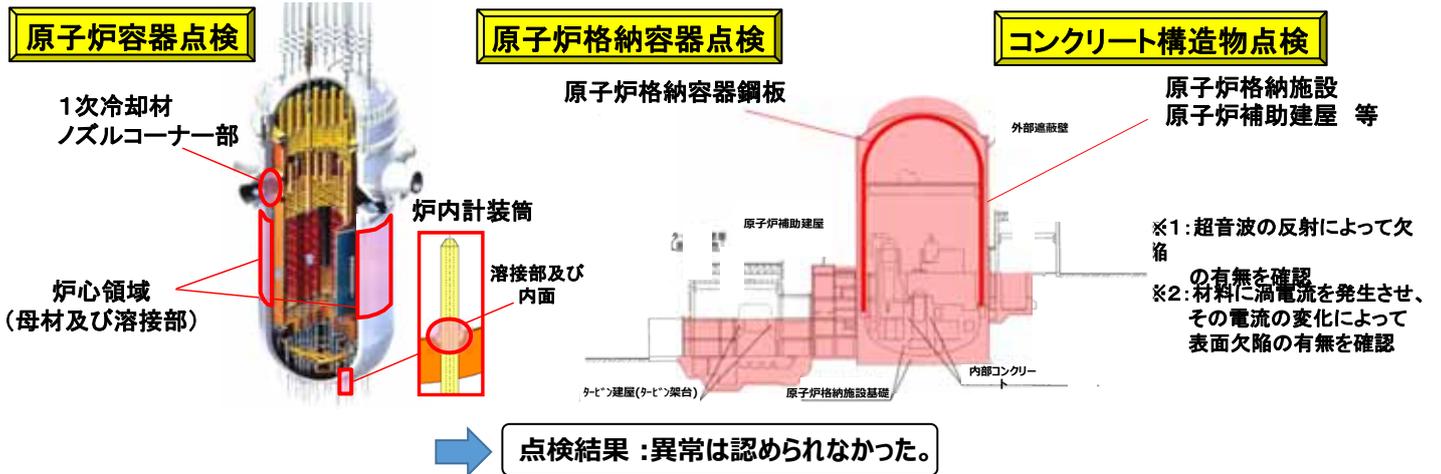
延長しようとする期間に実施すべき保守管理に関する方針を策定。
 (長期保守管理方針として保安規定に反映)

保守管理に関する方針の確実な実施と、保全活動の継続により、延長しようとする期間の設備健全性を確保する。

① 特別点検の概要

○特別点検の内容

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)約150個による強度等の確認



①-1 通常保全と特別点検の整理 (原子炉容器)

部位	通常の点検	補修・予防保全実績		特別点検
		内容	実施時期	
上蓋管台	・漏えい試験	600系Ni合金応力腐食割れ対策(上蓋取替)	第15回定検(1996年度)	—
セーフエンド異材継手	・超音波探傷試験	600系Ni合金応力腐食割れ対策(WJP)	第22回定検(2007年度)	—
母材及び溶接部(炉心領域の100%)	・溶接線+母材10mm幅 ・超音波探傷試験(UT)	—	—	・炉心領域100% ・超音波探傷試験(UT)
1次冷却材ノズルコーナー部	・ノズルコーナー(母材) ・超音波探傷試験(UT)	—	—	・ノズルコーナー(クラッド) ・渦流探傷試験(ECT)
炉内計装筒(BMI)	・原子炉容器外面からの直接目視(ほう酸の付着等がないことを確認)(BMV)	600系Ni合金応力腐食割れ対策(WJP)	(管内面) 第21回定検(2004年度) (溶接部) 第22回定検(2007年度)	(管内面) 渦流探傷試験(ECT) (溶接部) ビデオカメラによる目視(MVT-1)

これまでも通常保全活動の中で、点検や予防保全等のために機器の更新を実施しており、特別点検は40年超の長期運転に際し、従来の点検を補完して機器の状況を確認するもの

・原子炉格納容器

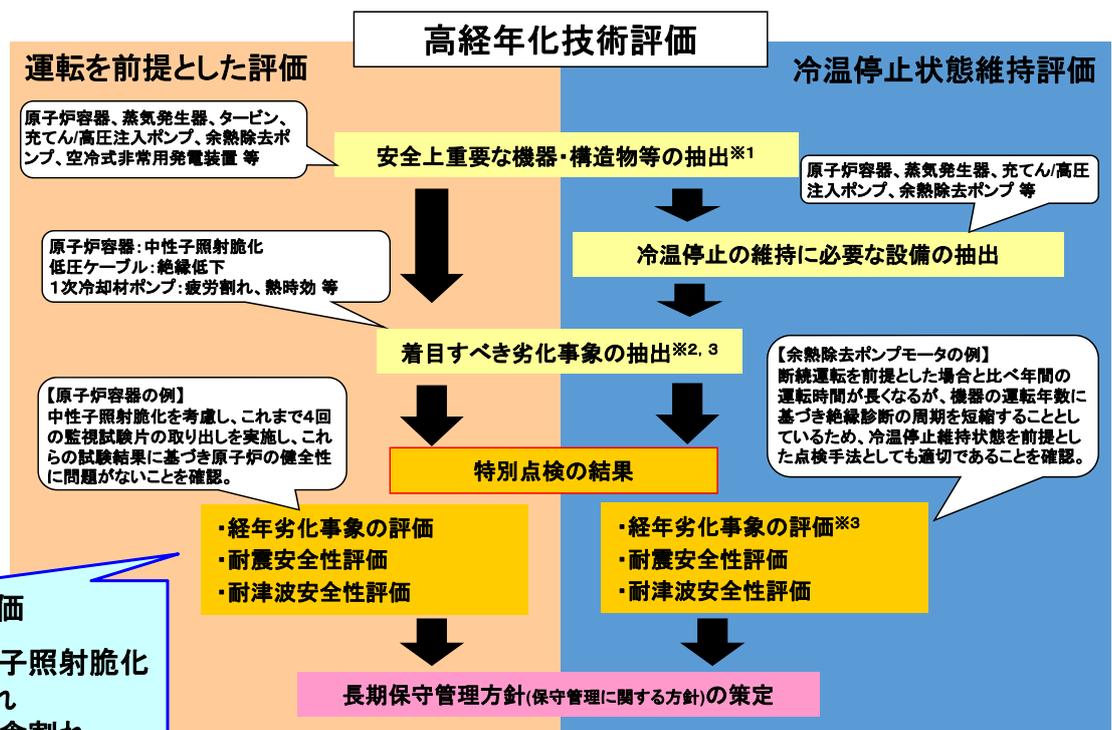
	原子炉格納容器漏えい率試験時の点検 (従来の点検)	特別点検 (今回の点検)
点検部位 (範囲)	原子炉格納容器鋼板 (円筒部外面上部の干渉物裏等を除く)	原子炉格納容器鋼板 (接近できる点検可能範囲の全て)
点検方法	目視点検 ・高所は双眼鏡を用いた点検	目視点検(VT-4) ・高所は高倍率のカメラ等を使用

・コンクリート構造物

	定期点検+高経年化対策用点検 (従来の点検)	特別点検 (今回の点検)
対象の構造物・ 部位	原子炉格納施設、原子力補助建屋等の構造物単位 で実施	原子炉格納施設、原子力補助建屋等の構造物の詳細な 部位を指定
点検方法/ 点検項目	定期点検:目視点検 高経年化対策用点検: ・非破壊試験(強度) ・コアサンプルによる中性化、塩分浸透、強度の 確認	コアサンプルによる強度、遮蔽能力、中性化、塩分 浸透及びアルカリ骨材反応の確認

これまでも通常保全活動の中で点検を行っており、特別点検は40年超の長期運転に際し、従来の点検を補完して機器・構築物の状況を確認するもの

② 高経年化技術評価（劣化状況評価）の概要



主要な劣化事象の評価

- 原子炉容器の中性子照射脆化
- 低サイクル疲労割れ
- 照射誘起型応力腐食割れ
- 2相ステンレス鋼の熱時効
- 電気・計装品の絶縁低下
- コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下
- 耐震安全性評価 等

※1: 「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」において定義されるクラス1, 2の機能を有するもの(安全上重要な機器・構造物)及び常設置重大事故等対処設備等を審査対象として抽出している。
 ※2: 日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」附属書に基づき、経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出している。
 ※3: 冷温停止状態維持評価において通常の運転状態と比較し、劣化の進展が顕著になる劣化事象を抽出し評価を行っている。

健全性評価

○監視試験結果より、「(社)日本電気協会 原子炉容器炉心領域の中性子照射脆化は国内脆化予測法(JEAC4201-2007/2013追補版)」による評価結果において、脆化予測にマージンを見込んだ値を逸脱しておらず、特異な傾向は認められない。

<母材の関連温度>

(単位:°C)

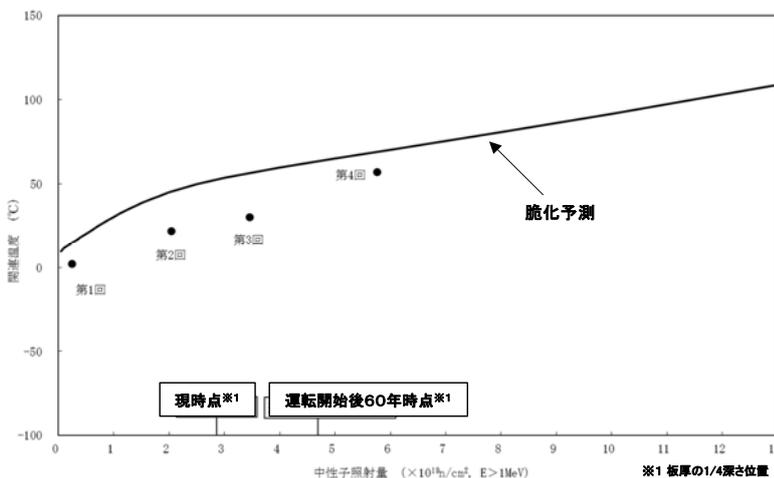
	初期値	第1回	第2回	第3回	第4回
美浜3号機	-20	2	22	30	57
(参考)高浜1号機	-4	22	54	68	95
(参考)高浜2号機	-30	-13	11	18	40

⇒次回第5回目の監視試験を50年目までに実施する。

関連温度の予測値

	評価時期	中性子照射量 ^{*1} (×10 ¹⁹ n/cm ²) [E>1MeV]	関連温度 ^{*2} (°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部
美浜3号炉	2015年11月時点	2.86	53	-7	-4
	運転開始後60年時点 ^{*3}	4.69	64	3	7
(参考)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
(参考)高浜2号機	2015年4月時点	2.90	40	28	3
	運転開始後60年時点 ^{*3}	4.67	50	37	13

*1:内表面から板厚tの1/4深さでの中性子照射量
*2:内表面から板厚tの1/4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



美浜3号機 監視試験結果及び脆化予測(母材)

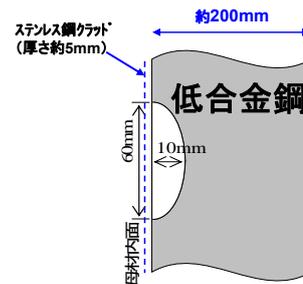
②-1 原子炉容器の中性子照射脆化（その2）

健全性評価(続き)

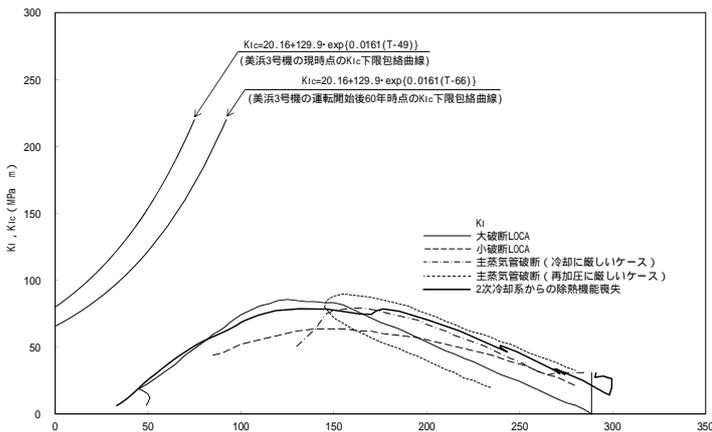
○60年経過時点において加圧熱衝撃が生じることを仮定した評価の結果、破壊に対する抵抗力が常に破壊力を上回っており、不安定破壊しないことを確認した。

○加圧熱衝撃評価については保守的に深さ10mmのき裂を想定して評価を実施しているが、特別点検において 原子炉容器の超音波探傷検査を実施し、そのようなき裂は存在しないことを確認している。

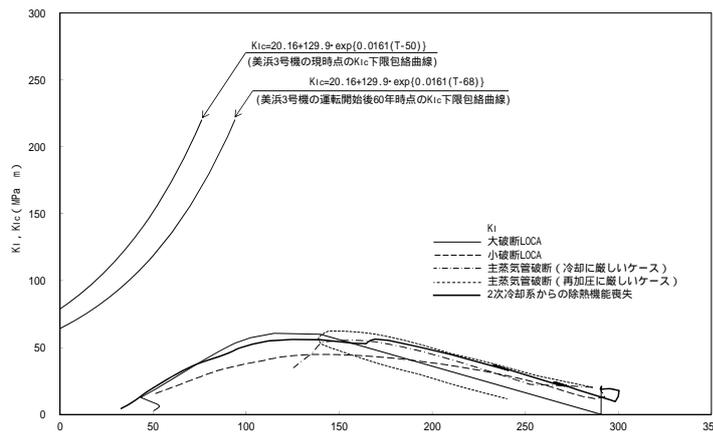
超音波探傷検査では深さ5mm程度のき裂であれば十分検出可能であることが実証されていることから、想定き裂深さを5mmとした評価も実施しており、想定き裂深さ10mmの評価に比べ余裕のある結果が得られている。



加圧熱衝撃評価における想定き裂(深さ10mmの想定き裂の場合)



美浜3号機 PTS評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】



美浜3号機 PTS評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】

健全性評価(続き)

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式を用いて60年時点での上部棚吸収エネルギーの予測値を評価し、「(社)日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206-2007)」で要求している68J以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

現状保全

- JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施している。
- 運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。
- 特別点検において、原子炉容器炉心領域部の母材及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ていない。

総合評価

炉心領域部の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与えることはない。また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

健全性評価の結果から原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、経年劣化管理をより万全にするため、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。*

長期保守管理方針

※:原子力規制委員会「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」において、運転期間の延長を申請するプラントは“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り出し、当該監視試験片に基づき行なう監視試験の計画”を保守管理に関する方針として定めることが規定されている。

②-2 低サイクル疲労割れ

○ 評価対象機器: 原子炉容器、蒸気発生器等

【評価例】: 原子炉容器

健全性評価

プラント実過渡回数から、60年時点の過渡回数を推定し、劣化が進展すると仮定した場合の60年時点での疲労累積係数を評価(環境疲労を考慮した評価も実施)。

現状保全

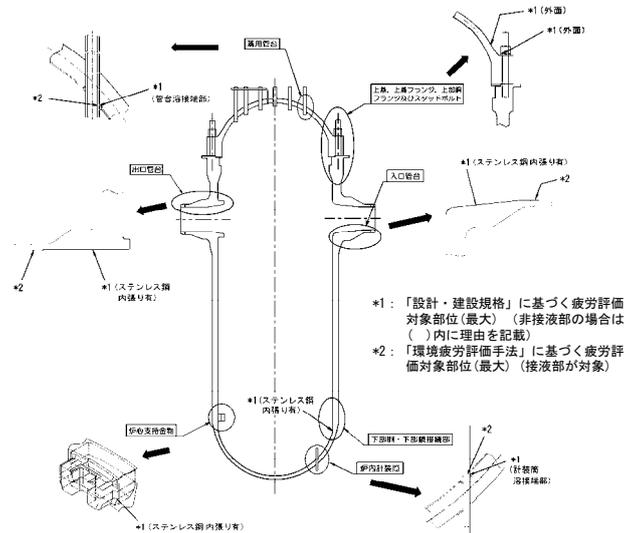
- 定期的な超音波探傷検査等の非破壊検査や、漏えい試験で健全性を確認している。
- 高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施している。
- 特別点検において、原子炉容器出入口管台に対して渦流探傷検査を実施した結果、有意な欠陥は認められなかった。

総合評価

疲労割れが問題となる可能性はない。
また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

原子炉容器の冷却材出入口管台等の疲労割れについては、実過渡回数の確認を継続的に実施し、60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。



原子炉容器 冷却材出入口管台等の疲労評価対象部位

原子炉容器の疲労評価結果

評価対象部位	疲労累積係数(許容値:1以下)	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
冷却材入口管台	0.038	0.001*5
冷却材出口管台	0.047	0.001*5
蓋用管台*3	0.113	0.002*5
炉内計装筒	0.140	0.006*5
上蓋*3、上蓋フランジ*3 及び上部棚フランジ	0.011	—*6
下部棚・下部鏡接続部	0.004	—*6
炉心支持金物	0.006	0.000*6,7
スタッドボルト*4	0.294	—*6

*3: 原子炉容器上蓋を取替えているため、40年間の過渡回数を基に算出した。
*4: 取替を実施したため、49年間の過渡回数を基に算出した。
*5: 炉水環境にある箇所には評価を実施しているため、設計・建設規格による解析評価対象箇所とは異なる。
*6: 非接液部
*7: 発生応力は疲労限以下である。

長期保守管理方針

40年目の評価は30年目の評価から乖離するものではないことを確認

運転開始後40年目に実施する高経年化技術評価は、30年目の高経年化技術評価を過去約10年間の供用実績、保全実績及び安全基盤研究等技術的知見をもって検証し、課題を抽出して、それらの課題に対応したものであるとともに、30年目の長期保守管理方針の実績についても、その有効性を評価し、結果を反映する。

具体的には、追加検討を要する事項として、以下の評価を行った。

1. 経年劣化傾向の評価

○ 40年目の評価は30年目の評価から大きく乖離するものではないことを確認

2. 保全実績の評価

○ 高経年化評価では、事故・トラブルの再発防止対策が図られていることを確認

3. 長期保守管理方針の有効性評価

○ 全ての長期保守管理方針が有効であったことを確認

②-4 高経年化技術評価（劣化状況評価）の結果

【高経年化技術評価の結果】

現在行っている保全活動の継続及び一部の機器・構造物の追加保全を講じる(※)ことで、プラント全体の機器・構造物の60年までの健全性が確保されることを確認し、「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に適合することを確認。

主要な劣化事象の評価結果(例)	原子炉容器の中性子照射脆化(※)	中性子照射脆化による靱性の低下を考慮しても、原子炉容器が破壊に至らないことを確認
	低サイクル疲労(※)	運転操作による今後の金属疲労の蓄積を考慮しても、原子炉容器等の疲労割れが発生しないことを確認
	コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下	熱や放射線照射などの影響を考慮しても、コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下が生じないことを確認
	電気・計装品の絶縁低下	熱や放射線照射などの影響を考慮しても、電気・計装品に有意な絶縁低下が生じないことを確認
	照射誘起型応力腐食割れ	中性子照射の影響を考慮しても照射誘起型応力腐食割れは発生せず、炉心の健全性に影響しないことを確認
	2相ステンレス鋼の熱時効	熱時効による材料の劣化を考慮しても、1次冷却材管等が破壊に至らないことを確認
耐震安全性評価	種々の経年劣化及び地震時に発生する応力等を考慮しても、耐震安全性に問題のないことを確認	

※：追加保全を講じる内容については、以下の通り。

黒字：高経年化技術評価の結果
青字：長期保守管理方針(保守管理に関する方針)

【原子炉容器の中性子照射脆化】
過去4回の監視試験片調査(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、及び現状の保全の適切性を確認
⇒第5回監視試験片調査を実施

【原子炉容器等の低サイクル疲労】
損傷発生の可能性はないこと、及び現状の保全の適切性を確認
⇒過渡回数を確認を継続的に実施(推定過渡回数を上回らないことを確認)

高経年化技術評価の結果(例)と長期保守管理方針

③ 長期保守管理方針（保守管理に関する方針）

参考129

- 60年間の運転期間を仮定しても、大部分の機器・構造物は、現在行っている保全活動（分解・点検・手入れ等）を継続していくことで、健全性を維持可能と評価。
- 一部の機器については、実施すべき項目（点検・検査項目の追加、データの蓄積、知見の拡充、試験の実施等）を**長期保守管理方針**としてまとめた。

<高経年化対策に基づく長期保守管理方針>

No.	保守管理の項目	実施時期※1	
		美浜3号機	(参考) 高浜1, 2号機
1	原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。	中長期	中長期
2	配管の腐食(流れ加速型腐食)については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*に対して、サポート改造等の設備対策を行い、必要最小肉厚まで減肉を想定した評価においても耐震安全性評価上問題ないことを確認する。なお、サポート改造等の設備対策が完了するまでは、減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を継続して行い、サポート改造等の設備対策が完了するまでの間、耐震安全性評価上問題ないことを確認する。 *:第4抽気系統配管、グラウンド蒸気系統配管、復水系統配管、ドレン系統配管	— ※2 (必要なサポート強化は現停止期間中に実施)	短期
3	低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイド*に従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替を実施する。 *:原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド JNES-RE-2013-2049」	— ※3 (評価で60年の健全性確認済)	1号機:中長期 2号機:短期
4	疲労評価における実績過渡回数を確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期	長期

- ※1: 起点日からの5年間を「短期」、10年間を「中長期」、20年間を「長期」とする。
起点日は、美浜3号機が平成28年12月1日、高浜1号機が平成26年11月14日、高浜2号機が平成27年11月14日とする。
- ※2: 美浜3号機と高浜1, 2号機では、配管の設置状況に違いがあることにより、評価結果に違いが生じている。また、美浜3号機でサポート強化が必要と想定された系統については、現停止の定期検査中にサポートの追設工事を行う計画とし、これを取り入れた評価により、耐震性が確保できることを確認したことから、長期保守管理方針としていない。
- ※3: 実機におけるケーブル布設状況や環境測定結果に基づき美浜3号機のケーブルの更新時期を評価した結果、運転開始から60年までに更新が必要となるケーブルがなかったことから、長期保守管理方針としていない。➡17

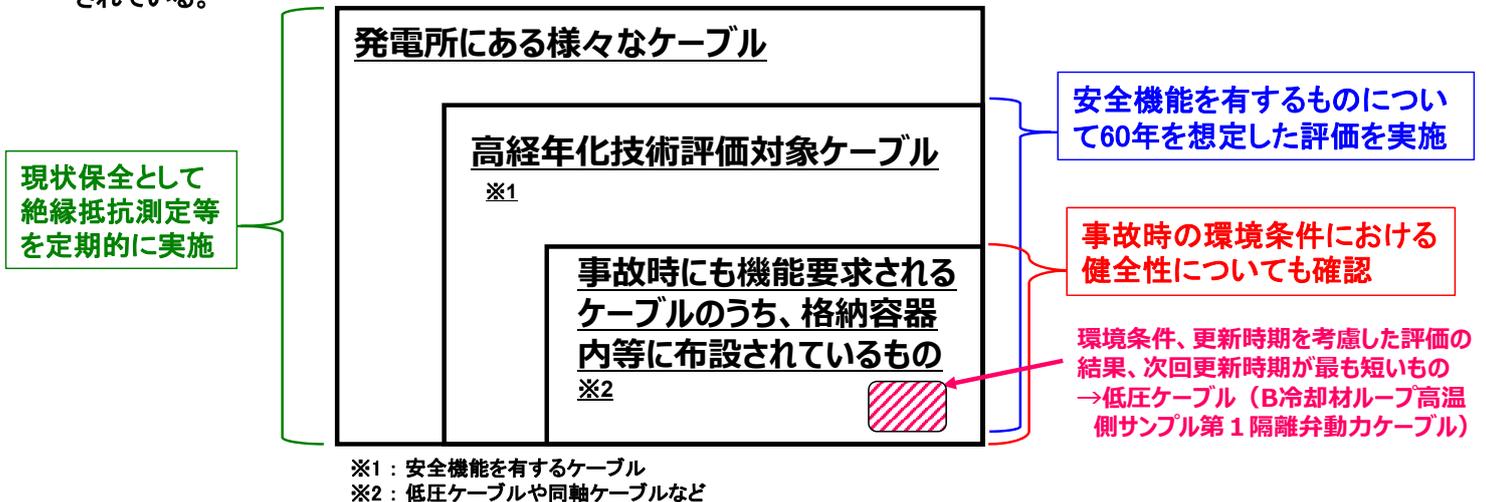
③-1 美浜3号機 ケーブルの事故時健全性評価（評価対象の選定）

参考130

<評価対象選定の考え方>

格納容器内等において事故時環境条件下で機能要求のあるケーブルは、通常運転期間相当の劣化に事故時環境による劣化条件を付加した試験により健全性の確認を行い、その結果と実機条件から必要な更新時期を評価※している。

- ※40年目の評価では、30年目評価で行った電気学会推奨案に基づく手法での事故時健全性評価に加えて、最新知見として「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)」「ACAガイド」に基づく評価もあわせて実施。
ACAガイドでは、通常運転時の温度と放射線の同時劣化を考慮した試験データ等に基づく設計基準事故時評価手法が提示されている。



次頁に、美浜3号機において、環境条件や更新時期を考慮した評価の結果、最も評価が厳しくなる(次の更新までの期間が短くなる)格納容器内の低圧ケーブル(難燃PHケーブル)に対する評価結果について、高浜1, 2号機の60年運転に対し更新が必要となった難燃PHケーブルの評価とともに示す。

➡ 18

美浜3号機と高浜1, 2号機とのケーブル毎に必要な更新時期の違いは、以下の①～④の違いにより生じている。

①温度上昇値、②ケーブル布設環境温度、③放射線量率、④ケーブル更新時期

美浜3号機では、評価の結果、60年までに更新が必要なケーブルがなかったため、長期保守管理方針となっていない。

	対象ケーブル	① 温度上昇値 [°C]	② ケーブル布設環 境温度[°C]	評価温度 ①+②[°C]	③ 放射線量 率[Gy/h]	④ ケーブル 更新時期	評価年数	次回更新が必要となる時期
美浜 3号機	B冷却材ループ高温側サンプル第 1隔離弁動力ケーブル 等	12	41	53	0.0014	第11回定期 検査時	78年	更新不要
高浜 1号機	Aループ高温側サンプル第1隔離 弁用動力ケーブル	17	47	64	0.0002	第12回定期 検査時	38年	運開後 54年
高浜 2号機	Aアキュムレータ出口弁用動力ケー ブル	17	44	61	0.00001	—	47年	運開後 47年

① “温度上昇値”の違い

プラントごとに、ケーブルトレイへのケーブルの施工(布設)状況に差異があるため、通電電流値による温度上昇値が異なる。

② “布設環境温度”の違い

ケーブル布設環境調査を実施し、環境温度を実測した結果、美浜3号機は、高浜1, 2号機よりも環境温度が低い。

③ “放射線量率”の違い

ケーブル布設環境調査を実施し、放射線量率を実測した結果、放射線量率は高浜1, 2号機より美浜3号機の方が大きいですが、放射線量率の絶対値は小さいため、通常運転中の放射線によるケーブル劣化への影響は小さい。

④ “更新時期”の違い

保全活動(設備更新、耐環境化工事等)の中で、更新(取替)を実施してきており、各プラントでケーブルごとに布設時期が異なる。

今後の対応

高経年化対策に係る以下の技術課題に対しては、今後も取り組んでいく。

- 国のロードマップに従い、高経年化に対する技術課題対応へのローリングを実施し、継続的に取り組んでいく。
この中では、廃止措置プラントを活用した高経年化に係る調査研究への取り組みが掲げられており、当社としても、さらなる劣化機構の解明や、劣化評価技術の高度化等に向けた検討をしていく。
- IAEAが各国の長期運転への知見や今後の技術課題をI-GALLレポートとしてまとめるなど、海外でも積極的に今後の長期運転への取り組みを継続しており、引き続き、海外関係機関とも協調して、高経年化に係る研究の実施や、長期運転への対応にかかる改善活動に取り組んでいく。

美浜3号機の運転期間延長認可申請に対しては原子力規制委員会による審査が継続中であり、当社として引き続き真摯に対応していく。

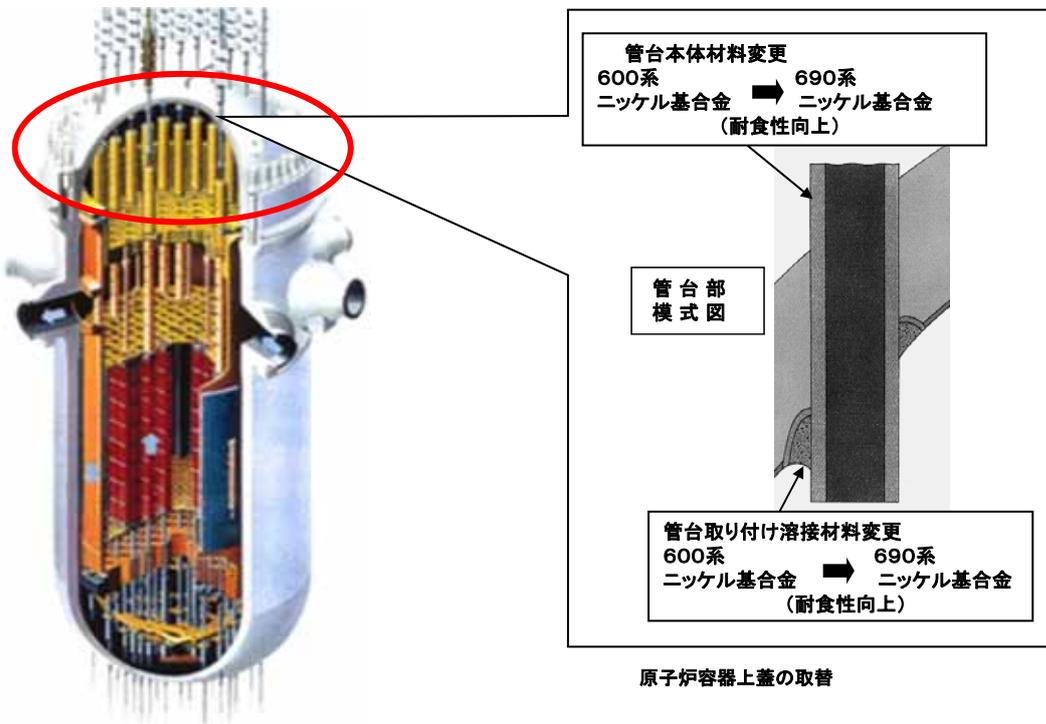
参 考

運転期間延長認可申請の対応概要

	H27.11	12	H28.1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
工事計画認可申請		▼11/26申請 要目表、基本方針 床応答曲線(原子炉格納容器内)			▼2/29補正 主要機器耐震 基本設計等見直し			▼5/31補正 一部機器耐震 基本設計等見直し		▼8/26補正 一部機器耐震 基本設計等見直し		▼10/7補正 ▼10/26認可	
運転期間延長認可申請		▼11/26申請	▼12/2~ 審査ヒアリング		▼3/10補正 ・耐震安全性評価等を追加(約10機器)		▼5/31補正 ・耐震安全性評価等を追加(約20機器)		▼8/26補正 ・使用済燃料ピットラック等の評価 ・劣化状況評価書等の記載適正化		▼10/28補正	11/30☆ 運転期間満了(認可期限)	
		●12/10審査会合 ・申請概要		2/3~5 現場調査(特別点検)	●3/15審査会合 ・共通事項 ・特別点検				●7/26審査会合 ・疲労 ・照射誘起型応力腐食割れ ・照射脆化 ・熱時効 ・絶縁低下 ・コンクリート		●10/27審査会合 ・補正概要		●9/20審査会合 ・耐震/耐津波 ・指摘事項回答

＜原子炉容器上蓋の保全＞

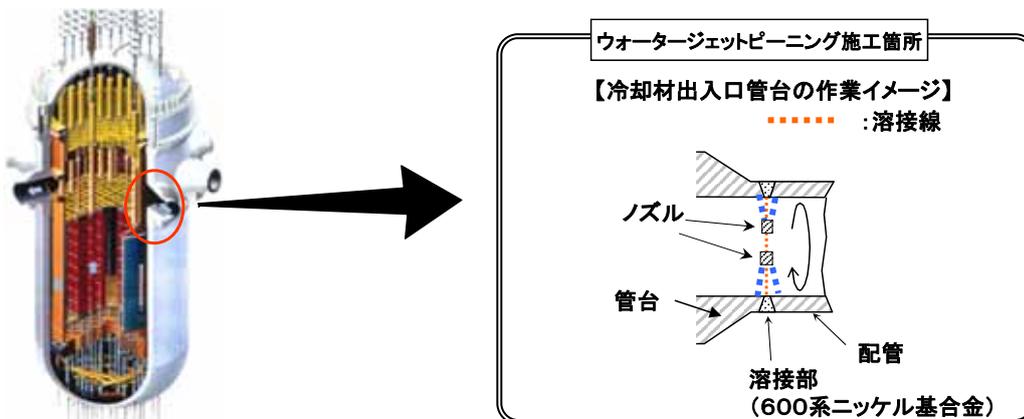
原子炉容器上蓋管台のPWSCC予防保全対策として上蓋取替を実施。



原子炉容器に対する予防保全措置を含む補修実績と保全活動（2 / 3）

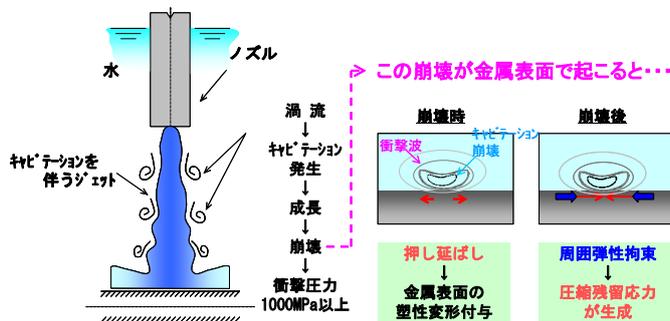
＜冷却材出入口管台の保全＞

PWSCC予防保全対策として出入口管台セーフエンドの異材継手部についてWJPを施工。



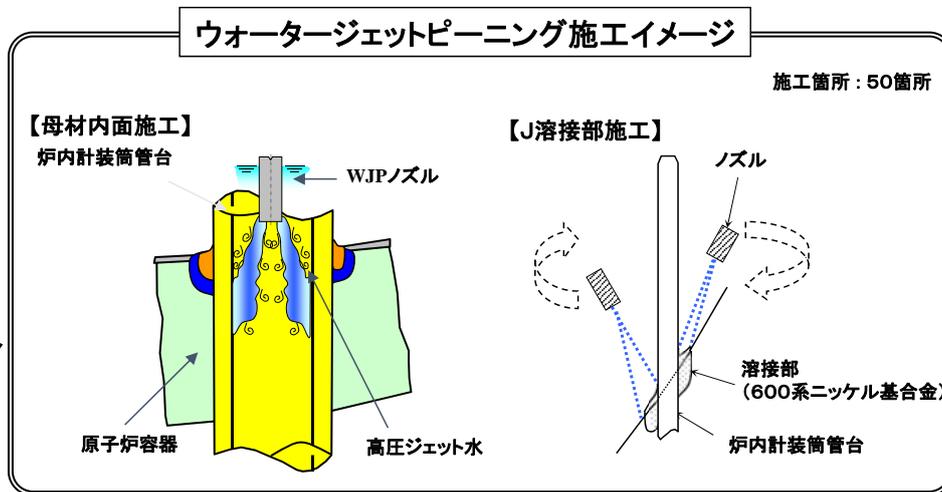
＜ウォータージェットピーニング(WJP)の原理＞

水中にて高圧ジェット水を噴射すると、キャビテーション気泡群が発生する。この気泡群の圧力が回復し、崩壊する時の衝撃力を利用して金属表面を塑性変形させ、表面近傍の引張残留応力を圧縮応力とすることによりPWSCCを抑制。

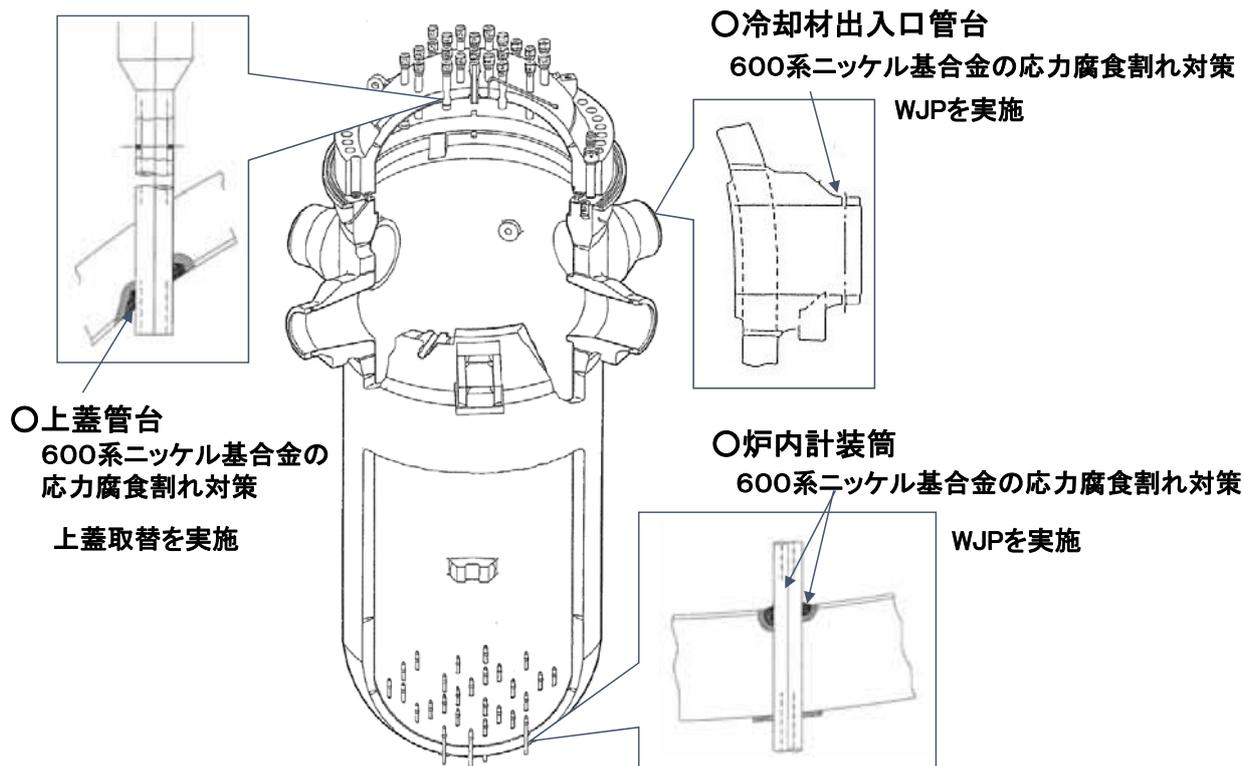


＜炉内計装筒の保全＞

炉内計装筒のPWSCC予防保全対策としてWJPを実施。

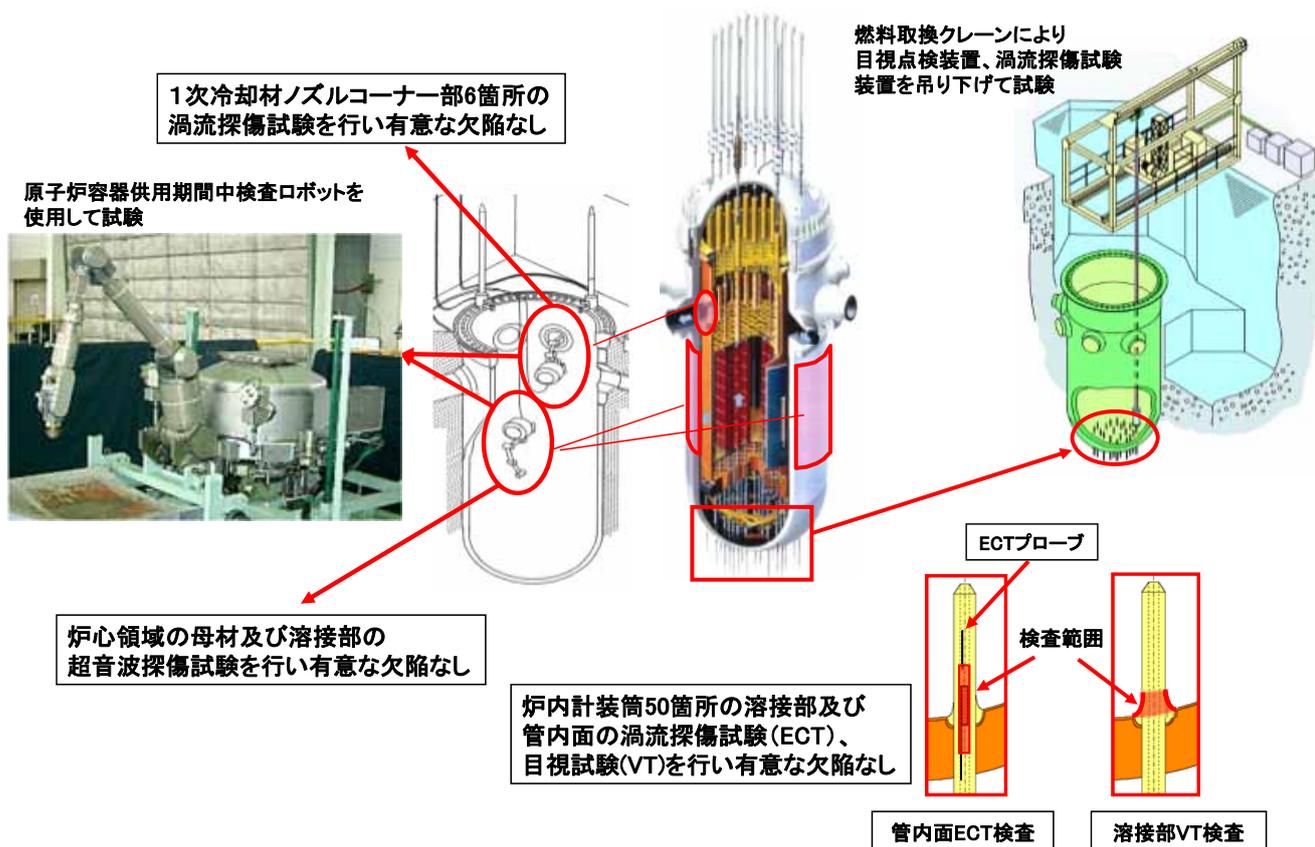


原子炉容器に対する予防保全の内容



特別点検の実施結果（原子炉容器）

参考139

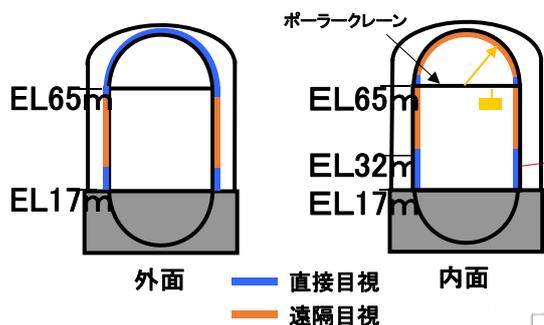


特別点検の実施結果（原子炉格納容器、コンクリート構造物）

参考140

○原子炉格納容器鋼板

目視点検で、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



(半球部内面)

- ポークレーン上から遠隔目視

(円筒部内面)

- 高所は搭乗設備から直接目視もしくは遠隔目視
- 架台や機器等により搭乗設備が近寄れない箇所はオペフロ床面等から遠隔目視
- 各フロアの床面及び歩廊等から近寄れる箇所は直接目視

(半球部外面)

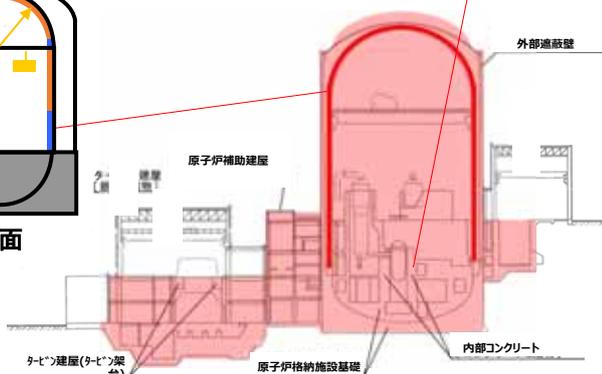
- 歩廊から直接目視

(円筒部外面)

- 吊り下げ装置を用いて遠隔目視
- 歩廊等から近寄れる箇所は直接目視

○コンクリート構造物（原子炉格納施設、原子炉補助建屋等）

コンクリートのコアサンプル約150個を採取して点検し、コンクリートの構造物の健全性に影響を与える劣化なし（強度、遮蔽能力、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応）



強度の点検事例
(耐圧試験機による確認)



○ 国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映

これまでの高経年化技術評価を参考にすると共に、それ以降スクリーニング未実施の2014年12月～2015年5月の国内外の運転経験及び最新知見について高経年化への影響を整理し、技術評価への反映要否を判断した。なお、その期間以降の運転経験及び最新知見については、審査の状況等も踏まえ、適宜反映。

1. 運転経験

国内運転経験として、原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリー(NUCIA)において公開されている「トラブル情報」、「保全品質情報」を、海外運転経験として、NRC(米国原子力規制委員会; Nuclear Regulatory Commission)のBulletin(通達)、Generic Letter及びInformation Noticeを対象としてスクリーニングを実施。期間中の情報において、新たに技術評価に反映すべき運転経験を抽出する。

2. 最新知見

スクリーニング対象期間中に発行された原子力規制委員会文書、日本機械学会、日本電気協会及び日本原子力学会の規格・基準類、並びに原子力規制委員会のホームページに公開されている試験研究の情報等を検討し、技術評価を実施する上で、新たに反映が必要な知見を抽出する。新たに技術評価に反映した最新知見は以下のとおり。

- ① 原子力安全基盤機構 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)、2014年2月発行
- ② 日本電気協会 電気技術規程 原子炉構造材の監視試験方法[2013年追補版](JEAC 4201-2007[2013年追補版])、2014年5月発行
- ③ 実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド(平成27年10月7日、原規規発第1510071号)
- ④ 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2015(AESJ-SC-P005:2015)、2016年3月発行
- ⑤ 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準の一部改正について(平成28年4月13日、原規規発第1604131号)

経年劣化事象の抽出

経年劣化メカニズムまとめ表からのスクリーニング

- ・ 経年劣化メカニズムまとめ表から経年劣化事象を抽出
- ・ まとめ表作成(2008年)以降の運転経験(国内外トラブル等)から、考慮すべき経年劣化事象について検討

経年劣化メカニズムまとめ表からのスクリーニング(例)

機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象	余熱除去ポンプ
ポンプの容量・操程確保	主軸	ステンレス鋼	摩耗	○
			疲労割れ(フレッチング疲労割れ)	○
			疲労割れ(高サイクル疲労割れ)	○
	羽根車	ステンレス鋼	腐食(キャビテーション)	○
	羽根車リング	-	腐食	○
	ケーシングリング	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸受箱	鉄鉄、炭素繊維	腐食(全面腐食)	○
	軸受(すべり)	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸受(ころがり)	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸継手	低合金鋼、炭素鋼	摩耗	ギヤ型でない
バウンダリの維持	ケーシング	低合金鋼(内面ステンレス鍍金)	(想定されず)	-
		ステンレス鋼	疲労割れ	○
		低合金鋼(内面ステンレス鍍金)	(想定されず)	-
	ケーシングカバー	ステンレス鋼	疲労割れ	○
		ステンレス鋼	応力腐食割れ	○
	ケーシングホルト	クロムモリブデン鋼、低合金鋼	腐食	○
	メカニカルシール	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	ガスケット	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	Oリング	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	ケーシングドレン管	ステンレス鋼	応力腐食割れ	○
機器の支持	台板	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○
	取付ホルト	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○
	基礎ホルト	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○

個別条件下での抽出

各機器個別の条件(型式、材料、使用環境条件等)を踏まえ、構成部品・部位毎に、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出

代表機器について評価

余熱除去ポンプに想定される経年劣化事象(例)

機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象	余熱除去ポンプ
ポンプの容量・操程確保	主軸	ステンレス鋼	摩耗	○
			疲労割れ(フレッチング疲労割れ)	○
			疲労割れ(高サイクル疲労割れ)	○
	羽根車	ステンレス鋼	腐食(キャビテーション)	○
	羽根車リング	-	腐食	○
	ケーシングリング	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸受箱	鉄鉄、炭素繊維	腐食(全面腐食)	○
	軸受(すべり)	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸受(ころがり)	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	軸継手	低合金鋼、炭素鋼	摩耗	ギヤ型でない
バウンダリの維持	ケーシング	低合金鋼(内面ステンレス鍍金)	(想定されず)	-
		ステンレス鋼	疲労割れ	○
		低合金鋼(内面ステンレス鍍金)	(想定されず)	-
	ケーシングカバー	ステンレス鋼	疲労割れ	○
		ステンレス鋼	応力腐食割れ	○
	ケーシングホルト	クロムモリブデン鋼、低合金鋼	腐食	○
	メカニカルシール	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	ガスケット	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	Oリング	-	(消耗品・定期取替品)	取替品
	ケーシングドレン管	ステンレス鋼	応力腐食割れ	○
機器の支持	台板	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○
	取付ホルト	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○
	基礎ホルト	炭素鋼	腐食(全面腐食)	○

想定される経年劣化事象

構成部品単位に分解

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象(内訳)
 (内訳) (内訳)
 △：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象(内訳)
 (内訳) (内訳)

【中性子照射脆化に対する脆化度合いの把握】

照射脆化の程度を把握するため、原子炉容器内に監視試験片を収納したカプセルを装荷

- ・建設時：8体装荷
- ・現時点：4体のカプセルを取り出し

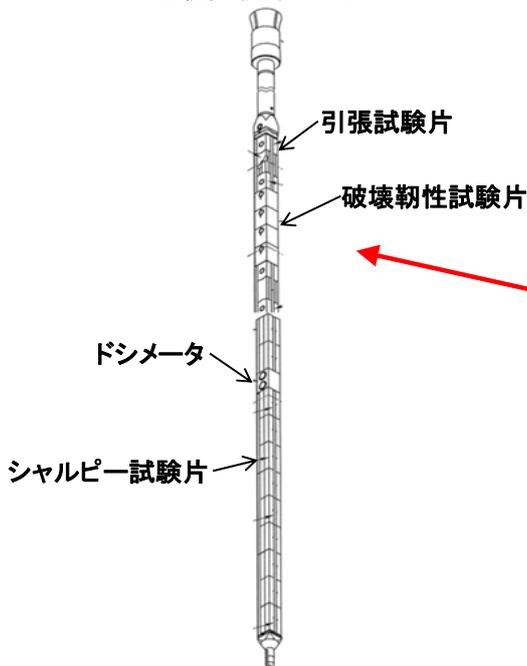
脆性遷移温度の調査結果より、脆化傾向を予測。

＜関連温度：母材＞

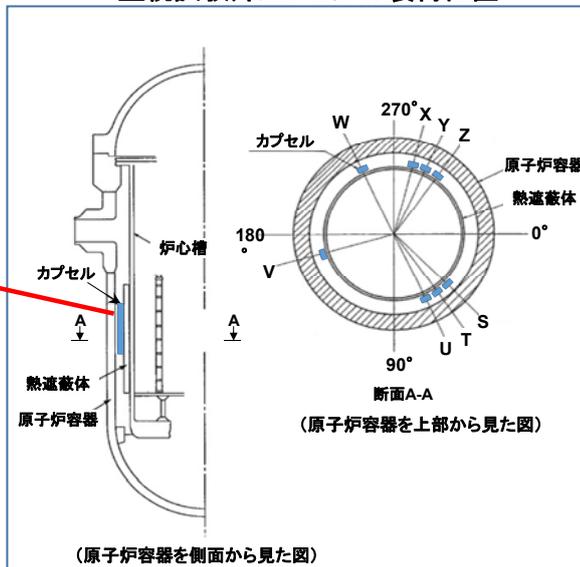
（単位：℃）

初期値	第1回	第2回	第3回	第4回
-20	2	22	30	57

監視試験片カプセル



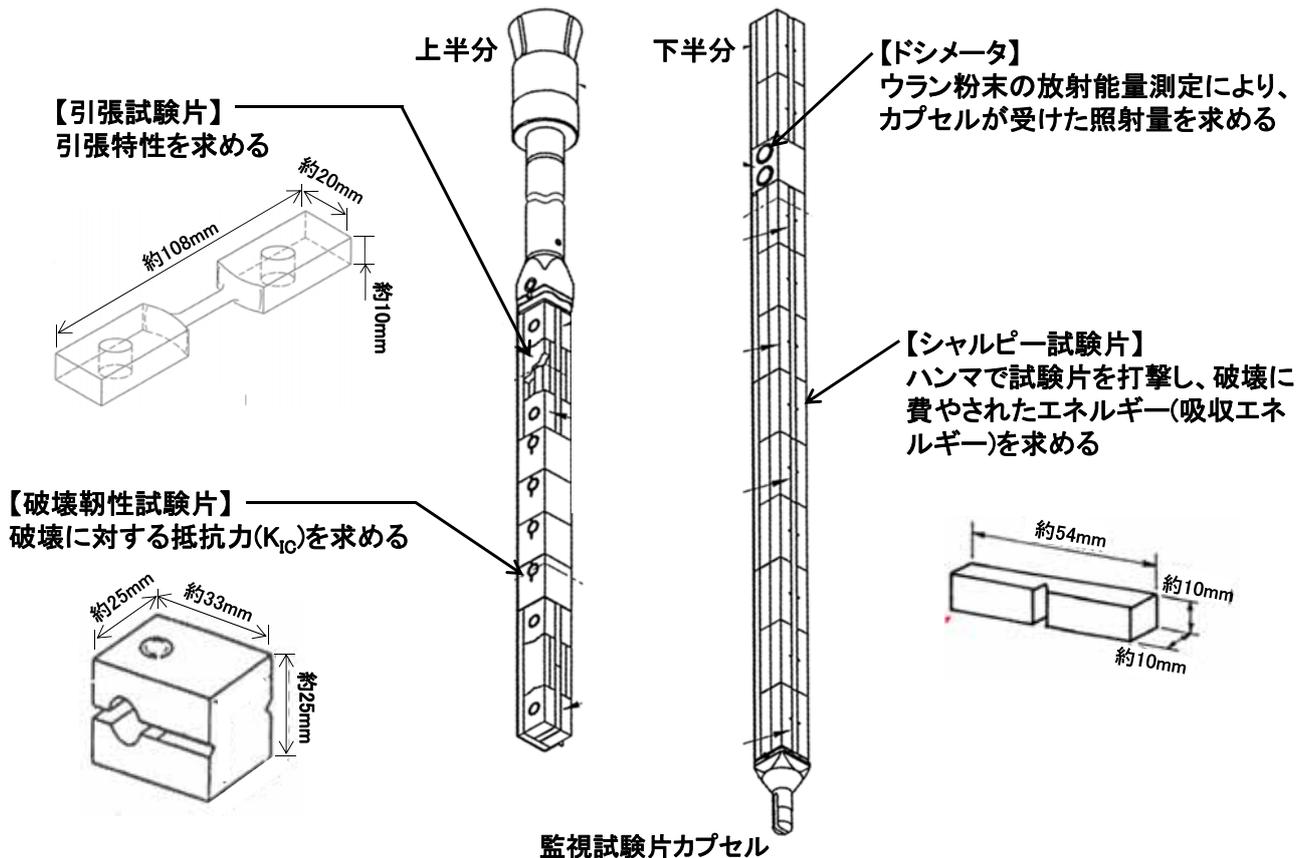
監視試験片カプセルの装荷位置



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。

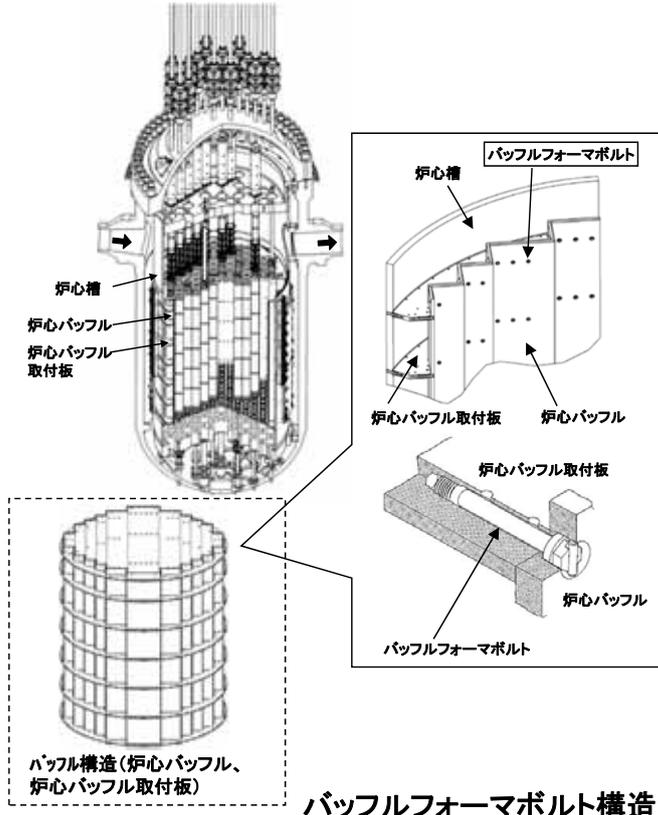
監視試験（片）の概要（2/2）

○監視試験片カプセルには、以下の種類の試験片が合計50個程度収納されている。



○ 評価対象機器：炉内構造物（炉心バッドル、炉心槽、バッドルフォーマボルト等）

【評価例】：バッドルフォーマボルト



健全性評価

バッドルフォーマボルトについては、第25回定期検査時(2011年度～)の炉内構造物取替工事にあわせて、耐照射誘起型応力腐食割れ性を向上したものを採用することとしている。

原子力安全基盤機構「照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書」に示されている評価ガイド(案)及び原子力安全推進協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく評価を実施した結果、運転開始後60年時点でボルト損傷は発生せず、炉心の健全性に影響を与える可能性はないと評価した。

現状保全

【炉内構造物取替前】

○バッドルフォーマボルトに対して、第14回定期検査時(1994～1995年度)に超音波探傷検査を実施。有意な指示なし。

○定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視確認を実施している。

【炉内構造物取替後】

○定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視確認を計画している。

総合評価

運転開始後60年時点までにバッドルフォーマボルトの損傷は発生せず、炉心の健全性に影響を与える可能性はないと考えられる。

高経年化への対応

○バッドルフォーマボルトの可視範囲について定期的に水中テレビカメラによる目視確認を実施していく。

絶縁低下 (1/4)

評価対象機器：ケーブル、電気ペネトレーション、弁電動装置等

【評価例】：低圧ケーブル(難燃PHケーブル)

発電所では低圧ケーブル、同軸ケーブル等様々なケーブルを用いており、現状保全として、ケーブル機能(絶縁機能)の健全性確認のため、絶縁抵抗測定等を定期的実施し、健全性の維持を行っている。

更に、事故時にも機能要求されるケーブルのうち、格納容器内等に布設されているものは、厳しい事故時の環境でも機能が損なわれないよう、通常運転時の劣化及び事故時の劣化を考慮した長期健全性試験によりケーブルの健全性を確認している。

事故環境下で機能要求されるケーブルとしては、低圧ケーブルや同軸ケーブルがあり、それぞれ評価を実施し、長期健全性を確認しているが、ここでは、格納容器内で最も多く使用されており、評価の結果が厳しい低圧ケーブル(難燃PHケーブル※)を例として説明する。

※：絶縁体が難燃-EPゴム(Ethylene Propylene rubber) シースが難燃-クロロスルホン化ポリエチレン(Hypalonともいう)のケーブル

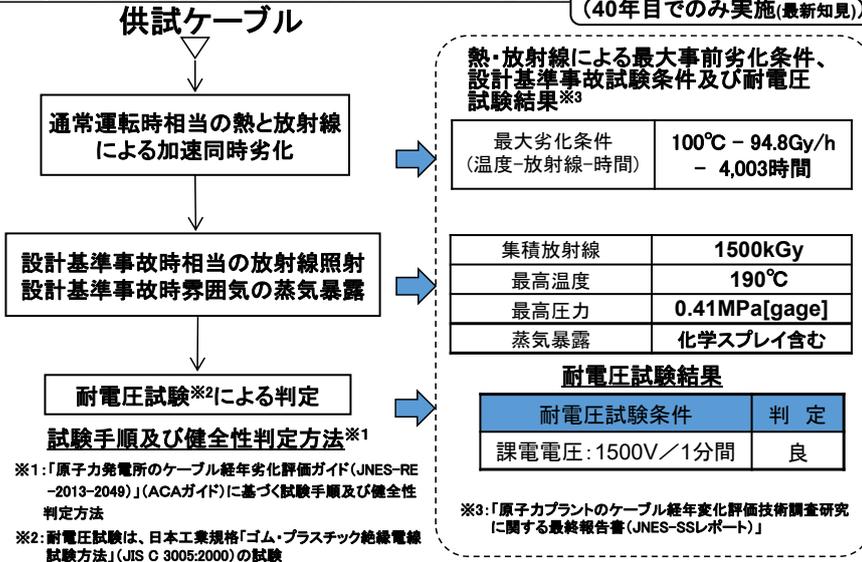


代表的なケーブルの構造

健全性評価

1. 長期健全性試験(運転による劣化と事故時条件を付与)

ACAガイドによる手法
(40年目でのみ実施(最新知見))

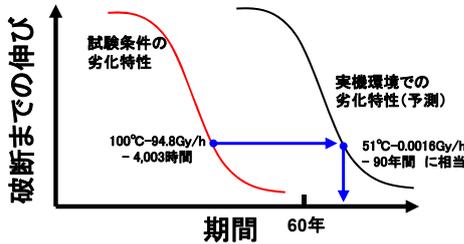


電気学会推奨案による手法 (30年目、40年目で実施)



2. 布設環境下における健全性維持期間を確認

試験で健全性が確認された条件は、相当する実布設環境条件（供用期間）でもその健全性が維持できる。
 ⇒絶縁体の破断するまでの伸び値データ(事前計測)を踏まえ、試験で健全性が確認できている最大の劣化条件が、実機環境の何年相当になるかを確認。(ACAガイドに基づく評価の場合)



試験結果から評価年数を確認 (イメージ図)

3. 評価結果

難燃PHケーブルの実布設環境（原子炉格納容器内）での健全性評価期間は下記の通り。

布設区分	実布設環境条件		評価期間 [年] ^{※1}
	温度 [°C]	放射線量率 [Gy/h]	
ループ室	31	0.3882	約75
加圧器室上部	51	0.0016	約90
通路部	41	0.0014	約78 ^{※2}

※1: 時間稼働率100%での評価時間

※2: ケーブルトレイの温度上昇値を考慮して評価している

現状保全

制御・計装用ケーブルについては 定期的に系統機器の動作、電力用ケーブルについては 定期的に絶縁抵抗測定を行い、絶縁低下による機能低下がないことを確認している。

総合評価

絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はないと評価。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

美浜3号炉と高浜1、2号炉の評価条件の違いについて

以下では、高浜1、2号機は長期保守管理方針の対象となったケーブル、美浜3号機では最も評価結果が厳しくなったケーブルを比較し説明する。

	対象ケーブル	① 温度上昇値 [°C]	② ケーブル布設環 境温度[°C]	評価温度 ①+②[°C]	③ 放射線量 率[Gy/h]	④ ケーブル 更新時期	評価年数	次回更新が必要となる時期
美浜3号機	B冷却材ループ高温側サンプル第1隔離弁動力ケーブル 等	12	41	53	0.0014	第11回定期検査時	78年	更新不要
高浜1号機	Aループ高温側サンプル第1隔離弁動力ケーブル	17	47	64	0.0002	第12回定期検査時	38年	運開後54年
高浜2号機	Aアキュムレータ出口弁動力ケーブル	17	44	61	0.00001	—	47年	運開後47年

① “温度上昇値”の違い

ケーブルトレイの温度上昇値の評価の際には、プラント運転時における通電電流値を計算し、その電流値による発熱量を評価している。美浜3号機と高浜1、2号機では、ケーブルトレイに布設するケーブルの施工状況(布設状況)に差異があるため、通電電流値に差異が生じ、結果として、美浜3号機は、高浜1、2号機よりも5°C低い『12°C』となっている。

※: 格納容器内の各エリアのケーブル周辺にある補機類の配管、電線管の配置や空間の状況等については、各プラントにおいて施工上の違いとして差異が生じている。

【備考】

ケーブルの発熱量は、[電流値]²×[導体抵抗]×[導体本数] で求められ、1つのトレイに布設されている通電ケーブルが多いほど、ケーブルトレイ内の温度が上昇する。トレイ内に布設されるケーブルは、設計情報から実機のトレイ状況を想定し、そこから十分な余裕を加え、計算を行っている。結果、美浜3号においては、高浜1、2号炉に比べ、1トレイ中に布設される発熱源ケーブルが少なく、温度上昇値が低くなったものである。

また、美浜3号炉の実機における布設状況を確認し、発熱量から温度上昇値を検証した結果、『約5°C』であり、大きな保守性をもった評価を行っていることを確認した。

② “ケーブル布設環境温度”の違い

格納容器上部遮へいの有無や、格納容器内の状況等(周辺設備・空間(図1参照)等※)が各々異なり、環境温度について定量的な評価が困難であるため、各プラントで、ケーブル布設環境調査を実施し、環境温度を実測している。結果として、美浜3号機は、高浜1号機よりも約6℃、高浜2号機では約3℃低くなっている。

③ “放射線量率”の違い

ケーブル布設環境については、格納容器内の状況等(周辺設備・空間等)が各々異なり、放射線量率について定量的な比較が困難であるため、各プラントで、ケーブル布設環境調査を実施し、放射線量率を実測している。結果として、美浜3号機の放射線量率が大きくなっているが、絶対値として小さいため、ケーブル劣化への影響は小さい。

④ “ケーブル更新時期”の違い

ケーブルの更新時期は各プラントの個々のケーブル毎に異なっている。

難燃PHケーブルについては、これまでの保全活動の中の様々な要因(設備更新、計画的な耐環境化工事等)により、適宜、更新(取替え)を実施している。プラント・ケーブルごとにその時期は異なっており、同じ時期に布設しているものではない。

⑤ まとめ

前項で示した様々な因子を考慮した評価により、美浜3号機の難燃PHケーブルについては、運転開始後60年までに更新が必要となるものがなく、長期保守管理方針の対象とならなかった。

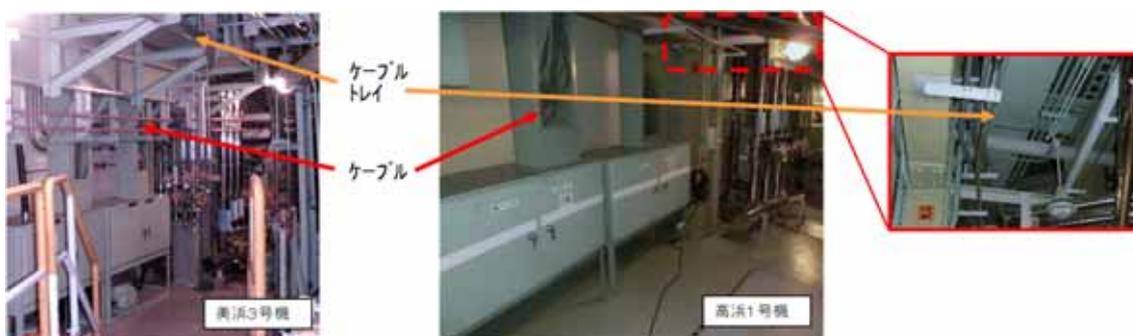


図1. 格納容器内(周辺設備・空間)写真

2相ステンレス鋼の熱時効

○評価対象機器: 1次冷却材管、 1次冷却材ポンプケーシング

【評価例】: 1次冷却材管

健全性評価

運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、材料のき裂進展抵抗(Jmat)がき裂進展力(Japp)と交差し、JmatがJappを上回ること、JmatとJappの交点においてJmatの傾きがJappの傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することはない、健全性評価上問題とならない。

現状保全

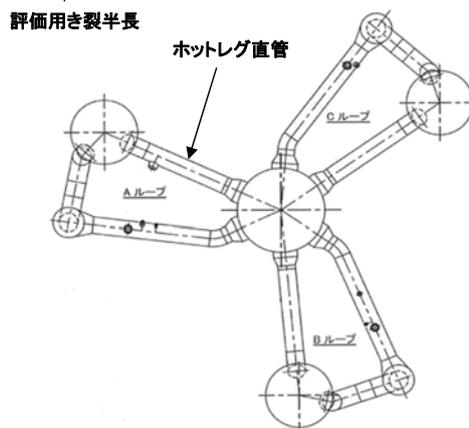
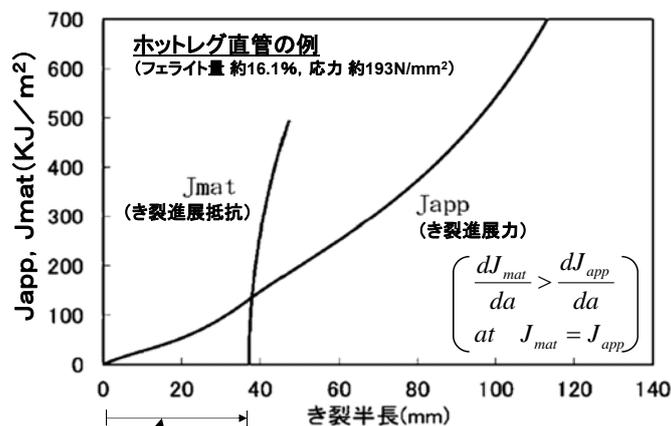
定期的に溶接部の超音波探傷検査及び、漏えい確認を実施している。

総合評価

1次冷却材管の熱時効が問題となる可能性はない。また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。



1次冷却材管概要図

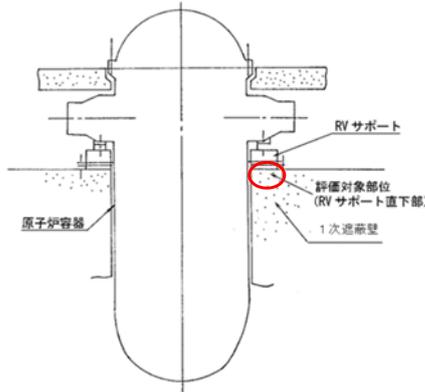
○ 評価対象構造物: 外部遮蔽壁、内部コンクリート、原子炉格納施設基礎等

健全性評価

運転開始後60年経過時点までの供用を想定し、熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、機械振動、アルカリ骨材反応等の影響を特別点検の結果を踏まえて評価。

【評価例】: コンクリートの強度低下(熱)

・運転時に最も高温となる箇所として、内部コンクリート(1次遮蔽壁)の原子炉容器支持構造物直下部を選定のうえ評価。当該部位の最高温度は、温度分布解析の結果、約64℃であり、温度制限値の65℃を下回る。



内部コンクリート(1次遮蔽壁)

・また、熱の評価点近傍から採取したコアサンプルについて、特別点検において強度試験を行った結果、設計基準強度を上回っている。

熱の評価点近傍の強度試験結果

	設計基準強度	強度試験結果
内部コンクリート (1次遮蔽壁)	20.6N/mm ² (210kgf/cm ²)	28.4N/mm ² (290kgf/cm ²)

現状保全

- ・定期的コンクリート表面のひび割れ、塗膜の劣化等の目視確認及び必要に応じ塗装の塗替え等の補修を実施している。
- ・非破壊検査等を実施し、急激な経年劣化が生じていないことを確認している。

総合評価

健全性評価結果から判断して、今後、強度低下が急激に発生する可能性は極めて小さく、遮蔽能力低下の可能性はないと考えられる。

また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

耐震安全性評価 (概要一覧)

運転開始後60年時点で想定される経年劣化を仮定し、耐震安全性評価※1を実施した。

経年劣化事象	主な耐震安全性評価内容
疲労割れ (1次冷却材管、原子炉容器等)	通常運転時の疲労累積係数に、地震時に作用する振動応力による疲労累積係数を加算した合計値が許容値の1を上回らないことを確認する。
中性子照射脆化 (原子炉容器胴部)	劣化状況評価の加圧熱衝撃事象に対する評価において、事故時に原子炉容器に働く力(K)に、地震荷重による応力増分を加えた評価を行い、原子炉容器の破壊境界を越えないことを確認する。
熱時効 (1次冷却材管等)	劣化状況評価の1次冷却材に対する熱時効評価において、運転時の荷重に地震時の働く荷重を加えたき裂進展率が、材料のき裂進展抵抗を上回らないことを確認する。
照射誘起型応力腐食割れ (バップルフォームボルト)	全7段のうち2段目～6段目のバップルフォームボルト(全体の3/4)が折損したと仮定して、残るバップルフォームボルトに生じる地震時の発生応力を算出し、許容値を上回らないことを確認するとともに、地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認する。
摩耗 (制御棒クラスタ案内管等)	制御棒クラスタ案内管及び被覆管については、案内板と被覆管の摩耗量を仮定した地震応答解析を実施し、地震時の制御棒挿入時間が許容値以下であることを確認する。
	蒸気発生器などの重機器支持構造物について、支持脚などのヒンジ摺動部に摩耗による摺動部面積の減少を仮定して、地震時の支持部の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認する。
全面腐食 (基礎ボルト等)	基礎ボルト等に、想定される最大の腐食減肉量(ボルト径の減少)を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認する。
流れ加速型腐食 (配管、熱交換器等)	配管などに発生する可能性のある減肉量を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認する。

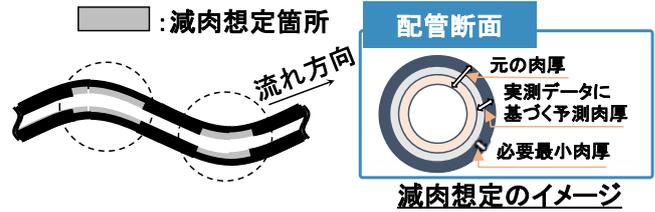
※1: JEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」等に準じて評価を実施

配管減肉の起こり得る、エルボ、レジューサ、オリフィス等の偏流発生部位及びその下流部が周軸方向に減肉したと想定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないこと、または、疲労累積係数が許容値の1を上回らないことを確認した。

耐震重要度Cクラス配管の評価結果

評価対象	減肉評価条件	耐震重要度	応力比※1
低温再熱蒸気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.25
第2抽気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.03
第3抽気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.55
第4抽気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.64
補助蒸気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.77
グランド蒸気系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.86
復水系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.87
ドレン系統配管	必要最小肉厚 (周軸方向一様減肉)	C	0.76

※1: 応力比=1次応力/許容応力



現状保全

管理指針を定め超音波を用いた肉厚測定により配管の肉厚管理を継続的に実施している。

耐震安全性評価

全ての管理対象箇所に対して必要最小肉厚まで周軸方向一様減肉した状態を想定し、耐震安全性評価を実施した結果、許容値を下回っており、耐震安全性評価上問題ないことを確認した。

高経年化への対応

現状保全項目に高経年化対策の観点から追加すべきものはない。

40年目の評価で追加する評価

経年劣化傾向の評価 (30年目評価との比較例)

40年目の評価は30年目の評価から乖離するものではないことを確認(美浜3号機の例)

<低サイクル疲労>

機器・設備	部位	60年時点の予測値 (() 内は環境疲労を考慮した値)		相違の主な理由
		30年目評価	40年目評価	
1次冷却材ポンプ	ケーシング脚部	0.072 (0.037)	0.176 (0.095)	<ul style="list-style-type: none"> 告示501号→設計・建設規格 環境中疲れ寿命指針→JSME 環境疲労評価手法 ケーシング脚部は脚部拘束条件の変更
	ケーシング吐出ノズル	0.193 (0.396)	0.017 (0.243)	
蒸気発生器	給水入口管台	0.150 (0.357)	0.073 (0.317)	<ul style="list-style-type: none"> 不静定モデル→FEMモデル 熱成層評価範囲の見直し 告示501号→設計・建設規格 環境中疲れ寿命指針→JSME 環境疲労評価手法
	管板廻り	0.322 (0.101)	0.095 (0.094)	

<原子炉容器の中性子照射脆化の評価例>

項目	部位	60年時点の予測値		相違の主な理由
		30年目評価 JEAC4201-2004	40年目評価 JEAC4201-2007/ 2013追補版	
関連温度(°C)	胴部(母材)	47	64	<ul style="list-style-type: none"> 第4回監視試験結果を反映 JEAC4201-2004→JEAC4201-2007/2013追補版
	胴部(溶接金属)	-12	3	
	胴部(熱影響部)	-20	7	
上部棚吸収エネルギー(J)	胴部(母材)	119	125	
	胴部(溶接金属)	130	131	
	胴部(熱影響部)	172	173	

保全実績の評価及び長期保守管理方針の有効性評価

保全実績の評価の結果

	美浜3号機
30年目の高経年化技術評価以降に美浜3号機で発生した事故・トラブル等	7件
・法令に基づく報告対象情報	0件
・保全品質情報に係わるもの	7件(0件)

()内: 経年劣化事象に起因する事故・トラブル等[NUCIA※1で時間依存性有と整理した事象]

長期保守管理方針の有効性評価の結果

※1: 原子力安全推進協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリー

	件数
30年目に策定した長期保守管理方針	27件
①有効性が認められた方針	27件
②有効ではあったものの、追加的措置が必要とみなされた方針	0件

有効性が認められた方針の事例

長期保守管理方針(30年目)の例	長期保守管理方針の有効性評価
<p>余熱除去系統配管等のステンレス鋼配管、及びグランド蒸気系統配管等の低合金鋼配管の母管内面からの腐食(エロージョン)については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NG1-2006」及び検査結果に基づき、保全への適用の要否を判断し、要の場合には2次系配管肉厚の管理指針を改訂する。また、配管肉厚の管理システムにより減肉傾向を管理し、減肉傾向に応じて保全への適用の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。</p>	<p>日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NG1-2006」及び検査結果に基づき、2次系配管肉厚の管理指針を改訂した。</p> <p>また、肉厚計測結果を原子力配管肉厚の管理システムによって管理し、減肉傾向に応じて適切な点検計画を策定した。</p> <p>上記の通り、計画的な調査を実施することにより健全性が確認できていることから、長期保守管理方針は有効であったと考える。</p>