

女川原子力発電所 2 号機の安全性に  
関する検討会 説明資料

論点番号 1

(意見番号 5)



# 地震後の設備健全性確認

## <(1)炉内点検>

(No.5～10, 41関連)

平成27年4月23日

東北電力株式会社

All rights Reserved. Copyrights © 2015, Tohoku Electric Power Co., Inc.



Tohoku Electric Power Co., Inc.

## 目次

1. 3. 11地震前後のプラントパラメータ推移について
2. 原子炉圧力容器内部の点検状況について
3. 燃料集合体の点検状況について
4. 原子炉圧力容器監視試験片について



Tohoku Electric Power Co., Inc.

# 1. 3. 11地震前後のプラントパラメータ 推移について(No.5関連)



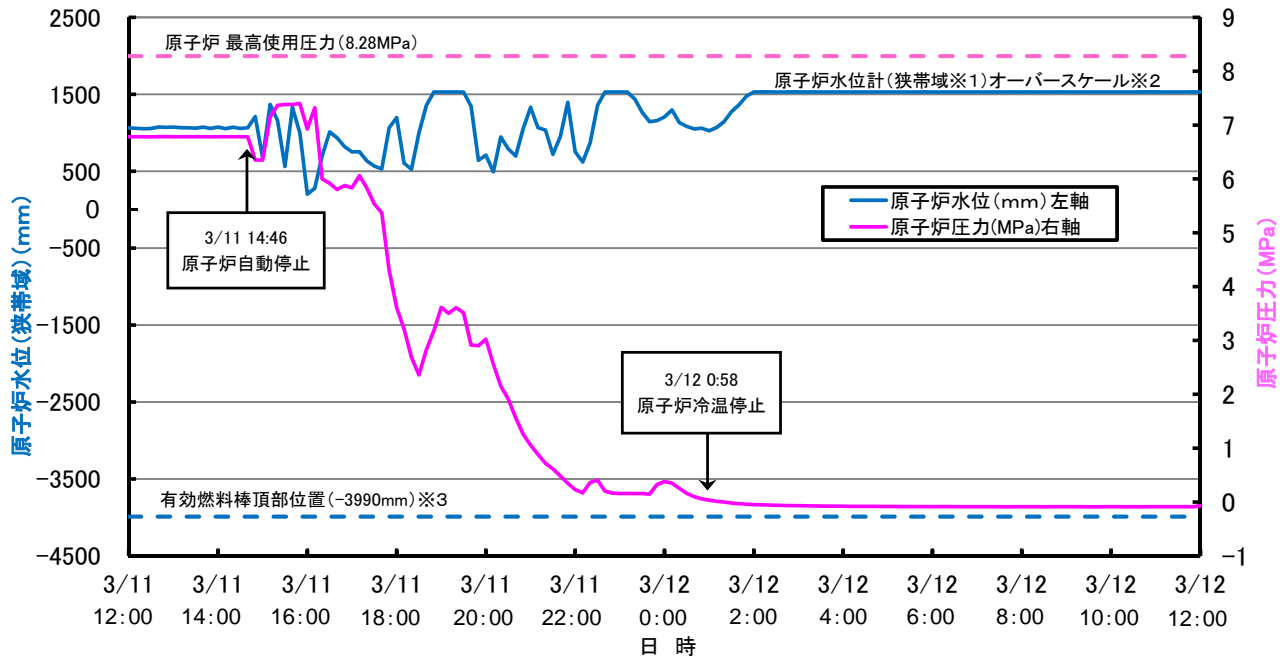
## 1-1. 3.11地震前後のプラントパラメータ推移について

- ◆ 当社は、旧原子力安全・保安院より、日本国政府が東日本大震災に係る政府報告書を作成するにあたり、女川原子力発電所におけるプラントパラメータ等の情報について照会を受けた。
- ◆ 平成23年9月に、以下の内容について旧原子力安全・保安院へ報告している。
- ◆ 女川原子力発電所は、東北地方太平洋沖地震により、全号機の原子炉は設計どおり自動停止しており、報告したプラントパラメータ等の情報について、**異常を示す値は確認されていない。**

項目	内容	パラメータ
1. 地震前後の原子炉内等の主要パラメータ	地震による原子炉自動停止時の挙動を報告。	1号機:P4~P6 2号機:P7~P9 3号機:P10~P12
2. 原子炉水および使用済燃料プール水の地震前後のサンプリング結果		
(1)原子炉水 (よう素131濃度)	地震による原子炉自動停止前後の原子炉内に装荷されている燃料に破損がないことを報告。	P13
(2)使用済燃料プール (セシウム137濃度)	地震による原子炉自動停止前後の使用済燃料プール内に保管されている使用済燃料に破損がないことを報告。	P13



## 1-2. 女川1号 地震前後のプラントパラメータ(1/3)



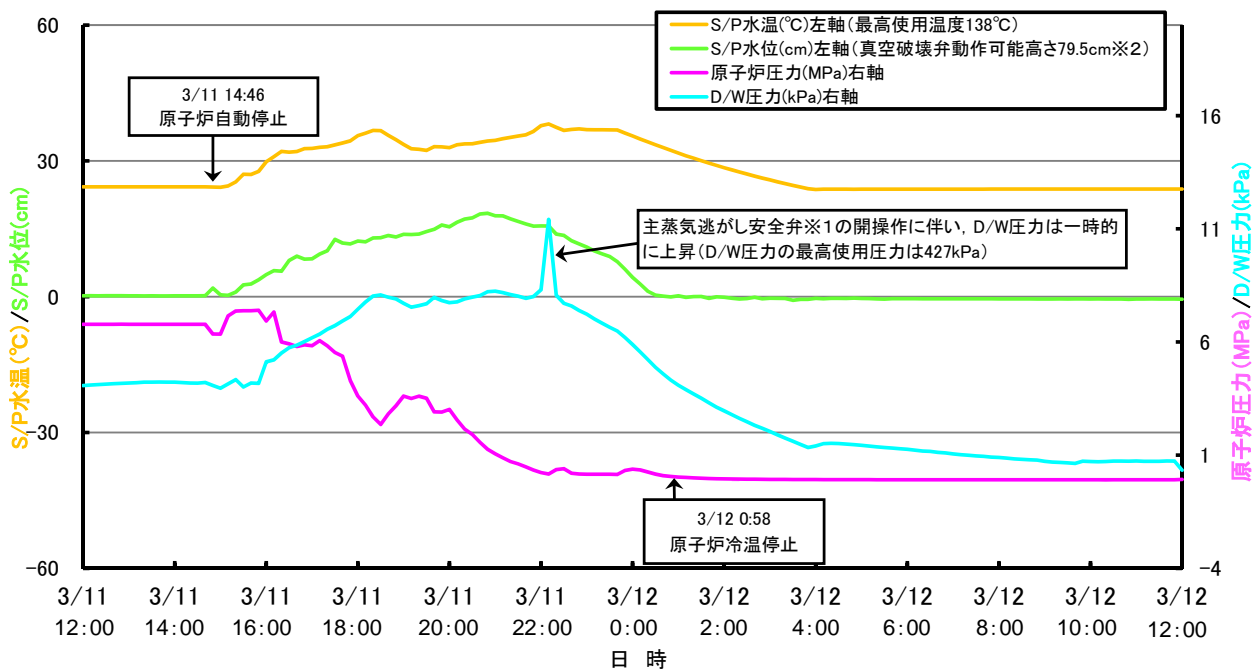
※1: 狭帯域とは、通常運転中の原子炉水位(約1100mm)を測定するための水位計(測定範囲:0mm~1500mm)である。  
 ※2: 原子炉水位計は複数あり、水位は他の計器により監視をしている。  
 ※3: 有効燃料棒頂部とは、燃料棒の上端部を示し、狭帯域水位計0mmから-3990mmに位置している。

参考図参照



Tohoku Electric Power Co., Inc.

## 1-2. 女川1号 地震前後のプラントパラメータ(2/3)

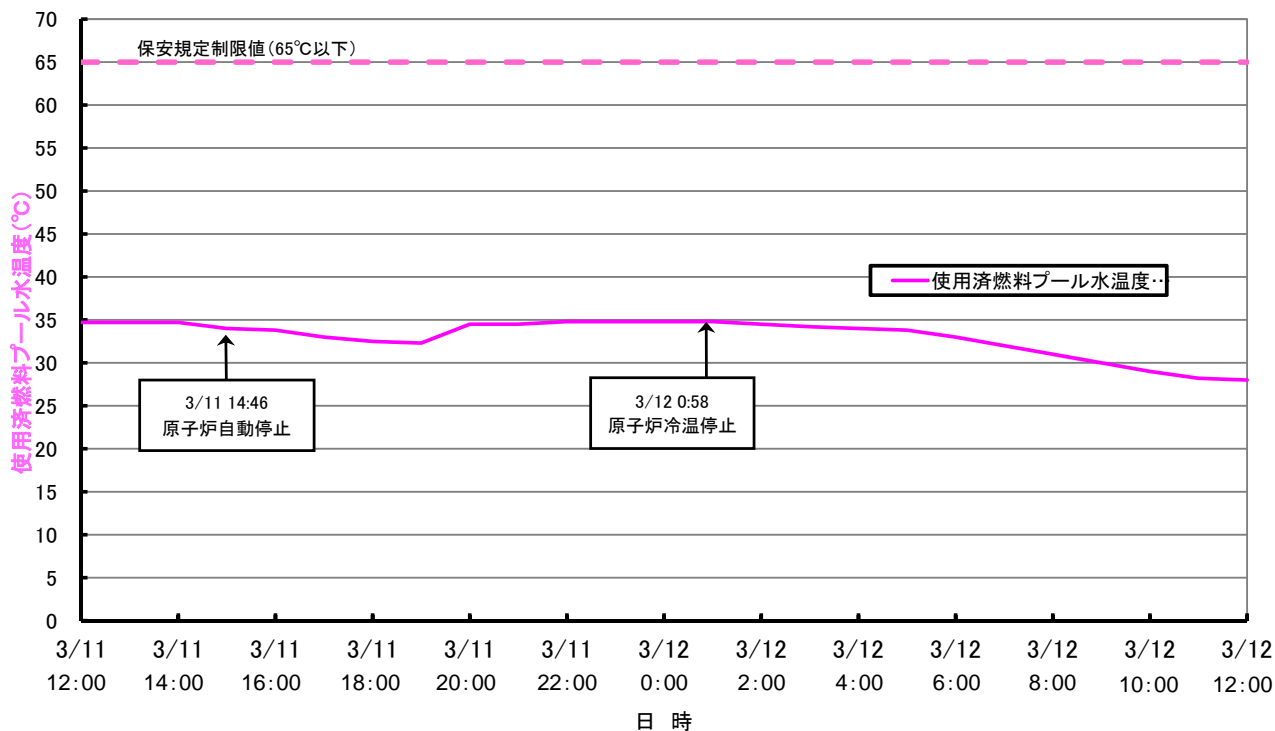


※1: 主蒸気逃がし安全弁は、原子炉圧力の異常上昇を押さえ、原子炉圧力容器および関連機器の破損を防ぐ。  
 ※2: 真空破壊弁動作可能高さとは、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器スプレイ系を起動させた時、原子炉格納容器が負圧になることを防止するために開放される弁が動作可能な高さのこと。  
 なお、サプレッションプール水位は、通常水位 $\pm 0$ cmからの水位を示す。

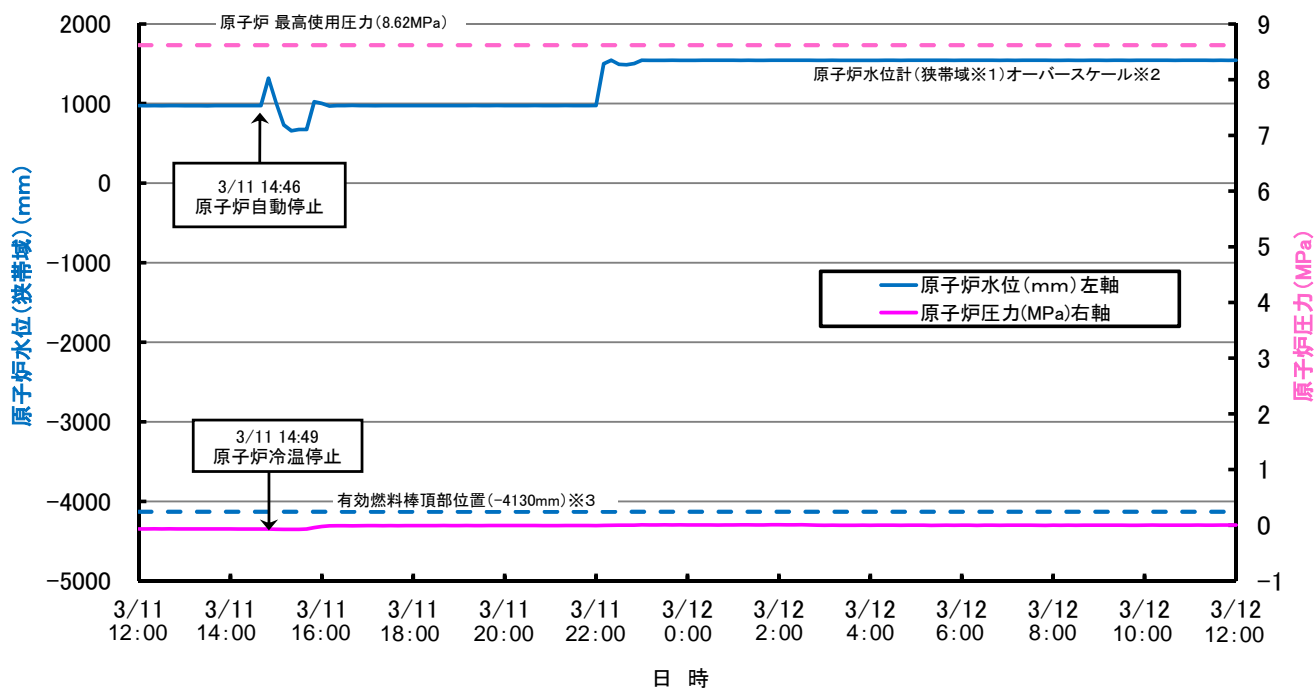


Tohoku Electric Power Co., Inc.

## 1-2. 女川1号 地震前後のプラントパラメータ(3/3)



## 1-3. 女川2号 地震前後のプラントパラメータ(1/3)



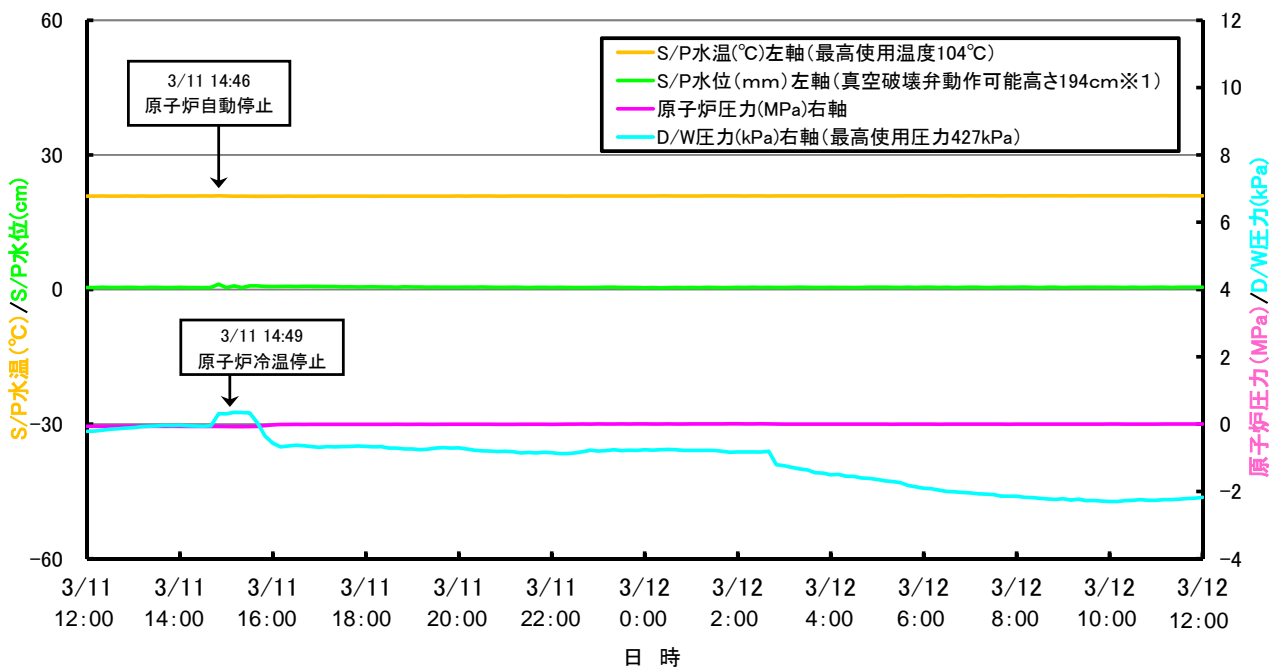
※1: 狭帯域とは、通常運転中の原子炉水位(約980mm)を測定するための水位計(測定範囲:0mm~1500mm)である。

※2: 原子炉水位計は複数あり、水位は他の計器により監視をしている。

※3: 有効燃料棒頂部とは、燃料棒の上端部を示し、狭帯域水位計0mmから-4130mmに位置している。



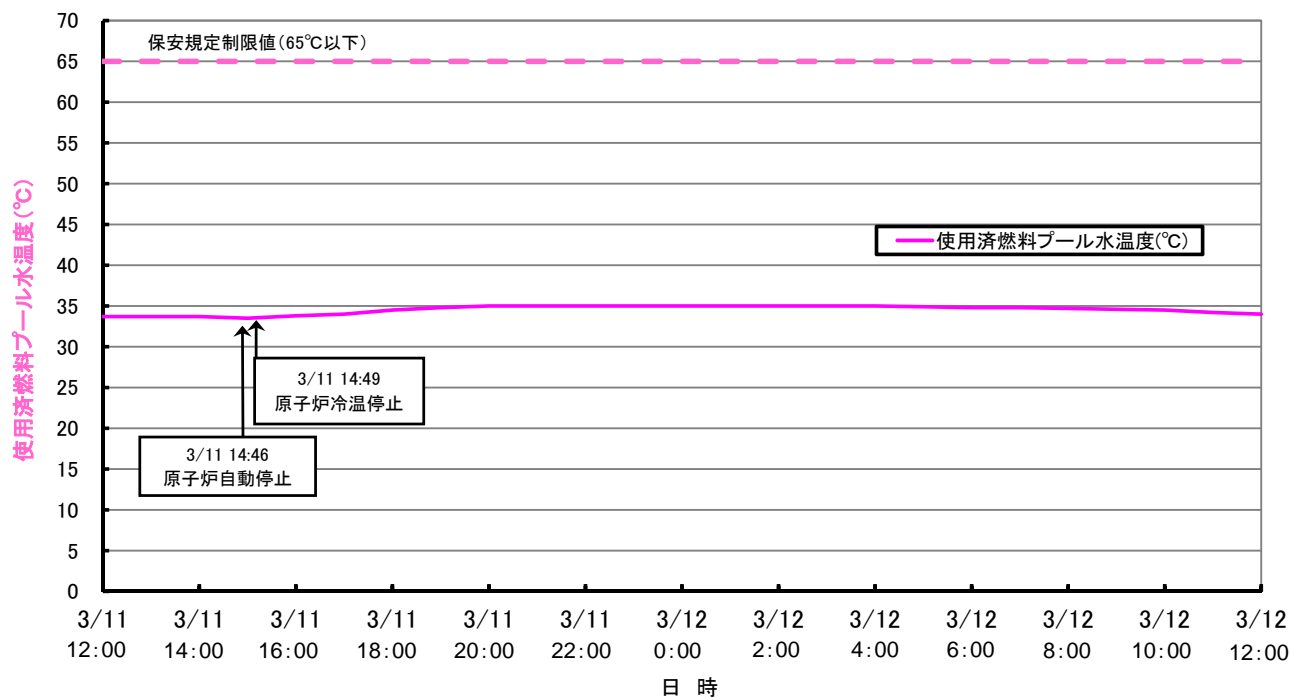
# 1-3. 女川2号 地震前後のプラントパラメータ(2/3)



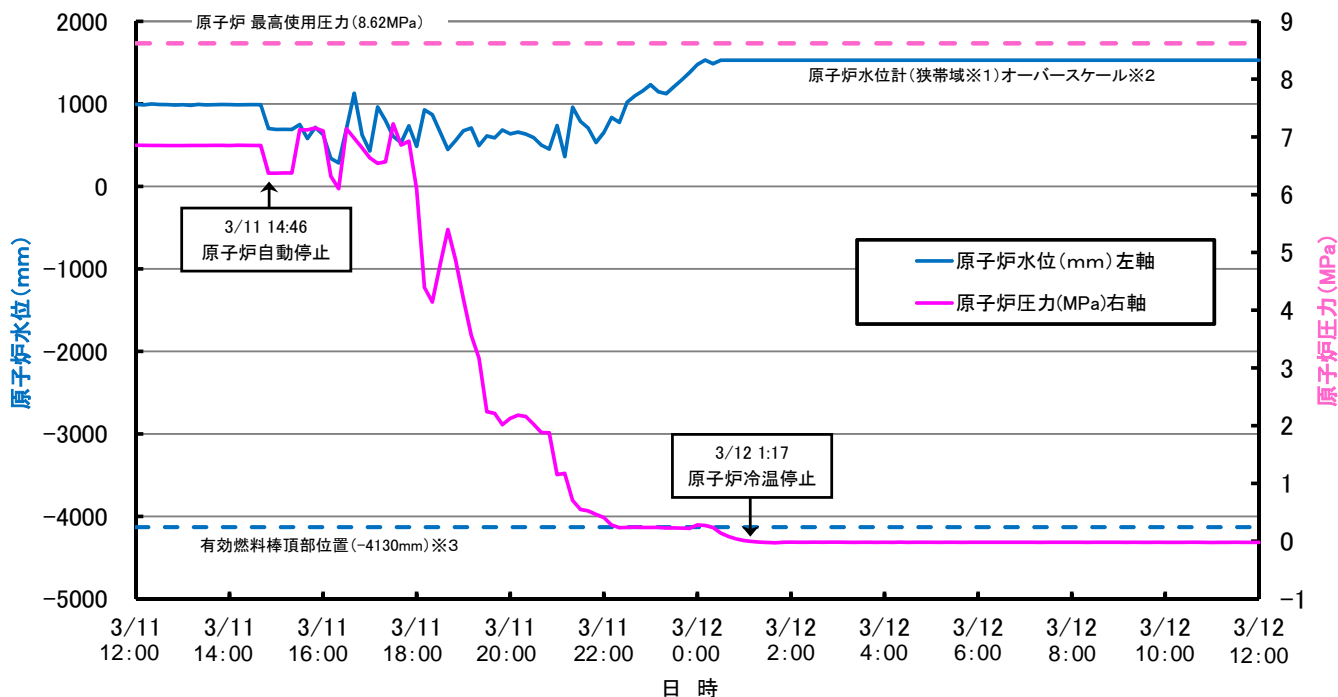
※1: 真空破壊弁動作可能高さとは、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器スプレイ系を作動させた時、原子炉格納容器が負圧になることを防止するために開放される弁が作動可能な高さのこと。  
 なお、サブプレッションプール水位は、通常水位±0cmからの水位を示す。



# 1-3. 女川2号 地震前後のプラントパラメータ(3/3)



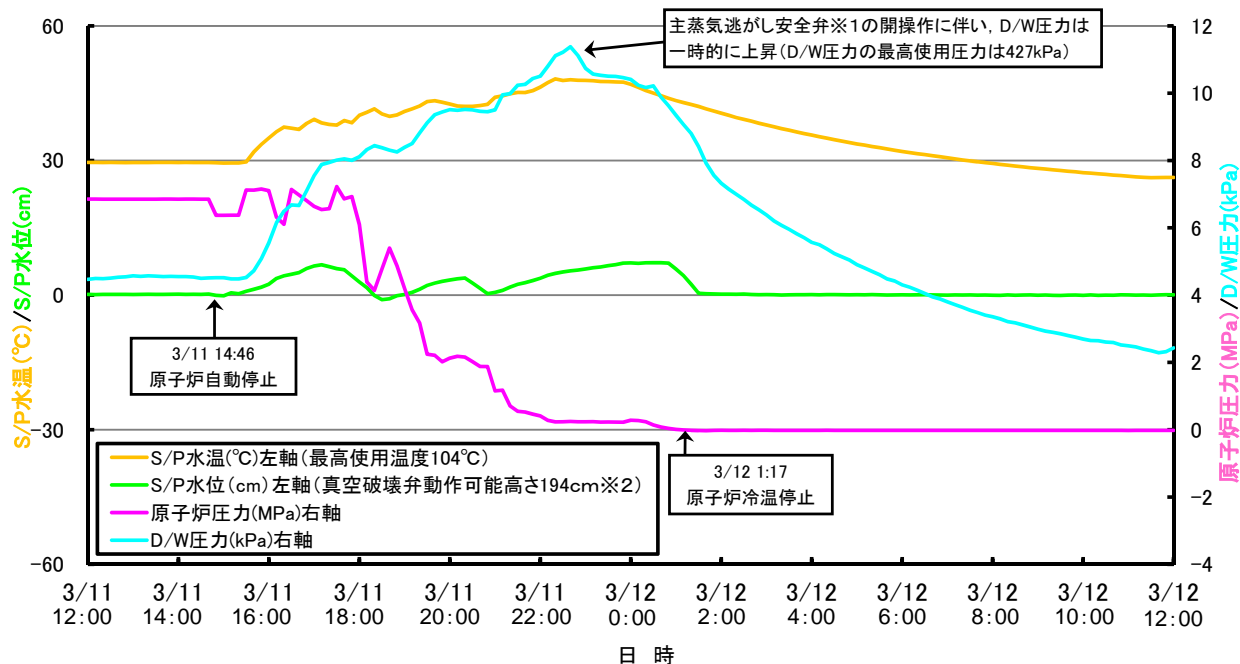
# 1-4. 女川3号 地震前後のプラントパラメータ(1/3)



※1: 狭帯域とは、通常運転中の原子炉水位(約980mm)を測定するための水位計(測定範囲:0mm~1500mm)である。  
 ※2: 原子炉水位計は複数あり、水位は他の計器により監視をしている。  
 ※3: 有効燃料棒頂部とは、燃料棒の上端部を示し、狭帯域水位計0mmから-4130mmに位置している。



# 1-4. 女川3号 地震前後のプラントパラメータ(2/3)

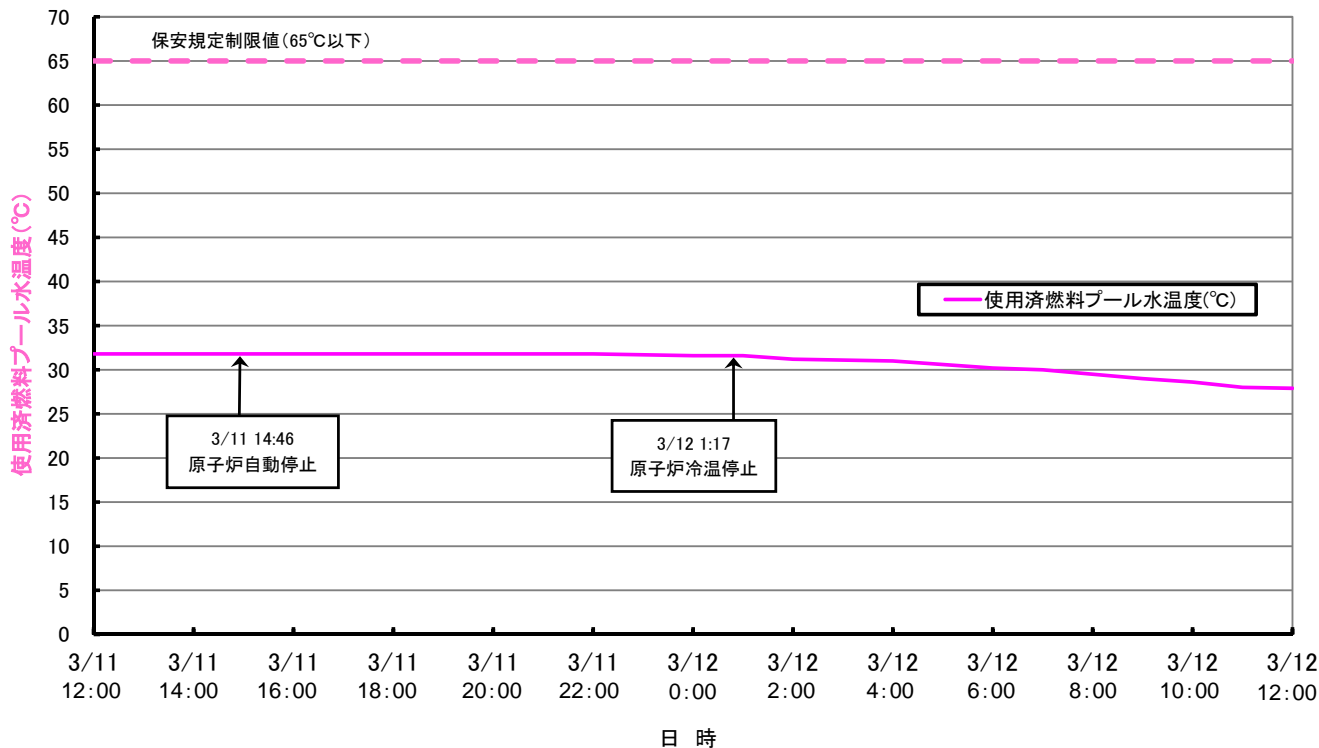


※1: 主蒸気逃がし安全弁は、原子炉圧力の異常上昇を押さえ、原子炉圧力容器および関連機器の破損を防ぐ。  
 ※2: 真空破壊弁動作可能高さとは、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器スプレイ系を動作させた時、原子炉格納容器が負圧になることを防止するために開放される弁が動作可能な高さのこと。  
 なお、サブプレッションプール水位は、通常水位±0cmからの水位を示す。





## 1-4. 女川3号 地震前後のプラントパラメータ(3/3)



## 1-5. 女川1~3号機 原子炉水および使用済燃料プール水の地震前後のサンプリング結果

- ◆ 原子炉水中のよう素131濃度測定値について、地震発生前後で有意な変化は認められていない。
- ◆ 使用済燃料プール水中のセシウム137濃度測定値についても、地震発生前後で有意な変化は認められていない。

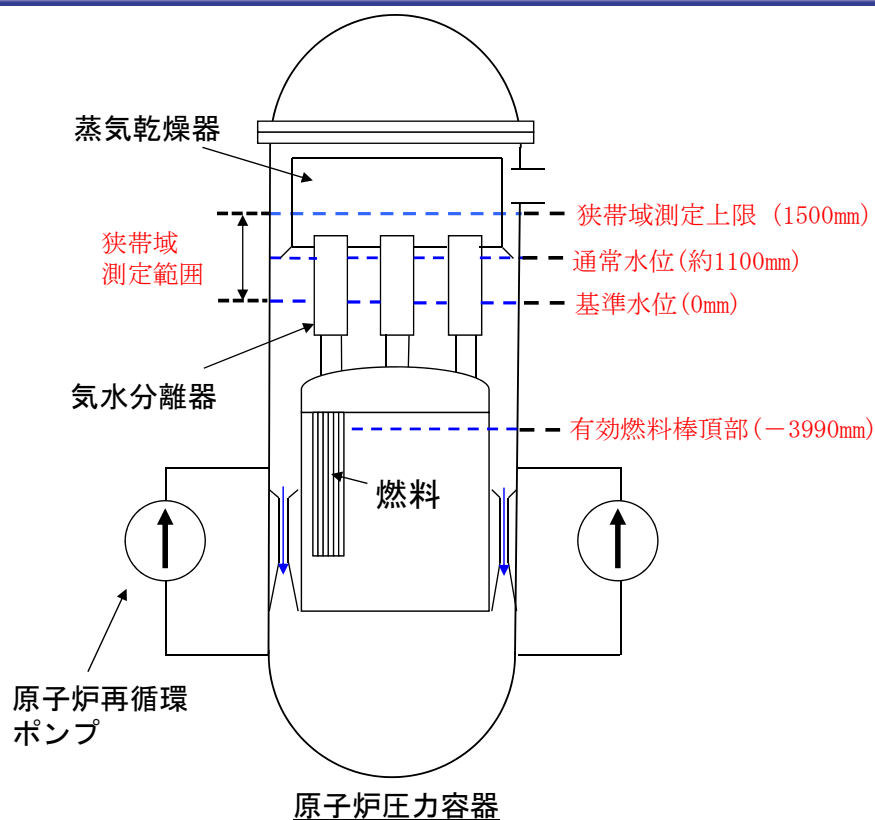
⇒地震による原子炉内の燃料および使用済燃料プールの使用済燃料への影響はなかったものと考えている。

単位: Bq/g

	原子炉水中 よう素131濃度		使用済燃料プール水中 セシウム137濃度	
	地震前	地震後	地震前	地震後
女川1号機 (採取日)	0.0161 (3月7日)	0.0171 (3月18日)	検出限界値未満 (3月7日)	検出限界値未満 (3月14日)
女川2号機 (採取日)	検出限界値未満 (3月8日)	0.00873 (3月18日)	検出限界値未満 (2月8日)	検出限界値未満 (4月19日)
女川3号機 (採取日)	0.00985 (3月11日)	0.0199 (3月15日)	検出限界値未満 (3月9日)	検出限界値未満 (3月14日)
保安規定上の 制限値	1.8 × 10 <sup>3</sup>		—	



## 参考. 原子炉水位について(女川1号機の例)



戻る

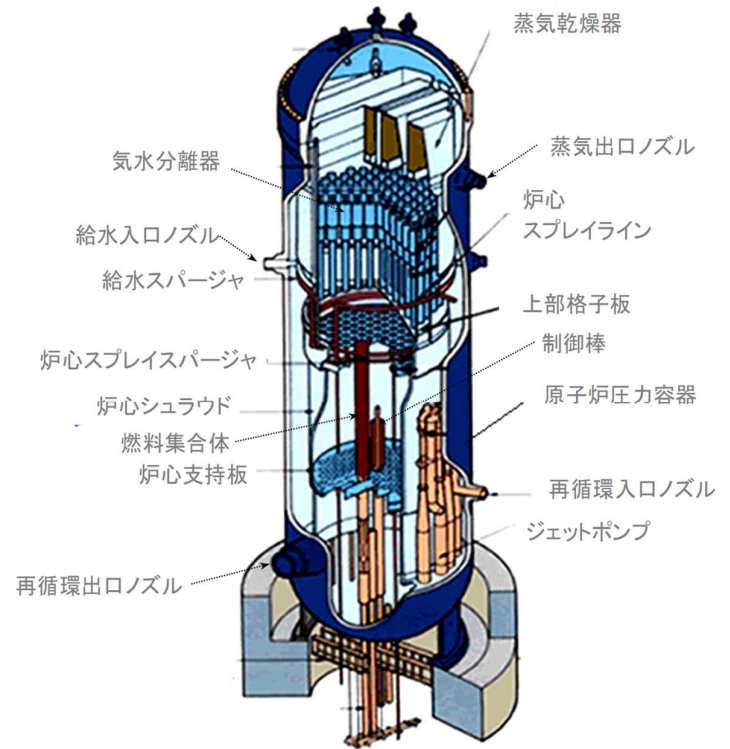


## 2. 原子炉圧力容器内部の点検状況 について(No.6~8関連)



## 2-1. 女川1～3号機 原子炉圧力容器内部の点検状況(1/3)

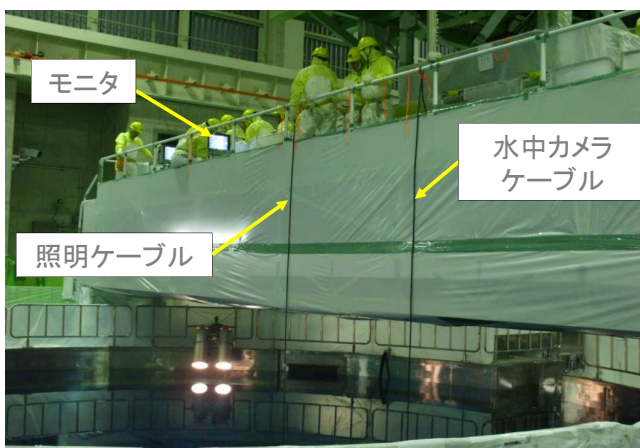
- ◆ 女川1～3号機の原子炉圧力容器内部の設備については、東北地方太平洋沖地震の影響を確認するため、損傷がないかなどについて、点検を実施している。
- ◆ 点検では、原子炉圧力容器の上ふたを開け原子炉の内部に水を張り、その上部から水中カメラと照明を下ろし、水中を移動させながら映し出される映像にて、地震による機器の変形や、損傷がないかなどを確認している。
- ◆ また、地震時に原子炉圧力容器内に装荷していた制御棒について、地震による変形や損傷がないかなどを、水中カメラによる目視点検を実施している。



沸騰水型原子力発電所原子炉本体



## 2-1. 女川1～3号機 原子炉圧力容器内部の点検状況(2/3)



写真は、女川3号機の点検状況。

原子炉圧力容器内部の点検風景

燃料交換機



水中カメラ

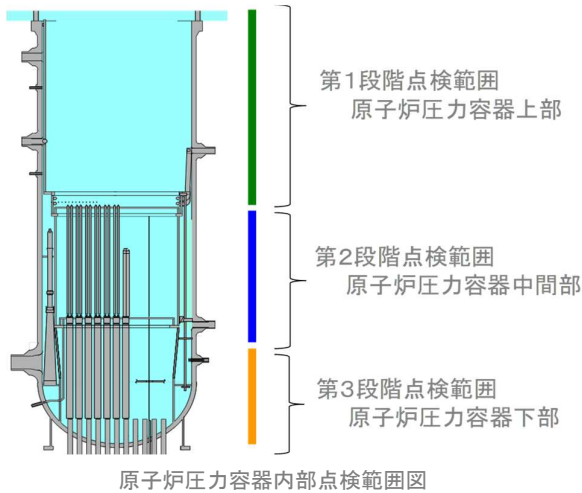


モニター



## 2-1. 女川1～3号機 原子炉压力容器内部の点検状況(3/3)

- ◆ 点検は、原子炉压力容器内の上部、中間部および下部の3段階に分けて実施。
- ◆ 女川1号機については、平成26年1月に原子炉压力容器を開放し、現在までに第1段階点検範囲(原子炉压力容器上部)の点検を完了し、異常のないことを確認。
- ◆ 女川2号機については、平成23年10月に原子炉压力容器を開放し、平成24年2月に原子炉压力容器内部の点検を完了、同年3月に制御棒の点検を完了し、異常のないことを確認。
- ◆ 女川3号機については、平成23年8月に原子炉压力容器を開放し、同年10月に原子炉压力容器内部の点検を完了、同年10月に制御棒の点検を完了し、異常のないことを確認。



女川1～3号機 原子炉压力容器内部点検状況

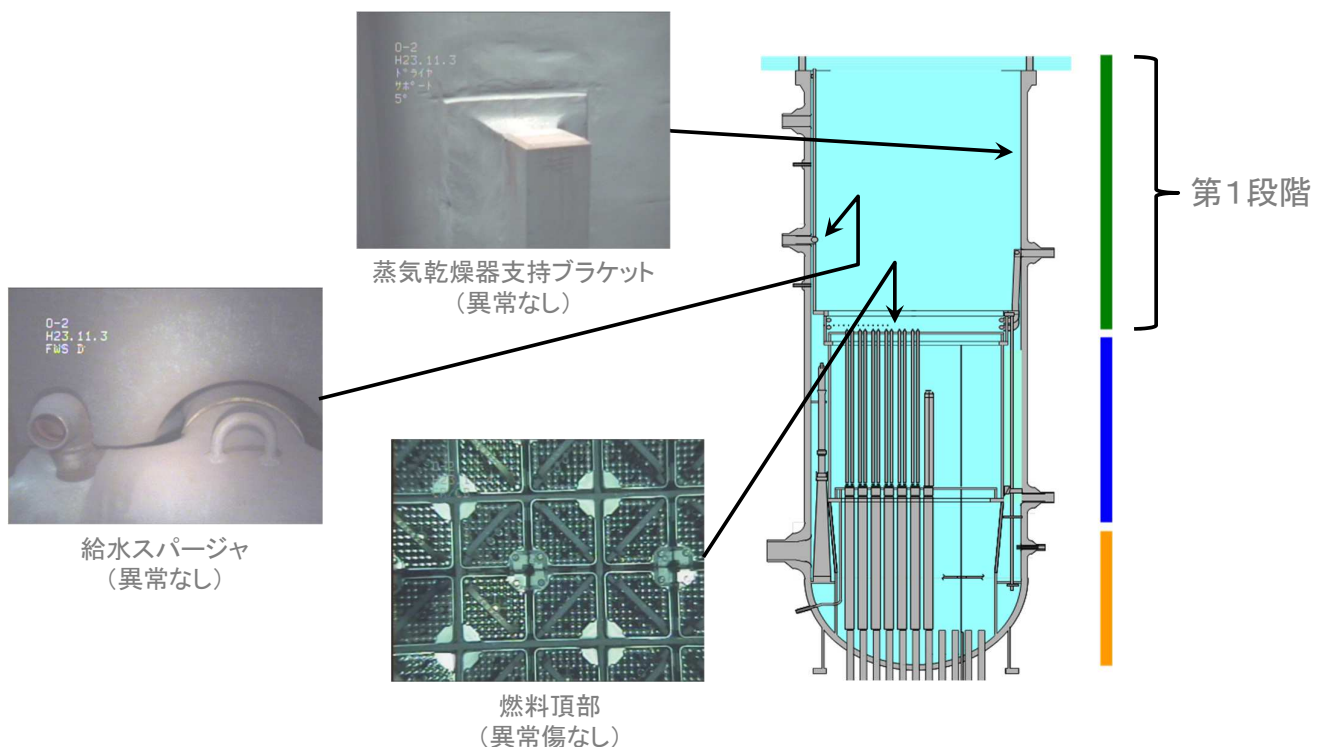
	第1段階	第2段階	第3段階	制御棒
女川2号機	完了 (異常なし)	完了 (異常なし)	完了 (異常なし)	完了 (異常なし)
女川3号機	完了 (異常なし)	完了 (異常なし)	完了 (異常なし)	完了 (異常なし)

※ 女川1号機については、第1段階点検範囲(上部)のみ点検を完了し、異常のないことを確認。



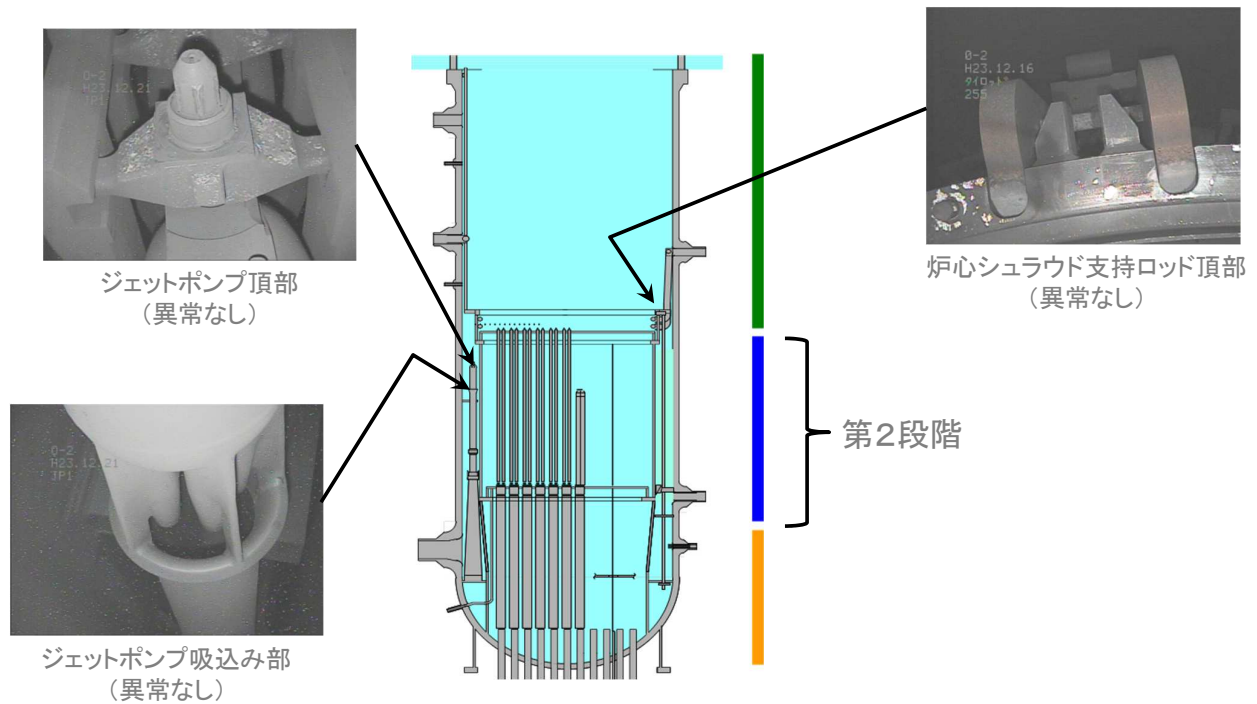
## 2-2. 女川2号機 原子炉压力容器内部の点検状況(1/4)

- ◆ 第1段階点検の実施状況(女川2号)



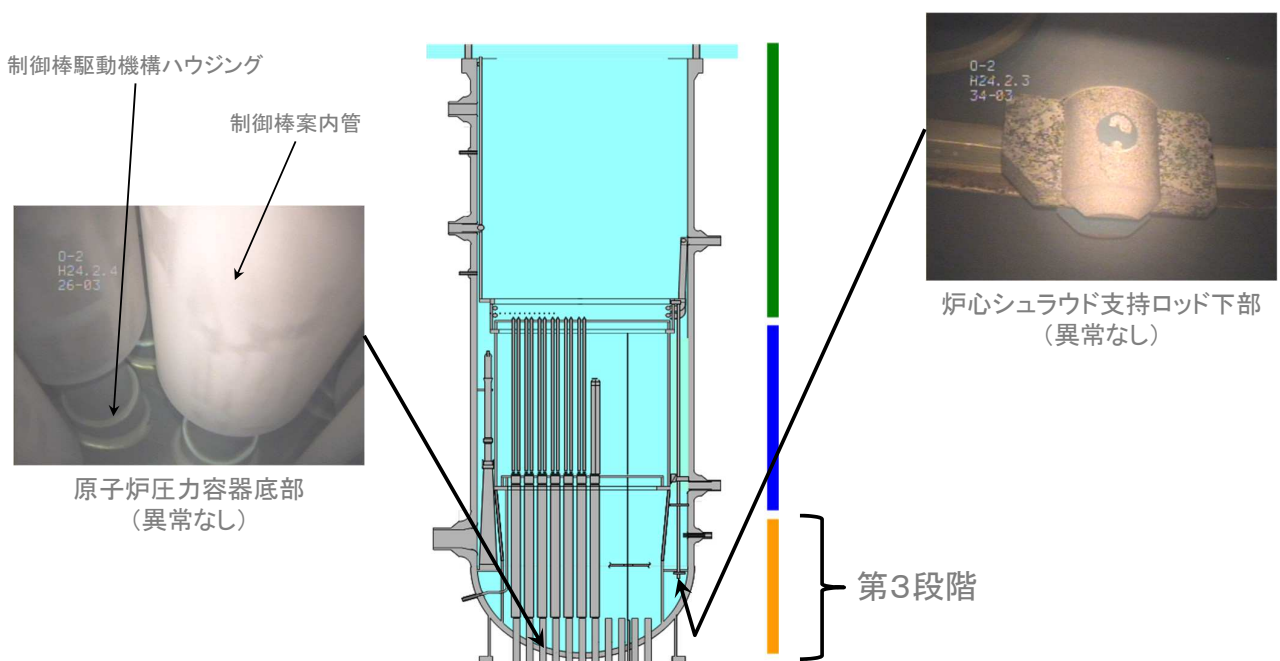
## 2-2. 女川2号機 原子炉压力容器内部の点検状況(2/4)

### ◆ 第2段階点検の実施状況(女川2号)



## 2-2. 女川2号機 原子炉压力容器内部の点検状況(3/4)

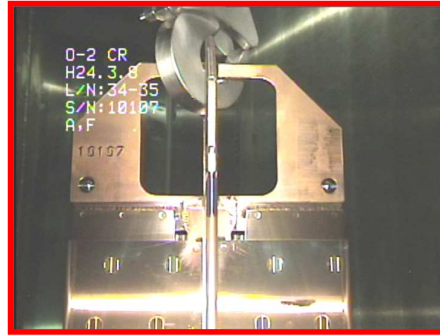
### ◆ 第3段階点検の実施状況(女川2号)



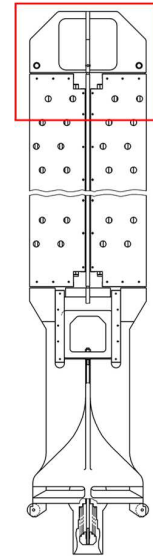
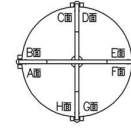
## 2-2. 女川2号機 原子炉压力容器内部の点検状況(4/4)

### ◆ 制御棒点検の実施状況(女川2号)

地震時に原子炉压力容器内に装荷していた制御棒について、地震による変形や損傷がないかなどを、水中カメラによる目視点検(抜取り点検)を実施し、**異常がないことを確認した。**



制御棒上部(異常なし)



制御棒概要図



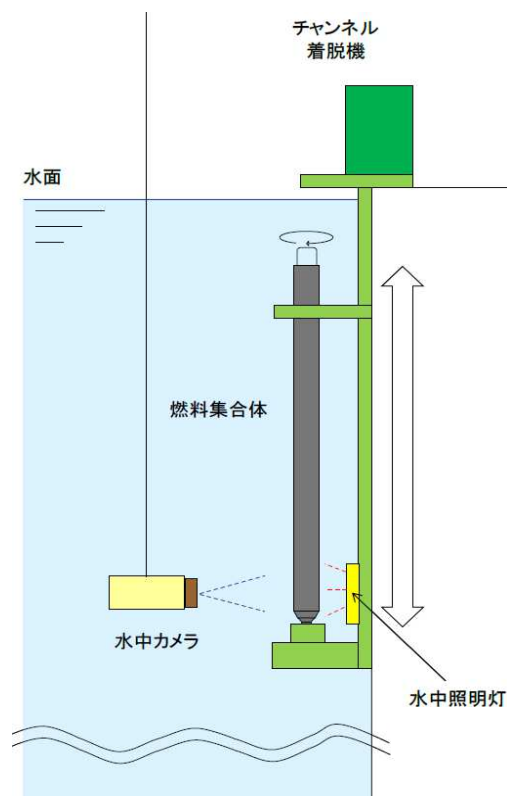
## 3. 燃料集合体の点検状況について

(No.6, 8関連)



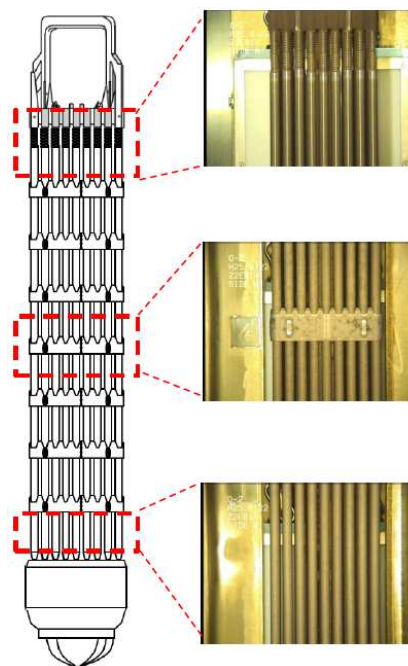
## 3-1. 女川1~3号 燃料集合体の点検状況(1/2)

- ◆ 女川2号機, 3号機の燃料集合体については, 東北地方太平洋沖地震の影響を確認するため, 損傷や変形の有無などについて, 外観点検を実施している。
- ◆ 点検では, チャンネルボックスを外し, チャンネル着脱機で燃料体を上下動させながら, 水中カメラ等の映像により, 地震による損傷・変形の有無などについて確認。
- ◆ 女川1号機については, 平成26年11月に原子炉から使用済燃料プールへの燃料取出作業が終了したことから, 今後, 外観点検の実施を予定している。



## 3-1. 女川1~3号 燃料集合体の点検状況(2/2)

- ◆ 女川2号機については, 平成25年8月に, 地震発生時に炉内装荷していた燃料集合体の外観点検を終了し, **健全性に影響を及ぼす異常がないことを確認**した。  
使用済燃料プールに貯蔵している新燃料の点検については, 今後計画的に実施していく予定。
- ◆ 女川3号機については, 平成25年10月に, 炉内装荷燃料および使用済燃料プールに貯蔵している新燃料の外観点検を終了し, **健全性に影響を及ぼす異常がないことを確認**した。
- ◆ なお, 女川2, 3号機において, 一部の燃料体に微小な異物の付着を確認しているが, 健全性への影響を確認のうえ, 必要に応じて回収方法を検討することとしている。



水中カメラによる映像確認(例)



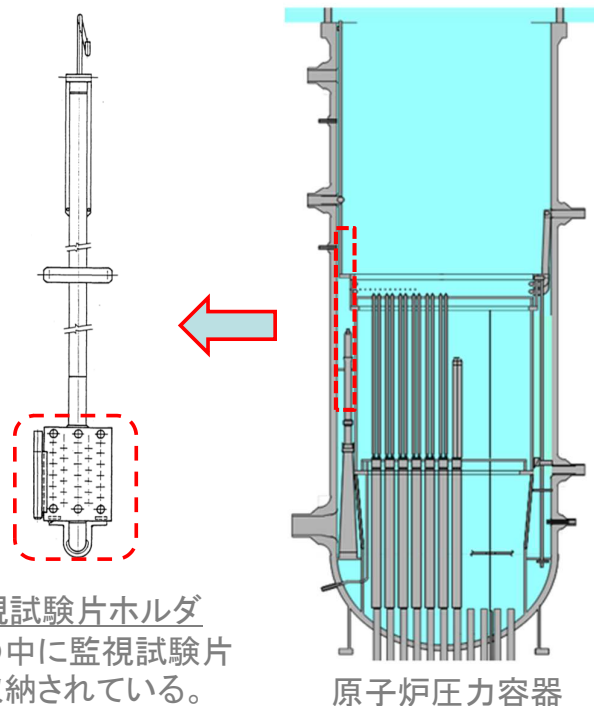
## 4. 原子炉圧力容器監視試験片について (No.41関連)



### 4-1. 原子炉圧力容器監視試験片について

#### 原子炉圧力容器監視試験片の目的

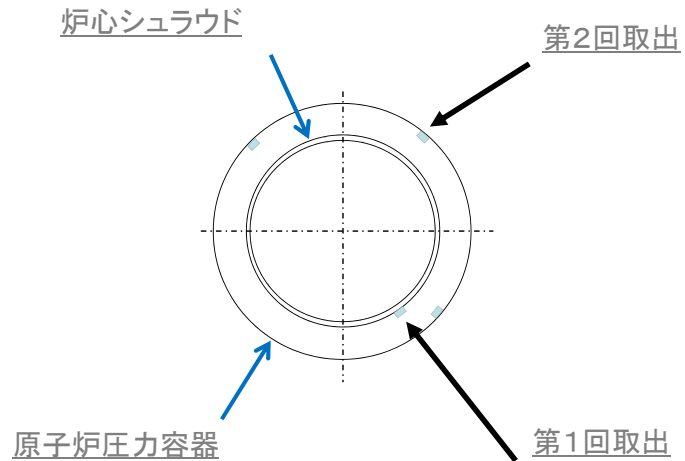
- 原子力発電所では中性子照射による原子炉圧力容器鋼材の機械的性質の変化を調査し評価（実用発電用原子炉およびその附属施設の技術基準に関する規則に基づく）する必要がある。
- そのために、原子炉圧力容器内に監視試験片を取付けて、計画的に監視試験片の取出しを行い試験（衝撃試験）および評価することにより原子炉圧力容器の健全性を確保している。





## 4-2. 女川2号機 原子炉圧力容器監視試験片の評価状況

- 初期値  
 関連温度:  $-40^{\circ}\text{C}$   
 (運転開始: 平成7年7月)
- 第1回評価(運転期間: 約2年)  
 関連温度:  $-21^{\circ}\text{C}$   
 (評価時期: 平成11年9月)
- 第2回評価(運転期間: 約12年)  
 関連温度: 現在評価中



監視試験片取付位置 概略図

### 関連温度とは

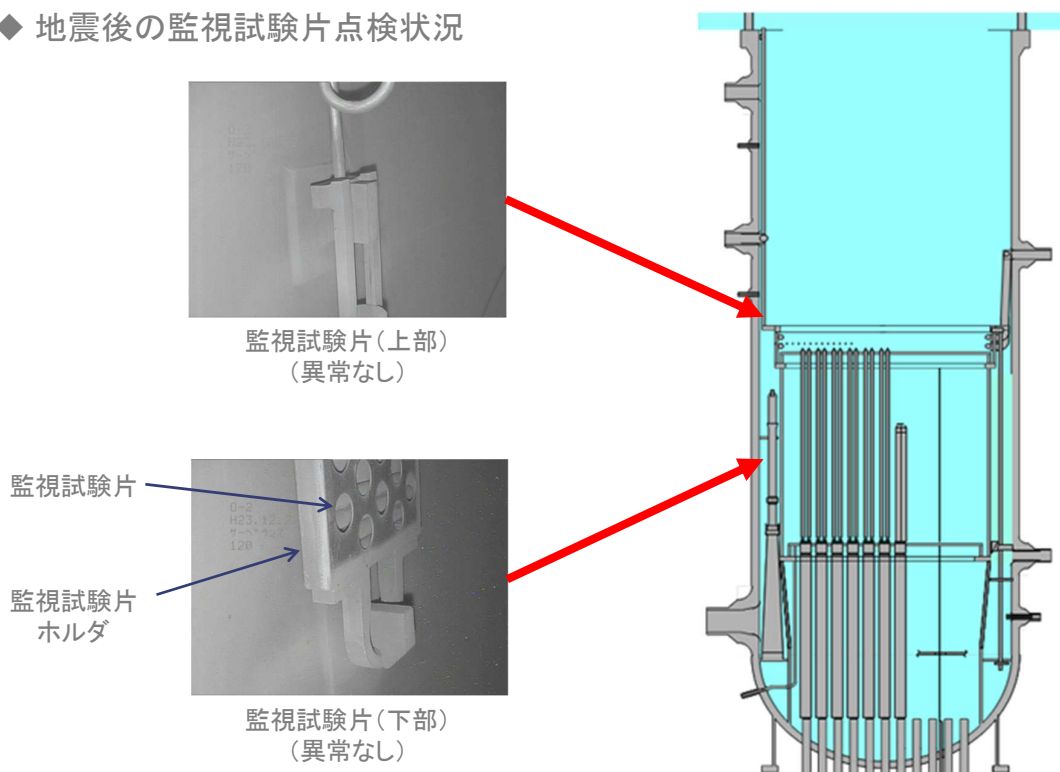
原子炉圧力容器に使用している金属材料の機械的性質の変化を示すものであり、この値自体が判定の対象となるものではない。確認した関連温度に基づき原子炉圧力容器の温度管理を行うことで、健全性を確保している。

なお、JEAC4206「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」に運転期間末期の関連温度を $93^{\circ}\text{C}$ 未満と規定しており、女川2号機の関連温度は十分低いと考える。



## 4-3. 女川2号機 地震後における監視試験片の点検状況

### ◆ 地震後の監視試験片点検状況



## 【関連質問への回答】

# 地震後の設備健全性確認

## ＜(1)炉内点検＞(No.5関連)

(3.11地震後の停止操作およびプラントパラメータ推移)

平成27年5月20日

東北電力株式会社

All rights Reserved. Copyrights © 2015, Tohoku Electric Power Co., Inc.



Tohoku Electric Power Co., Inc.

## 目次

### ◆3. 11地震後の停止操作およびプラントパラメータ推移(No.5関連)

1. 女川原子力発電所の概要
2. 3. 11地震後におけるプラントパラメータの挙動確認
3. 女川1号～3号 冷温停止までの操作概要
4. 冷温停止までの地震・津波影響について
5. 女川1号～3号 地震前後のプラントパラメータ
6. 女川1号～3号 炉心損傷の有無の確認(運転員の対応)
7. 女川1号～3号 原子炉停止前後の水質分析結果

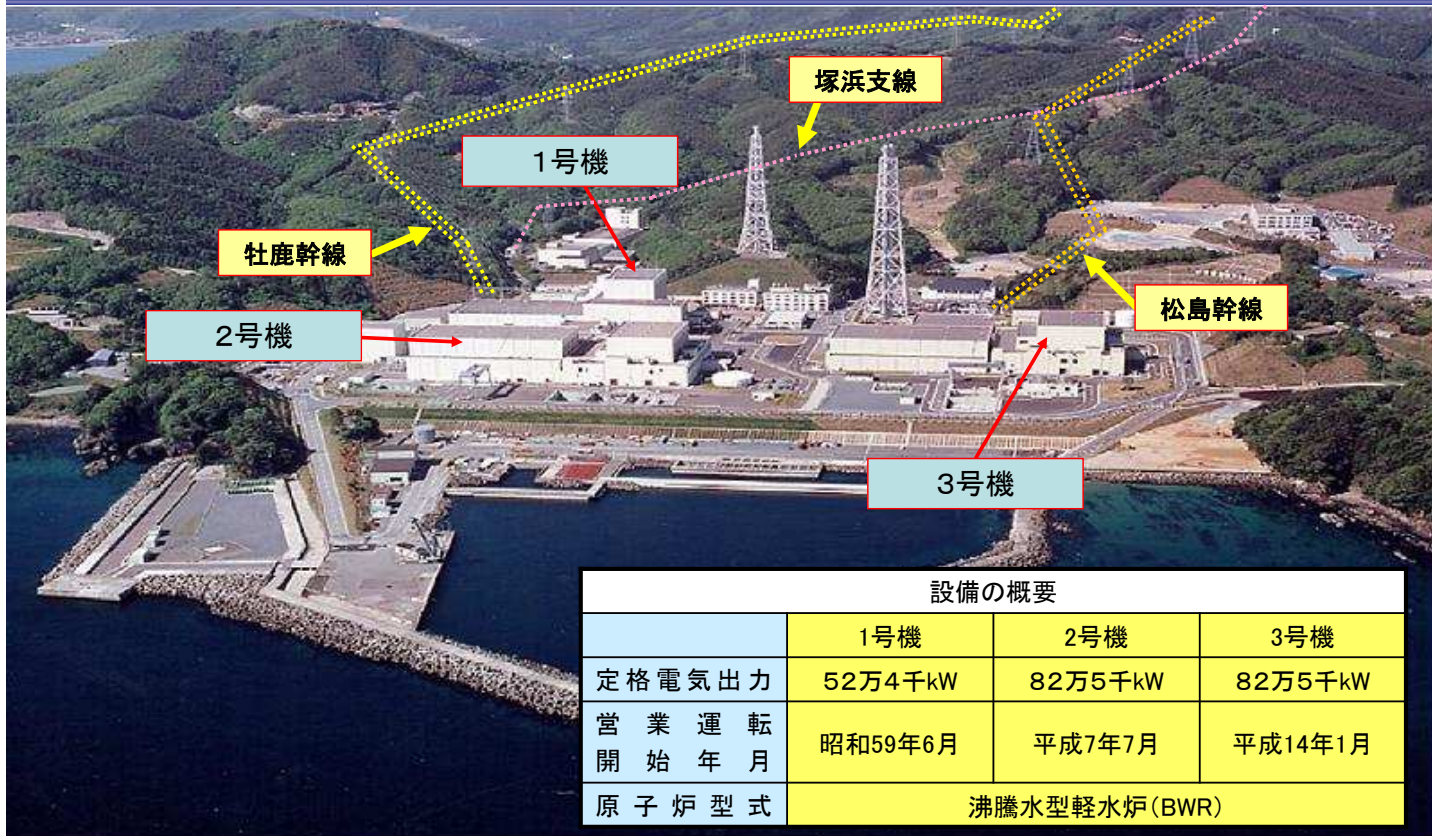
(参考資料)

- ① 制御棒全挿入の確認項目
- ② 放射線モニタの概要(女川2号の例)
- ③ 女川1号～3号 電源系統状態
- ④ 女川1号 地震前後のその他プラントパラメータ
- ⑤ 女川2号 地震前後のその他プラントパラメータ
- ⑥ 女川3号 地震前後のその他プラントパラメータ
- ⑦ 原子炉水位について(女川1号の例)
- ⑧ 女川1号～3号 原子炉停止前後の水質分析結果



Tohoku Electric Power Co., Inc.

# 1. 女川原子力発電所の概要



設備の概要			
	1号機	2号機	3号機
定格電気出力	52万4千kW	82万5千kW	82万5千kW
営業運転開始年月	昭和59年6月	平成7年7月	平成14年1月
原子炉型式	沸騰水型軽水炉 (BWR)		

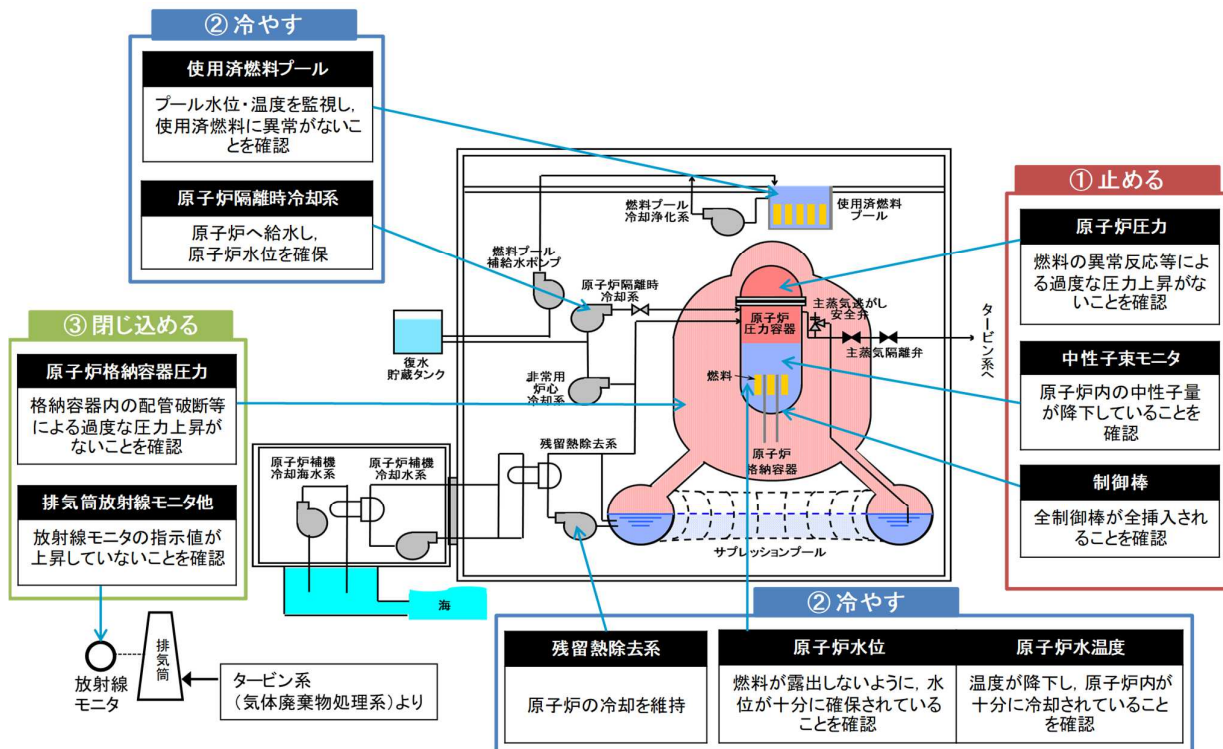


Tohoku Electric Power Co., Inc.

目的外使用・複製・開示禁止 東北電力株式会社

# 2. 3.11地震後におけるプラントパラメータの挙動確認

3.11地震時は、以下のパラメータ等により、『①止める, ②冷やす, ③閉じ込める』が機能したことを確認



Tohoku Electric Power Co., Inc.

### 3. 女川1号～3号 冷温停止までの操作概要(1/5)

		1号機	2号機	3号機
地震発生前		運転中	起動中	運転中
地震発生後	①(原子炉を)止める	設計どおりに自動停止		
	②(原子炉を)冷やす	手順・訓練どおりに冷却操作		
	③(放射性物質を)閉じ込める	各区域の放射線モニタなどに異常なし		

運転員はヘルメットを装着し、余震、津波が続く中、冷静に操作



震災時の中央制御室の様子

正確な情報の収集・発信



発電所緊急対策室の様子(例)



### 3. 女川1号～3号 冷温停止までの操作概要(2/5)

■ 地震による原子炉停止時、中央制御室の運転員は、「**非常時操作手順書**」に基づき、以下の**対応**を実施

- **【初期対応】** 原子炉停止直後、原子炉を「**止める**」、**「冷やす**」、放射性物質を「**閉じ込める**」、さらに「**電源を確保する**」の各機能が正常に動作し安全が確保されているか確認



- ☆ 原子炉の緊急停止(止める)、原子炉水の確保(冷やす)、放射性物質の漏洩なし(閉じ込める) ⇒ **いずれも成功**
- ☆ 外部電源、非常用ディーゼル発電機(DG)など、**多重の電源の確保** ⇒ **成功**

- **【冷温停止までの対応】** 安全確保を維持しながら、原子炉の冷却に必要な、「**原子炉への注水**」と「**原子炉の除熱**」操作を継続的に実施



- ☆ **原子炉への注水** ... 原子炉隔離時冷却系(RCIC)による注水操作 ⇒ **確実に実施**  
さらに非常用炉心冷却系(ECCS)など ⇒ **多重の注水手段を確保**
- ☆ **原子炉の除熱** ... 残留熱除去系(RHR)による、初期および長期の原子炉の除熱運転操作 ⇒ **確実に実施**

- ※ 1～3号機とも、「**止める**」「**冷やす**」「**閉じ込める**」を完遂した。
- ※ 運転員は、日頃の訓練通り、落ち着いて対応操作を実施し、原子炉停止から約10時間程度で順調に原子炉「**冷温停止**」となった。



### 3. 女川1号～3号 冷温停止までの操作概要(3/5)

1号機(定格熱出力一定運転中)	2号機(第11回定期検査中:原子炉起動操作中)	3号機(定格熱出力一定運転中)
<b>3月11日(金) 14:46 東北地方太平洋沖地震発生</b>		
14:46 原子炉自動停止 ……① (全制御棒全挿入)	14:46 原子炉自動停止 ……① (全制御棒全挿入) ※原子炉起動のため14:00から制御棒引抜開始 (原子炉は未臨界)	14:46 原子炉自動停止 ……① (全制御棒全挿入)
<p><b>&lt;非常時操作手順書に基づく運転員の確認内容&gt;</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 全制御棒全挿入ランプ点灯, 原子炉出力0%まで降下, 炉心状態表示ユニットおよびディスプレイ画面にて全制御棒が全挿入位置 → 「<b>原子炉の緊急停止成功</b>」を確認 …… 参考①</li> <li>▶ 気体廃棄物処理系モニタ異常なし → 「<b>燃料破損なし</b>」を確認</li> <li>▶ 排気筒モニタ, 主蒸気管モニタ, モニタリングポスト等 異常なし → 「<b>外部への放射性物質の影響なし</b>」を確認 } ……参考②*</li> <li>▶ 原子炉格納容器圧力異常なし → 「<b>原子炉水の漏えいなし</b>」を確認</li> </ul>		
14:47 原子炉モードスイッチ「停止」 (原子炉の状態「高温停止」)		14:47 原子炉モードスイッチ「停止」 (原子炉の状態「高温停止」)
<b>地震により外部電源5回線のうち4回線停止</b>		
<b>外部電源5回線のうち1回線により電源供給</b> (予備①)1号機DG2台, 2号機DG3台, 3号機DG3台(計8台使用可能) (予備②)DG電源の号機間の相互供給(各号機ともDG1台で原子炉冷温停止可能)		
14:47 ディーゼル発電機 (DG)2台自動起動	14:47 ディーゼル発電機 (DG)3台自動起動	14:47 ディーゼル発電機 (DG)3台 待機
<b>14:55 所内常用高圧電源盤の火災により 起動変圧器停止</b>	14:49 原子炉モードスイッチ「停止」 <b>原子炉の状態「冷温停止」……②</b> (原子炉水温度は原子炉停止前から 100℃未満)	
14:55 DG2台負荷運転開始		14:57 原子炉未臨界

**電源確保  
(予備を含む)  
……参考③\***



### 3. 女川1号～3号 冷温停止までの操作概要(4/5)

1号機(定格熱出力一定運転中)	2号機(第11回定期検査中:原子炉起動操作中)	3号機(定格熱出力一定運転中)
14:59 原子炉隔離時冷却系 (RCIC)手動起動		
15:00～ 残留熱除去系(RHR) ポンプ手動起動		
15:02 主蒸気隔離弁(MSIV)手動全閉 (原子炉とタービンを隔離するため)		
15:05 原子炉未臨界		
<b>15:29 津波最大波到達</b>		
	<b>15:34～補機冷却水系2系列が浸水により停止 (3系列のうち2系列が停止)</b>	
	<b>15:35～DG2台が自動停止 (冷却水断により3台のうち2台が停止)</b>	
	↓	
<b>外部電源5回線のうち1回線により電源供給</b> (予備①)1号機DG2台, 2号機DG1台, 3号機DG3台(計6台使用可能) (予備②)DG電源の号機間の相互供給(各号機ともDG1台で原子炉冷温停止可能)		
		15:26 主蒸気隔離弁(MSIV)手動全閉 (原子炉とタービンを隔離するため)
		15:26 原子炉隔離時冷却系 (RCIC)手動起動
		15:30～ RHRポンプ 手動起動

**原子炉冷却  
手段確保**

**原子炉冷却  
手段確保**

**電源確保  
(予備を含む)**



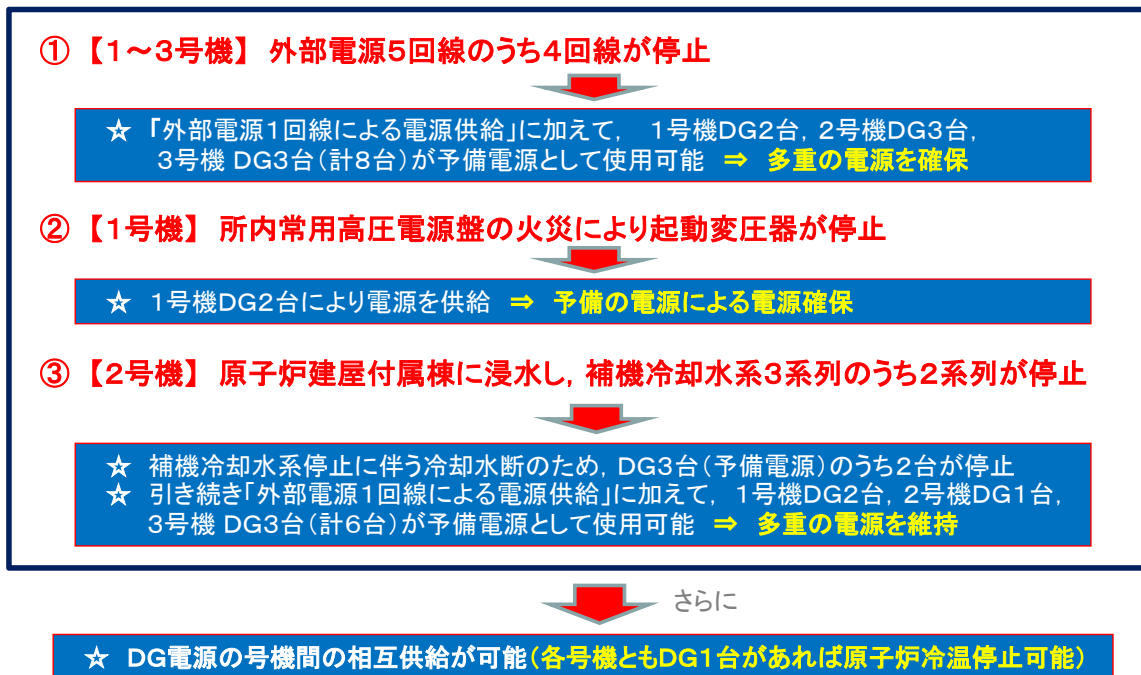
### 3. 女川1号～3号 冷温停止までの操作概要(5/5)

1号機(定格熱出力一定運転中)	2号機(第11回定期検査中:原子炉起動操作中)	3号機(定格熱出力一定運転中)
17:10～ 原子炉減圧開始 20:20 制御棒駆動水圧系(CRD)ポンプ2台目追加起動 23:46 RHR運転モード切替(長期冷却運転)		16:40～ 原子炉減圧開始 21:54 復水移送系による原子炉給水 23:51 RHR運転モード切替(長期冷却運転)
3月12日(土)		
0:57 原子炉冷却材温度100°C未満 0:58 原子炉の状態「冷温停止」……②	12:12 RHR運転モード切替(長期冷却運転)	1:17 原子炉冷却材温度100°C未満 1:17 原子炉の状態「冷温停止」……②



### 4. 冷温停止までの地震・津波影響について

- 原子力発電所は、外部電源がなくても予備の非常用電源により原子炉を安全に停止できる設計
- 地震・津波の影響により以下の事象が発生したが、予備を含めた十分な電源を確保

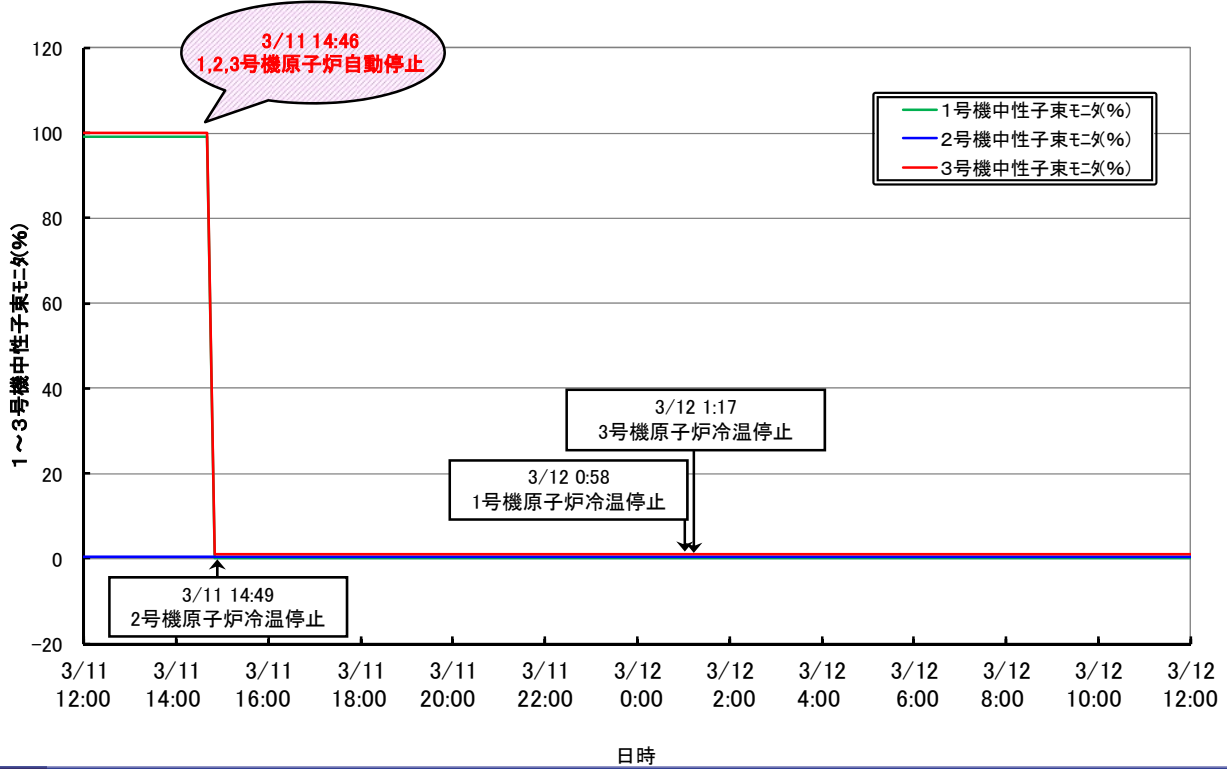


いずれも原子炉の冷温停止に向けた操作に支障なし



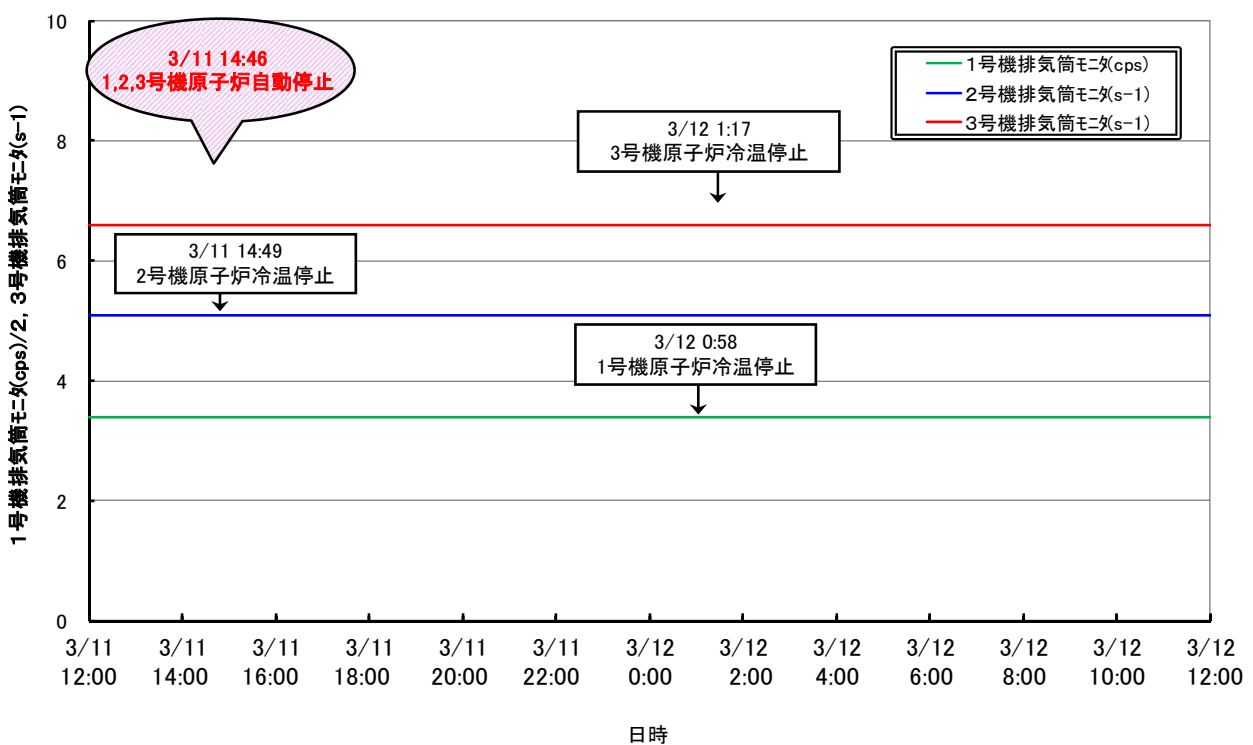
# 5. 女川1号～3号 地震前後のプラントパラメータ(1/4)

1～3号機 中性子束モニタ指示値(概要)



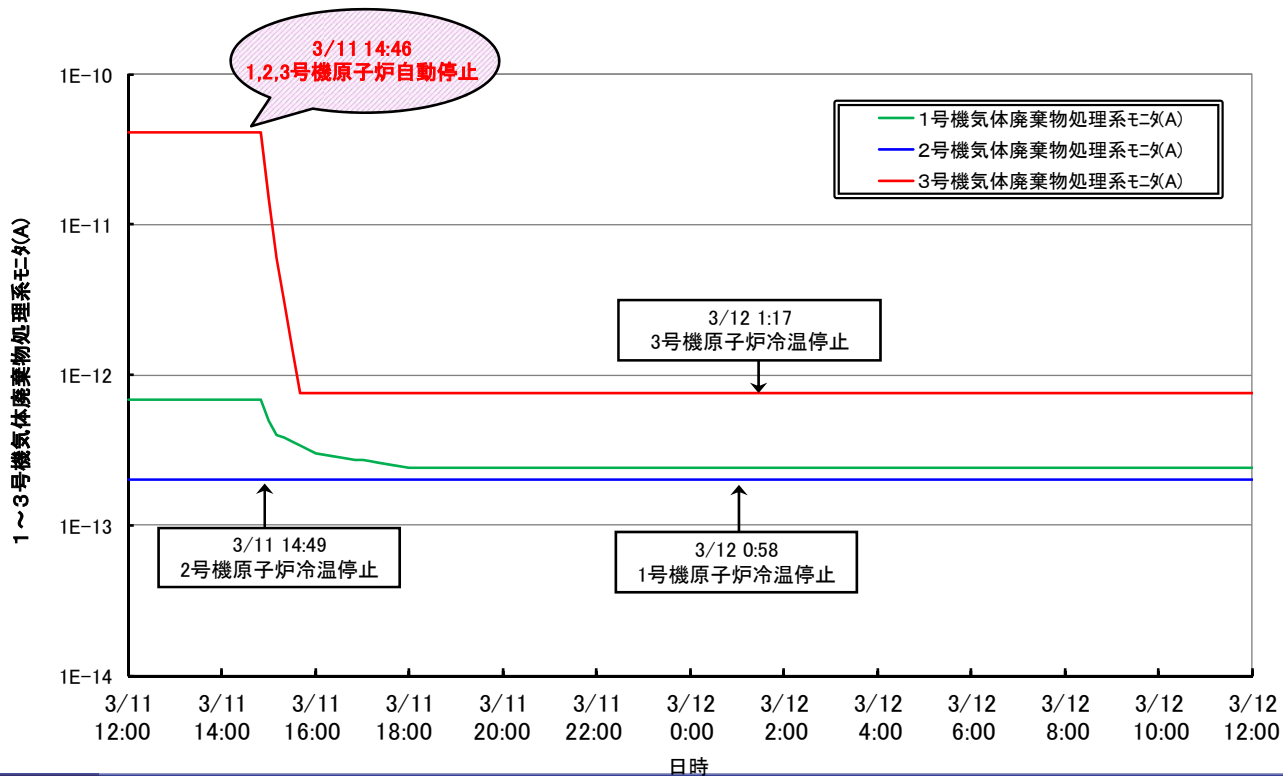
# 5. 女川1号～3号 地震前後のプラントパラメータ(2/4)

1～3号機 排気筒モニタ指示値(概要)



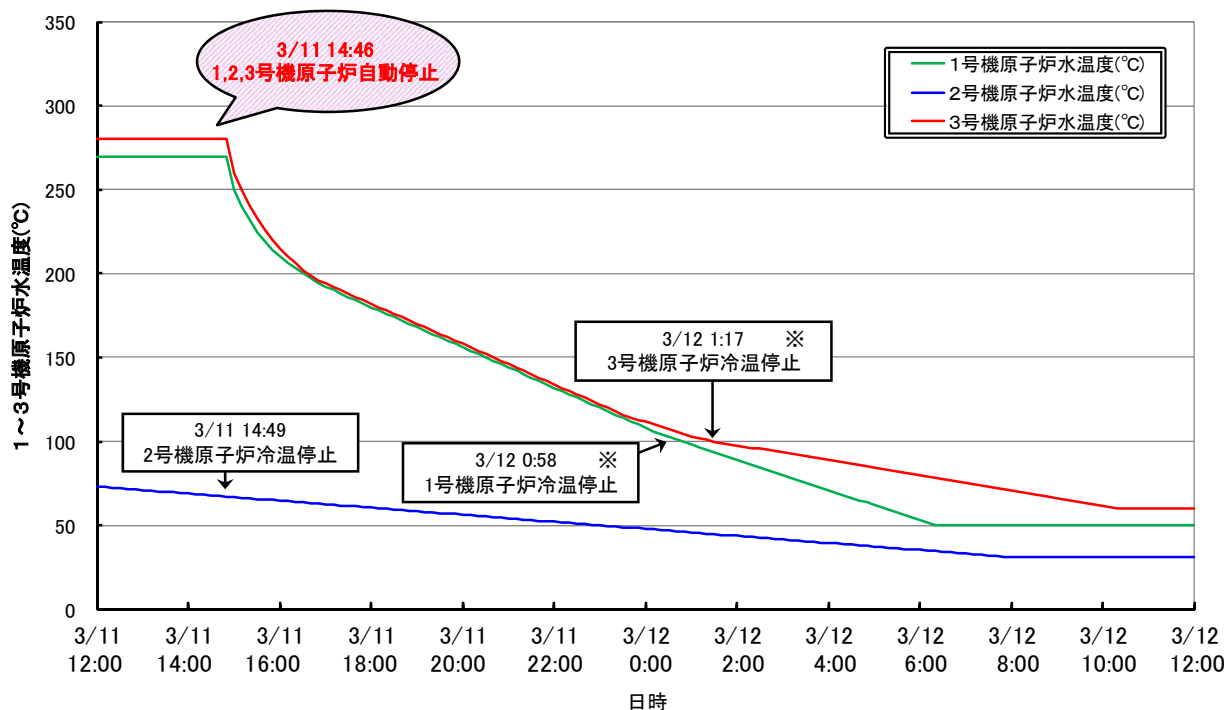
## 5. 女川1号～3号 地震前後のプラントパラメータ(3/4)

1～3号機 気体廃棄物処理系モニタ指示値(概要)



## 5. 女川1号～3号 地震前後のプラントパラメータ(4/4)

1～3号機 原子炉水温度指示値(概要)



※ 原子炉停止から約10時間程度で順調に原子炉「冷温停止」となった。





## 6. 女川1号～3号 炉心損傷の有無の確認(運転員の対応)

運転員は、原子炉停止後、**非常時操作手順書**に基づき速やかに  
気体廃棄物処理系モニタの指示に異常がないことを確認



### 燃料破損の徴候なし

(燃料破損の徴候がある場合は、気体廃棄物処理系モニタで検知可能)



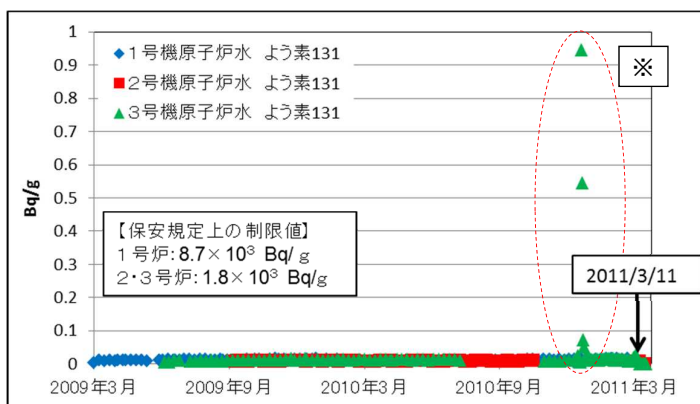
☆ 原子炉停止後の初期対応の際に  
「燃料破損がないこと」を確認した

(参考)上記の放射線モニタ値が上昇し、炉心損傷の兆候が認められる場合は、  
非常時操作手順書に基づき、格納容器内の放射線量を確認し、炉心損傷の  
有無を判断



## 7. 女川1号～3号 原子炉停止前後の水質分析結果

- 原子炉停止後の初期対応の際に、放射線モニタにより炉心損傷の兆候がないことを確認
- 原子炉および使用済燃料プールの水質分析については、社内ルールに基づき実施し、  
有意な変化がないことを確認している。



原子炉水中のよう素131濃度

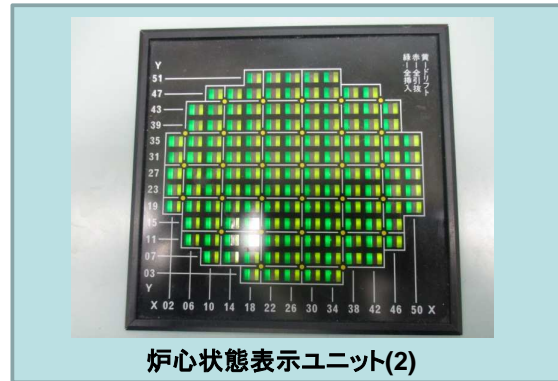
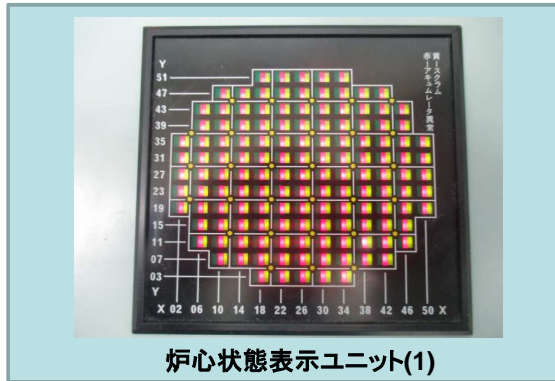
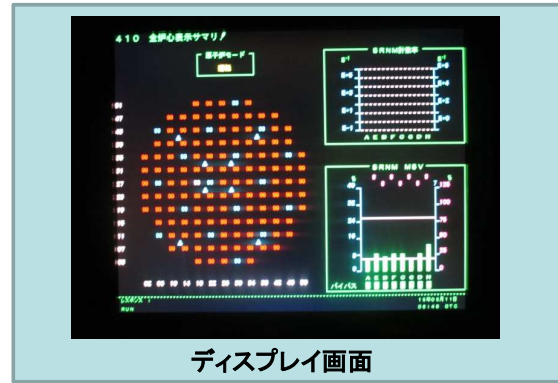


使用済燃料プール水中のセシウム137濃度

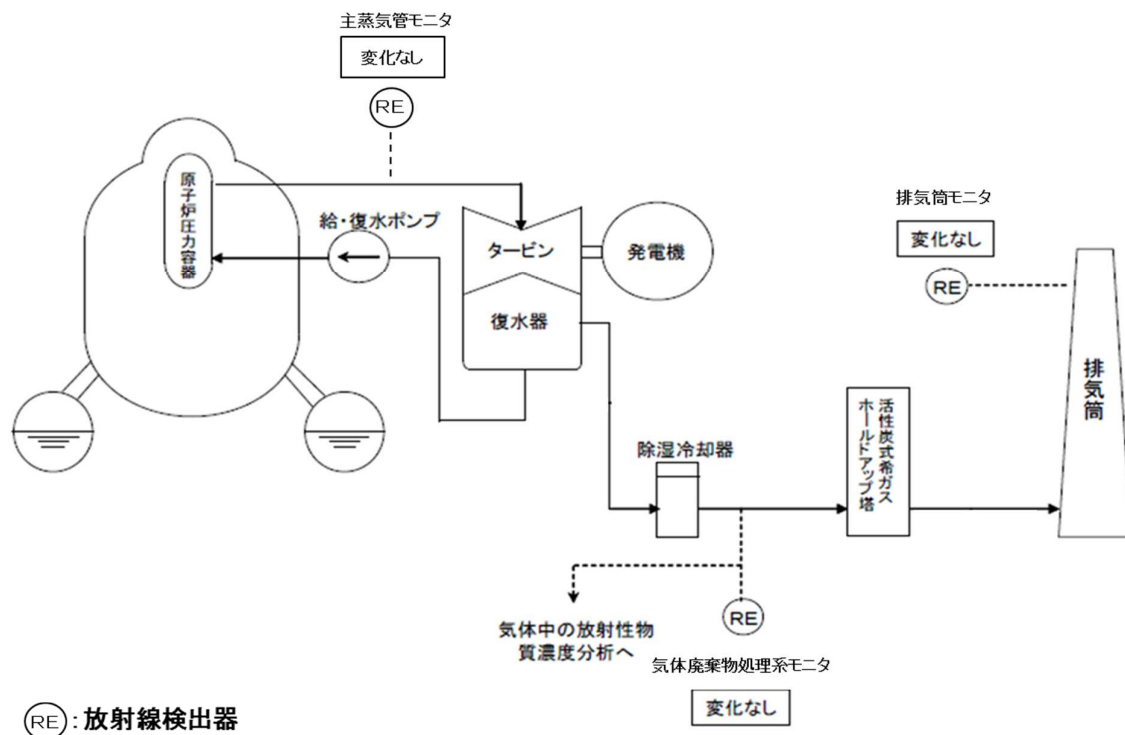
※ 2010年12月27日に女川3号の燃料棒の一部から放射性物質の微量な漏洩が発生した。このような放射性物質の微量な漏洩でも、  
有意な変化として観測される。  
なお、よう素131濃度が約0.95Bq/cm<sup>3</sup>まで一時的に上昇したが、漏洩燃料近傍の制御棒を挿入することにより、放射性物質の微量な  
漏洩を抑制し運転を継続した(平成23年1月11日お知らせ済)。



## 参考① 制御棒全挿入の確認項目

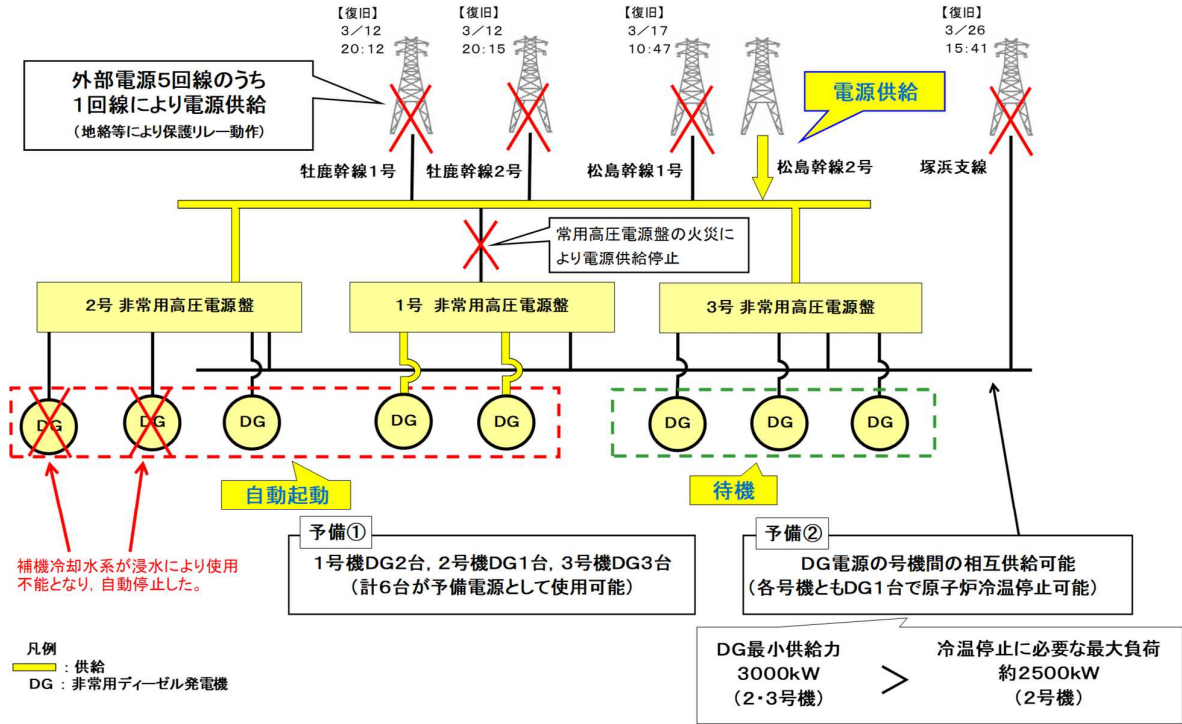


## 参考② 放射線モニタの概要(女川2号の例)



# 参考③ 女川1号～3号 電源系統状態

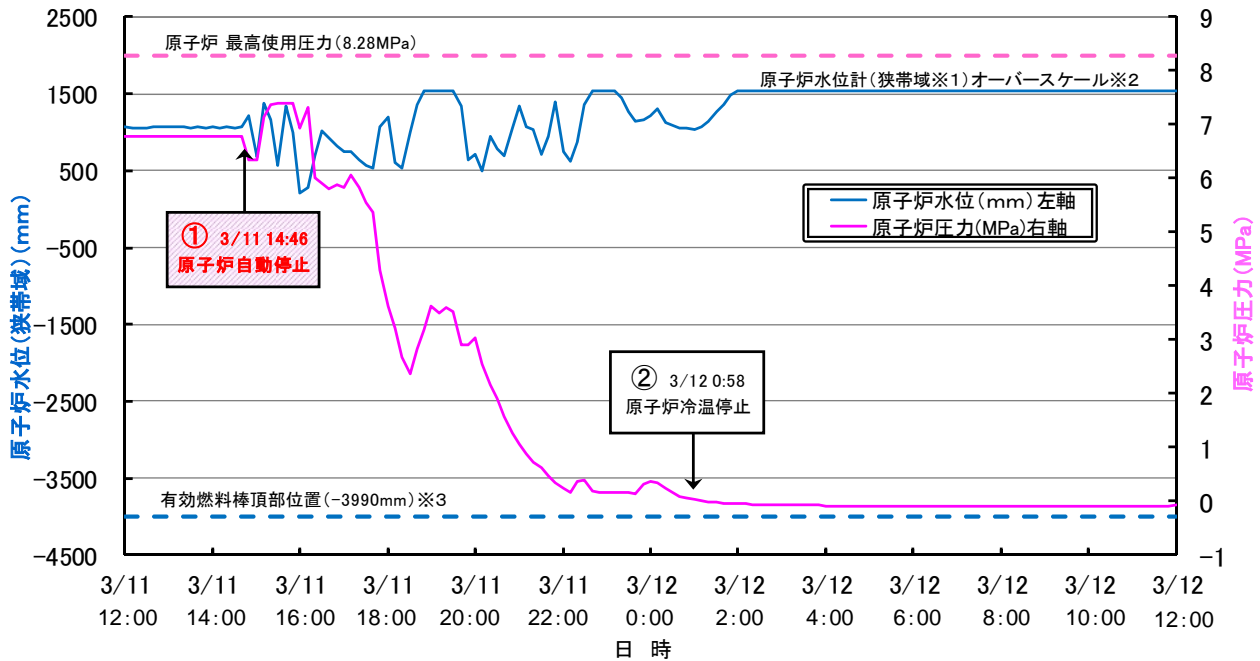
原子力発電所は、外部電源がなくても予備の非常用電源により原子炉を安全に停止できる設計



女川原子力発電所1～3号機の電源系統状態(3月11日津波最大波到達時)



# 参考④ 女川1号 地震前後のその他プラントパラメータ(1/3)



※1: 狭帯域とは、通常運転中の原子炉水位(約1100mm)を測定するための水位計(測定範囲:0mm～1500mm)である。

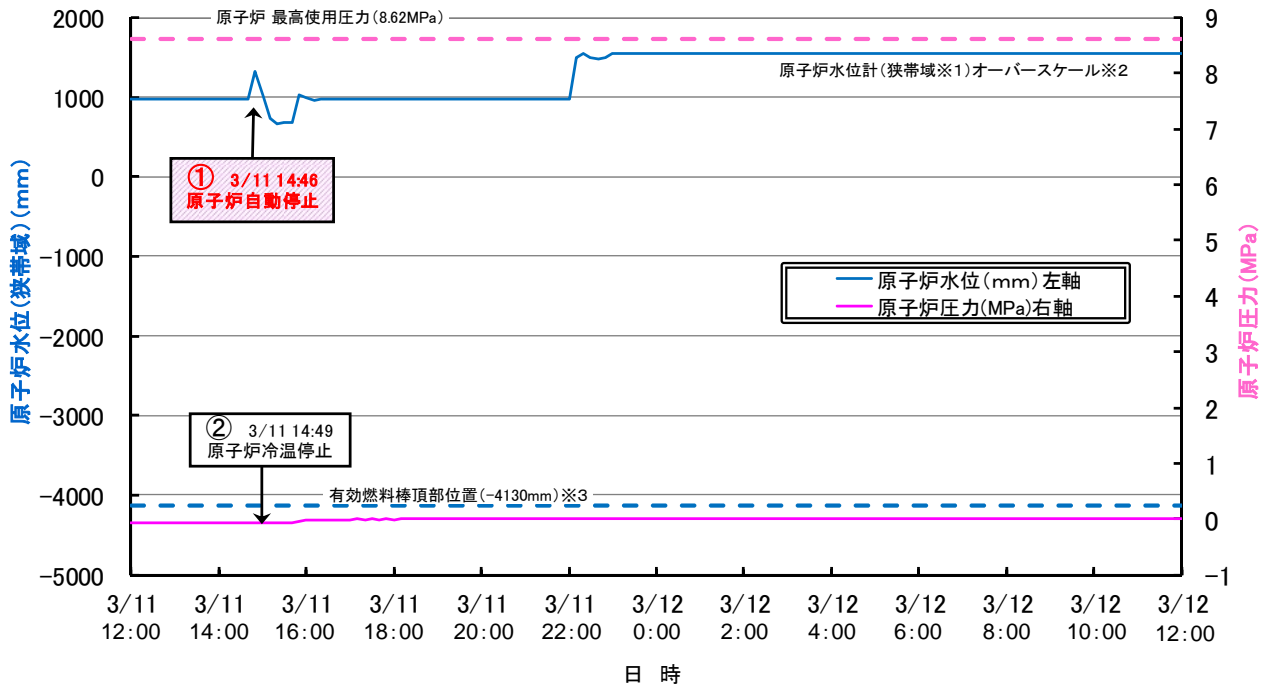
※2: 原子炉水位計は複数あり、水位は他の計器により監視をしている。

※3: 有効燃料棒頂部とは、燃料棒の上端部を示し、狭帯域水位計0mmから-3990mmに位置している。





## 参考⑤ 女川2号 地震前後のその他プラントパラメータ(1/3)



※1: 狭帯域とは、通常運転中の原子炉水位(約980mm)を測定するための水位計(測定範囲:0mm~1500mm)である。

※2: 原子炉水位計は複数あり、水位は他の計器により監視をしている。

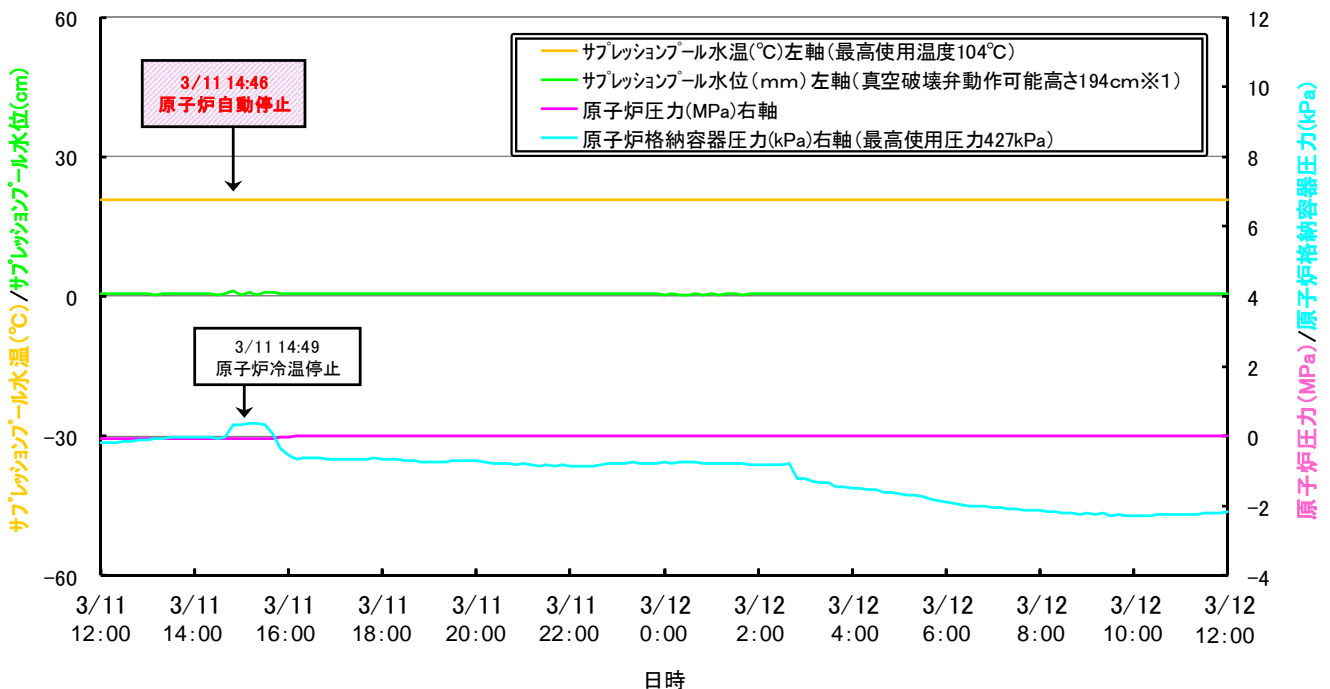
※3: 有効燃料棒頂部とは、燃料棒の上端部を示し、狭帯域水位計0mmから-4130mmに位置している。



Tohoku Electric Power Co., Inc.

22

## 参考⑤ 女川2号 地震前後のその他プラントパラメータ(2/3)



※1: 真空破壊弁動作可能高さとは、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器スプレイ系を作動させた時、原子炉格納容器が負圧になることを防止するために開放される弁が作動可能な高さのこと。

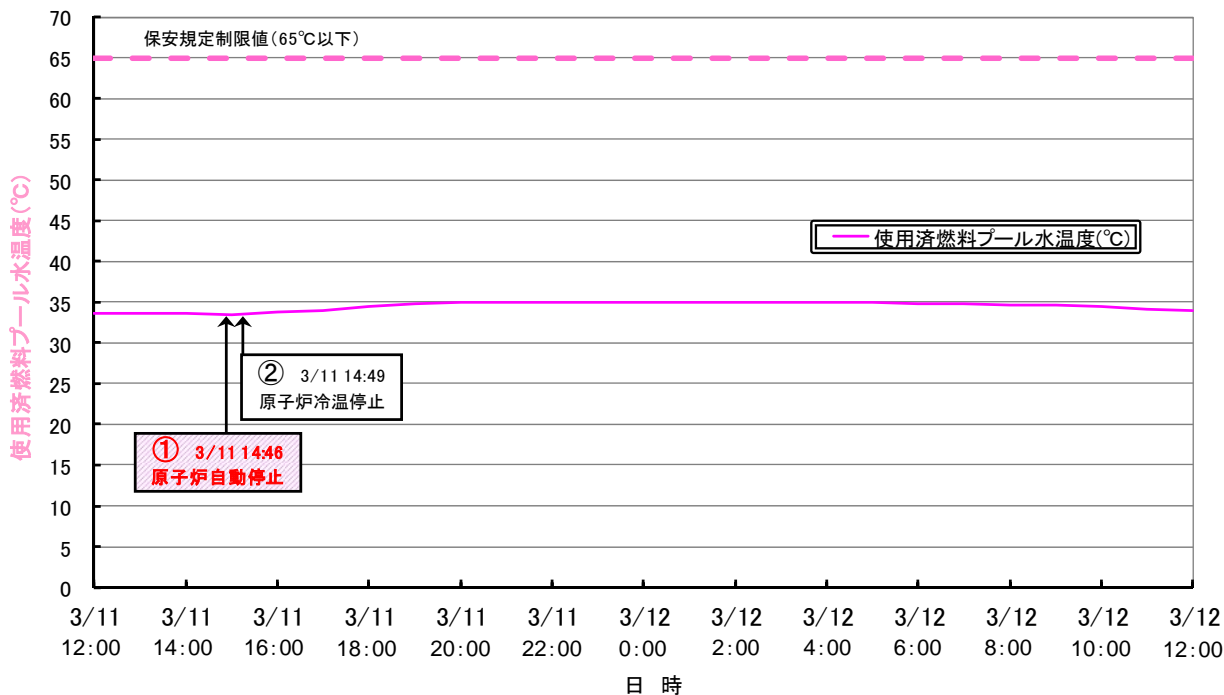
なお、サブレーションプール水位は、通常水位±0cmからの水位を示す。



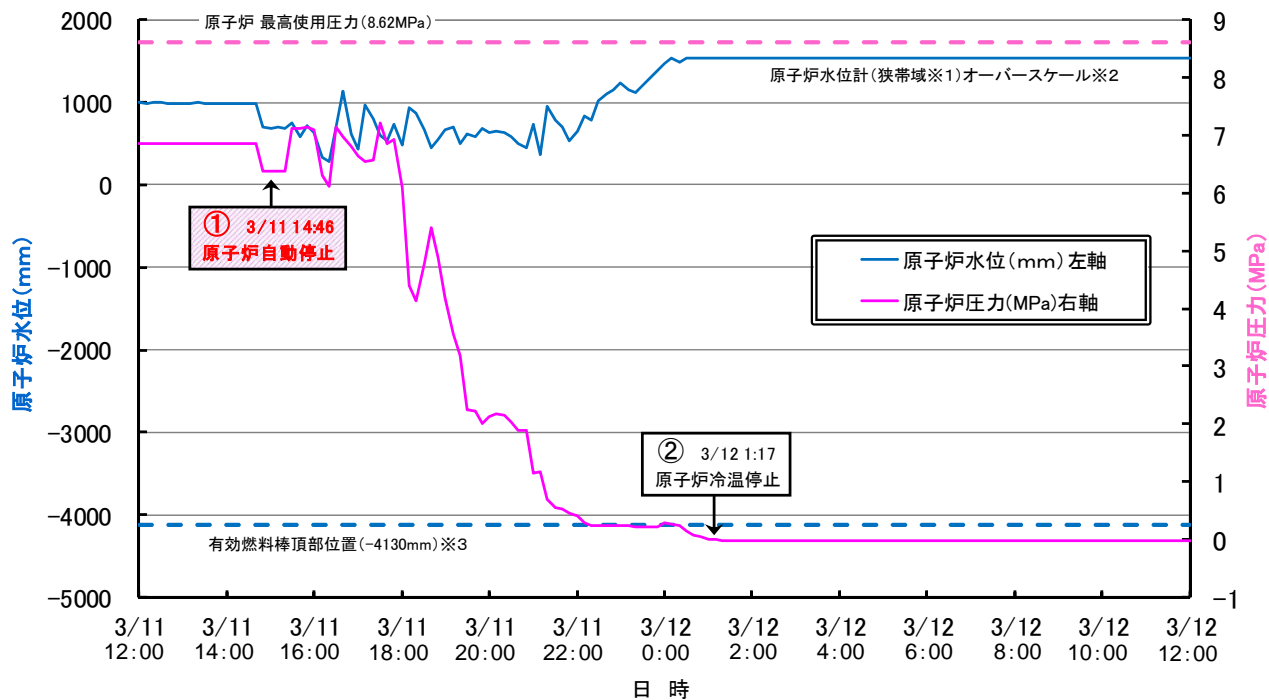
Tohoku Electric Power Co., Inc.

23

## 参考⑤ 女川2号 地震前後のその他プラントパラメータ(3/3)



## 参考⑥ 女川3号 地震前後のその他プラントパラメータ(1/3)



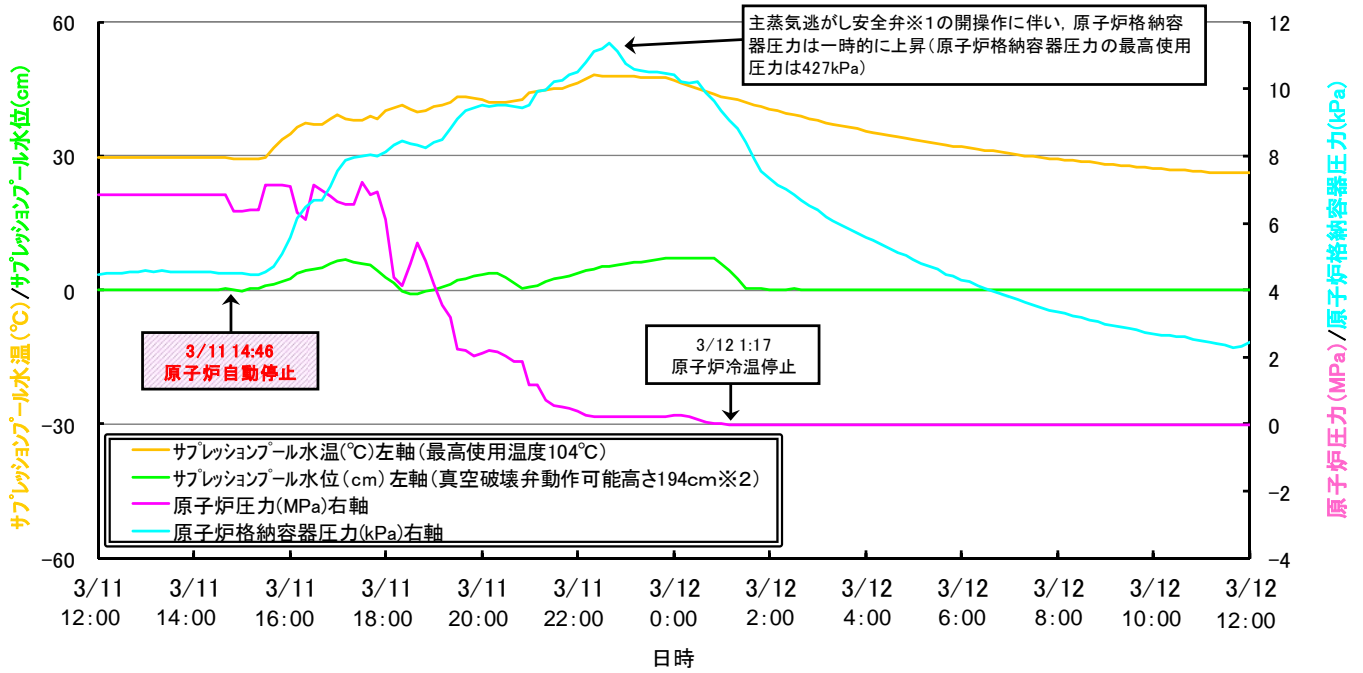
※1: 狭帯域とは、通常運転中の原子炉水位(約980mm)を測定するための水位計(測定範囲:0mm~1500mm)である。

※2: 原子炉水位計は複数あり、水位は他の計器により監視をしている。

※3: 有効燃料棒頂部とは、燃料棒の上端部を示し、狭帯域水位計0mmから-4130mmに位置している。



## 参考⑥ 女川3号 地震前後のその他プラントパラメータ(2/3)



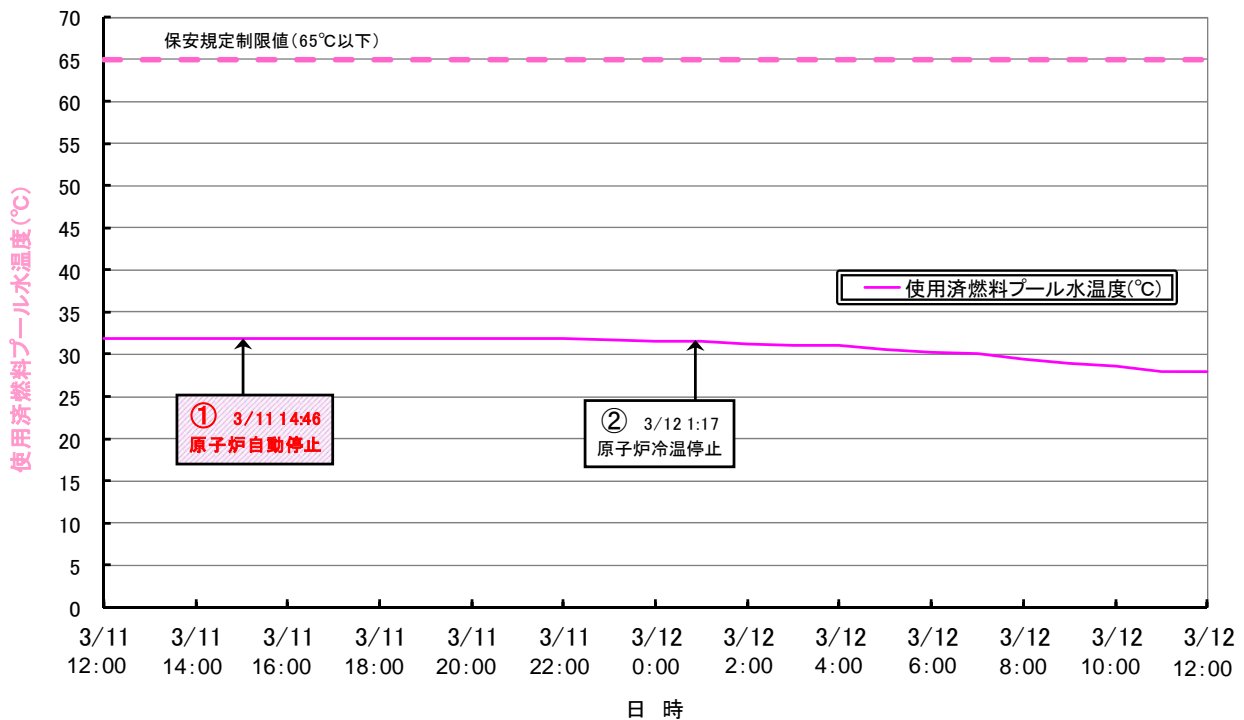
※1: 主蒸気逃がし安全弁は、原子炉圧力の異常上昇を押さえ、原子炉圧力容器および関連機器の破損を防ぐ。

※2: 真空破壊弁動作可能高さとは、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器スプレイ系を動作させた時、原子炉格納容器が負圧になることを防止するために開放される弁が作動可能な高さのこと。

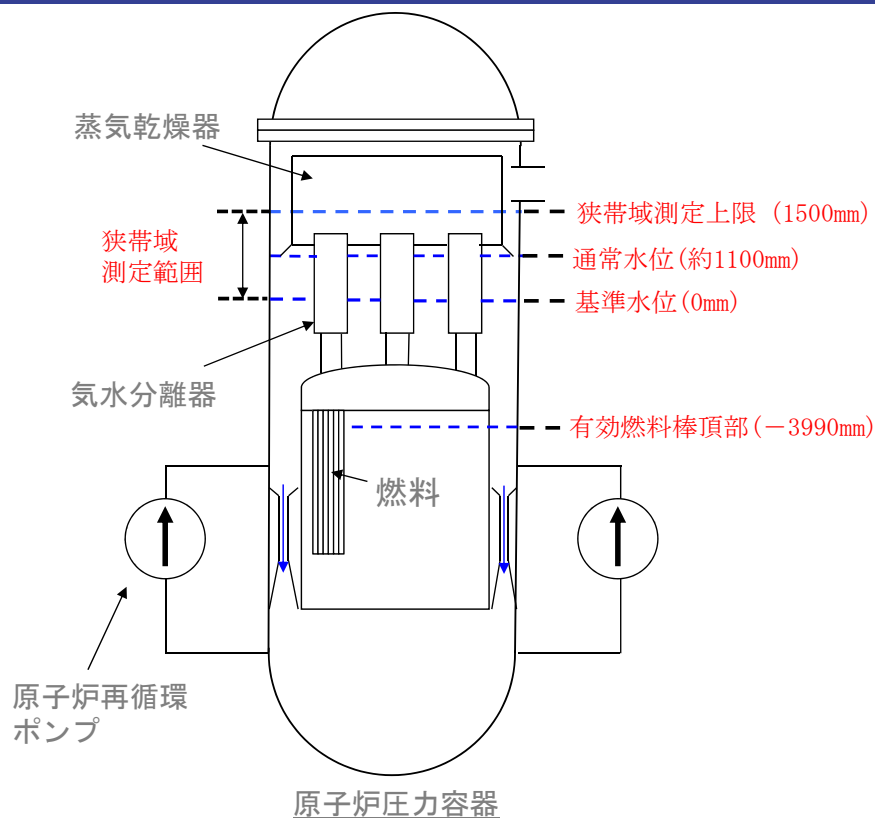
なお、サブプレッションプール水位は、通常水位±0cmからの水位を示す。



## 参考⑥ 女川3号 地震前後のその他プラントパラメータ(3/3)



## 参考⑦ 原子炉水位について(女川1号の例)



## 参考⑧ 女川1号～3号 原子炉停止前後の水質分析結果

- ◆ 原子炉および使用済燃料プールの水質分析を以下のとおり実施
  - ◆ 原子炉水中のよう素131濃度測定値は、地震発生前後で有意な変化は認められていない。
  - ◆ 使用済燃料プール水中のセシウム137濃度測定値も、地震発生前後で有意な変化は認められていない。
- ⇒ 原子炉内および使用済燃料プール内の燃料の損傷はなかったものとする。

単位: Bq/g

	原子炉水中 よう素131濃度		使用済燃料プール水中 セシウム137濃度	
	地震前	地震後	地震前	地震後
女川1号機 (採取日)	0.0161 (3月7日)	0.0171 (3月18日)	検出限界値未満 (3月7日)	検出限界値未満 (3月14日)
女川2号機 (採取日)	検出限界値未満 (3月8日)	0.00873 (3月18日)	検出限界値未満 (2月8日)	検出限界値未満 (4月19日)
女川3号機 (採取日)	0.00985 (3月11日)	0.0199 (3月15日)	検出限界値未満 (3月9日)	検出限界値未満 (3月14日)
保安規定上の 制限値	1号炉: $8.7 \times 10^3$ 2・3号炉: $1.8 \times 10^3$		—	





女川原子力発電所 2 号機の安全性に  
関する検討会 説明資料

---

論点番号 2  
(意見番号 6)

\* 論点番号 1 (意見番号 5) と重複する資料は省略



## 【関連質問への回答】

# 地震後の設備健全性確認

## <(1) 炉内点検> (No.6~10関連)

(原子炉圧力容器内部および燃料体の点検状況)

平成27年5月20日

東北電力株式会社

All rights Reserved. Copyrights © 2015, Tohoku Electric Power Co., Inc.



Tohoku Electric Power Co., Inc.

## 目次

### ◆原子炉圧力容器内部および燃料体の点検状況について(No.6~10関連)

#### 1. 地震後健全性確認の概要

#### 2. 原子炉圧力容器内部の点検状況について

2-1. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認概要

2-2. 原子炉圧力容器内部の目視点検方法

2-3. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認結果

#### 3. 燃料体の点検状況について

3-1. 燃料体の地震後点検概要

3-2. 燃料体の目視点検方法

3-3. 燃料体の地震後点検結果

#### 4. まとめ



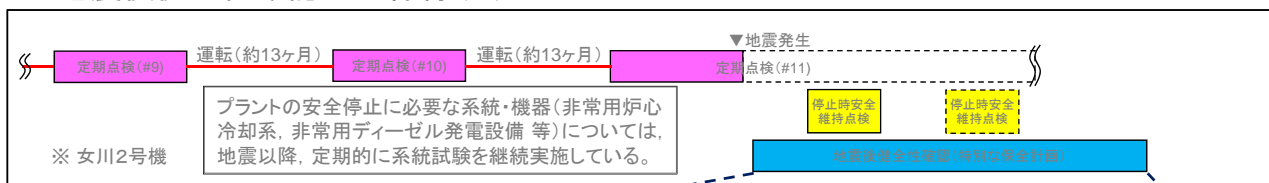
Tohoku Electric Power Co., Inc.

# 1. 地震後健全性確認の概要



## 1. 地震後健全性確認の概要(1/4)

### ◆ 地震後健全性確認の全体像(1)



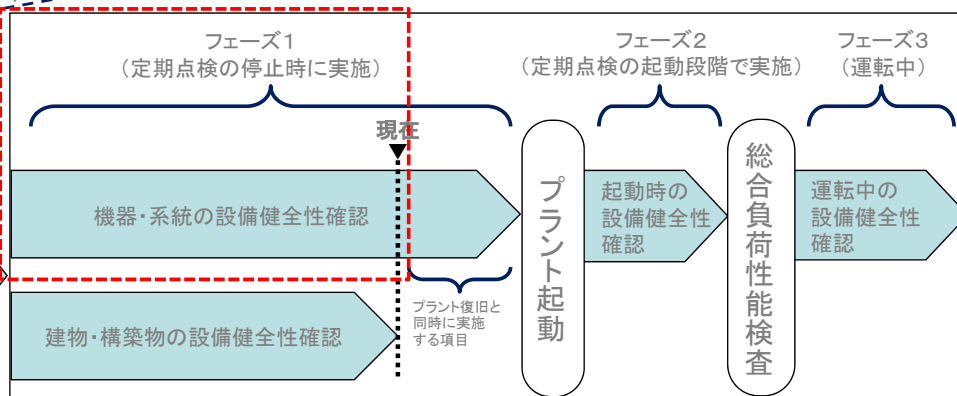
H23.8 保全計画書(特別な保全計画)届出

原子炉圧力容器内部および燃料体の地震後健全性確認は, この範囲内の位置付け

▼H23.3 地震発生

地震後の初期対応

・地震直後のパトロール  
・プラントの安全停止に必要な系統・機器(非常用炉心冷却系, 非常用ディーゼル発電設備等)の機能試験

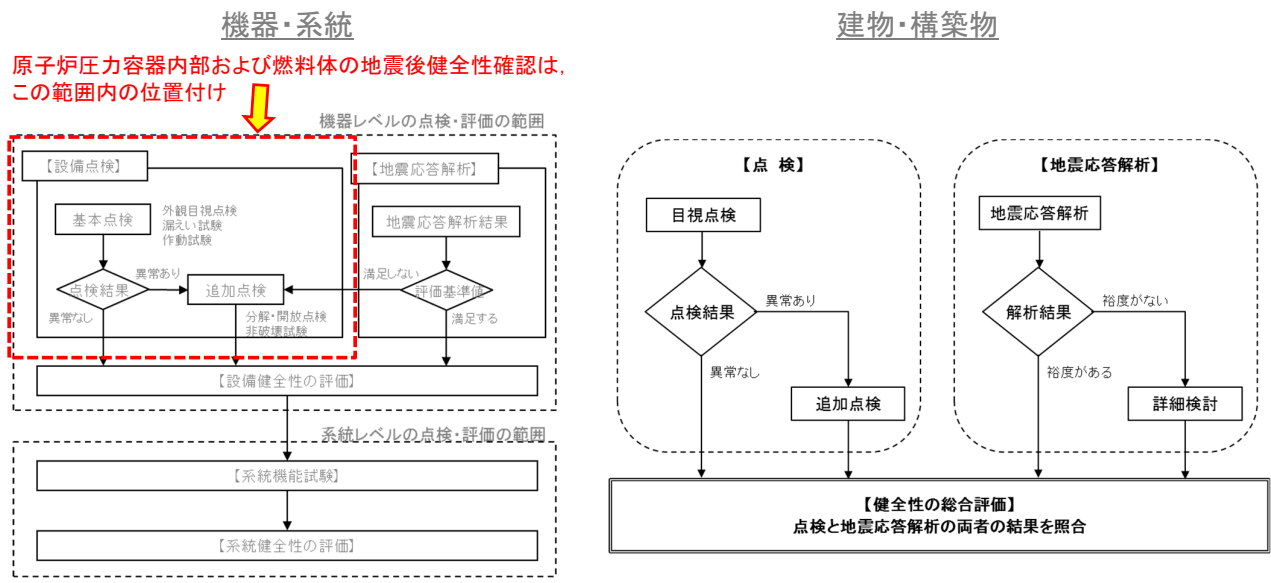


注記 フェーズ1: 定期点検の停止期間中における機器・系統レベルの点検・評価  
フェーズ2: 定期点検の起動段階におけるプラント全体の健全性確認  
フェーズ3: 運転期間中における地震影響の継続監視(データ採取)



# 1. 地震後健全性確認の概要(2/4)

## ◆ 地震後健全性確認の全体像(2)



# 1. 地震後健全性確認の概要(3/4)

## ◆ 通常の定期点検と地震後健全性確認の比較

通常の定期点検は、点検計画に基づき定められた頻度で点検を実施し、一定の期間を掛けて全設備の健全性を確認しているが、地震後健全性確認は全設備※に対して基本点検等(外観点検等)を実施し異常の有無を確認している。

【通常の定期点検の点検計画例】

機器	頻度	1回	2回	3回	4回	5回	6回	7回
弁1	1年	○	○	○	○	○	○	○
弁2	3年		○			○		
弁3	3年			○			○	
ポンプ1	3年	○			○			○
ポンプ2	5年		○					○
容器1	2年	○		○		○		○
容器2	7年							○

7回の定期点検で  
全ての機器を点検完了

【地震後健全性確認】

地震後
○
○
○
○
○
○
○

1回の点検期間で  
全ての機器を点検完了

※女川2号機の機器数は約33000台



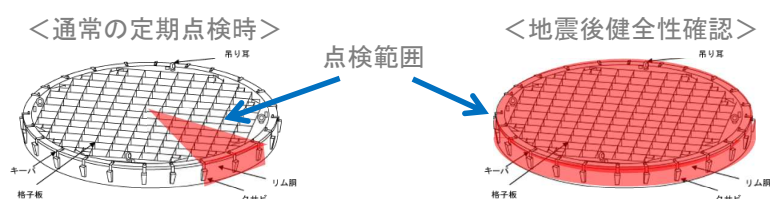
# 1. 地震後健全性確認の概要(4/4)

## ◆ 地震後健全性確認の特徴(原子炉圧力容器内部点検の例)

通常の定期点検は原子炉圧力容器内部設備のうち各機器の代表箇所のみを10年に一度点検を実施しているが、地震後健全性確認は地震後の影響確認を実施するために原子炉圧力容器内部設備全てについて点検を実施している。

通常点検と地震後健全性確認の比較を一部下記に示す。

対象機器	通常の定期点検の点検範囲	地震後健全性確認の点検範囲
シュラウド, シュラウドサポート, 炉心支持板, 上部格子板,	全体のうち7.5%(約27°分)	全体の点検実施
ジェットポンプ	全体(20体)のうち代表1体	
給水スパーージャ	全体(4系統)のうち代表1系統	



例) 上部格子板の通常時と地震後健全性確認の点検範囲比較

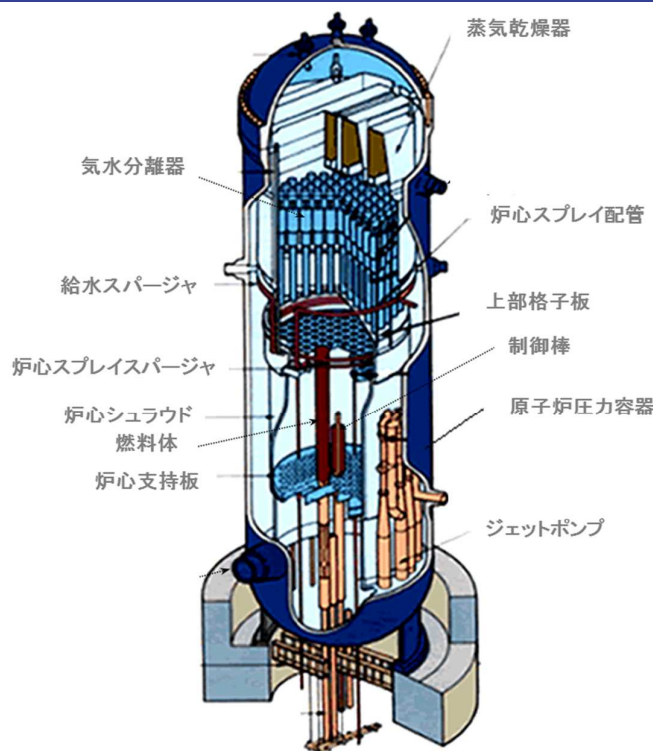


## 2. 原子炉圧力容器内部の点検状況について



## 2-1. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認概要(1/8)

- ◆ 女川1～3号機の原子炉圧力容器内部の設備については、東北地方太平洋沖地震の影響による損傷の有無を確認するため、点検を実施している。
- ◆ 点検内容は、原子炉圧力容器内部の各構造物に要求される機能が地震により喪失される場合を考慮した**損傷モードを踏まえ、目視点検を実施**している。
- ◆ 具体的には、原子炉圧力容器の上ふたを開け原子炉圧力容器の内部に水を張り、その上部から水中カメラと照明を下ろし、水中を移動させながら映し出される映像にて、地震による機器の変形や、損傷がないかなどを確認している。



原子炉圧力容器内部の概要図



## 2-1. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認概要(2/8)

### ◆ 原子炉圧力容器内部の損傷モードに応じた地震後点検内容

対象	要求機能	要因	損傷モード		地震後点検内容
原子炉圧力容器内部構造物	炉心支持機能維持	シュラウド、タイロッド(2号)、炉心支持板、上部格子板、シュラウドサポートの応答過大	シュラウド、タイロッド(2号)、炉心支持板、上部格子板支持部、シュラウドサポートの応力大	シュラウド、タイロッド(2号)、炉心支持板、上部格子板支持部、シュラウドサポートの損傷	①
		燃料支持金具の応答過大	燃料支持金具の燃料支持部の応力大	燃料支持金具の燃料支持部の損傷	②
		制御棒案内管、中性子束計装案内管、CRD/ICMハウジングおよびスタブの応答過大	制御棒案内管、中性子束計装案内管、CRD/ICMハウジングおよびスタブ支持部の応力大	制御棒案内管、中性子束計装案内管、CRD/ICMハウジングおよびスタブ支持部の損傷	③
	安全系炉内配管類機能維持 炉心冠水機能維持	炉心スプレイ系、残留熱除去系配管(原子炉圧力容器内部)、差圧検出・ほう酸水注入系配管の応答過大	炉心スプレイ系、残留熱除去系配管(原子炉圧力容器内部)、差圧検出・ほう酸水注入系配管支持部の応力大	炉心スプレイ系、残留熱除去系配管(原子炉圧力容器内部)、差圧検出・ほう酸水注入系配管支持部の損傷	④
	湿分除去機能	気水分離器、蒸気発生器の応答過大	気水分離器、蒸気乾燥器の応力大	気水分離器、蒸気乾燥器の損傷	⑤
	給水機能	給水スパージャの応答過大	給水スパージャの応力大	給水スパージャの損傷	⑥
	安全停止機能	制御棒の応答過大	制御棒の応力大	制御棒の損傷	⑦
機器の支持機能維持	その他炉内機器の応答過大	その他炉内機器の応力大	その他炉内機器の損傷	⑧	

⇒ 地震による影響について、変形等損傷の有無を目視点検にて確認する。



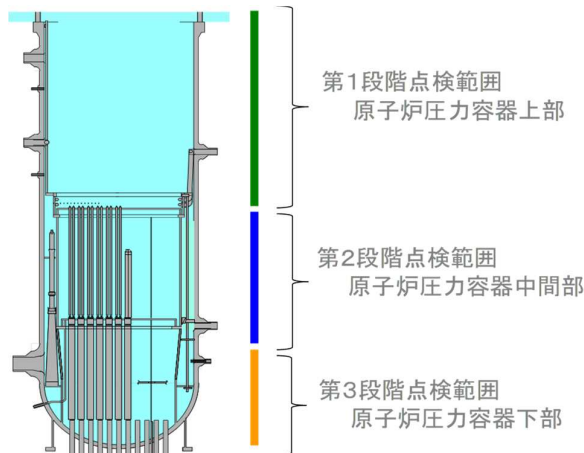
## 2-1. 原子炉压力容器内部の地震後健全性確認概要(3/8)

### ◆ 原子炉压力容器内部の点検対象

原子炉压力容器内部については、定期点検時に供用期間中検査としてサンプリング点検を実施しているが、地震後健全性確認では地震による影響の有無を確認するため、**全機器の接近可能な全表面について目視点検**を行っている。

◆ 点検は、原子炉压力容器の上部、中間部および下部の3段階に分けて行っている。

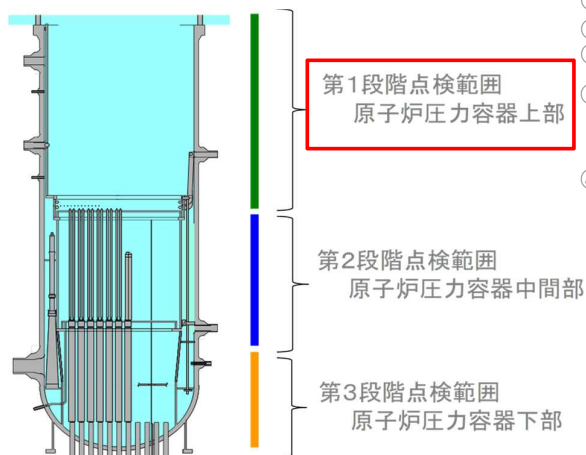
◆ また、地震時に原子炉压力容器内に装荷していた制御棒について、地震による変形や損傷の有無を、使用済燃料プール内で目視点検を行っている。



## 2-1. 原子炉压力容器内部の地震後健全性確認概要(4/8)

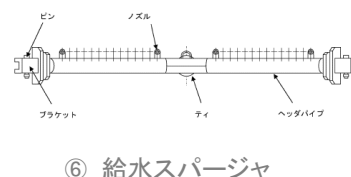
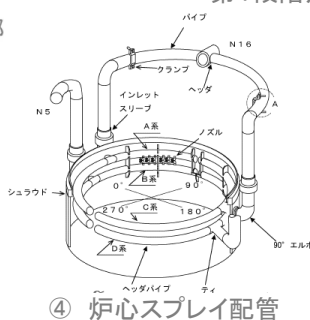
### ◆ 第1段階点検内容

第1段階点検は原子炉压力容器上部点検とし、燃料装荷状態で炉内の状況を確認するため、上方から燃料体および制御棒頂部を全体的に目視した後、原子炉压力容器フランジ面から上部格子板までの範囲について、機器の損傷や変形および脱落等の異常の有無を確認する。



対象機器	主な着目部位	確認事項	備考
⑦ 制御棒・チャンネルボックス	頂部	取付状態	チャンネルボックス含む
⑧ 蒸気乾燥器支持ブラケット	蒸気乾燥器支持ブラケット	変形、破損	
⑧ 案内棒 (ブラケット含む)	全体、RPV側ブラケット	変形、破損	
⑥ 給水スパージャ (ブラケット含む)	ティ、ヘッドパイプ、ノズル(オリフィス)ブラケット、ピン、RPV側ブラケット	変形、破損	( ) は 1 号機の名称
④ 炉心スプレイ配管 (ブラケット含む)	ヘッド、パイプ	変形、破損	
	クランプ、RPV側ブラケット	変形、破損、取付状態	
	インレットスリーブ取合部	変形、破損	
	90°エルボ、シュラウド取合部	変形、破損	

第1段階点検対象および確認事項

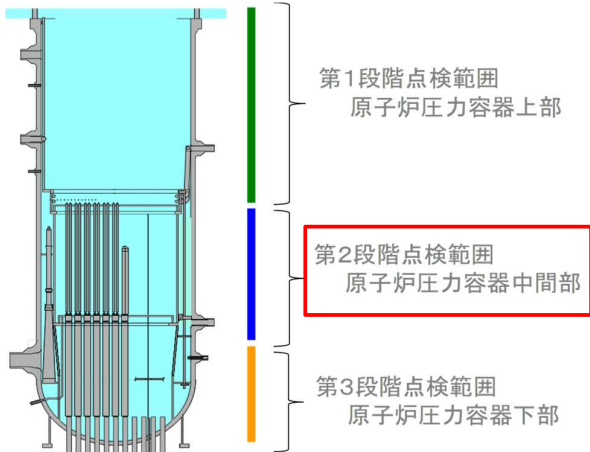




## 2-1. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認概要(5/8)

### ◆ 第2段階点検内容

第2段階点検は、全ての燃料体の取出し後に、シュラウド内側については上部格子板から炉心支持板上まで、シュラウド外側については、シュラウドサポートプレート上までの範囲について、機器の損傷や変形および脱落等の異常の有無を確認する。



対象機器	主な着目部位	確認事項	備考
④ 炉心スプレイスパージャ	テイ、ヘッドパイプ、ノズル	変形、破損	
① 上部格子板	クサビ、キーバ	取付状態	クサビは有無確認
	格子板、リム胴(上板)	変形、破損	( )は1号機の名称
① シュラウド	偏芯ピン、アライナブACKET	変形、破損、取付状態	
	上部リング部	変形、破損	
⑧ ドライチューブ/LPRM	耐震ピン	変形、破損	
	頂部	取付状態	
⑤ 蒸気乾燥器	トッププレート、タイバー	変形、破損	DSPで点検実施
	フード、端板、カバープレート	変形、破損	
	ドレンチャンネル	変形、破損	
	下部リング、スカート	変形、破損	
⑤ シュラウドヘッド(気水分離器を含む)	耐震ブロック	変形、破損	DSPで点検実施 ( )は1号機の名称
	吊り耳	変形、破損	
	鏡板(ヘッドプレート)、フランジ(ヘッドリング)	変形、破損	
	吊り棒、ガイドピン	変形、破損	
⑤ シュラウドヘッドボルト	サポートリング(ヘッドボルトリング)[上部、下部]	変形、破損	DSPで点検実施
	ブレース(気水分離器支持棒)	変形、破損	
	SHBラグ(ヘッドボルトブラケット)	変形、破損	
④ LPCIカップリング	気水分離器、スタンドパイプ	変形、破損	DSPで点検実施
	ロッド・テイバー溶接部	変形、破損、脱落	
④ タイロッド	着座部	変形、破損、脱落	1号機除く
	全体	変形、破損	
① 監視試験片ホルダ(ブラケット含む)	全体	変形、破損	2号機のみ
	上部ブラケット、下部レストレント	取付状態	
⑧	ブラケット取付部	変形、破損	
	監視試験片支持ブラケット	変形、破損	
	監視試験片ホルダ	変形、破損、脱落	

第2段階点検対象および確認事項(1/2)

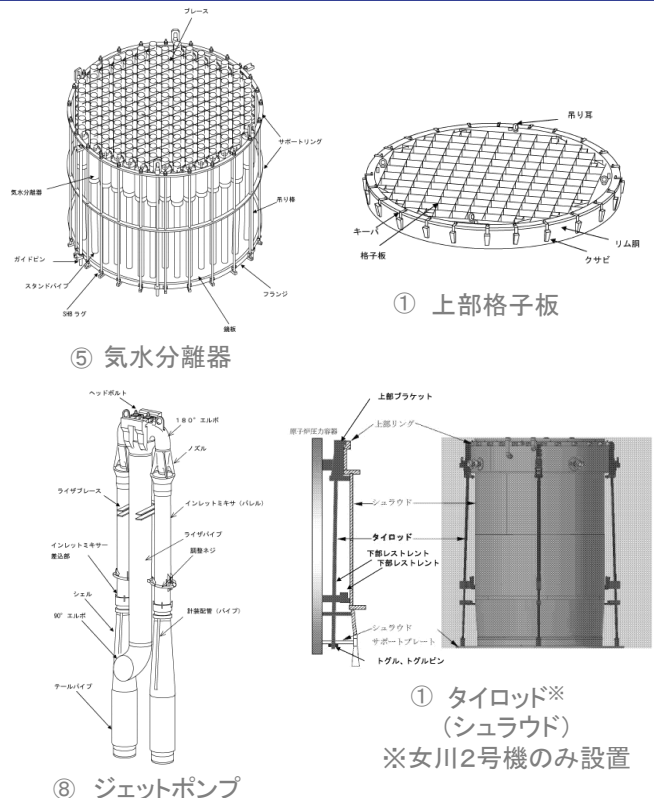


## 2-1. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認概要(6/8)

### ◆ 第2段階点検内容

対象機器	主な着目部位	確認事項	備考
⑧ ジェットポンプ	ライザ管、90°エルボ	変形、破損	
	シェル、テールパイプ	変形、破損	
	ライザブレース	変形、破損	
	ビーム、ボルト	変形、破損、取付状態	
	ウェッジ、調整ネジ	破損、取付状態	
	インレットミキサ差込部	取付状態	
① 炉心支持板	計測配管	変形、破損、取付状態	( )は1号機の名称
	支持板(上板)	変形、破損	
② 中央燃料支持金具	スタッド、ナットロック	変形、破損、取付状態	
	ガイドピン	変形、破損	
① シュラウド	全体	変形、破損、外れ	
	上部胴、中間胴内側	変形、破損	
	中間部リング内側	変形、破損	
	上部胴、中間胴、下部胴外側	変形、破損	
	シュラウドサポートリング外側	変形、破損	
	中間部リング、下部リング外側	変形、破損	
① シュラウドサポート	ガイドピンブラケット	変形、破損	
	シュラウドサポートシリンダ(プレートより上の外側)	変形、破損	
⑧ ドライチューブ/LPRM	シュラウドサポートプレート上面	変形、破損	
	アクセスホールカバー上面	変形、破損	
⑧	炉心支持板設置部	変形、破損	

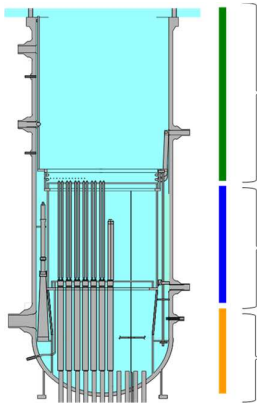
第2段階点検対象および確認事項(2/2)



## 2-1. 原子炉压力容器内部の地震後健全性確認概要(7/8)

### ◆ 第3段階点検内容

第3段階点検は、炉心支持板から下側の範囲について、機器の損傷や変形および脱落等の異常の有無を確認する。



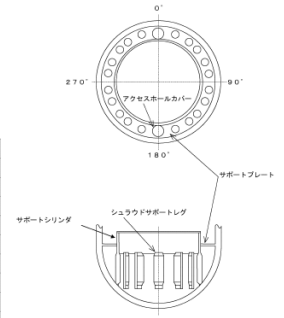
第1段階点検範囲  
原子炉压力容器上部

第2段階点検範囲  
原子炉压力容器中間部

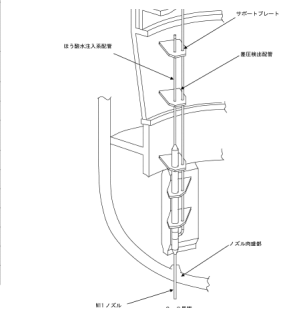
第3段階点検範囲  
原子炉压力容器下部

対象機器	主な着目部位	確認事項	備考
① 炉心支持板	リム剛-ビームタイバー溶接部	変形、破損	
	スタッド・ナット(下部ナット)	変形、破損、取付状態	( )は1号機の名称
① シュラウド	ビームタイバー	変形、破損	
	下部胴内側	変形、破損	
① シュラウドサポート	下部リング内側	変形、破損	
	シュラウドサポートリング内側	変形、破損	
	シュラウドサポートシリンダ内側	変形、破損	
	シュラウドサポートレグ内側	変形、破損	
	シュラウドサポートシリンダ(プレートより下の外側)	変形、破損	345°~15°の範囲を点検
	シュラウドサポートプレート下面	変形、破損	0°方位を点検
⑧ インコアスタビライザ	中性子計測案内管とインコアスタビライザの融合部	変形、破損、取付状態	CRGT 取外部から点検可能な範囲
	タイバー	変形、破損	
③ 中性子計測案内管	全体	変形、破損	CRGT 取外部から点検可能な範囲
④ 差圧検出/ほう酸水注入系配管(DP/LC配管)	サポートプレート、配管	変形、破損	
	ノズル肉盛部	変形、破損	
③ CRGT	全体	変形、破損	CRGT 取外部から点検可能な範囲
③ CRD ハウジングとCRGTの締め合い部	CRD ハウジング	変形、破損、取付状態	CRGT 取外部を除く
	ハウジング溶接部	変形、破損	
③ ICM ハウジング	ハウジング溶接部	変形、破損	
	ハウジング溶接部、肉盛部	変形、破損	
③ タイロッド	トグル、トグルピン	変形、破損	2号機のみ

第3段階点検対象および確認事項



① シュラウドサポート



④ 差圧検出/ほう酸水注入系配管



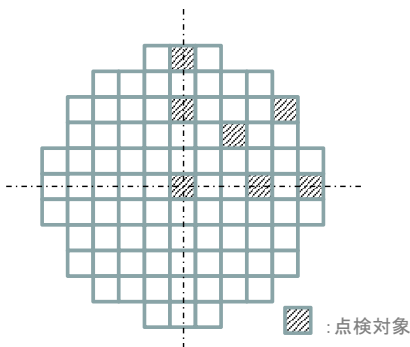
## 2-1. 原子炉压力容器内部の地震後健全性確認概要(8/8)

### ◆ 制御棒の点検対象

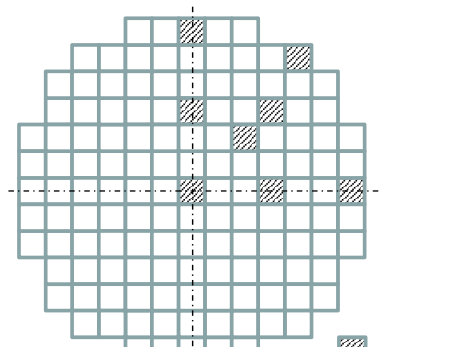
原子炉压力容器内の制御棒は、対称性を有した配置となっていることから、90°分の3方位について、炉心および最外周のコーナ近傍を網羅するように点検対象(女川1号機:7体。女川2, 3号機:8体)を選定している。

制御棒の点検範囲は全体外観とし、損傷(有害なき裂, 変形およびその他の欠陥)の有無を使用済燃料プール内で確認している。

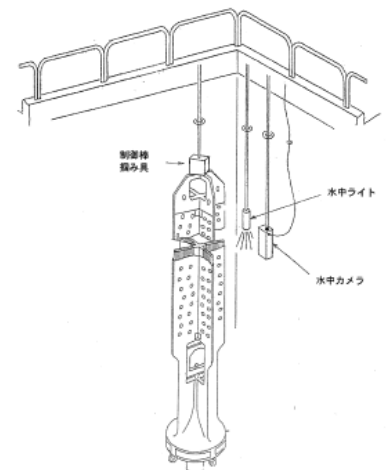
なお、制御棒の挿入試験については、制御棒全数について実施する計画としている。



女川1号 制御棒点検対象  
7体(全89体)



女川2, 3号 制御棒点検対象  
8体(全137体)



制御棒点検概要図



## 2-2. 原子炉压力容器内部の目視点検方法(1/3)

### ◆ 点検方法

「発電用原子力設備規格 維持規格」((一社)日本機械学会 JSME S NA1) に定められているVT-3試験により点検を実施している。

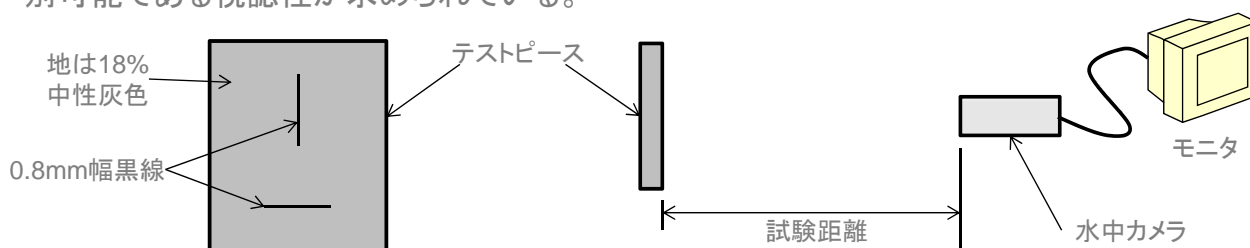
### ◆ VT-3試験 とは？

VT-3試験は、機器の変形、心合わせ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落および機器表面における異常を検出するための目視試験の方法。

直接目視とカメラ等を用いた遠隔目視の方法があり、原子炉压力容器内部の点検は、水中カメラを用いた遠隔目視試験を実施している。また、点検を実施するプラントメーカーでは社内資格を定めており、この資格を有するものが点検を行っている。

### ◆ VT-3試験条件

VT-3試験は、カメラ等光学装置から試験対象部までの距離が、試験対象部と同等(材料、照明、試験環境(水中))の表面において、18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別可能である視認性が求められている。

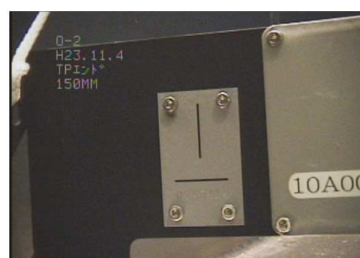


## 2-2. 原子炉压力容器内部の目視点検方法(2/3)

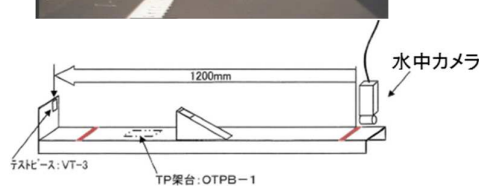
### ◆ 試験条件(視認性)確認結果

原子炉压力容器内部の水中目視点検(VT-3)については、水中カメラから試験対象部までの標準距離を1200mm以内に設定。

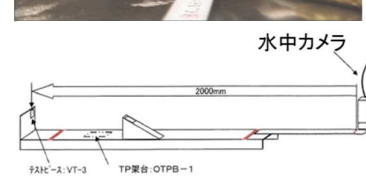
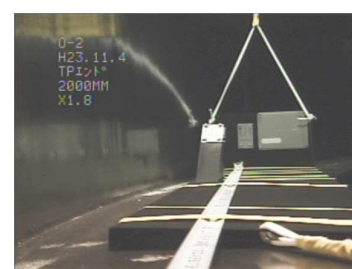
水中カメラを使用した視認性について、試験対象部までの距離が150mm、1200mmおよび2000mmの場合のテストピースの黒線の視認性を確認し、識別できることを確認。



150mmの確認結果の例



1200mmの確認結果の例



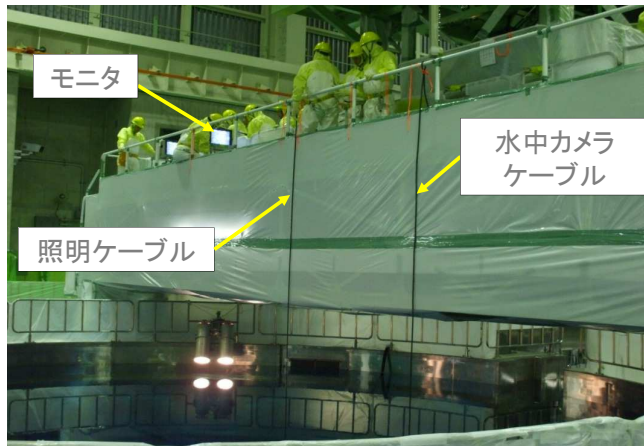
2000mmの確認結果の例



## 2-2. 原子炉压力容器内部の目視点検方法(3/3)

### ◆ 点検方法

原子炉压力容器内部に水を張り、その上部から水中カメラと照明を下ろし、水中を移動させながら映し出される映像にて、地震による機器の変形や、損傷がないかなどを確認。



燃料交換機



水中カメラ



モニタ

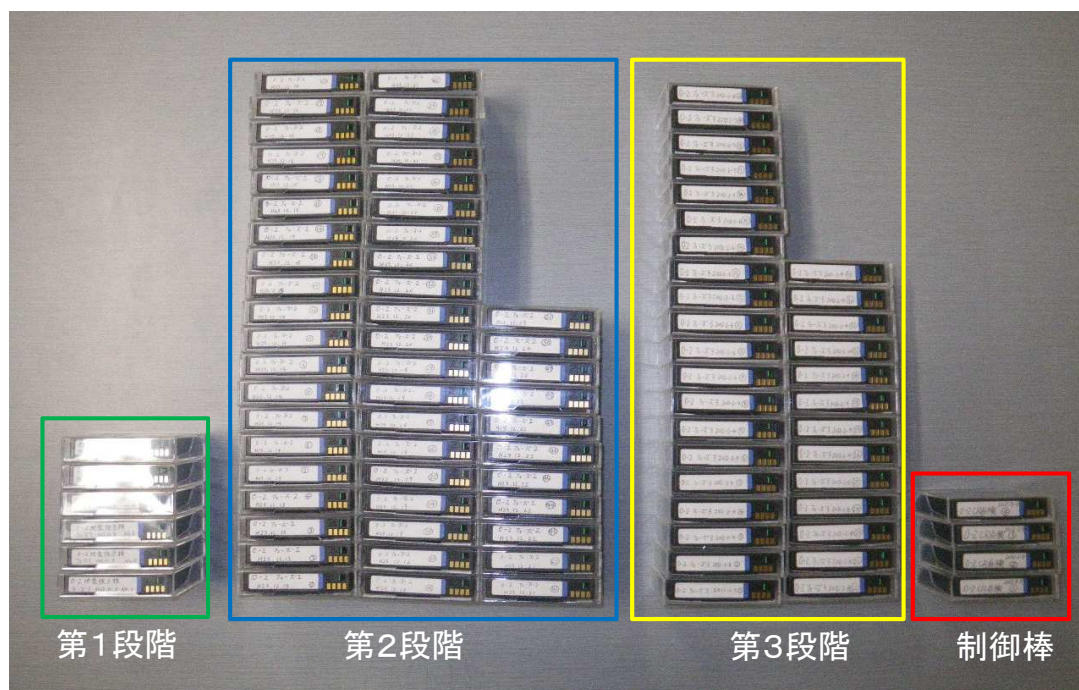
写真は、女川3号機の点検状況。

原子炉压力容器内部の点検風景



## 2-2. 原子炉压力容器内部の目視点検方法(参考)

女川2号 原子炉压力容器内部の地震後健全性確認テープ (80分テープ×約90本)



第1段階

第2段階

第3段階

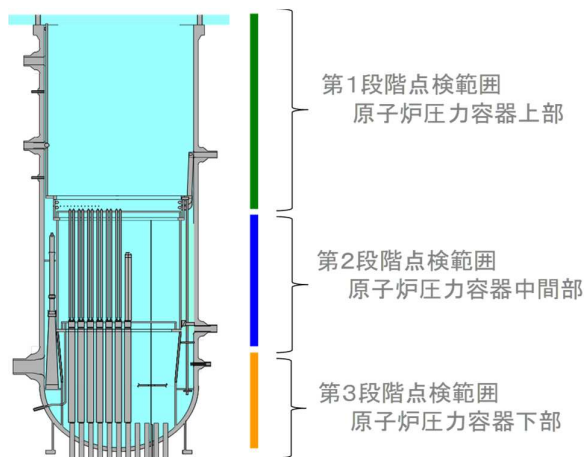
制御棒



## 2-3. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認結果(1/8)

- ◆ 女川1号機については、平成26年6月※(\*1)に原子炉圧力容器を開放し、現在までに第1段階点検範囲(原子炉圧力容器上部)の点検を完了し、変形等異常は確認されなかった。
- ◆ 女川2号機については、平成23年10月※に原子炉圧力容器を開放し、平成24年2月に原子炉圧力容器内部の点検を完了、同年3月に制御棒の点検を完了し、変形等異常は確認されなかった。
- ◆ 女川3号機については、平成23年8月※に原子炉圧力容器を開放し、同年10月に原子炉圧力容器内部の点検を完了、同年10月に制御棒の点検を完了し、変形等異常は確認されなかった。

※ 原子炉圧力容器の開放作業開始時期(\*2)



原子炉圧力容器内部点検範囲図

女川2~3号機 原子炉圧力容器内部点検状況

	第1段階	第2段階	第3段階	制御棒
女川2号機	完了	完了	完了	完了
女川3号機	完了	完了	完了	完了

※ 女川2, 3号機については、全ての点検が完了し、異常は確認されなかった。  
※ 女川1号機については、第1段階点検範囲(上部)のみ点検を完了し、異常は確認されなかった。

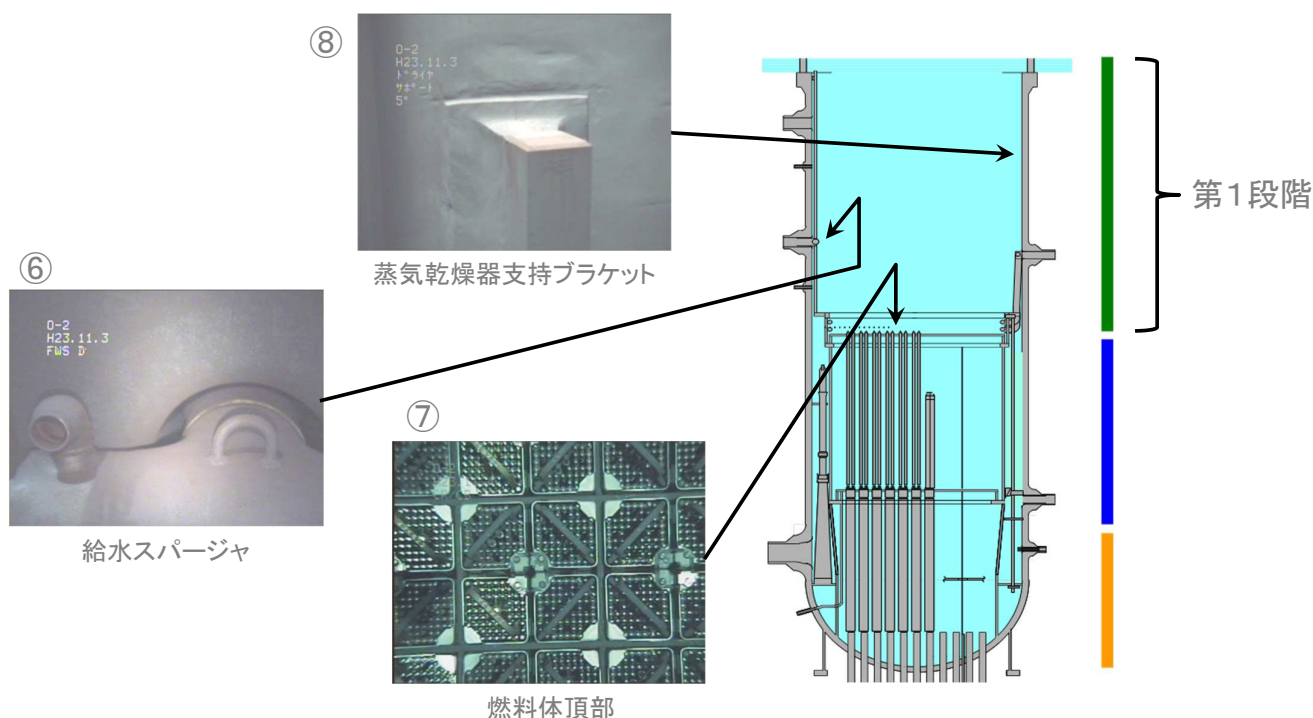
【当日の配付資料より、以下の点を修正】

- \*1 誤記修正
- \*2 原子炉圧力容器開放時期の定義を追記



## 2-3. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認結果(2/8)

- ◆ 第1段階点検の実施状況(女川2号)



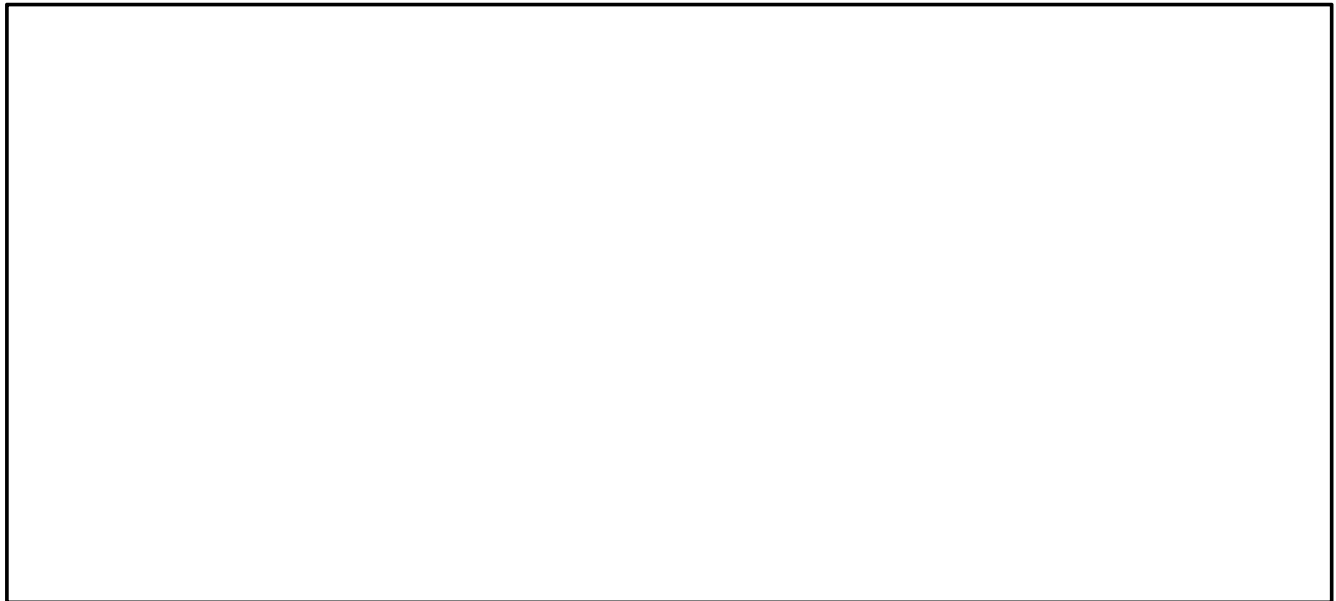
※点検部位に異常は確認されなかった。



## 2-3. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認結果(3/8)

### ◆ 第1段階点検の実施状況(女川2号)

原子炉圧力容器上部範囲について水中カメラによる目視点検を実施した結果、**機器の損傷、変形および脱落等の異常は確認されなかった。**

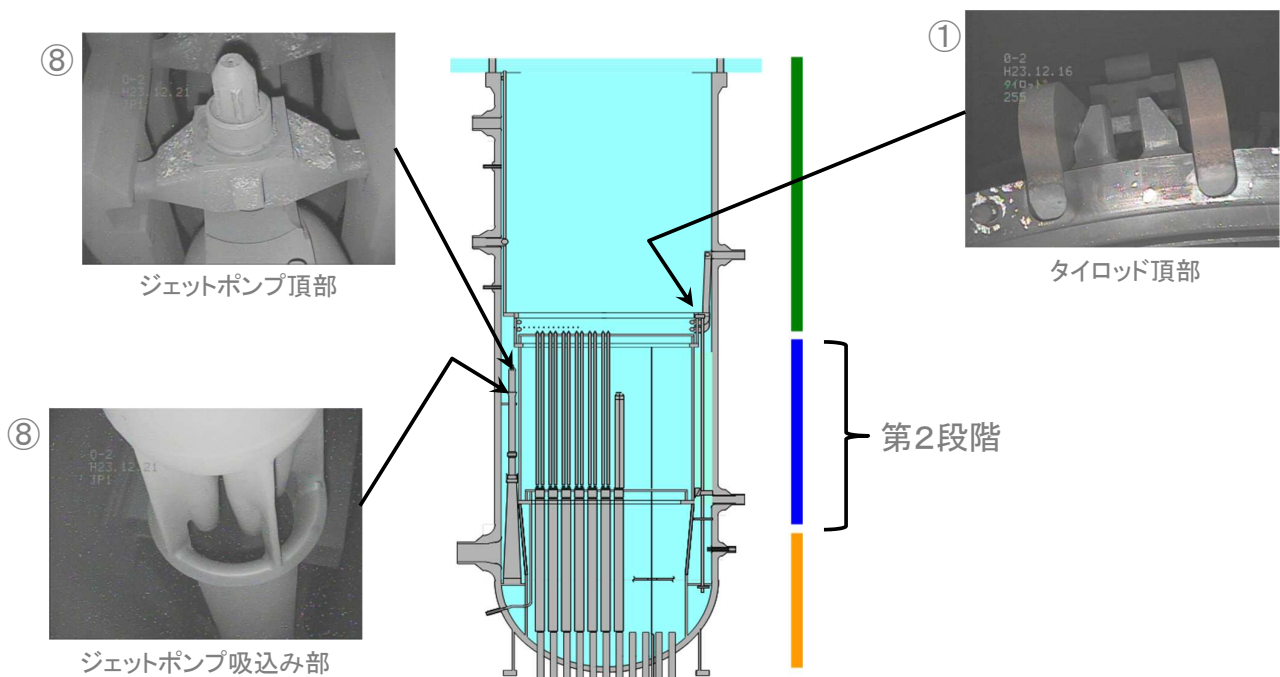


女川2号 原子炉圧力容器内部 地震後健全性確認記録(第1段階点検抜粋)



## 2-3. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認結果(4/8)

### ◆ 第2段階点検の実施状況(女川2号)



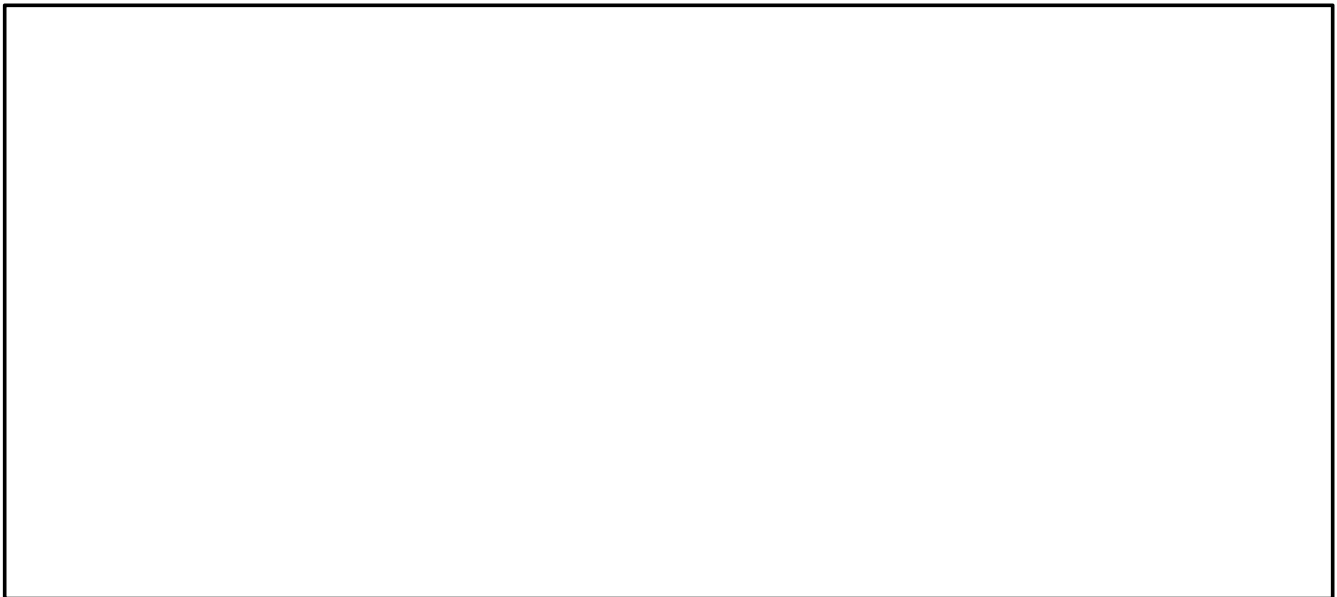
※点検部位に異常は確認されなかった。



## 2-3. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認結果(5/8)

### ◆ 第2段階点検の実施状況(女川2号)

原子炉圧力容器中間部範囲について水中カメラによる目視点検を実施した結果、**機器の損傷、変形および脱落等の異常は確認されなかった。**

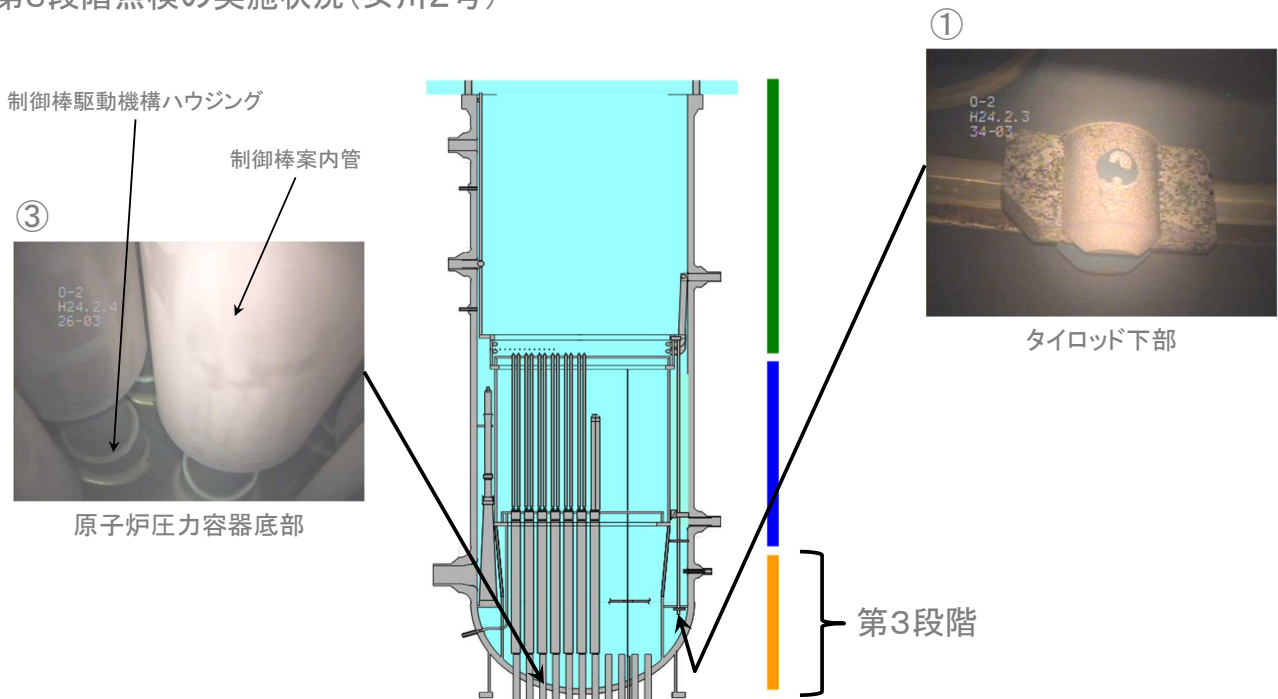


女川2号 原子炉圧力容器内部 地震後健全性確認記録(第2段階点検抜粋)



## 2-3. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認結果(6/8)

### ◆ 第3段階点検の実施状況(女川2号)



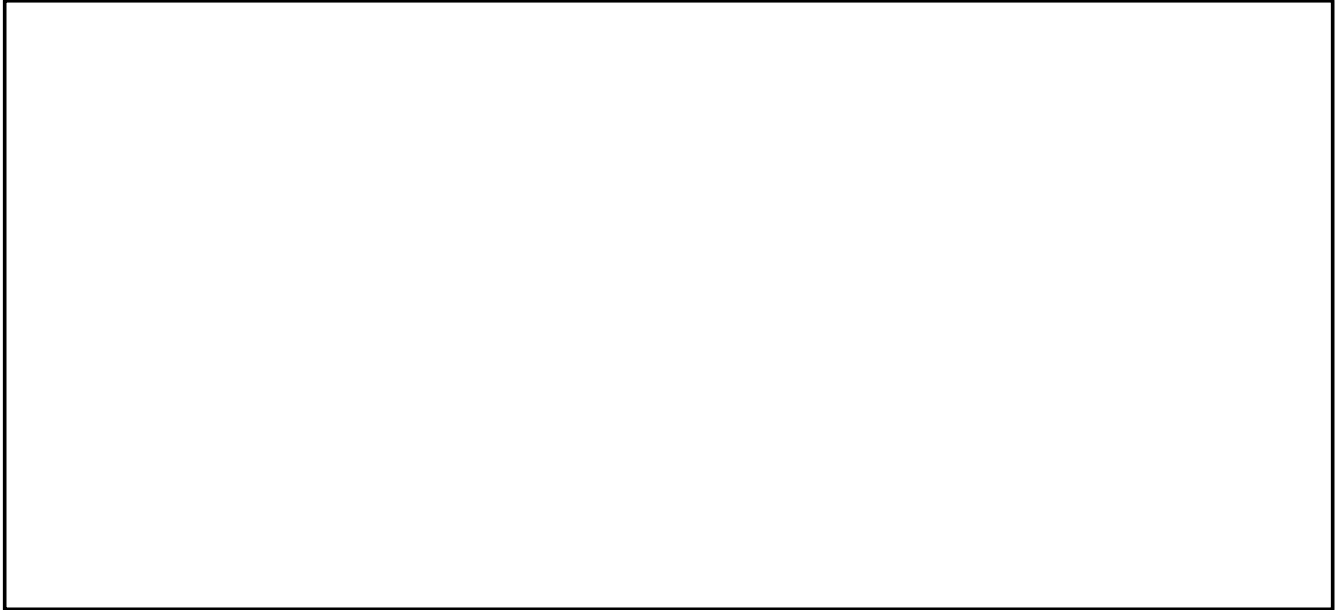
※点検部位に異常は確認されなかった。



## 2-3. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認結果(7/8)

### ◆ 第3段階点検の実施状況(女川2号)

原子炉圧力容器下部範囲について水中カメラによる目視点検を実施した結果、機器の損傷、変形および脱落等の異常は確認されなかった。



女川2号 原子炉圧力容器内部 地震後健全性確認記録(第3段階点検抜粋)



## 2-3. 原子炉圧力容器内部の地震後健全性確認結果(8/8)

### ◆ 制御棒点検の実施状況(女川2号)

制御棒について水中カメラによる目視点検を実施した結果、損傷、変形等の異常は確認されなかった。



女川2号 原子炉圧力容器内部 地震後健全性確認記録(制御棒点検抜粋)



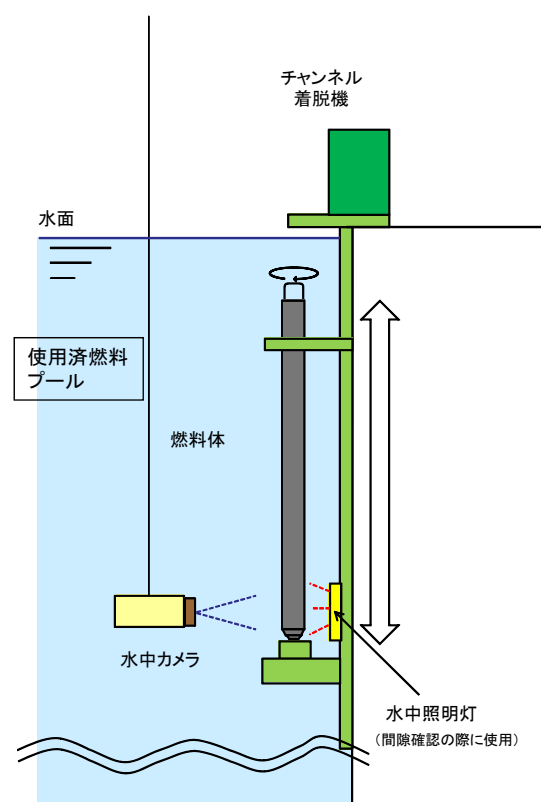


## 3. 燃料体の点検状況について



### 3-1. 燃料体の地震後点検概要(1/6)

- ◆ 女川2号, 3号の燃料体については, 東北地方太平洋沖地震の影響を確認するため, 損傷や変形がないかなどについて, 外観点検を実施している。
- ◆ 点検内容は, 燃料体に要求される機能が, 地震により喪失される場合を考慮した損傷モードを踏まえ, 目視点検を実施している。
- ◆ 具体的には, チャンネル着脱機で燃料体を上下に動かしながら, 水中カメラの映像により, 地震による損傷や変形の有無, 異物の有無などを確認している。
- ◆ 女川1号については, 平成26年7月に燃料頂部の点検が終了し, 平成26年11月に原子炉から使用済燃料プールへの燃料取出作業を終了している。



## 3-1. 燃料体の地震後点検概要(2/6)

### ◆ 燃料体の損傷モードに応じた地震後点検内容

対象	要求機能	要因	損傷モード	地震後点検内容	
燃料体	崩壊熱除去可能な形状維持	燃料体応答加速度大	燃料棒応力過大 ↑ 燃料体浮き上り, 落下	燃料棒の変形による損傷	目視点検
	制御棒挿入性	チャンネルボックス応答過大	チャンネルボックス応力過大 ↑ チャンネルファスナ応力過大	チャンネルボックスの変形 ↓ キャップスクリューの損傷 ↓ チャンネルファスナの脱落	目視点検

⇒ **地震による影響について、変形等損傷の有無を目視点検にて確認**する。



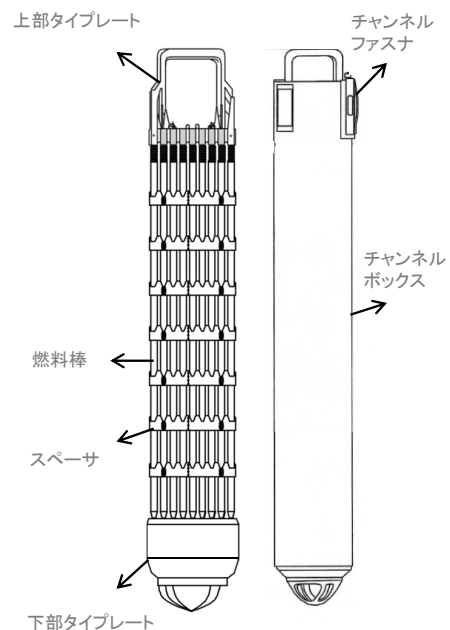
## 3-1. 燃料体の地震後点検概要(3/6)

### ◆ 燃料体の点検対象

原子炉は安全に停止し、放射線モニタ、原子炉および使用済燃料プールの水質についても有意な変化がないこと確認しているため、抜取りによる目視点検を行っている。

◆ 点検は、地震時に原子炉内に装荷されていた燃料集合体、地震時に使用済燃料プール内に貯蔵されていた燃料集合体(新燃料)について行っている。

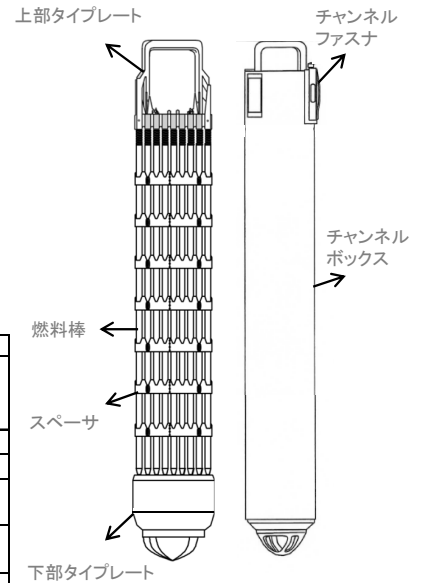
◆ また、原子炉圧力容器内部の地震後点検において点検した制御棒に炉内で隣接していたチャンネルボックスについても目視点検を行っている。



### 3-1. 燃料体の地震後点検概要(4/6)

◆ 地震時に炉内に装荷されていた燃料集合体の地震後点検内容

- 燃料集合体の燃焼の度合いを考慮した抜き取り点検とし、燃料メーカー別に、燃焼度の低いものから10体、燃焼度の高いものから10体を点検対象とし、異常な変形や損傷がないことを確認する。なお、定期事業者検査では、燃料メーカー別に燃焼度の最も高いものから2体を点検対象としている。
- 燃料メーカー別に、最高燃焼度2体の燃料を点検対象としてスペースに対する地震の影響を確認することを目的として、ファイバースコープ点検も実施する。



燃料体模式図(例)

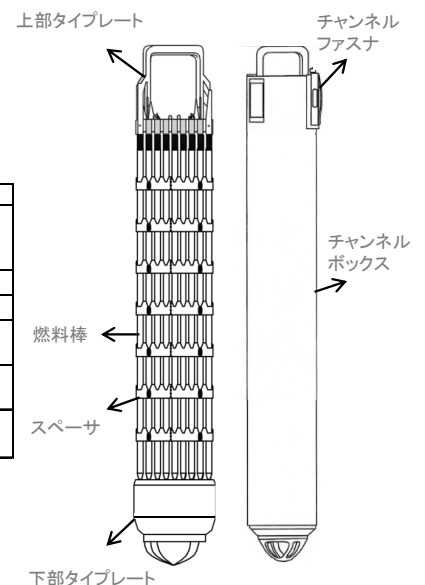
対象機器	主な着目部位	確認事項	備考	
炉内燃料 (地震時、炉内に装荷)	下部タイプレート	側面の異常な変形、損傷の有無 下面(特にノズル周辺)の異常な変形、損傷の有無		
	チャンネルファスナ	部材の欠損、異常な変形、損傷の有無		
	上部タイプレート	異常な変形、損傷の有無		
	燃料集合体	燃料棒	部品の欠如、異常な変形、損傷の有無 端栓の抜落ちの有無	
		スペーサ	部材の欠損、異常な変形、損傷の有無 異常な位置ずれの有無	燃料タイプ毎に、最高燃焼度2体に関してはファイバースコープ点検も実施



### 3-1. 燃料体の地震後点検概要(5/6)

◆ 地震時に使用済燃料プールに貯蔵されていた燃料集合体(新燃料)の地震後点検内容

- 特定の位置に片寄らないよう、使用済燃料プール内の貯蔵位置を考慮した抜き取り点検とし、燃料メーカー別に、10体を点検対象とし、異常な変形や損傷がないことを確認する。
- 新燃料全数を点検対象として、異物の有無を確認することを目的として、異物確認も実施する。



燃料体模式図(例)

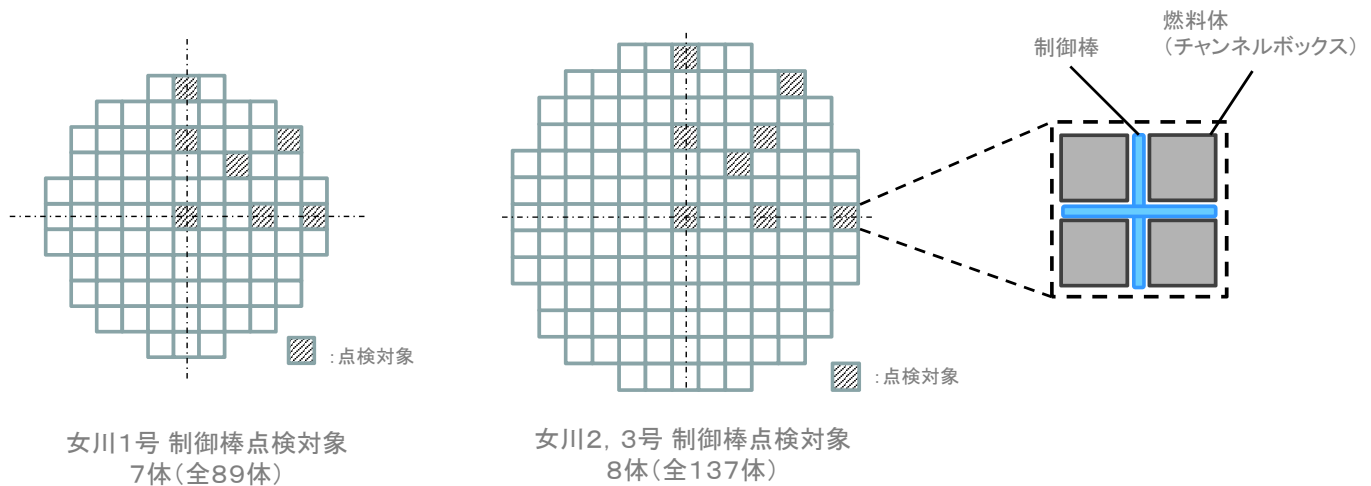
対象機器	主な着目部位	確認事項	備考	
新燃料 (地震時、使用済燃料プール内に貯蔵)	下部タイプレート	側面の異常な変形、損傷の有無 下面(特にノズル周辺)の異常な変形、損傷の有無		
	チャンネルファスナ	部材の欠損、異常な変形、損傷の有無		
	上部タイプレート	異常な変形、損傷の有無		
	燃料集合体	燃料棒	部品の欠如、異常な変形、損傷の有無 端栓の抜落ちの有無	
		スペーサ	部材の欠損、異常な変形、損傷の有無 異常な位置ずれの有無	



## 3-1. 燃料体の地震後点検概要(6/6)

### ◆ チャンネルボックスの地震後点検内容

- 原子炉圧力容器内部の地震後点検において点検した制御棒に、地震時に炉内で隣接していたチャンネルボックス(1つの制御棒につき4体)を点検対象とし、異常な変形や損傷がないことを確認する。



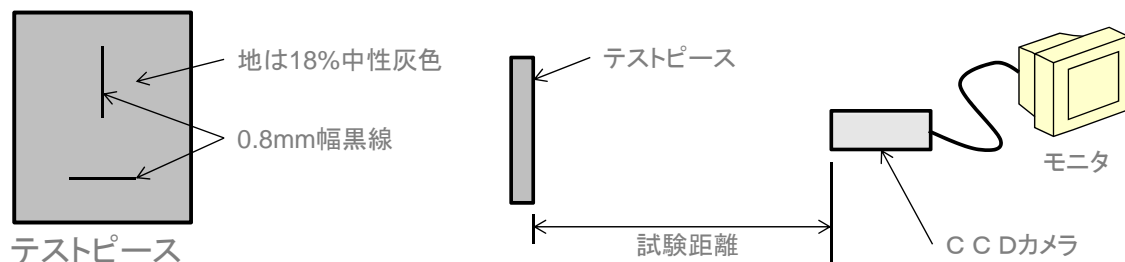
## 3-2. 燃料体の目視点検方法(1/2)

### ◆ 点検方法

原子炉圧力容器内部の点検で用いられているVT-3試験同様の性能を有するカメラ機材により点検を実施している。

### ◆ 試験条件

VT-3試験は、カメラ等光学装置から試験対象部までの距離が、試験対象部と同等(材料、照明、試験環境(水中))の表面において、18%中性灰色カード上の幅0.8mmの黒線が識別可能である視認性が求められている。

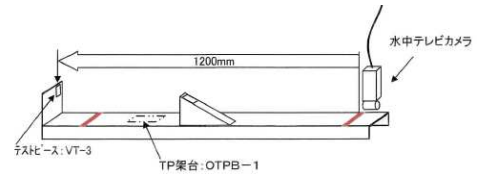


## 3-2. 燃料体の目視点検方法(2/2)

### ◆ 試験条件(視認性)確認結果

燃料集合体の目視点検については、水中カメラから試験対象部までの標準距離を1200mmに設定。

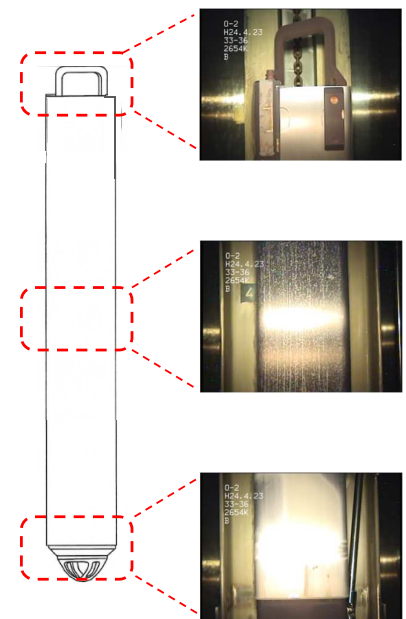
水中カメラを使用した視認性について、試験対象部までの距離が1200mmの場合のテストピースの黒線の視認性を確認し、識別できることを確認。



## 3-3. 燃料体の地震後点検結果(1/4)

### ◆ チャンネルボックスの地震後点検結果

- 女川2号機については、平成24年4月に、目視点検を終了し、**異常な変形や損傷がないことを確認した。**
- 女川3号機については、平成24年5月に、目視点検を終了し、**異常な変形や損傷がないことを確認した。**



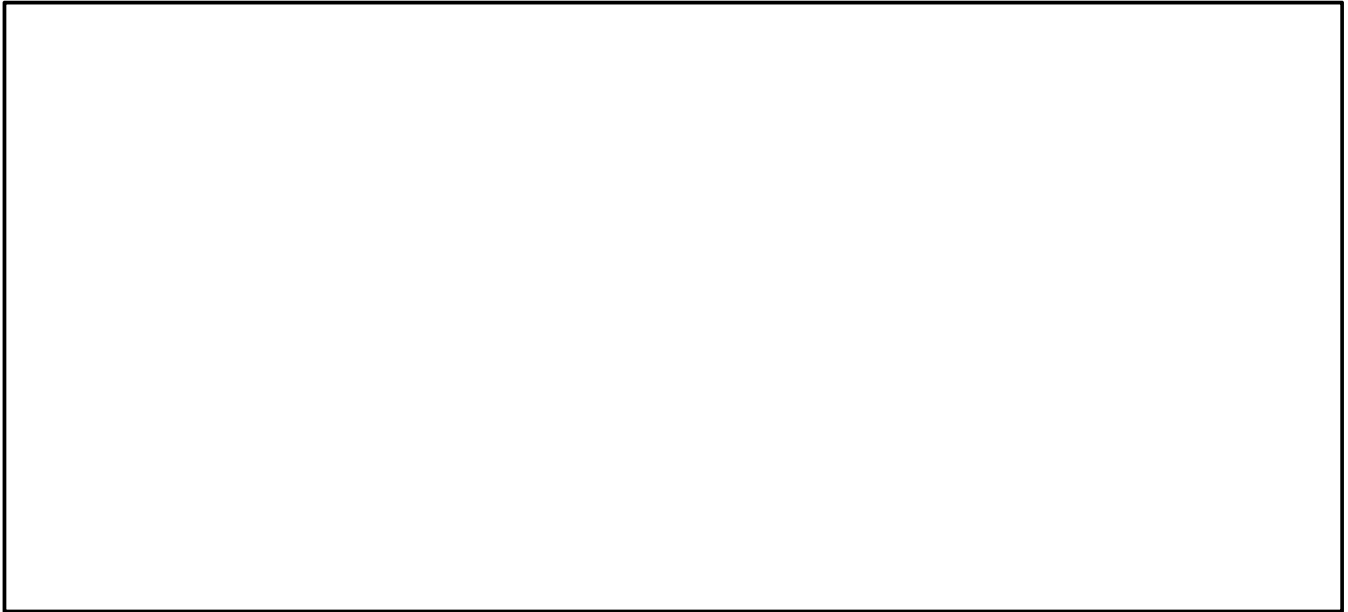
水中カメラによる映像確認(例)



### 3-3. 燃料体の地震後点検結果(2/4)

#### ◆ チャンネルボックスの地震後点検結果(女川2号)

チャンネルボックスの目視点検を実施した結果、**異常な変形や損傷がないことを確認した。**



女川2号 チャンネルボックス健全性確認点検記録(抜粋)



### 3-3. 燃料体の地震後点検結果(3/4)

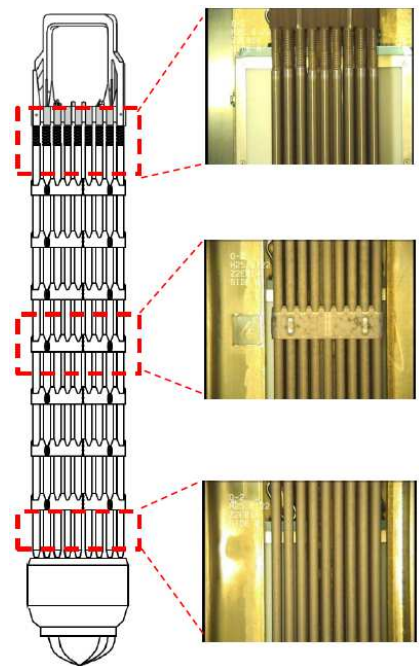
#### ◆ 燃料集合体の地震後点検結果

- 女川2号機については、平成25年8月に、地震時に炉内に装荷されていた燃料集合体の目視点検を終了し、**異常な変形や損傷がないことを確認した。**

地震時に使用済燃料プールに貯蔵されていた燃料集合体(新燃料)の目視点検については、今後計画的に実施していく予定。

- 女川3号機については、平成25年10月に、地震時に炉内に装荷されていた燃料集合体の目視点検、地震時に使用済燃料プールに貯蔵されていた燃料集合体(新燃料)の目視点検を終了し、**異常な変形や損傷がないことを確認した。**

- なお、女川2, 3号機において、一部の燃料体に天井から落下したと推定している塗装剥離片等を確認している。燃料体に損傷を与えない回収方法を検討中であり、今後、計画的に回収を実施していく予定。



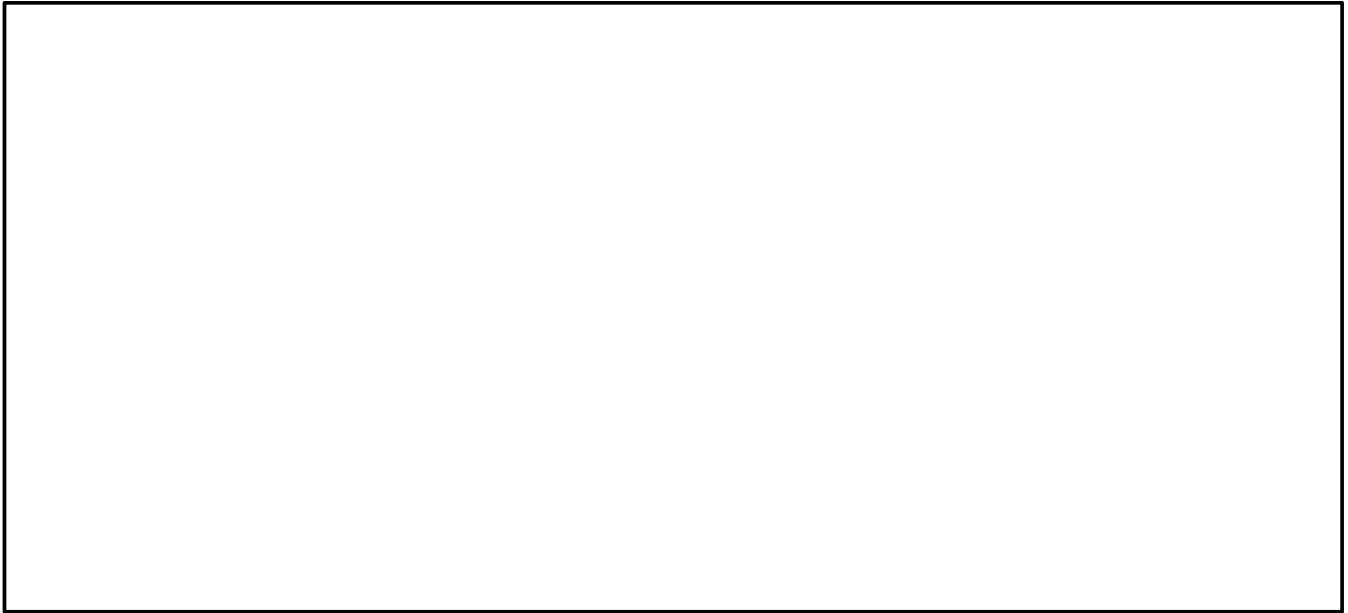
水中カメラによる映像確認(例)



### 3-3. 燃料体の地震後点検結果(4/4)

◆ 燃料集合体の地震後点検結果(女川2号)

燃料集合体の目視点検を実施した結果、**異常な変形や損傷がないことを確認**した。



女川2号 燃料集合体健全性確認点検記録(抜粋)



## 4. まとめ

◆ 女川原子力発電所の地震後健全性確認の状況は以下のとおり。

1. 地震後の初期対応を実施し、発電所の安定停止に影響がないことを確認した

- ・地震直後のパトロール
- ・プラントの安全停止に必要な系統・機器(非常用炉心冷却水系, 非常用ディーゼル発電設備等)



2. 地震後健全性確認として、設備点検および地震応答解析を実施中

- ・機器の外観点検および漏えい確認
- ・機器単体の作動試験
- ・観測記録を用いた地震応答解析



3. 設備の健全性確認を行った後に、系統機能試験を行い総合的に発電所の安全性を確認していく

- ・制御棒(全数)の挿入試験
- ・非常用ディーゼル発電機の自動起動試験 等



# 【関連質問への回答】

## 地震後の設備健全性確認

### <(1)炉内点検>(No.6関連)

平成27年7月29日

東北電力株式会社

All rights Reserved. Copyrights © 2015, Tohoku Electric Power Co., Inc.

## 目 次

### ◆第5回安全性検討会「資料-5」 「炉内点検」に対するご質問回答

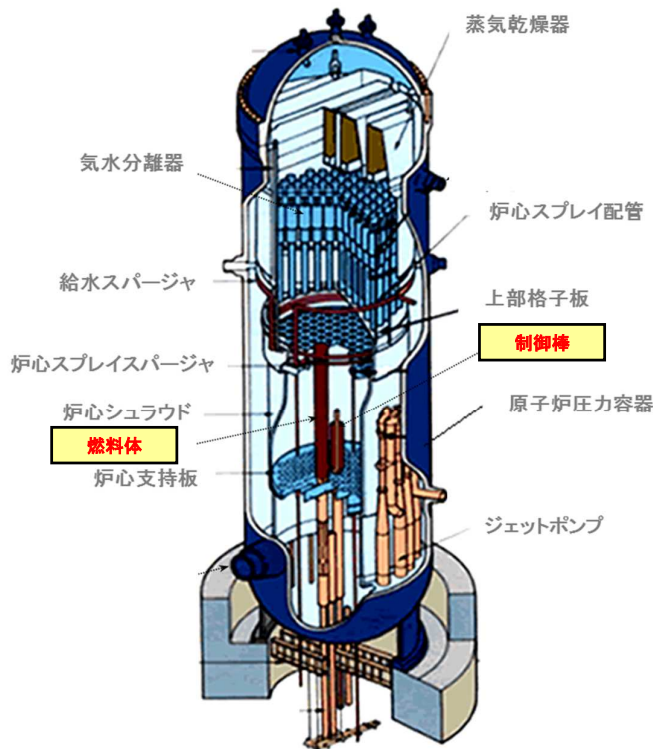
1. 原子炉圧力容器内部および燃料体の地震後健全性確認の概要
2. 制御棒および燃料体の点検について
3. 燃料集合体の点検について



# 1. 原子炉圧力容器内部および燃料体の地震後健全性確認の概要

◆ 女川1～3号機の原子炉圧力容器内部の設備については、東北地方太平洋沖地震の影響による損傷の有無を確認するため、点検を実施している。

◆ 点検内容は、各構造物に要求される機能が地震により喪失される場合を考慮した損傷モードを踏まえ、目視点検を実施している。



原子炉圧力容器内部の概要図

# 2. 制御棒および燃料体の点検について(1/3)

## ◆ 制御棒および燃料体点検に係る考え方

- 制御棒および燃料体は、使用前に全数の外観点検を実施
- 3.11地震によって発生した燃料体の相対変位が、加振試験により **制御棒の挿入性に問題のないことが確認されている40mm以下であることを解析によって確認。**

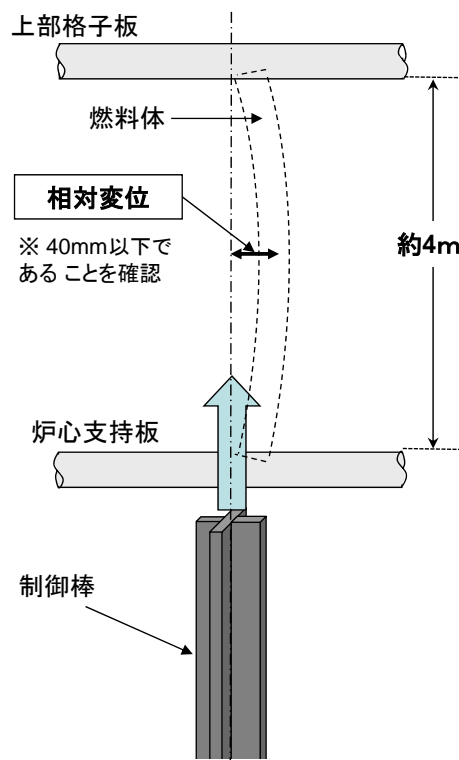


- 3.11地震後においても制御棒は健全であると考えられるが、**抜き取りによる外観点検を実施。**(次頁参照)
- なお、今後実施する系統機能試験では、全制御棒に対して挿入試験を実施予定。

### (参考)

- プラント起動後の運転中においても、制御棒の動作確認を実施し、制御棒の動作機能に異常がないことを定期的に確認している。
- なお、原子力発電所には、制御棒のバックアップ機能として、「ほう酸水注入系」※を設置しており、系統設計上、多様の安全上の配慮がなされている。

※ ほう酸水注入系とは、何らかの理由で制御棒を原子炉内へ挿入することができない場合、原子炉内へ中性子吸収材(ほう酸水)を注入することにより原子炉を安全に停止させる系統。

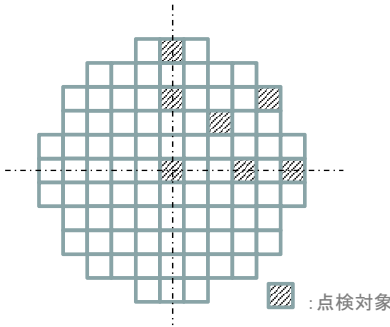


制御棒挿入性評価(イメージ)

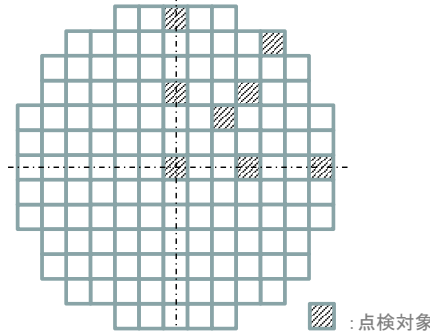
## 2. 制御棒および燃料体の点検について(2/3)

### ◆ 制御棒の抜き取り点検について

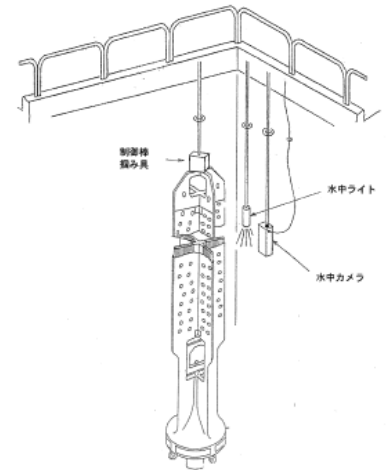
- 原子炉圧力容器内の制御棒は、対称性を有した配置となっていることから、90°分の3方位について、炉心および最外周のコーナ近傍を網羅するように点検対象を選定(女川1号機:7本。女川2,3号機:8本)。
- 制御棒については配置によって地震の影響の受けやすさが変わるが、本選定方法により、配置による影響については網羅性があると考えている。
- 制御棒の点検範囲は全体外観とし、損傷(有害なき裂, 変形およびその他の欠陥)の有無を使用済燃料プール内で確認。
- 外観点検は、社内資格を有するプラントメーカー検査員および当社社員がそれぞれ確認しており、点検の信頼性を高めている。
- なお、制御棒は、通常の定期検査においては、2定期検査毎に2~4本の抜き取りによる外観点検を実施している。



女川1号 制御棒点検対象  
7本(全89本)



女川2,3号 制御棒点検対象  
8本(全137本)

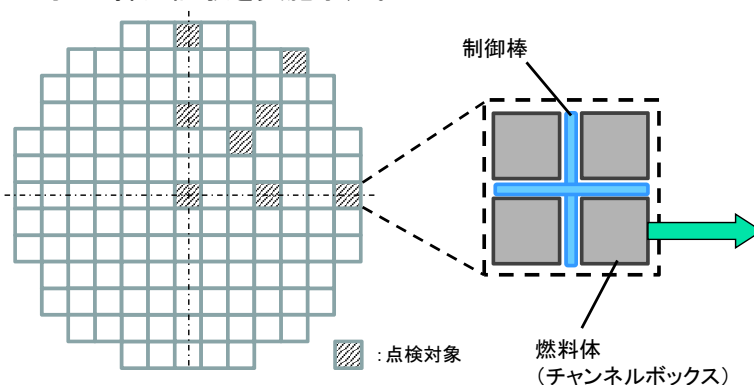


制御棒点検概要図

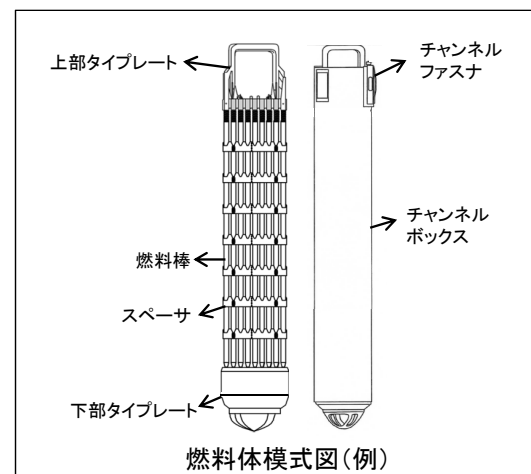
## 2. 制御棒および燃料体の点検について(3/3)

### ◆ チャンネルボックス(CB)の抜き取り点検について

- 原子炉圧力容器内の地震後点検において選定した制御棒に隣接していたCB(1つの制御棒につき4体)を点検対象として選定(女川2号機では32体)。
- 原子炉内のCBについては、地震時には同じ揺れ方(振動モード)となることから、本選定方法により、配置による影響については網羅性があると考えている。
- CBの点検範囲は全体外観とし、異常な変形や損傷の有無を使用済燃料プール内で確認。
- 外観点検は、社内資格を有するプラントメーカー検査員および当社社員がそれぞれ確認しており、点検の信頼性を高めている。
- 今後実施する系統機能試験では、CBの健全性を含めた制御棒の挿入性を確認するため、全制御棒に対して挿入試験を実施予定。



女川2,3号 制御棒点検対象  
8本(全137本)



### 3. 燃料集合体の点検について(1/2)

#### ◆ 燃料集合体点検に係る考え方

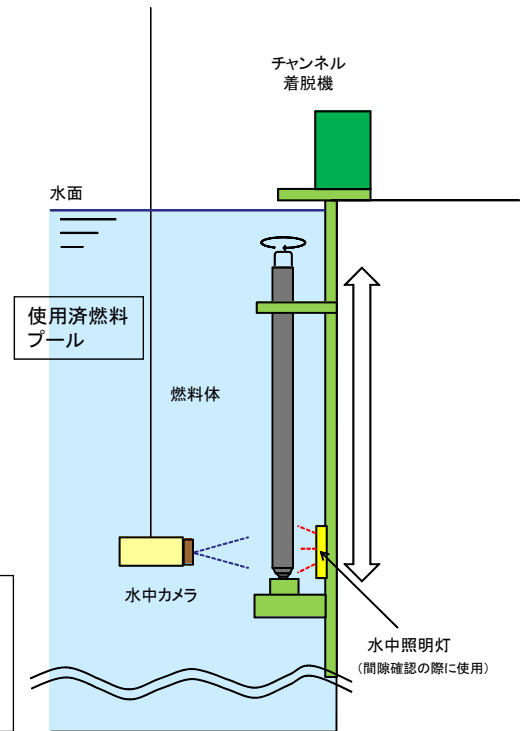
- 燃料集合体は、使用前(受入時)に全数の外観点検を実施。
- 放射線モニタ、原子炉および使用済燃料プールの水質についても有意な変化がないことを確認。
- 3.11地震後において燃料集合体にかかる応力が許容応力を超えていないことを解析によって確認。



3.11地震後において燃料集合体に損傷はないと考えられるが、抜き取りによる外観点検を実施。(次頁参照)

#### (参考)

- プラント起動後の運転中においても、放射線モニタ、原子炉および使用済燃料プールの水質の監視を実施し、有意な変化がないことを確認している。



燃料集合体の外観点検

### 3. 燃料集合体の点検について(2/2)

#### ◆ 燃料集合体の抜き取り点検について

- 炉内にあった燃料集合体については、製造メーカーが2社であること、および燃焼の度合いにより構成部材の機械的特性が変化することを考慮し、メーカー別および燃焼の度合い別に点検対象を選定(燃焼度の低いもの・高いもの、各10体)。
- 原子炉内の燃料集合体は規則的に配置されており、地震時に同じ揺れ方(振動モード)となることから、本選定方法により、配置による影響については網羅性があると考えている。
- 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体(新燃料)については、燃焼の度合いによる構成部材の機械的特性の違いはないことから、特定の位置に偏らないよう貯蔵位置を考慮しながらメーカー別に10体の抜き取りとしている。
- 外観点検は、社内資格を有する燃料メーカー検査員および当社社員がそれぞれ確認をしており、点検の信頼性を高めている。
- 今後も放射線モニタ、原子炉および使用済燃料プールの水質の監視を実施する。
- なお、燃料集合体は、通常の定期検査においては、燃料メーカー別に燃焼度の最も高いものから2体について、抜き取りによる外観点検を実施している。

## (参考)チャンネルボックス上部の一部欠損に係る点検状況について

### ◆ 経緯

女川3号機のチャンネルボックス上部クリップ接合部に一部欠損が確認されたことを踏まえて発出された原子力安全保安院指示文書に基づき、女川2号機についても点検を実施。

### ◆ 点検結果

女川2号機の使用済燃料プール内の全燃料1,807体について、チャンネルボックス上部の外観点検を実施。

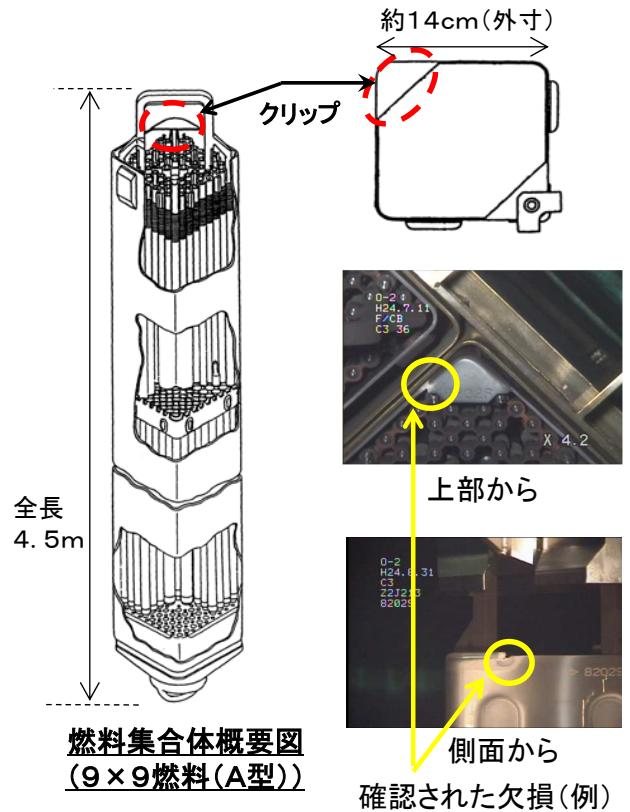
- ・13体の燃料のチャンネルボックス上部クリップ接合部に一部欠損を確認。(最大で長さ約1.6cm)
- ・チャンネルボックス上部の一部欠損以外に異常なし。
- ・欠損が燃料体の健全性、原子炉施設に影響しないことを確認。

### ◆ 推定原因

製造時の溶接不良が原因で溶接部の耐食性が低下して腐食したものと推定。

### ◆ 再発防止対策

チャンネルボックスを製造したメーカーにおいて、溶接設備を更新した。



# 地震後の設備健全性確認

- <(1) 炉内点検> (No.6関連)
- <(2) 確認手法> (No.16~25関連)
- <(5) 設備被害> (No.1関連)
- <(7) 点検・評価結果> (No.31~40関連)

令和元年10月11日  
東北電力株式会社

\* 当日の配布資料に対する委員  
コメントを踏まえて一部修正

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.

## 本日のご説明内容

1

本日は、2011年東北地方太平洋沖地震等に対する女川原子力発電所2号機の地震後の設備健全性確認及び2013年の新規制基準に基づく耐震設計(適合性審査)について、これまでの安全性に関する検討会でいただいたコメント回答を交えて、以下のとおり、ご説明いたします。

### 【資料-2】 地震後の設備健全性確認について

- 1 地震後の設備健全性確認の全体概要
- 2 検討会コメントへの回答
  - 2-1 建物・構築物(点検関連)
  - 2-2 建物・構築物(地震応答解析関連)
  - 2-3 機器・系統(点検関連)
  - 2-4 機器・系統(地震応答解析関連)
  - 2-5 その他
- 参考資料

### 【資料-3】 新規制基準に基づく耐震設計について

用語	意味
安全機能	<p>「安全機能」とは、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。</p> <p>イ その機能の喪失により発電用原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能</p> <p>ロ 発電用原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能</p>
耐震重要度分類 Sクラス Bクラス Cクラス	<p>「耐震重要度分類」とは、施設の耐震設計上の重要度を、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点から、施設の種別に応じて、以下のとおり分類したもの。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Sクラス 地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設</li> <li>・ Bクラス 安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</li> <li>・ Cクラス Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</li> </ul>
基準地震動 $S_s$	<p>「基準地震動」とは、安全上重要な施設の耐震安全性を確保する上での「基準」となる「地震動(地震に伴って生じる揺れ)」であり、その地震動による地震力が加わった際に原子力発電所の安全上重要な施設の安全機能が保持できるかどうかを確認するための役割を担う。</p> <p>最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定する地震動をいう。</p>

用語	意味
既工認	<p>「既工認」とは、新規規制基準施行前に認可を受けている女川2号機建設時の工事計画及び改造工事等の工事計画をいう。</p>
弾性範囲	<p>「弾性範囲」とは、力と変形の関係が比例関係にあり、力の解放後には変形が残らずもとに戻る事が出来る範囲をいう。</p>
地震応答解析	<p>「地震応答解析」とは、施設が地震による揺れを受けたときに、施設を構成する各部位がどのくらいの力を受け、その力によって各部位が変形や破損が生じないかを計算により確認する手法をいう。なお、本資料における地震応答解析は、施設の構造強度評価等を含む。</p>
FEM	<p>「FEM(有限要素法)」とは、対象とする建物等に外力が加わり変形する場合などを解析する際に対象物を小領域(要素)に分割し、各小領域における力-変形関係などを表す比較的簡単な方程式で近似することにより、対象物全体の応答を求める数値計算手法である。</p> <p>小要素ごとの力-変形関係などが計算可能であり、比較的詳細な分析、検討をすることができる。小要素には、対象となる連続体を4面体や6面体に分割してモデル化を行うソリッド要素、はり一つの要素とするはり要素、薄い板などを表すシェル要素などの構造要素がある。</p>

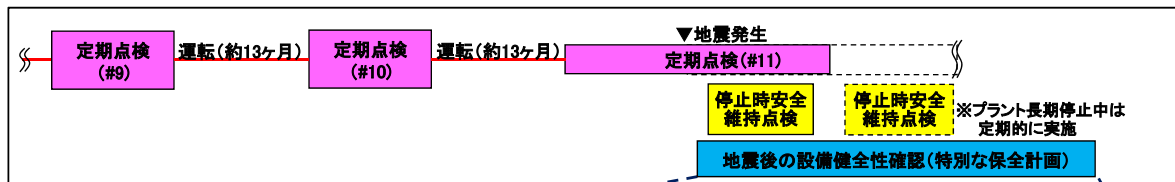
# 1 地震後の設備健全性確認の全体概要

## 1 地震後の設備健全性確認の全体概要

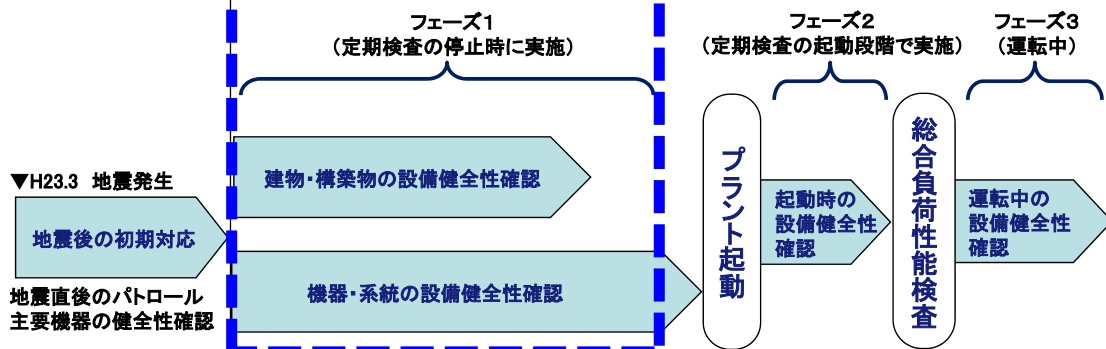
### 設備健全性確認の全体像

第11回検討会資料再掲

➤ 東北地方太平洋沖地震等(3.11地震, 4.7地震)により設備が受けた影響を調査・把握し, 補修等の必要な対策を実施することで設備の健全性を確保することを目的とし, 地震後の設備健全性確認を実施した。



H23.8 保全計画書(特別な保全計画)届出  
今回の説明範囲

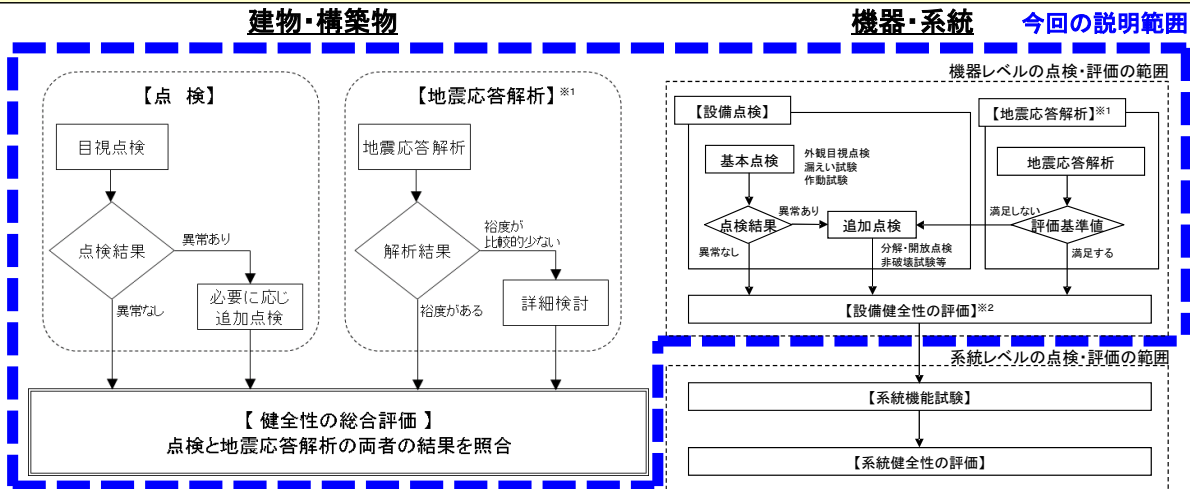


注記 フェーズ1: 定期検査の停止期間中における機器・系統レベルの点検・評価  
 フェーズ2: 定期検査の起動段階におけるプラント全体の健全性確認  
 フェーズ3: 運転期間中における地震影響の継続監視(データ採取)

## 設備健全性確認の実施フロー

第11回検討会資料一部修正

➤ 地震後の設備健全性確認にあたっては、建物・構築物及び機器・系統に分け、以下のフローに基づき、各々、点検、地震応答解析を実施し、設備健全性確認を行った。



※1 機器・系統の地震応答解析は、建物・構築物の地震応答解析結果を反映させている。

点検評価対象	項目	状況(令和元年9月時点)	
建物・構築物	—	点検	完了
	—	地震応答解析	完了
機器・系統	機器レベル	設備点検	完了 <sup>※2</sup>
		地震応答解析	完了
	系統レベル	系統機能試験	今後実施(プラント起動段階で実施するものもあり)

※2 一部の点検項目は、プラント復旧に合わせて実施予定

## 設備健全性確認結果の概要(建物・構築物)

### 【対象】

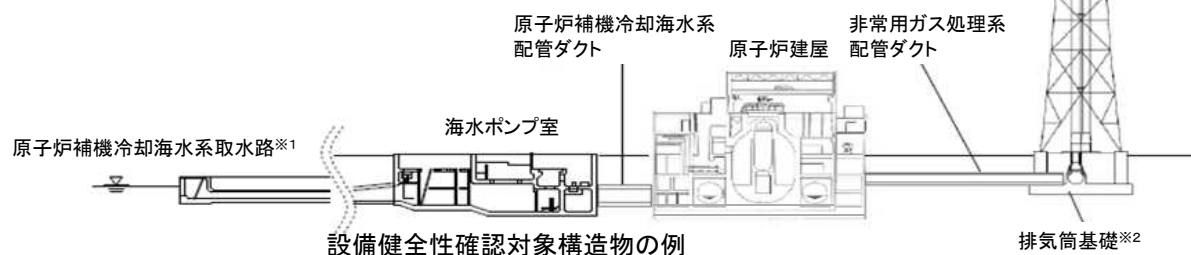
- 発電所の施設として、既工認の本文に記載のある建物・構築物 (例: 原子炉建屋, 制御建屋)
- 重要度の高い建物・構築物 (例: 海水ポンプ室, 原子炉補機冷却海水系取水路)

### 【内容】

- (点検) 建物・構築物が受けた地震による影響を目視点検により確認。
- (解析) 3.11地震, 4.7地震に対する地震応答解析を実施。(原子炉建屋, 取水路等の重要な建物・構築物)

### 【結果】

- (点検) 構造上問題となるひび割れ(幅1.0mm以上のひび割れ)がないことを確認。(建物・構築物の点検結果については、適合性審査および保安検査で国へ説明している。)
- (解析) 地震応答解析の結果、応答値が評価基準値を下回っていることを確認。(原子炉建屋の解析結果については、適合性審査で国へ説明している。)



※1 原子炉補機冷却海水系取水路は、取水口、取水路より構成される。

※2 排気筒基礎は3号機と共用

注 上記以外に、タービン建屋, 制御建屋が点検対象に含まれる。



## 設備健全性確認結果の概要(機器・系統)1/2

### 【対象】

- 原子力発電所の全設備(ポンプ, 電動機, タービン, 弁等)

### 【内容】

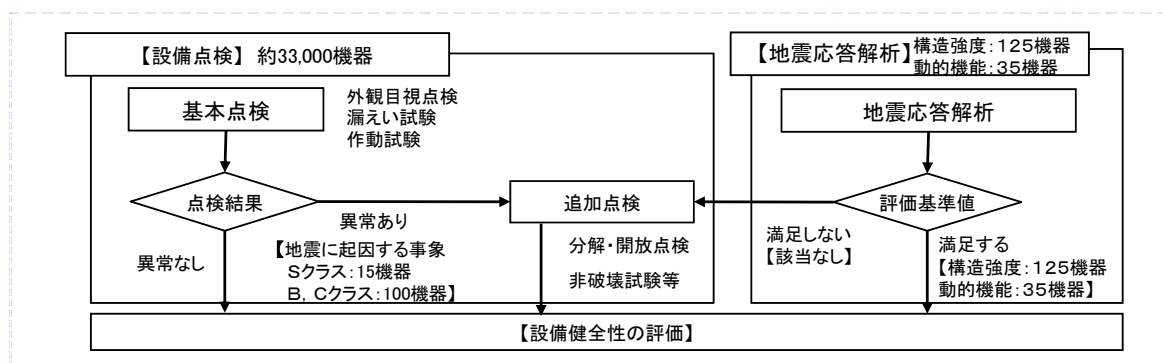
- (点検)各設備が受けた地震による影響を外観目視点検, 漏えい試験, 作動試験等により確認。なお, 外観目視点検で確認できない部位については, 漏えい試験, 作動試験と組み合わせることにより健全性を確認。
- (点検)系統機能試験を実施し, 系統全体の機能が正常に発揮されることを評価。  
(今後プラント復旧に合わせて実施予定)
- (解析)3. 11地震, 4. 7地震に対する地震応答解析を実施。  
(「止める」, 「冷やす」, 「閉じ込める」の安全機能を有するSクラス設備等を対象)

### 【結果】

- (点検)各設備の基本点検の結果, 地震に起因する事象が確認されたため, 追加点検(分解・開放点検等)を実施し, 健全性を確認した。なお, B, Cクラス設備の一部について, 異常が確認されたが, 安全機能に影響を及ぼす事象ではなく, 取替, 補修等により原形復旧した。(点検結果については, 保安検査で国へ説明している。)
- (解析)Sクラス設備の地震応答解析の結果, 弾性応答範囲内であり, 評価基準値を満足することを確認。(解析結果については, 適合性審査で国へ説明している。)

## 設備健全性確認結果の概要(機器・系統)2/2

- 機器・系統の設備健全性確認として実施した設備点検及び地震応答解析の結果の内訳は以下のとおり



設備点検にて確認された地震に起因した事象

耐震重要度	安全機能への影響	機器数	主な事例
Sクラス	有	0	—
	無	15	・配管サポートとの擦れによる配管の塗装剥離 ・配管の保温外装カバーずれ
B, Cクラス	有	0	—
	無	100	・主タービン高圧, 低圧(A)(B)内部構造物の接触痕 ・主タービン中間軸受箱の基礎ボルトの曲がり

## 2 検討会コメントへの回答

### 2 検討会コメントへの回答

#### これまでの検討会でいただいたコメント一覧(1/4)

本資料 上での No.	論点一覧 の意見No.	内容	本資料上での該当ページ	
			建物・ 構築物	機器・ 系統
1-1	1.(2).16	施設の健全性確認の手法について、詳しく説明してもらいたい。(栗田委員)	P.16~21	P.57~61
1-2	1.(2).16	地震後の点検の観点から目視点検のあり方について疑問。通常の日視点検と今回の地震後の健全性確認では見る視点が違うのではないか。(地震による被害[地震動を考慮した被害])目視点検で追えない部分、拾えない損傷についての対応方法について検討して欲しい。(第5回)(岩崎委員)		
1-3	1.(2).17	3.11地震前の点検マニュアルから3.11地震後に見直すべきところをどのように整理しているのか説明してもらいたい。(源栄委員)		
1-4	1.(2).18	地震後の設備健全性について、定量的なデータのもとに判断根拠を明確にして説明してもらいたい。(若林委員)	P.22~24	
2-1	1.(2).21	各種点検(外観目視、その他)を実施した作業担当者の能力(どのような経験・資格などを持つ作業員が実施したか、など)について説明してもらいたい。(首藤委員)		
2-2	1.(2).22	目視点検について、エキスパートによる目視外観点検はきわめて重要である。どのような能力(資格)を持ったメンバーがどのような専門性の組み合わせで行うか。点検結果の適格性のチェックは誰が行うかについて説明してもらいたい。(鈴木委員)		
2-3	1.(2).22	メーカーの社内資格について、電力としてどのように確認しているのか。(第5回)(兼本委員)	P.62	
3-1	1.(2).23	点検計画、点検結果の確認体制について説明してもらいたい。(首藤委員)		
3-2	1.(2).24	被害調査、対応実施などの状況について、特に設備、機器系への対応についてどのようなチーム構成で実施したか、今後への教訓を含めて説明してもらいたい。(鈴木委員)		
3-3	1.(2).25	第1回検討会の資料-4のp.12に記載されている「第三者機関で確認を実施」の体制、確認状況について説明してもらいたい。(首藤委員)	—	

## 2 検討会コメントへの回答

12

## これまでの検討会でいただいたコメント一覧(2/4)

本資料 上での No.	論点一覧 の意見No.	内容	本資料上での該当ページ	
			建物・ 構築物	機器・ 系統
4-1	1.(7).31	3.11地震での被害調査結果を詳しく説明してもらいたい。また、健全性診断法で予想した損傷レベルとの被害調査結果との対応関係を説明してもらいたい。(栗田委員)	P.25~32 P.34~55	
4-2	1.(7).32	東日本大震災によって、原子炉建屋・構造物のひび割れ、アンカーの変形などの発生・修繕・交換状況は、それらは耐震・耐津波安全上問題ないか。また今後の地震によって進展する可能性はどのように評価されるか説明してもらいたい。(長谷川委員)	P.25~32	P.63~69
5-1	1.(1).6	『地震によって発生した燃料体の相対変位が、加振試験により制御棒の挿入性に問題のないことが確認されている40mm以下であることを解析によって確認』という説明に関して、40mm以下で問題ないとする根拠と震災時の相対変位を示すこと。(第6回)(鈴木委員, 源栄委員, 長谷川委員, 兼本委員, 栗田委員)	—	P.70~72
5-2 6-1	1.(1).6	目視点検の信頼性や抜き取り点検の妥当性について、説明してほしい。(第4回, 第5回)(首藤委員)	—	P.70~72 P.73~75
5-3	1.(1).6	定期検査と地震後の健全性確認は観点が異なると思われるが、制御棒についてそれぞれの抜き取り点検の考え方の違いを明確にするとともに、地震後点検を特定の象限から抜き取りしている理由を再整理すること。(第6回)(長谷川委員)	—	P.70~72
6-2	1.(1).6	震災時に燃料集合体にかかった応力を解析によって確認しているとのことだが、許容応力に対して実際の程度の裕度があったのか示すこと。(第6回)(栗田委員)	—	P.73~75
5-4 6-3	1.(2).16	大きな地震を経験した制御棒や燃料体をもう一度使用する上で、解析による確認と抜き取り点検の組み合わせで問題ないとする理由を再整理すること。(第6回)(岩崎委員)	—	P.70~72 P.73~75

## 2 検討会コメントへの回答

13

## これまでの検討会でいただいたコメント一覧(3/4)

本資料 上での No.	論点一覧 の意見No.	内容	本資料上での該当ページ	
			建物・ 構築物	機器・ 系統
7-1	1.(7).33	地震応答解析と被害調査の関係がどうであったのか説明してもらいたい。(栗田委員)		P.77~86
7-2	1.(7).33	建屋の剛性低下に係る経年的変化の分析結果について説明していただきたい。(第11回)(兼本委員)		—
7-3	1.(7).34	「地震応答解析結果に基づく構造評価」(第1回検討会の資料-4 p.15)において、「裕度の有無」を判定する判断基準と、その背景にある論理(そのような判断基準とした根拠となる考え方)について説明してもらいたい。(首藤委員)	P.34~55	
7-4	1.(7).35	被害を受けた設備は、ダメージが累積してきている。例えば、8.16地震で被害を受けた設備は、ダメージがあればそのダメージに加え、3.11地震時のダメージも累積されている。それをどのように定量化して評価しているのか説明してもらいたい。(源栄委員)		P.77~86
7-5	1.(7).36	健全性確認においては、観測された地震動を最も再現できるようなモデル(パラメータ)による評価結果を基に、評価・点検を実施するのか。(栗田委員)		
7-6	1.(7).38	地震観測記録として、建物は確認されているが、重要機器の観測記録はあるのか説明してもらいたい。(源栄委員)	—	
7-7	1.(7).39	地震による評価に関して、応答スペクトルが機器系に与える影響をどのように評価しているのか。地震動の影響がどのような形で、フロアレスポンスが具体的にどのような機器、配管、設備に影響するのかということをどのように評価しているのか説明してもらいたい。(鈴木委員)	—	
8-1	1.(7).37	設備や建屋で、耐震クラスが低くても、それらの損傷が、耐震クラスが上位のものに比べて影響を与えることが予想される場合、それらの耐震解析評価(地震応答スペクトル評価)を行っているか説明してもらいたい。(長谷川委員)	P.88~89	

## これまでの検討会でいただいたコメント一覧(4/4)

本資料 上での No.	論点一覧 の意見No.	内容	本資料上での該当ページ	
			建物・ 構築物	機器・ 系統
8-2	1.(2).19	健全性確認の全体像について、機器系と建物系の確認を並行して独立に進めるようになっているが、両者の被害は、密接に関連して発生する。特に、重要度の異なる機器と建屋の結合部に被害が集中するのは東電柏崎の変電機の火災例でも明白である。この総合化の重要性を指摘して議論したい。(設備、機器系への地震作用は地盤→建屋→機器となるため、建屋との取り合い部での損傷が主体となる。個々の機器系の耐震対策も重要だが連結部での対応をどのように考えているか説明してもらいたい。)(鈴木委員)	P.88~89	
9	1.(2).20	地震動には様々な性質がある。加速度、速度、変位、エネルギーなど何がどう被害に対応するのか。それぞれの被害が、地震動のどういう性質に対応しているのか、加速度による被害、変形による被害、繰返しによる被害などを分類して整理し説明してもらいたい。(源栄委員)	P.90~92	
10-1	1.(5).1	1号機の天井クレーン走行部の損傷に関して、仮に緊急的に原子炉の蓋を開けて燃料取り出しをする必要性が生じていた場合、機能は担保できていたのか。(岩崎委員)	—	P.93~94
10-2	1.(5).1	1号機の天井クレーン走行部の軸受は、2、3号に比べて耐震性が弱く、壊れることが分かっていたのではないかと。この点についてしっかりと答えてほしい。(第4回)(岩崎委員)	—	
10-3	1.(5).1	想定される地震動が入ったときに、どのくらい建屋が揺れて、それがガーターにどう伝わって、そしてそれがクレーンの機能に対してどのような影響を与えるのか示してほしい。(第4回)(鈴木委員)	—	
11 12	1.(7).40	これまでに女川2号機(や1、3号機)で起こったシラウド、再循環系配管、出入り口ノズル配管などのひび割れ、配管系の減肉はどのように修理・管理されてきているか。それらは東日本大震災で影響を受けていないか。また新たなひび割れ、異常な減肉などがないか。これらに関してどのような検査を行っているかについて説明してもらいたい。(長谷川委員)	—	P.95~96

## 2-1 建物・構築物(点検関連)

## コメント内容

- 1-1:施設の健全性確認の手法について、詳しく説明してもらいたい。(栗田委員)
- 1-2:地震後の点検の観点から目視点検のあり方について疑問。通常目視点検と今回の地震後の健全性確認では見る視点が異なるのではないかと。(地震による被害[地震動を考慮した被害])目視点検で追えない部分、拾えない損傷についての対応方法について検討して欲しい。(第5回) (岩崎委員)
- 1-3:3. 11地震前の点検マニュアルから3. 11地震後に見直すべきところをどのように整理しているのか説明してもらいたい。(源栄委員)
- 1-4:地震後の設備健全性について、定量的なデータのもとに判断根拠を明確にして説明してもらいたい。(若林委員)

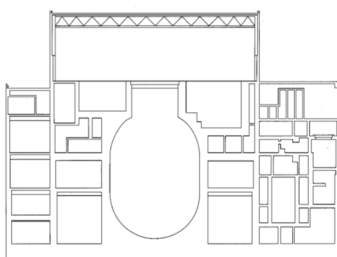
※第11回検討会では原子炉建屋を代表としてご説明

## ➤ 点検対象

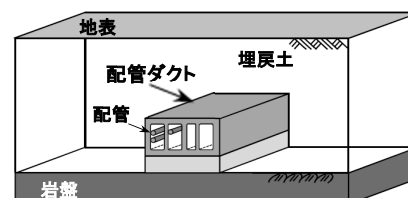
建 物	構 築 物
<ul style="list-style-type: none"> <li>・生体遮へい装置 (原子炉建屋, タービン建屋, 制御建屋)</li> <li>・原子炉格納施設(原子炉建屋)</li> <li>・堰その他の設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・排気筒(基礎を含む)</li> <li>・非常用ガス処理系配管ダクト</li> <li>・原子炉補機冷却海水系配管ダクト</li> <li>・海水ポンプ室</li> <li>・原子炉補機冷却海水系取水路</li> </ul>

## ➤ 判定基準

構造形式	判定基準
鉄筋コンクリート構造	<ul style="list-style-type: none"> <li>・遮へい性能に影響を与える断面欠損がないこと</li> <li>・構造上問題となるひび割れ, 剥離, 剥落がないこと</li> <li>・耐漏えい性能に影響を与えるひび割れがないこと</li> </ul>
鉄骨構造	<ul style="list-style-type: none"> <li>・構造上問題となる変状(変形・座屈等)がないこと</li> </ul>



原子炉建屋(断面)



## (原子炉建屋の鉄筋コンクリート躯体に関する点検方法及び判定基準)

- 鉄筋コンクリート躯体への地震の影響については、ひび割れ及び剥離・剥落が想定され、外観の確認が有効であると考えられるため、目視点検を主体とした点検を実施した。
- 追加点検を実施する判断の目安を下表に示す。
- 作業員被ばく低減, 人身安全等の観点から点検が困難な場合については, 構造的に類似した部位の点検結果及び解析結果を踏まえた上で合理的な評価を行う。
- クレーン階から上部の耐震壁については、建設時の仮設材が壁面を覆い建屋内部からコンクリート躯体の確認が行えないことから、外壁側に足場を設け、外壁塗膜を除去した上で点検を実施した。

## (判定基準例)

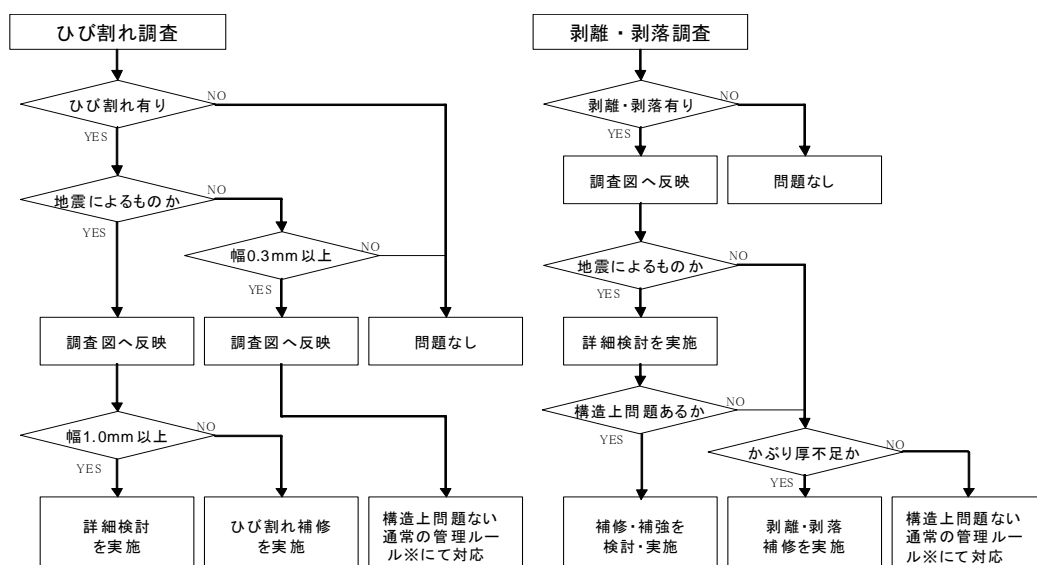
点検対象	判定基準
生体遮へい装置 (原子炉建屋, タービン建屋, 制御建屋)	・遮へい性能に影響を与える断面欠損がないこと
原子炉格納施設 (原子炉建屋)	・構造上問題となるひび割れがないこと (幅1.0mm以上のひび割れがないこと※) ・構造上問題となる剥離・剥落がないこと

## ※ひび割れ幅の判定基準(幅1.0mm)の考え方

EPRI(米国電力研究所) NP-6695 Guidelines for Nuclear Plant Response to an Earthquakeにおける以下の記載等を参考に設定。

- ①幅0.06インチ(約1.5mm)を超えて新しく地震によって生じたひび割れ、コンクリートの剥離、目視で確認できるフレームの変形を重大な損傷とする。(0.06インチ以上のコンクリートひび割れは鉄筋の降伏を示している)
- ②コンクリート構造物のわずかなヘアークラックのような微細なひび割れは重要な被害ではない。

- 原子炉建屋の鉄筋コンクリート躯体の点検に基づく評価は、以下に示す流れで目視点検を実施している。
- 従来より, 鉄筋コンクリート躯体の保守では, ひび割れや剥離・剥落等の劣化が想定されることから, 社内マニュアルに基づき外観に着目した目視点検を実施している。また, 解析結果との比較から地震時の点検においても目視による手法が有効であることを確認した。



※ 発電所ひび割れ管理・補修要領などの社内マニュアル

コメント回答(No.1; 点検方法, 判定基準) 5/6

(屋外重要土木構築物および排気筒に関する点検方法及び判定基準)

- 屋外重要土木構築物  
鉄筋コンクリート構築物である屋外重要土木構築物への地震の影響については、ひび割れ及び剥離・剥落が想定され、外観の確認が有効であると考えられるため、目視点検を主体とした点検を実施した。
- 排気筒  
鉄骨構築物である排気筒への地震の影響については、部材の変形・座屈・破断、溶接接合部のきれつ・破断、ボルト接合部のボルト破断・緩みが想定され、外観の確認が有効であると考えられるため、目視点検を主体とした点検を実施した。

(判定基準例)

点検対象	判定基準
屋外重要土木構築物 (原子炉補機冷却海水系配管ダクト, 非常用ガス処理系配管ダクト, 原子炉補機冷却海水系取水路, 海水ポンプ室)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・構造上問題となるひび割れがないこと (幅1.0mm以上のひび割れがないこと※)</li> <li>・構造上問題となる剥離・剥落がないこと</li> <li>・取水機能に影響を及ぼす止水板の伸び・ずれ, 耐震ジョイントの損傷がないこと(原子炉補機冷却海水系取水路, 海水ポンプ室)</li> </ul>
排気筒	<ul style="list-style-type: none"> <li>・部材:変形, 座屈, 破断がないこと</li> <li>・接合部:割れ, 破断, ボルトの緩み, 脱落がないこと</li> <li>・脚部:アンカーボルトの緩み, 変形, 破断がないこと</li> </ul>

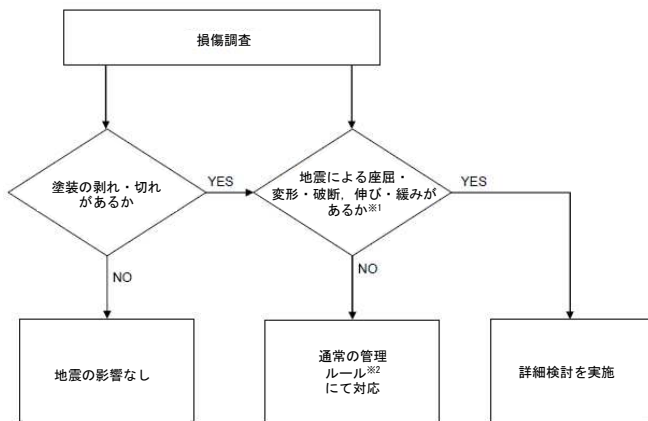
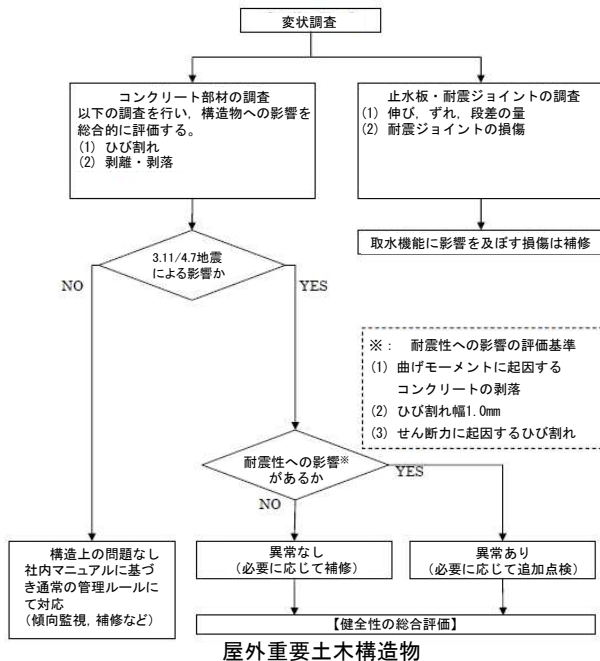
※ひび割れ幅の判定基準(幅1.0mm)の考え方

EPRI(米国電力研究所) NP-6695 Guidelines for Nuclear Plant Response to an Earthquakeにおける以下の記載等を参考に設定。

- ① 幅0.06インチ(約1.5mm)を超えて新しく地震によって生じたひび割れ, コンクリートの剥離, 目視で確認できるフレームの変形を重大な損傷とする。(0.06インチ以上のコンクリートひび割れは鉄筋の降伏を示している)
- ② コンクリート構築物のわずかなヘアークラックのような微細なひび割れは重要な被害ではない。

コメント回答(No.1; 点検方法, 判定基準) 6/6

- 屋外重要土木構築物及び排気筒の点検に基づく評価は、以下に示す流れで目視点検を実施している。
- 従来より、屋外重要土木構築物の保守では、ひび割れや剥離・剥落等の劣化、排気筒の保守では部材の変形・座屈・破断、溶接接合部のきれつ・破断、ボルト接合部のボルト破断・緩みが想定されることから、社内マニュアルに基づき外観に着目した目視点検を実施している。解析結果との比較から地震時の点検においても目視による手法が有効であることを確認した。



※1 至近の点検記録との比較, 鋼材の発錆状況により評価  
 ※2 原子力発電所建築設備点検マニュアルなどの社内マニュアル

鉄骨構造(排気筒)

コメント回答(No.2; 点検者の力量)(No.3; 点検体制) 1/3

コメント内容

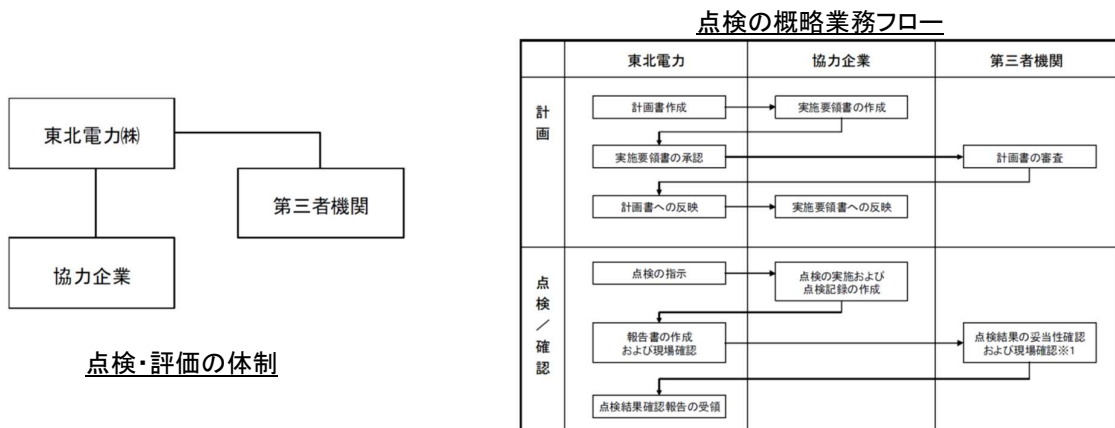
- 2-1: 各種点検(外観目視, その他)を実施した作業担当者の能力(どのような経験・資格などを持つ作業者が実施したか, など)について説明してもらいたい。(首藤委員)
- 2-2: 目視点検について, エキスパートによる目視外観点検はきわめて重要である。どのような能力(資格)を持ったメンバーがどのような専門性の組み合わせで行うか。点検結果の適格性のチェックは誰が行うかについて説明してもらいたい。(鈴木委員)
- 2-3: メーカーの社内資格について, 電力としてどのように確認しているのか。(第5回) (兼本委員)

コメント内容

- 3-1: 点検計画, 点検結果の確認体制について説明してもらいたい。(首藤委員)
- 3-2: 被害調査, 対応実施などの状況について, 特に設備, 機器系への対応についてどのようなチーム構成で実施したか, 今後への教訓を含めて説明してもらいたい。(鈴木委員)
- 3-3: 第1回検討会の資料-4のp.12に記載されている「第三者機関で確認を実施」の体制, 確認状況について説明してもらいたい。(首藤委員)

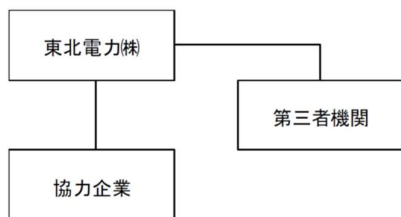
コメント回答(No.2; 点検者の力量)(No.3; 点検体制) 2/3

- 点検・評価の主な体制については下図のとおり。
- 点検の実施会社は, 社内品質保証マニュアルに基づき, 供給者の評価(技術的能力(資格者, 業務実績等), 品質保証活動状況, 当社設備の業務実績 等)を実施の上選定した。
- 点検の実施者の力量管理については, 以下の観点で実施計画書等の書面で確認している。
  - 目視点検については, 以下に留意した人員を配置した。
    - ・JIS Z 2305「非破壊試験—技術者の資格及び認証」に規定の非破壊試験員に要求される近方視力の確認を行う等, 視力に問題のない者を配置した。
    - ・業務経験年数, 資格(1級建築士, コンクリート診断士, コンクリート主任技士等)等について当社の確認を受けた適切な力量を有する者を配置した。
    - ・必要に応じ, 地震によって影響を受け破損しやすい箇所等を把握可能な設計者に意見を求めることができる体制とした。



※1 ひび割れが発生した等の箇所および第三者機関が選定した箇所について, 報告書と現場の整合性を確認し, 点検結果を評価する。

点検・評価の体制





> 建物・構築物の点検の計画及び点検結果の妥当性については、第三者機関の確認を受けている。

**【建物関係】**

- ・第三者機関:(社)建築研究振興協会(国土交通省所管)
- ・確認方法:「女川原子力発電所建物健全性評価委員会」(学識者3名)を設置し、点検計画及び点検結果の妥当性を確認。
- ・点検結果の妥当性確認方法:  
建物内外における耐震壁等のひび割れ発生状況等は、現地調査を実施して確認。

**【構築物(排気筒・屋外重要土木構築物)関係】**

- ・第三者機関:公益社団法人 土木学会 東北支部(内閣府所管)
- ・確認方法:「女川原子力発電所土木構築物健全性評価委員会」(学識者6名)を設置し、点検計画及び点検結果の妥当性を確認。
- ・点検結果の妥当性確認方法:  
屋外重要土木構築物(鉄筋コンクリート構築物)のひび割れ発生状況等は、現地調査を実施して確認。  
排気筒の母材・溶接部における座屈・変形・たわみ等の変状、及びボルト接合部におけるボルトの伸び・破断・緩み・はずれ等の変状は、現地調査を実施して確認。

**コメント内容**

4-1:3. 11地震での被害調査結果を詳しく説明してもらいたい。また、健全性診断法で予想した損傷レベルとの被害調査結果との対応関係を説明してもらいたい。(栗田委員)

4-2: 東日本大震災によって、原子炉建屋・構築物のひび割れ、アンカーの変形などの発生・修繕・交換状況は、それらは耐震・耐津波安全上問題ないか。また今後の地震によって進展する可能性はどのように評価されるか説明してもらいたい。(長谷川委員)

本コメント回答では下線部について説明する。下線部以外は、別にコメント回答する。

コメント回答(No.4; 点検結果) 2/8

- 各点検対象の点検結果は、以下に示すとおり、コンクリートにはひび割れの発生が認められたが、構造上問題となる幅1.0mm以上のひび割れ等は生じていない。
- 地震起因のひび割れは、ひび割れ幅によらず全て補修工事を実施しており、今後の進展は無い。
- 次ページ以降に原子炉建屋、原子炉補機冷却海水系取水路、排気筒を例に点検結果および補修工事の概要を示す。

各点検対象の点検結果

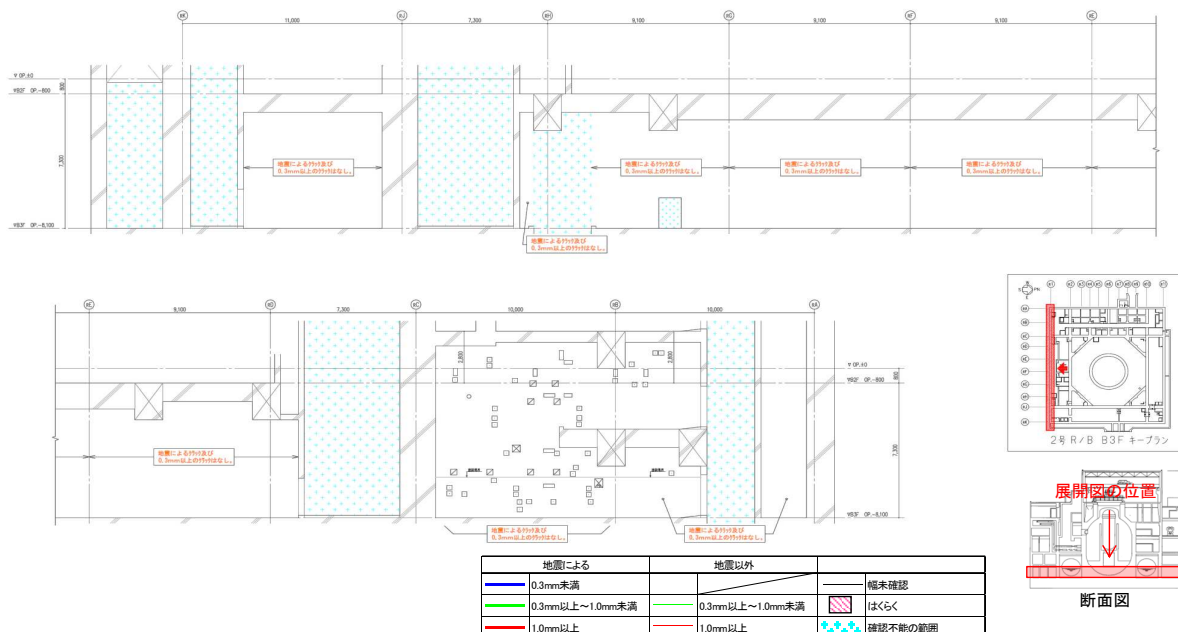
建 物	点検結果
<ul style="list-style-type: none"> <li>生体遮へい装置 (原子炉建屋, タービン建屋, 制御建屋)</li> <li>原子炉格納施設(原子炉建屋)</li> <li>堰その他の設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震後点検の結果, 耐震壁等にはひび割れの発生が認められたものの構造上問題となる幅1.0mm以上のひび割れ等は生じていないことを確認した。</li> <li>一部の地震力を負担しない鉄骨部材で僅かな変形を確認したため, 部材を交換した。</li> </ul>
構築物	点検結果
<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ガス処理系配管ダクト</li> <li>原子炉補機冷却海水系配管ダクト</li> <li>海水ポンプ室</li> <li>原子炉補機冷却海水系取水路</li> <li>排気筒(基礎を含む)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震後点検の結果, 壁等にはひび割れの発生が認められたものの構造上問題となる幅1.0mm以上のひび割れ等は生じていないことを確認した。</li> <li>取水機能に影響を及ぼす止水板の伸び, 耐震ジョイントの損傷等が生じていないことを確認した。</li> <li>排気筒については, 部材, 接合部及び脚部に変形, 破断, ボルトの緩み等が生じていないことを確認した。</li> </ul>

コメント回答(No.4; 点検結果) 3/8

第11回検討会資料再掲

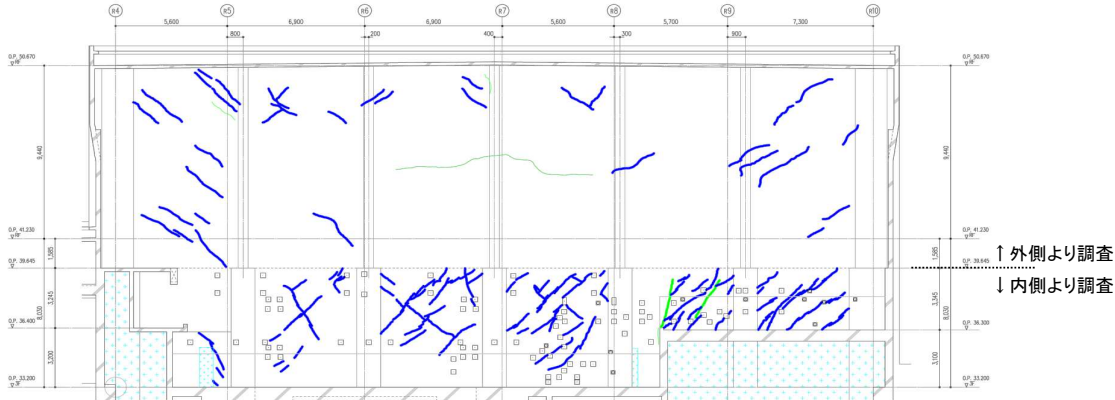
地震後点検結果の概要(2号機原子炉建屋 地下3階の例)

- 原子炉建屋(地下3階)に対する点検の結果, ひび割れはほとんど認められず, 追加点検の目安となる, 地震により生じた幅1.0mm以上のひび割れは確認されなかった。

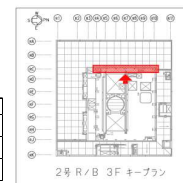


地震後点検結果の概要(2号機原子炉建屋 地上3階の例)

▶ 原子炉建屋(地上3階)に対する点検の結果,幅0.3mm未満の微小なひび割れは比較的多く認められたが,追加点検の目安となる,地震により生じた幅1.0mm以上のひび割れは確認されなかった。

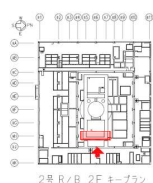
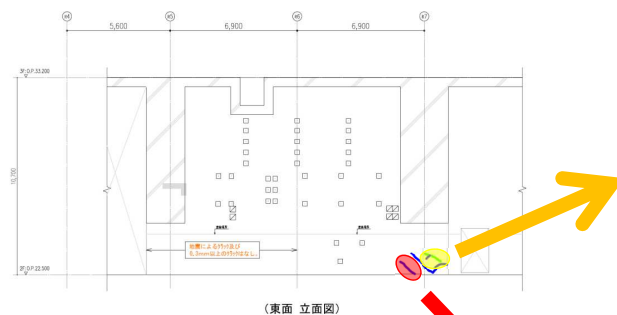


地震による	地震以外	
0.3mm未満		幅未確認
0.3mm以上~1.0mm未満	0.3mm以上~1.0mm未満	はくらく
1.0mm以上	1.0mm以上	確認不能の範囲

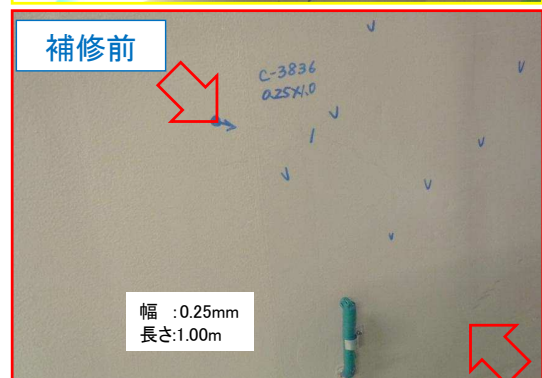


ひび割れ補修工事の概要(2号機原子炉建屋 地上2階の例)

▶ 地震によるひび割れは,幅によらず樹脂注入又は塗装による被覆を実施。



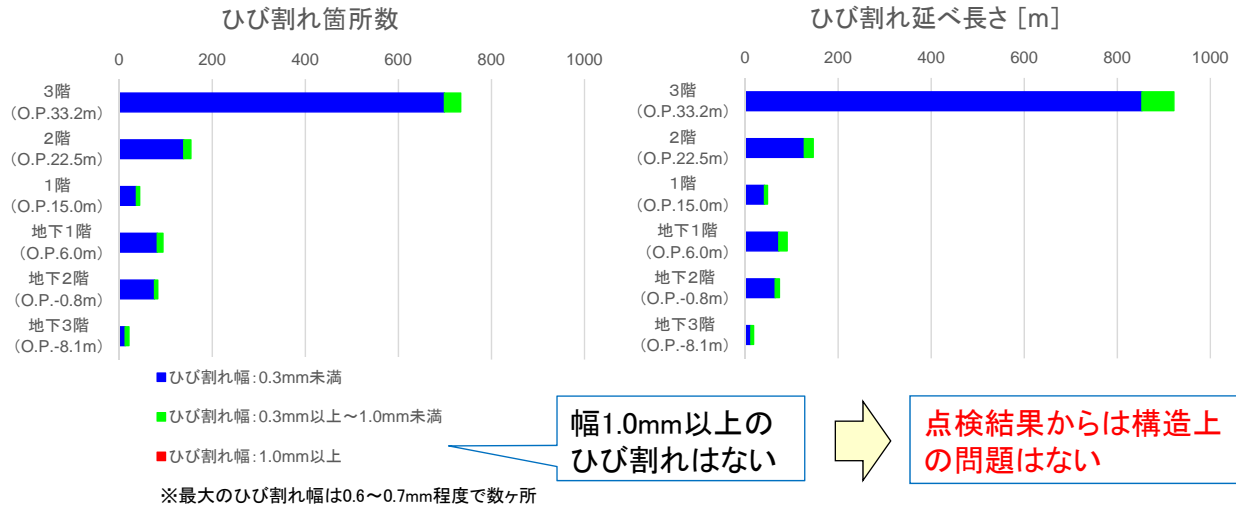
地震による	地震以外	
0.3mm未満		幅未確認
0.3mm以上~1.0mm未満	0.3mm以上~1.0mm未満	はくらく
1.0mm以上	1.0mm以上	確認不能の範囲



地震後点検結果のまとめ(2号機原子炉建屋)

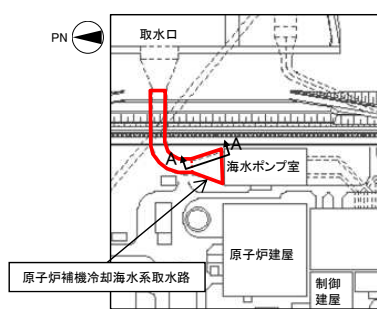
- 原子炉建屋に対する点検の結果, 地上3階(オペフロ階)に比較的多くの微小なひび割れが認められた。
- ただし, 全ての階において, 追加点検の目安となる, 地震により生じた幅1.0mm以上のひび割れは確認されなかった。

当該地震により発生したことが否定できないひび割れ(耐震壁)

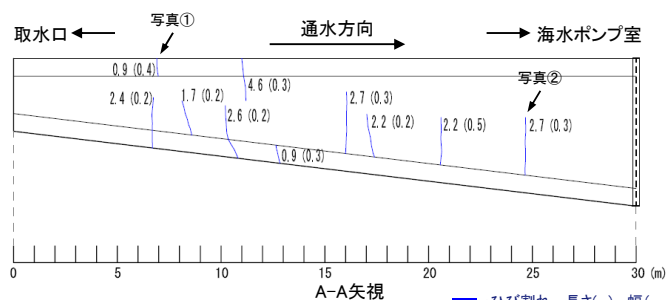
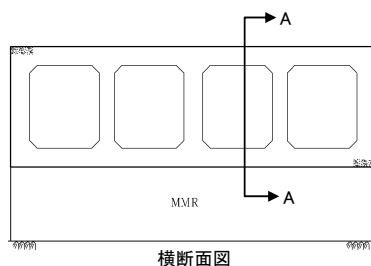


点検結果の概要(原子炉補機冷却海水系取水路の例)

- 屋外重要土木構築物に対する点検の結果, 耐震性に影響を与えるひび割れは確認されず, 異常はなかった。



白線は、ひび割れ上にマーキングしたもの

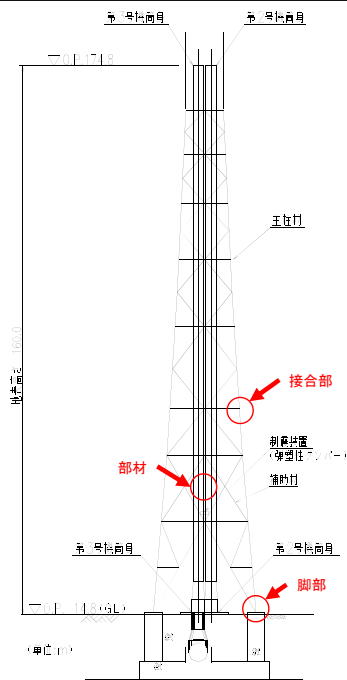


ひび割れ調査図

— : ひび割れ 長さ(m), 幅(mm)  
建設時の温度応力によるひび割れ

## 点検結果の概要(排気筒の例)

- 排気筒に対する点検の結果, 部材, 接合部及び脚部に変形, 破断, ボルトの緩み等は確認されず, 異常はなかった。



排気筒調査図



位置図



写真(部材)



写真(接合部)



写真(脚部)

## コメント内容

- 4-1: 3. 11地震での被害調査結果を詳しく説明してもらいたい。また、健全性診断法で予想した損傷レベルとの被害調査結果との対応関係を説明してもらいたい。(栗田委員)
- 7-1: 地震応答解析と被害調査の関係がどうであったのか説明してもらいたい。(栗田委員)
- 7-2: 建屋の剛性低下に係る経年的変化の分析結果について説明していただきたい。(第11回)(兼本委員)
- 7-3: 「地震応答解析結果に基づく構造評価」(第1回検討会の資料-4 p.15)において、「裕度の有無」を判定する判断基準と、その背景にある論理(そのような判断基準とした根拠となる考え方)について説明してもらいたい。(首藤委員)
- 7-4: 被害を受けた設備は、ダメージが累積してきている。例えば、8. 16地震で被害を受けた設備は、ダメージがあればそのダメージに加え、3. 11地震時のダメージも累積されている。それをどのように定量化して評価しているのか説明してもらいたい。(源栄委員)
- 7-5: 健全性確認においては、観測された地震動を最も再現できるようなモデル(パラメータ)による評価結果を基に、評価・点検を実施するのか。(栗田委員)

本コメント回答では下線部について説明する。下線部以外は、別にコメント回答する。

■ 原子炉建屋の解析的検討の全体像(1/2)

- 東北地方太平洋沖地震等(3. 11地震, 4. 7地震)に対する女川2号機原子炉建屋の解析的検討は、以下の手順で実施。

【A: シミュレーションモデルによる検討】

- 地震観測記録の再現解析のため、解析結果と観測記録との整合性を確認しながら解析モデルを最適化(初期剛性を補正)することでシミュレーションモデルを構築。
- 構築したシミュレーションモデルによる地震応答解析の結果、せん断ひずみが評価基準値以下であること、また、耐震壁の鉄筋が弾性範囲であったことを確認。

【a: 建屋の剛性低下に係る経年的変化の分析】

- シミュレーションモデルで初期剛性低下を考慮したことを踏まえ、原子炉建屋における既往の地震観測記録を用いて、建屋剛性の経年的な変化の傾向について検討。

【B: 詳細検討(3次元FEM非線形モデルによる検討)】

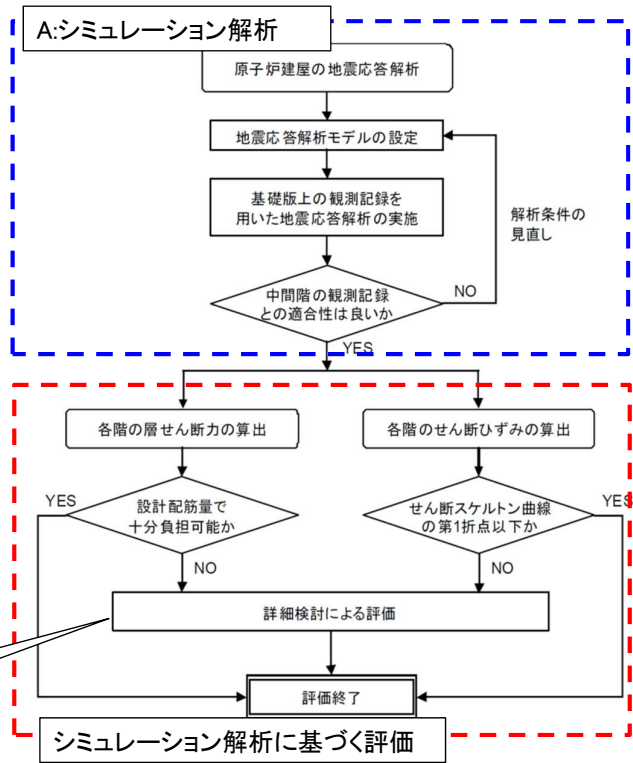
- 耐震壁の鉄筋は弾性範囲であったが、地上3階から上部については、裕度が比較的少ないため、3次元FEM非線形モデルによる詳細検討も実施し、弾性範囲であることを確認。

【C: 詳細検討(建屋全体3次元FEMモデルによる検討)】

- 建屋の応答性状をより詳細に把握することを目的として建屋全体3次元FEMモデルを用いたシミュレーション解析(等価線形解析)を実施し、解析結果と点検結果が整合することを確認

■ 原子炉建屋の解析的検討の全体像(2/2)

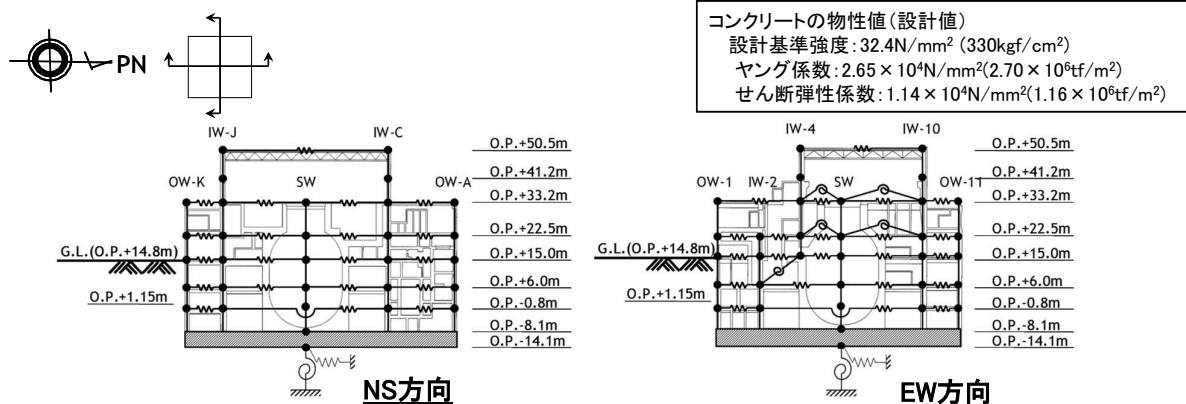
- 原子炉建屋の地震応答解析の評価手順を、右図に示す。
- 耐震壁の構造評価については、地震応答解析により得られた各階のせん断応力と、設計配筋量によって負担できるせん断応力とを比較することによって評価を行うことを原則としている。
- また、地震応答解析により得られた各階のせん断ひずみについても評価を行うこととする。
- この結果、目安として、設計配筋量によって負担できるせん断応力に対して地震応答解析により得られた各階のせん断応力が20%以上の余裕がない階については、個別の構造部材ごとの応力を算出し、詳細な構造計算によるチェックを行う。
- なお、この段階で余裕度が比較的小さい場合には、さらに詳細な検討を行うこととする。



原子炉建屋の地震応答解析の評価手順

■ 東北地方太平洋沖地震等の地震観測記録に基づく地震応答解析の概要【A:シミュレーションモデルによる検討】

- 健全性確認に当たっては、観測記録と整合するシミュレーションモデルを作成し、その応答結果に基づいた建屋の健全性評価を実施した。
- 従来よりも固有振動数が低下していることから、観測記録と整合するように初期剛性及び減衰定数を補正した。



方向	鉄筋コンクリート耐震壁の初期剛性の設計値に対する補正係数※ (観測記録と整合する等価な剛性)		建屋の減衰定数
	3階	地下3階～2階	
NS(南北)	0.3	0.75	0.07
EW(東西)	0.5	0.80	0.07

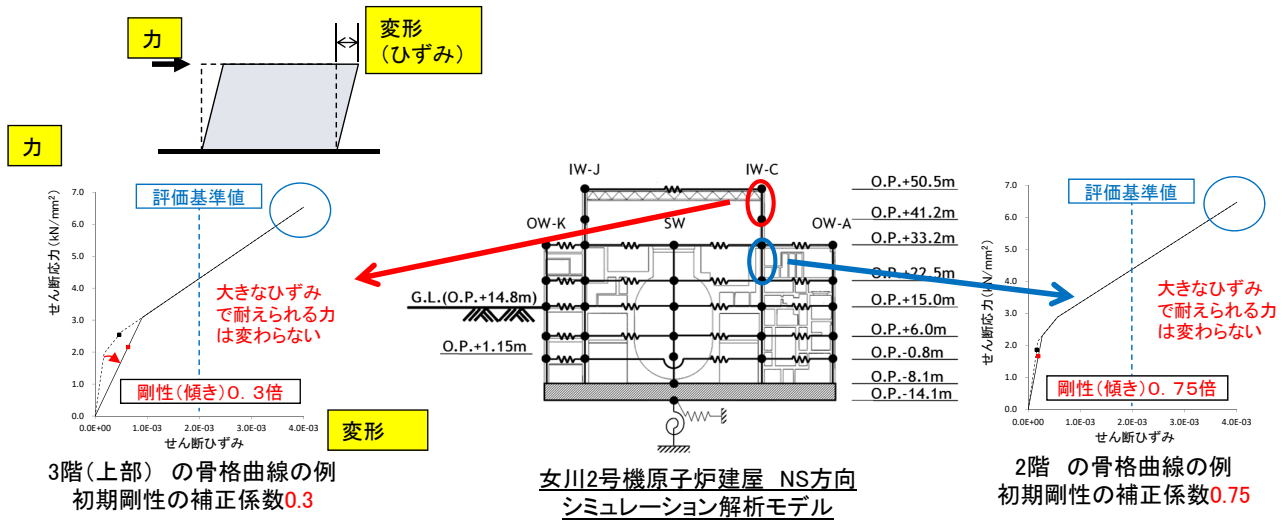
※鉄筋コンクリート耐震壁の初期剛性の設計値に対する補正係数は、観測記録との整合を確認しながら設定している。(補正係数の設定方法は、次ページ参照)

シミュレーションモデル概要図(女川2号機原子炉建屋の例)

■ シミュレーション解析の耐震壁の補正係数の考え方【A:シミュレーションモデルによる検討】

▶ シミュレーション解析の耐震壁の補正係数については、観測記録と整合するように耐震壁のせん断力-ひずみ関係を表す骨格曲線(復元力特性)のはじめの勾配(初期剛性)を設計値から下図のように低減し設定した。

----- 設計値の剛性によるせん断力-ひずみ関係 :プロット■は既工認モデルによる基礎版上記録を用いた解析結果  
 —— 観測記録と等価な剛性によるせん断力-ひずみ関係 :プロット◆はシミュレーション解析結果

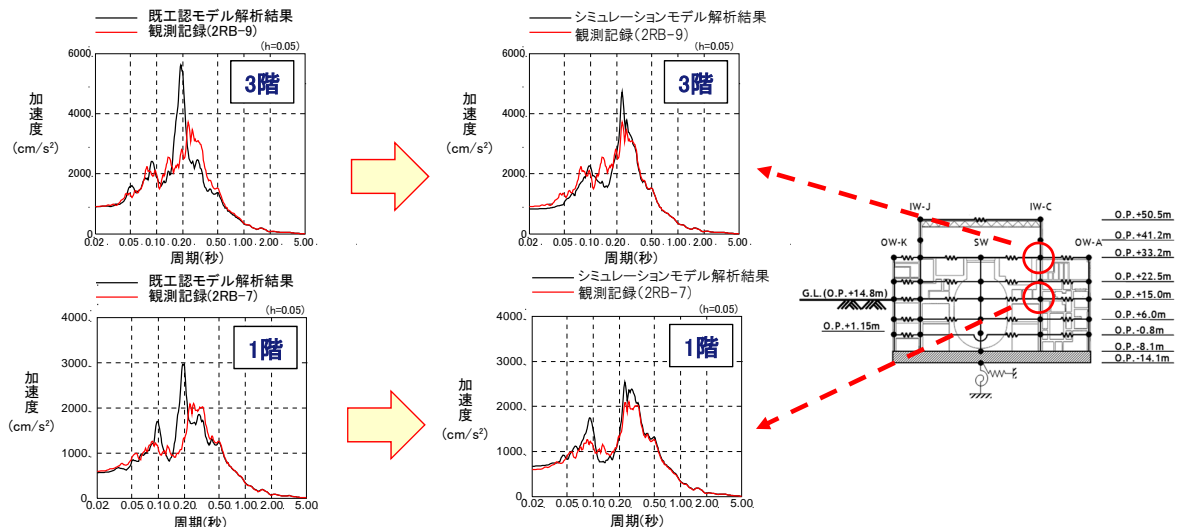


女川2号機原子炉建屋 NS方向 せん断力-ひずみ関係の比較 3.11地震

■ シミュレーションモデルを用いた解析結果(応答スペクトルの比較)【A:シミュレーションモデルによる検討】

▶ 既工認モデルによる解析結果では、観測記録の卓越周期は地震応答解析結果の1次固有周期に相当する周期と比較して、若干長周期側となっている。また、1次固有周期に相当する周期の振幅は、観測記録が若干小さい傾向にある。

▶ シミュレーションモデルを用いた解析結果では、上記の傾向が改善され観測記録と整合することを確認した。

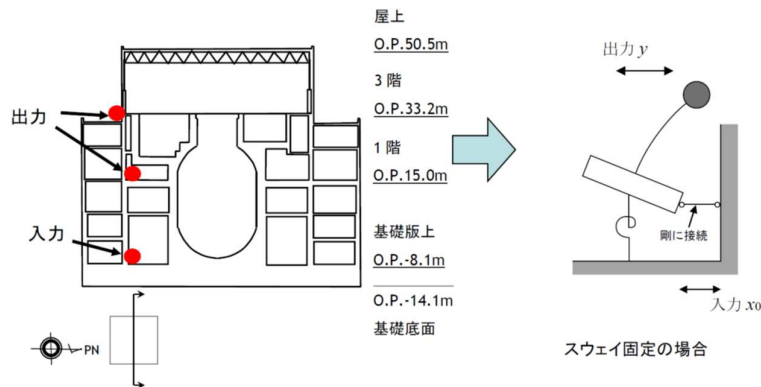


加速度応答スペクトルの比較 (3.11地震, 女川2号機原子炉建屋 NS方向)



■【a:建屋の剛性低下に係る経年的変化の分析】方法

- 原子炉建屋における既往の地震観測記録を用いて、建屋剛性の経年的な変化の傾向について検討した。
- 検討方法を以下に示す。
  - ・女川原子力発電所では各建屋内に地震計が設置されており、多数の地震観測記録が得られている。これらの観測記録を用いて、建屋を等価1質点系モデルに置換した場合の1次固有振動数について、地震観測開始時からの変化の分析を行った。
  - ・1次固有振動数の変化からは、建屋全体の平均的な剛性の変化を評価することができる。



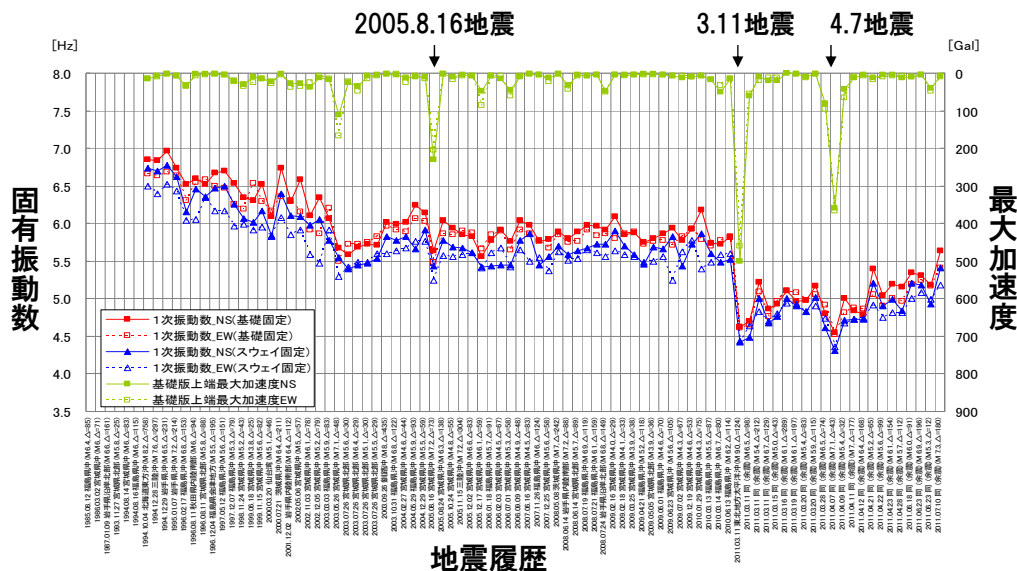
- ① 1質点系モデルの重心位置の上下階の観測波形を線形補間して重心位置の波形を算定する。
- ② 基礎版位置の観測波形と線形補間した波形の伝達関数に対して固有振動数を同定して求める。

固有振動数評価の概念図

■【a:建屋の剛性低下に係る経年的変化の分析】結果

- 水平動について、地震動レベルの大きさと建屋の剛性低下(振動数低下)については相関性が認められる。また、わずかながら経時的変化による剛性低下(振動数低下)傾向も認められる。
- 原子炉建屋の地震応答解析モデルは、3.11地震及び4.7地震の観測記録(固有振動数)に適合する初期剛性の低下を考慮しているが、下図のとおり、建設以降の地震履歴の蓄積を踏まえた地震応答解析モデルとして策定されている。なお、初期剛性の低下が耐震壁の終局耐力に影響しないことを確認している。

女川2号機原子炉建屋 固有振動数※の推移

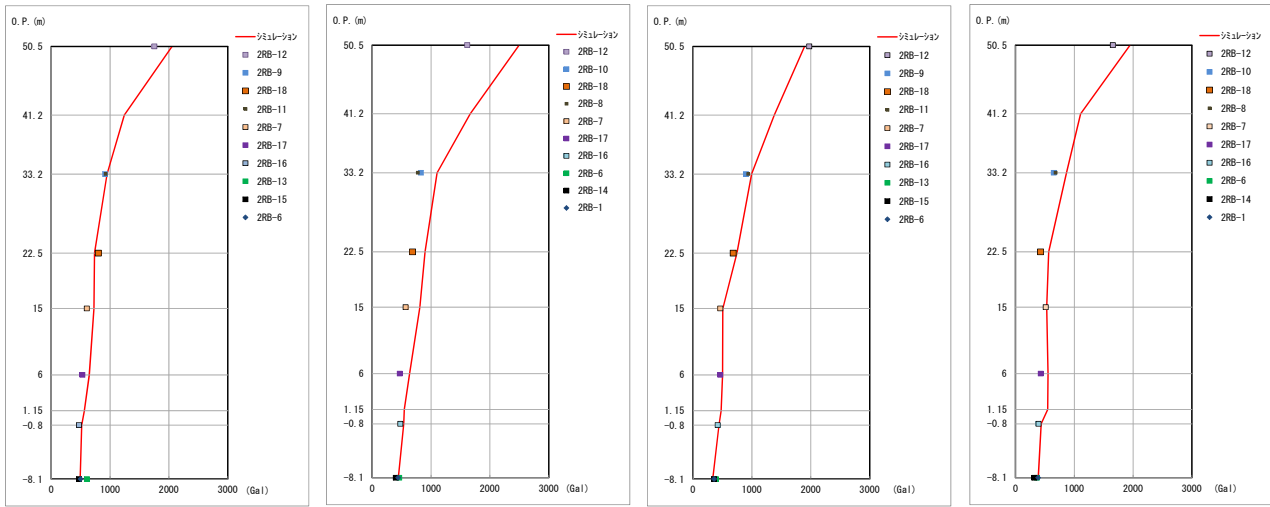


※固有振動数

- ・1秒間に建物が振動する回数のこと
- ・建物の剛性が大いとき、振動数が大きくなる

■ シミュレーションモデルを用いた解析結果(最大加速度分布の比較)【A:シミュレーションモデルによる検討】

➤ 最大加速度分布の比較では、3.11地震及び4.7地震とも概ね各階の観測記録の傾向を捉えている。



※シミュレーションの最大加速度分布は各階の最大値としている。

NS方向  
 女川2号機原子炉建屋 3.11地震  
 最大加速度分布の比較

EW方向  
 女川2号機原子炉建屋 4.7地震  
 最大加速度分布の比較

女川2号機原子炉建屋の最大加速度分布の比較

■ シミュレーションモデルを用いた解析結果(最大応答せん断ひずみ)【A:シミュレーションモデルによる検討】

➤ 耐震壁の応答は、3階より下部は最大応答せん断ひずみは $0.2 \sim 0.3 \times 10^{-3}$ であった。3階でひずみが大きくなるが、終局耐力(耐震壁が負担できる最大の強度)に対し適切な安全余裕を有し、機能保持限界との対応も考慮された評価基準値以下であった。

原子炉建屋耐震壁の最大応答せん断ひずみ

地震名	方向	シミュレーション解析結果		評価基準値 (終局耐力時の ひずみ)
		最大応答せん断ひずみ	部位	
3.11地震	NS(南北)方向	$0.63 \times 10^{-3}$	IW-C 3階上部	$2.0 \times 10^{-3}$ ( $4.0 \times 10^{-3}$ )
	EW(東西)方向	$0.50 \times 10^{-3}$	IW-4 3階	
4.7地震	NS方向	$0.62 \times 10^{-3}$	IW-C 3階上部	
	EW方向	$0.32 \times 10^{-3}$	IW-4 3階	

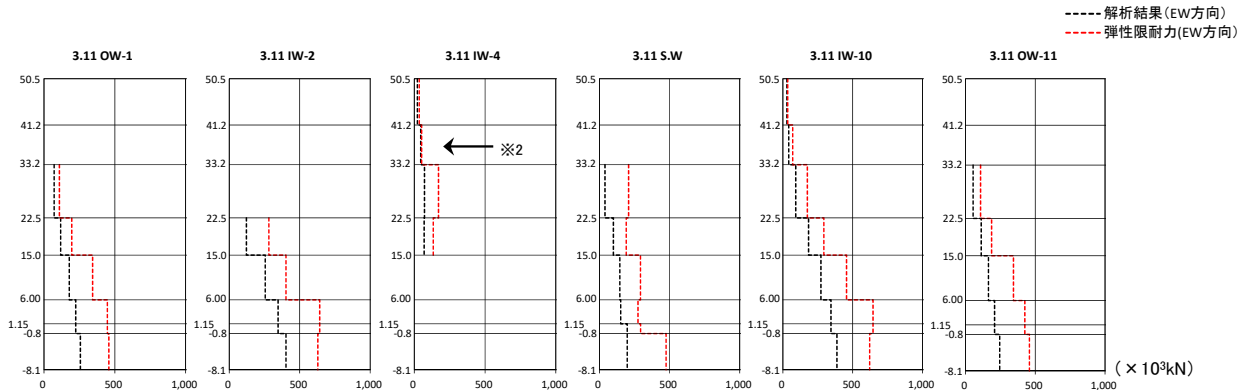
\* 当日の配布資料に対する委員  
 コメントを踏まえて一部修正

コメント回答(No.7;地震応答解析) 11/22

■ シミュレーションモデルを用いた解析結果(せん断力の比較)【A:シミュレーションモデルによる検討】

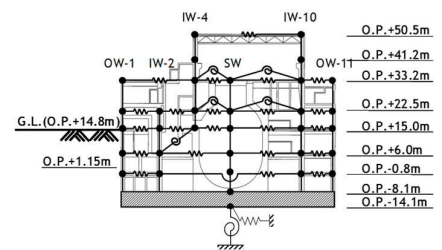
➤ 地震応答解析により得られた各階各軸のせん断応力と、設計配筋量によって負担できるせん断耐力(弾性限耐力※1)とを比較した結果、鉄筋については弾性範囲であるが、地上3階(EW方向)で比較的裕度が少ない結果であった(比率:0.89※2)ことから、念のため詳細な検討を行っている。

オペフロ上部の比率(各要素のせん断力/弾性限耐力)の最大値(EW方向)	3.11地震 : 0.89	4.7地震 : 0.61
-------------------------------------	---------------	--------------



※1 弾性限耐力:鉄筋(設計配筋量)のみで負担できる短期許容応力度( $P_w \times \sigma_y$ )から算定  
 $P_w$ :せん断力を負担する耐震壁の鉄筋比  
 $\sigma_y$ :鉄筋の短期許容引張応力度

女川2号機原子炉建屋 各軸のせん断力  
シミュレーション解析結果(3.11地震 EW方向)

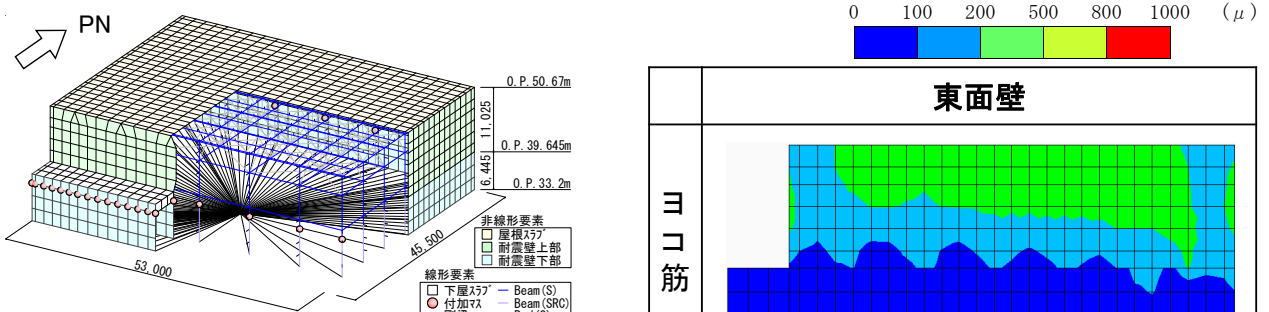


コメント回答(No.7;地震応答解析) 12/22

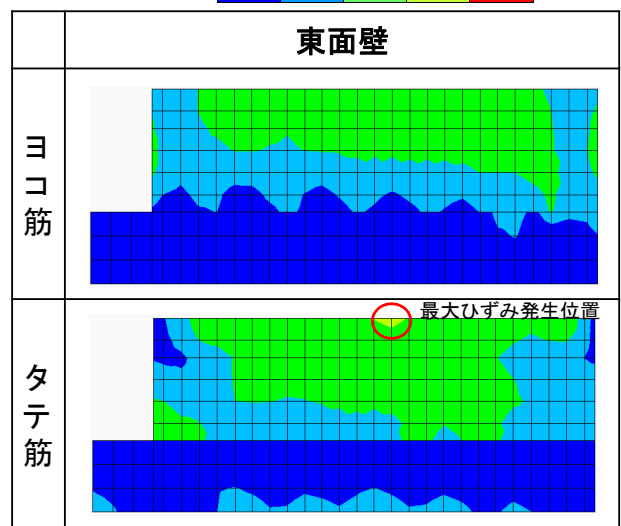
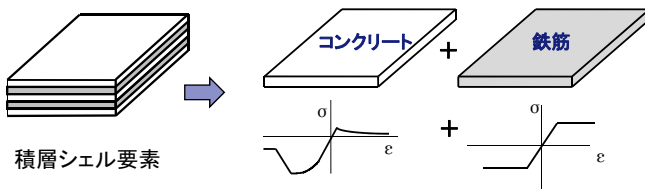
■ 3次元FEM非線形モデルによる解析結果【B:詳細検討】

➤ 層せん断力と弾性限耐力の比較において、比較的裕度の少ない地上3階から上部について、より詳細な3次元FEM非線形解析を行い、鉄筋の健全性を確認した。  
 ➤ 鉄筋の最大引張ひずみ676 $\mu$ は、降伏ひずみ(1680 $\mu$ )\*を下回っており、耐震壁の鉄筋は弾性範囲であった。

\* 使用鉄筋はSD345であり、降伏ひずみは降伏点応力度(345N/mm<sup>2</sup>)とヤング係数(2.05 $\times 10^5$ N/mm<sup>2</sup>)から算定したものの。



・鉄筋コンクリートに材料非線形を考慮するため、耐震壁および屋根スラブは板厚方向に分割した積層シェル要素を用いてモデル化



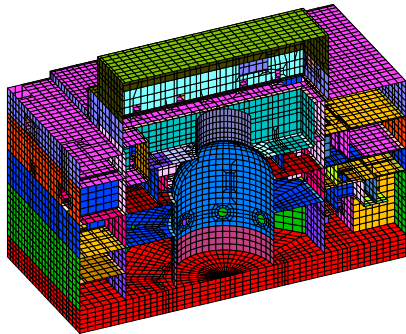
2号機原子炉建屋 3次元FEM非線形モデル  
(地上3階より上部をモデル化)

鉄筋の引張ひずみ分布図  
(3.11地震, 4.7地震連続解析結果)

\* 当日の配布資料に対する委員  
コメントを踏まえて一部修正

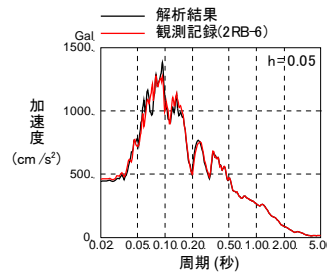
■ 解析結果と点検結果の比較の概要【C:詳細検討】

- 建屋の応答性状をより詳細に把握することを目的として建屋全体3次元FEMモデルを用いたシミュレーション解析(等価線形解析)を実施し,部材毎のせん断ひずみレベルを確認する。
- 解析モデルの物性値は,質点系モデルと同様に,初期剛性や建屋減衰などについて観測記録によりチューニングを行い,より観測記録と整合するモデルを構築する。
- 構築したモデルによる地震応答解析より得られた結果と観測記録を比較し,3次元FEMモデルの妥当性を確認する。
- また,解析結果と点検結果によるひび割れ分布の対応について確認する。  
(せん断ひずみについては,ひび割れ発生の目安値( $0.2\sim 0.3 \times 10^{-3}$ )との比較が可能)

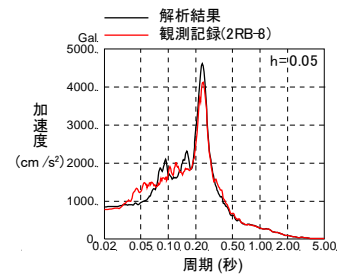


2号機原子炉建屋 建屋全体3次元FEMモデル

・壁,床はシェル要素,柱,梁はビーム要素,基礎スラブはソリッド要素でモデル化。



基礎版上(O.P.-8.1m)



3階(O.P.33.2m)

EW方向

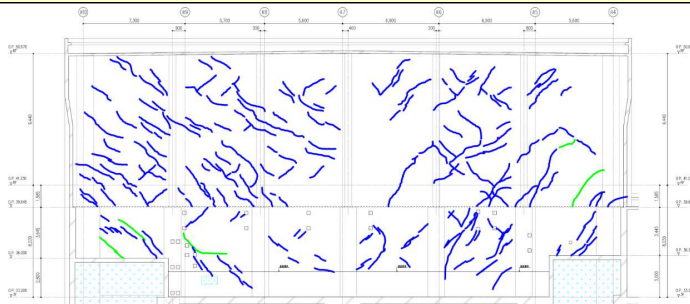
建屋全体3次元FEMモデルによる  
3.11地震のシミュレーション解析結果の例

※詳細は別紙1参照

\* 当日の配布資料に対する委員  
コメントを踏まえて一部修正

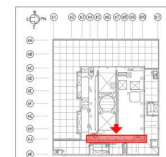
■ 解析結果と点検結果の比較(地上3階より上部の例)【C:詳細検討】

- 解析結果による面内せん断ひずみは,ひび割れ発生の目安値を上回っており,点検結果においてひび割れが多く見られることと整合している。
- 面内せん断ひずみの最大値は $0.83 \times 10^{-3}$ であり,評価基準値である $2.0 \times 10^{-3}$ を下回っている。

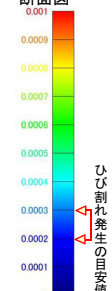
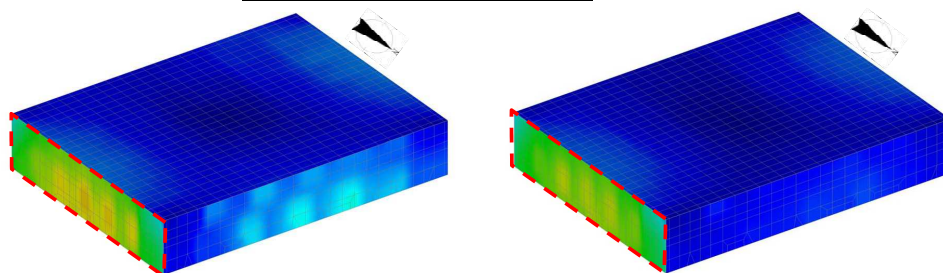


被害状況(CRF北東面,RJ通り)

地震による		地震以外		補修履歴
0.2mm未満	0.2mm以上~1.0mm未満	0.2mm以上~1.0mm未満	1.0mm以上	はびく
0.2mm以上~1.0mm未満	1.0mm以上	0.2mm以上~1.0mm未満	1.0mm以上	補修不能の範囲



断面図



ひび割れ発生の目安値

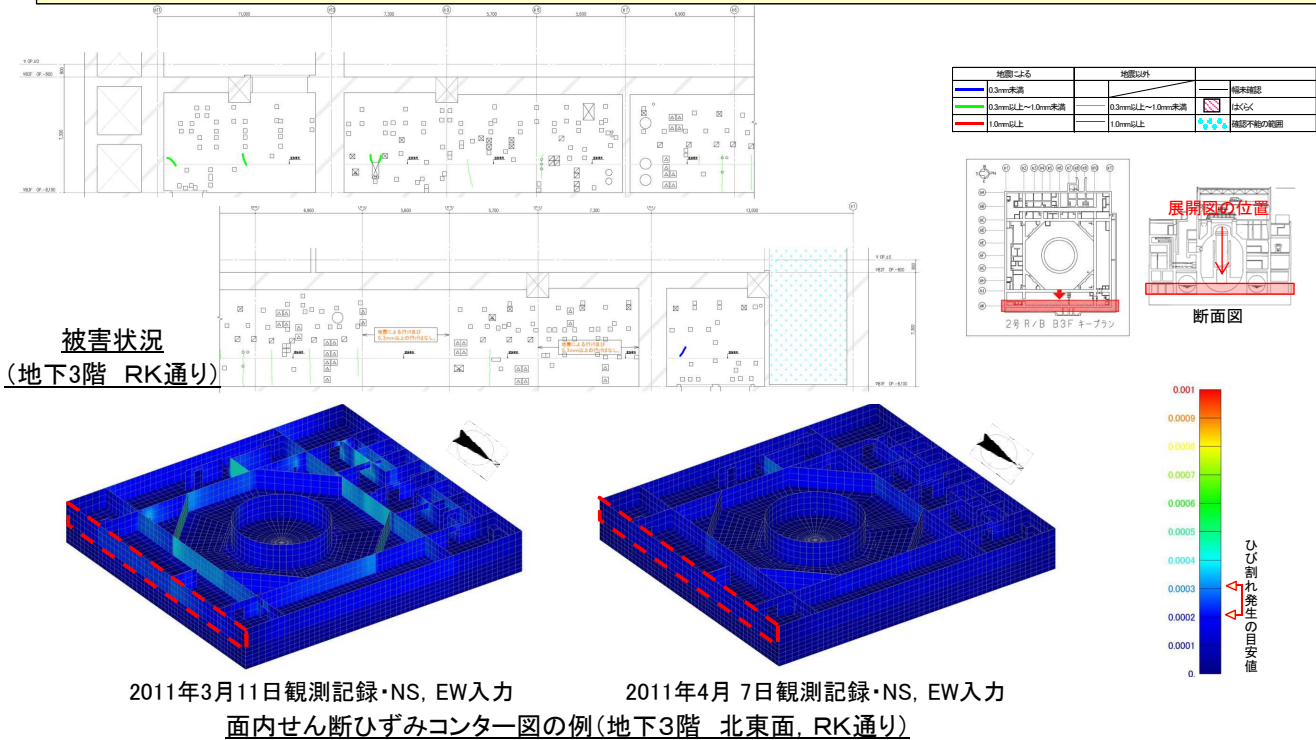
2011年3月11日観測記録・NS,EW入力

2011年4月7日観測記録・NS,EW入力

面内せん断ひずみコンター図の例(クレーン階 北東面,RJ通り)

### ■ 解析結果と点検結果の比較(地下3階の例)【C:詳細検討】

- 解析結果による面内せん断ひずみは、ひび割れ発生を目安値程度であり、点検結果においてひび割れが若干確認されていることと整合している。



\* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

### ■ 2号機原子炉建屋の健全性の総合評価

#### 【点検結果】

- 地震後点検の結果、建屋の耐震壁等にはひび割れの発生が認められたものの、構造上問題となる幅1.0mm以上のひび割れは生じていなかった。

#### 【地震応答解析】

- 地震応答解析モデルは観測記録を再現していること、また、地震応答解析の結果、各階のせん断力が設計配筋量で負担できるせん断力を下回ること、面内せん断ひずみが評価基準値を満足していることを確認した。
- せん断力の比較において比較的裕度の少ない地上3階から上部については、詳細解析を行い、鉄筋が弾性範囲であることを確認した。

#### 【総合的評価(点検結果と解析結果の比較)】

- 点検結果と解析結果は整合していること、点検が困難な部位についても解析結果を踏まえて合理的に評価できることを確認した。



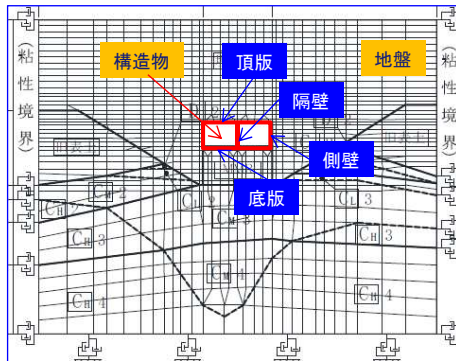
以上のことから、3.11地震等で原子炉建屋の健全性が失われていないことを確認した。

## コメント回答(No.7;地震応答解析) 17/22

## ■ 屋外重要土木構築物の解析的検討

- 東北地方太平洋沖地震等(3.11地震, 4.7地震)に対する屋外重要土木構築物の解析的検討を, 構築物と周辺地盤をモデル化した2次元時刻歴応答解析により実施した。
- 検討の結果, 曲げに対し鉄筋が降伏していないこと, せん断に対し終局耐力以下であることを確認した。この解析結果は, 耐震性に影響がないという点検結果とも整合する。
- 以下, 内空断面が大きい原子炉補機冷却海水系取水路を例に, 地震応答解析の概要を示す。

## 解析モデル



構築物を鉄筋コンクリート部材の非線形性を考慮したはり要素でモデル化

## 評価基準値

評価項目	評価基準値
曲げ	降伏曲げモーメント※
せん断	せん断耐力

※:概ね弾性範囲を満足する基準値

## コメント回答(No.7;地震応答解析) 18/22

## 曲げモーメントの評価結果

- 応答値が評価基準値を下回ることを確認した。

評価対象	評価対象	応答値 (kN・m)	評価基準値 (kN・m)	応答値 / 評価基準値
原子炉補機 冷却海水系 取水路	頂版	1126	2587	0.44
	底版	1148	2139	0.54
	側壁	1368	3550	0.39
	隔壁	1193	1901	0.63

3.11地震と4.7地震のうち頂底版間水平相対変位が大きい3.11地震の結果

## せん断の評価結果

- 照査用せん断力がせん断耐力を下回ることを確認した。

評価対象	評価位置	照査用 せん断力 Vd (kN)	せん断 耐力 Vy <sub>d</sub> (kN)	$\gamma_i^* V_d / V_{y_d}$	備考 (せん断耐力の 設定方法)
原子炉補機 冷却海水系 取水路	頂版	773	2103	0.37	せん断耐力式
	底版	625	2470	0.26	せん断耐力式
	側壁	726	2104	0.35	せん断耐力式
	隔壁	901	1301	0.70	せん断耐力式

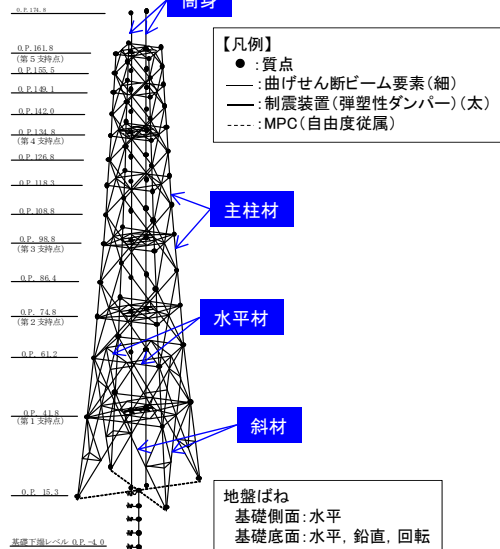
3.11地震と4.7地震のうち頂底版間水平相対変位が大きい3.11地震の結果

※  $\gamma_i$ : 構築物係数

■ 排気筒の解析的検討

- 東北地方太平洋沖地震等(3.11地震, 4.7地震)に対する排気筒の解析的検討を, 排気筒を三次元の質点系とした地盤連成の解析により実施した。
- 検討の結果, 圧縮, 曲げに対する部材応力度が許容応力度以下であることを確認した。この解析結果は, 異常がないという点検結果とも整合する。
- 以下, 排気筒の地震応答解析の概要を示す。

解析モデル



排気筒を質点系としてモデル化した地盤連成モデル

評価基準値

評価項目	評価基準値	
	圧縮	許容応力度※
曲げ	許容応力度※	

※: 概ね弾性範囲を満足する基準値

曲げおよび圧縮応力度の評価結果

- 照査値(部材応力度/許容応力度)が1を下回ることを確認した。

		部材応力度※1 (N/mm <sup>2</sup> )	許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	照査値※2,3 (部材応力度/許容応力度) ≤ 1.00
筒身	圧縮	26.1	203.9	0.459
	曲げ	71.6	216.0	
鉄塔	支柱材	圧縮	171.2	0.954
		曲げ	67.4	
	斜材	圧縮	131.7	0.666
		曲げ	15.2	
水平材	圧縮	59.0	0.873	
	曲げ	158.8		258.5

※1 3.11地震と4.7地震のうち部材応力度が大きい3.11地震の結果

※2 圧縮応力度と曲げ応力度の照査値を足合わせた値とする

※3 許容応力度による照査結果であり, 設計の保守性により, 実際の強度に比べ2割程度の裕度を含んでいる

## ■ 裕度の考え方

- 屋外重要土木構築物の地震応答解析において、応答が概ね弾性範囲内にあることを確認する。
  - ・評価基準
    - 曲げ:鉄筋が降伏していないこと
    - せん断:せん断破壊していないこと
- 排気筒の地震応答解析において、応答が弾性範囲内にあることを確認する。
  - ・評価基準
    - 曲げ・圧縮応力度:部材が降伏していないこと
- 解析では、コンクリート及び鋼材の設計基準強度を用いたり(実際の強度は設計基準強度よりも大きい場合設計基準強度自体に裕度を含んでいる)、隣接構築物を盛土でモデル化する(構築物よりも剛性の小さい盛土でモデル化することにより構築物の変形しやすくなる)等により裕度を含んでいることから、評価基準値を満足すれば裕度があると判断している。

## ■ 屋外重要土木構築物及び排気筒の健全性の総合評価

## 【点検結果】

(屋外重要土木構築物)

- 地震後点検の結果、耐震性に影響を与えるひび割れは確認されず、異常はなかった。

(排気筒)

- 地震後点検の結果、部材、接合部及び脚部に変形、破断、ボルトの緩み等は確認されず、異常はなかった。

## 【地震応答解析結果】

(屋外重要土木構築物)

- 地震応答解析の結果、曲げに対し鉄筋が降伏していないこと、せん断に対し終局耐力以下であることを確認した。

(排気筒)

- 地震応答解析の結果、曲げ・圧縮に対し部材が降伏していないことを確認した。



以上のことから、屋外重要土木構築物及び排気筒の健全性が確保されているものと判断した。



## 2-3 機器・系統(点検関連)

## 2-3 機器・系統(点検関連)

### コメント回答(No.1;点検方法, 判定基準), (No.2;点検者の力量)

1/5

#### コメント内容

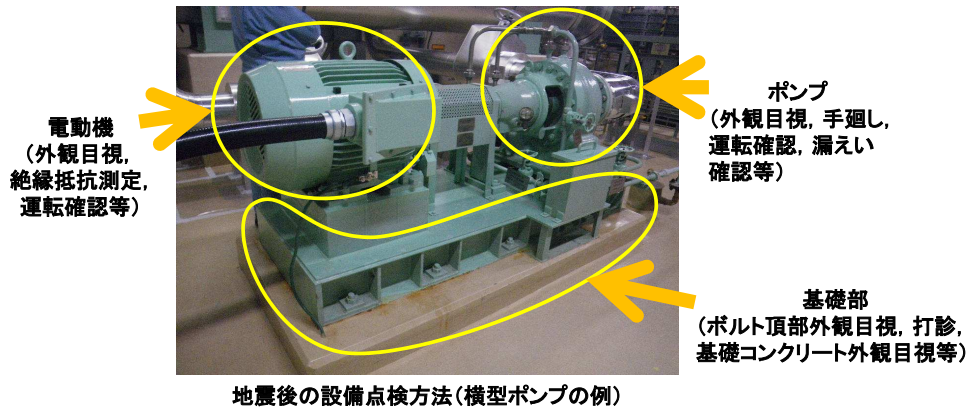
- 1-1:施設の健全性確認の手法について, 詳しく説明してもらいたい。(栗田委員)
- 1-2:地震後の点検の観点から目視点検のあり方について疑問。通常の見視点検と今回の地震後の健全性確認では見る視点が異なるのではないかと。地震による被害[地震動を考慮した被害]目視点検で追えない部分, 拾えない損傷についての対応方法について検討して欲しい。(第5回)(岩崎委員)
- 1-3:3. 11地震前の点検マニュアルから3. 11地震後に見直すべきところをどのように整理しているのか説明してもらいたい。(源栄委員)
- 1-4:地震後の設備健全性について, 定量的なデータのもとに判断根拠を明確にして説明してもらいたい。(若林委員)

#### コメント内容

- 2-1:各種点検(外観目視, その他)を実施した作業担当者の能力(どのような経験・資格などを持つ作業者が実施したか, など)について説明してもらいたい。(首藤委員)
- 2-2:目視点検について, エキスパートによる目視外観点検はきわめて重要である。どのような能力(資格)を持ったメンバーがどのような専門性の組み合わせで行うか。点検結果の適格性のチェックは誰が行うかについて説明してもらいたい。(鈴木委員)
- 2-3:メーカーの社内資格について, 電力としてどのように確認しているのか。(第5回)(兼本委員)

■ 地震後の設備点検方法に係る検討

- 地震時に想定される損傷の形態は、各設備の種類や設置方法等によって異なることから、機種ごとに損傷要因、損傷モード及び損傷部位を分析した。
- 分析の結果抽出された損傷想定部位の確認にあたっては、適切に損傷状況を把握可能な点検手法を検討するとともに、適用する点検手法が定期点検等で用いた設備点検手法で対応可能であることを確認した。
- 上記の検討結果を踏まえ、地震後健全性確認手法(点検マニュアル)を策定し、各設備の地震による影響に着目した点検を実施した。なお、外観目視で確認できない部位については、運転確認、漏えい確認及び系統機能試験等を組み合わせることで健全性確認を実施する。
- 点検手法,判定基準,点検者の力量の例については、次頁以降に示す。

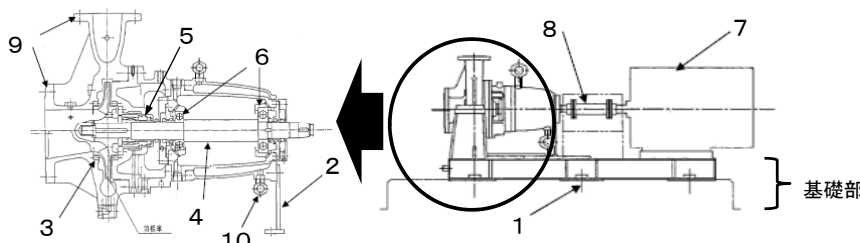


■ 基本点検(損傷形態に応じた点検手法)

- 地震による設備の損傷要因を分析し、それに対する各部位の損傷現象を抽出し、それを確認するための点検手法を検討した。以下に横型ポンプの損傷要因モードと点検手法の例を示す。

横型ポンプにおける損傷要因モードと点検手法(例)

地震による損傷要因	現象	点検手法
ポンプ本体応答過大	ケーシング軸脚へ応力過大	①⑦⑧⑨
ケーシング応答過大	ケーシング応力過大	①
	ケーシング変形過大	②⑤⑥
ロータ応答過大	軸応力過大	②⑤⑥
	軸変形過大	①⑥
	軸受荷重過大	⑥
電動機応答過大	電動機変形過大	③⑤⑥
	軸継手部相対変位過大	①⑤⑥
配管応答過大	配管反力過大	①⑥
	冷却水配管反力過大	①④⑥
冷却水配管応答過大	冷却水配管反力過大	
	基礎ボルト応力過大	基礎ボルト損傷
	支持脚応力過大	支持脚損傷
	ケーシングとロータの接触	摺動部(ライナーリング)損傷
	軸損傷	軸損傷
	メカニカルシール損傷	メカニカルシール損傷
	軸受損傷	軸受損傷
	電動機機能喪失	電動機機能喪失
	軸継手部相対変位過大	軸継手損傷
	ケーシングノズル損傷	ケーシングノズル損傷
	軸受冷却不能	軸受冷却不能



部位名	
1	基礎ボルト
2	支持脚
3	ライナーリング
4	軸
5	メカニカルシール
6	軸受
7	電動機
8	軸継手
9	ケーシングノズル
10	冷却水配管

## ■ 各設備の点検項目及び判定基準

- 点検項目及び判定基準については、これまでの保全で適用している定期事業者検査の判定基準や、国の技術評価がなされた民間規格等を準用

## 各点検項目に対する判定基準(例)

点検項目	判定基準(規格・指針等)	判定基準の例
外観目視点検	・日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-3 等	機器の変形, 芯合わせ不良, 異常な傾き, 隙間の異常, ボルト締付け部の緩み, 部品の破損, 脱落および機器表面における異常がないこと
漏えい試験	・日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-2 等	各部に著しい漏えいがないこと
作動試験	・定例試験実施時の値 ・定期事業者検査等の機能・性能試験での判定基準による ・軽水型原子力発電所の運転保守指針 (JEAG4803-1999) 等	弁の全閉から全開までの動作時間 : 15秒以内であること
絶縁抵抗測定	・原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令 等	300Vを超える電気設備の絶縁抵抗値 : 0.4MΩ以上であること
機能確認試験	・定期事業者検査等の機能・性能試験における判定基準 等	ポンプ流量 : 1000m <sup>3</sup> /h以上であること
分解点検	・定期事業者検査等の分解検査における判定基準 等	ポンプシャフトの振れ : 0.05mm以内であること
非破壊試験	・定期事業者検査等の非破壊試験における判定基準 等	厚さ16mm以下の材料の浸透探傷試験 : 線状指示の長さが1.5mm以内であること

## ■ 点検者の力量

点検実施者の力量管理については、以下の観点で作業員名簿等の書面で確認している。

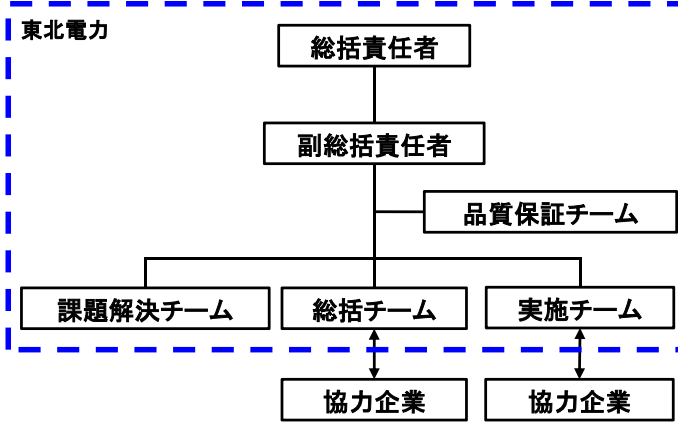
- 浸透探傷試験等の非破壊検査作業
- ・社内品質保証マニュアルに定める公的資格(「非破壊試験技術者 浸透探傷試験・レベル1」等)を有する者, 又は協力企業内で資格認定された者を配置した。
- 外観目視点検及び漏えい試験
- ・JIS Z 2305「非破壊試験—技術者の資格及び認証」に規定の非破壊試験員に要求される近方視力の確認を行う等, 視力に問題のない者を配置した。
  - ・外観目視点検及び漏えい試験は, 目視試験・漏えい試験実施に係る教育を受講した者を配置した。
- 上記以外の点検については, 当社により業務経験, 経験年数等の確認を受けた者を配置した。

コメント回答(No.3; 点検体制)

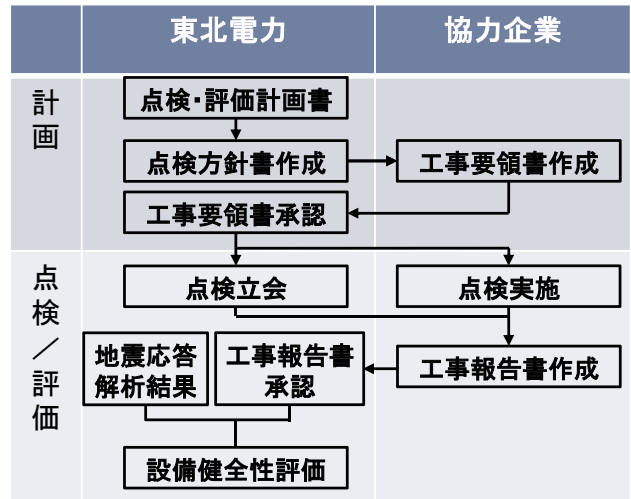
コメント内容

3-1: 点検計画, 点検結果の確認体制について説明してもらいたい。(首藤委員)  
 3-2: 被害調査, 対応実施などの状況について, 特に設備, 機器系への対応についてどのようなチーム構成で実施したか, 今後への教訓を含めて説明してもらいたい。(鈴木委員)

- 点検・評価体制及び点検の概要フローを以下に示す。
- 今回構築した点検・評価体制が効果的に機能したことから, 今後, 地震への対応が必要となった場合にも, 今回と同様な体制を構築することで効果的な対応が可能。



- ・品質保証チーム: 品質保証の観点より指導・助言を行う。
- ・総括チーム: 業務課題の対応状況を確認し, 全体調整を行う。
- ・実施チーム: 点検・評価の実施。業務に伴う問題の発見・解決の実務を行う。
- ・課題解決チーム: 必要に応じ, 個別課題に対し対策の立案・フォローを行う。



コメント回答(No.4; 点検結果) 1 / 7

コメント内容

4-1: 3. 11地震での被害調査結果を詳しく説明してもらいたい。また, 健全性診断法で予想した損傷レベルとの被害調査結果との対応関係を説明してもらいたい。(栗田委員)  
 4-2: 東日本大震災によって, 原子炉建屋・建造物のひび割れ, アンカーの変形などの発生・修繕・交換状況は, それらは耐震・耐津波安全上問題ないか。また今後の地震によって進展する可能性はどのように評価されるか説明してもらいたい。(長谷川委員)

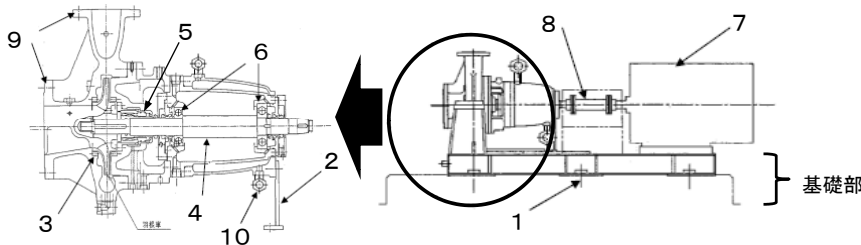
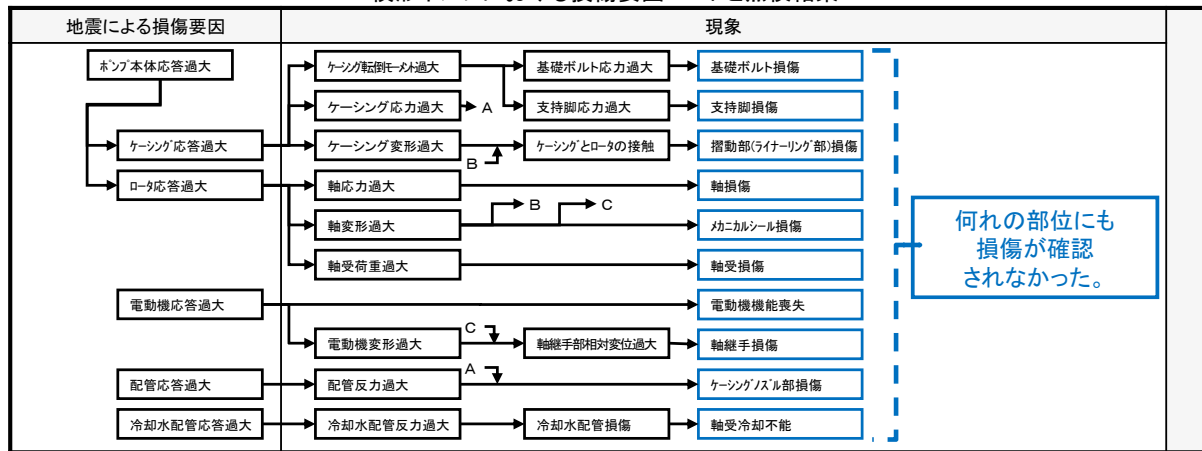
- 各設備に対する基本点検の結果, 下表のとおり地震に起因する事象が確認されたが, いずれの設備も安全機能に影響を及ぼす事象ではなかった。
- 次頁以降, 基本点検で異常が確認されなかった例, 地震に起因して確認された事象(4事例), 地震の損傷要因分析と点検結果の対応関係の例を示す。

耐震重要度	安全機能への影響	機器数	主な事例
Sクラス	有	0	—
	無	15	・配管サポートとの擦れによる配管の塗装剥離 ……事例その1 ・配管の保温外装カバーずれ ……事例その2
B, Cクラス	有	0	—
	無	100	・主タービン高圧, 低圧(A)(B)内部構造物の接触痕 …事例その3 ・主タービン中間軸受箱の基礎ボルトの曲がり ……事例その4

コメント回答(No.4; 点検結果) 2/7

➤ 基本点検にて損傷が確認されなかった機器として、横形ポンプの例を以下に示す。

横形ポンプにおける損傷要因モードと点検結果



部位名	
1	基礎ボルト
2	支持脚
3	ライナーリング
4	軸
5	メカニカルシール
6	軸受
7	電動機
8	軸継手
9	ケーシングノズル
10	冷却水配管

コメント回答(No.4; 点検結果) 3/7

■ 地震起因事象の対応例(その1)

- 事象(配管と配管サポートの擦れによる塗装剥離)
 

外観目視点検を実施したところ、非常用ガス処理系統配管に配管サポートとの擦れによる塗装剥離を確認した。
- 所見
 

地震時の揺れにより、配管と配管サポートの擦れによる塗装剥離が発生したと考えられる。
- 対応内容
 

塗装剥離箇所に対して補修を実施した。

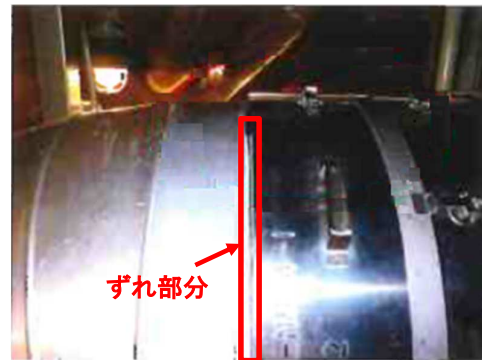


①の矢視  
(サポート斜め上から)

②の矢視  
(サポート斜め下から)

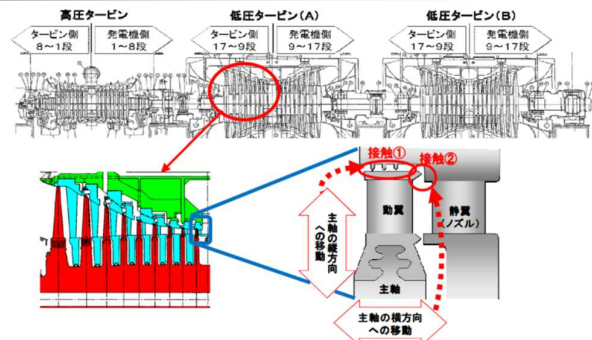
■ 地震起因事象の対応例(その2)

- 事象(配管保温外装カバーのずれ)  
外観目視点検を実施したところ、主蒸気系配管の保温外装カバーがずれていることを確認した。
- 所見  
地震時の揺れにより、配管から保温外装カバーがずれたと考えられる。
- 対応内容  
ずれた保温外装カバーを元の位置に復旧した。



■ 地震起因事象の対応例(その3)

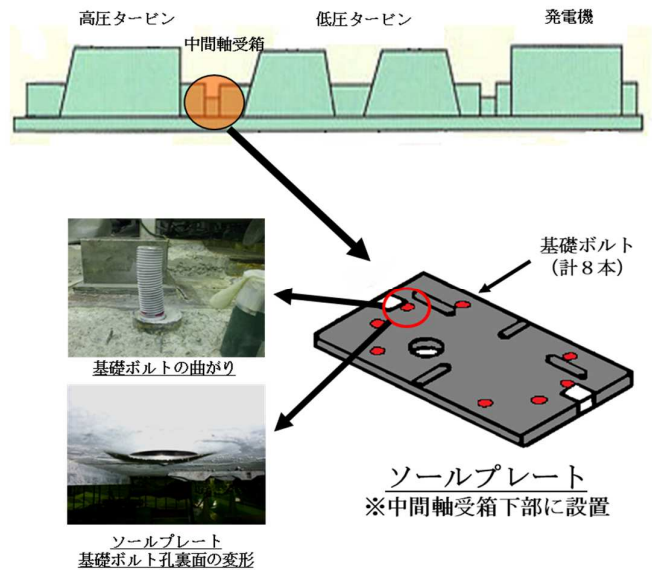
- 事象(高・低圧タービンの動翼と静翼の接触)  
主タービンの設備点検を実施したところ、高・低圧タービンの一部に動翼と静翼との接触痕を確認した。
- 所見  
地震時の揺れにより、高・低圧タービンの動翼と静翼が接触したのと考えられる。  
なお、本事象による主タービンの安全機能への影響はなかった。
- 対応内容  
動翼と静翼の接触痕については、表面研磨等の手入れ、補修を実施した後、非破壊検査を実施し、異常のないことを確認した。



	接触状況(動翼側)	手入れ後
接触①		
接触②		

■ 地震起因事象の対応例(その4)

- 事象(高・低圧タービン中間軸受箱の基礎ボルト曲がり)  
主タービンの開放点検を実施したところ、全基礎ボルト(8本)に曲がりを確認した。
- 所見  
地震時の揺れによりタービン主軸が移動したことで、中間軸受箱及びソールプレート(中間軸受箱を設置する平板)に力が加わり、ソールプレートを固定している基礎ボルトに曲がりが生じたものと考えられる。  
なお、本事象による主タービンの安全機能への影響はなかった。
- 対応内容  
全基礎ボルトについて取替を実施した。

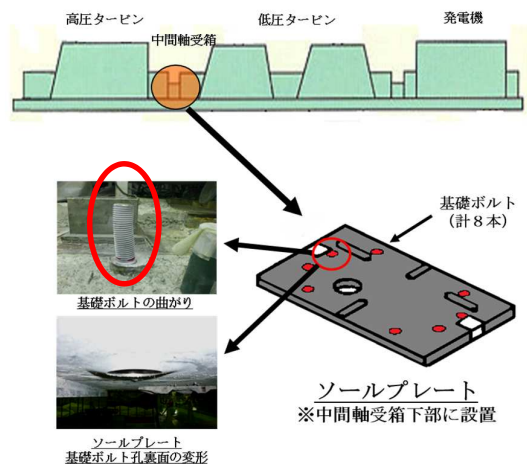


■ 地震の損傷要因分析(健全性診断法で予想した損傷レベル)と点検結果との対応関係

- 主タービンに対する地震による損傷要因として、タービン本体の応答が過大となり、それによる荷重の伝達・影響によって基礎ボルトの損傷が想定されることを分析した。
- これに対して、地震後の主タービンに対する点検結果として、中間軸受箱の基礎ボルトの曲がりを確認しており、事前に想定した損傷要因分析結果と整合していることが確認された。

主タービンにおける損傷要因モード

地震による損傷要因	現象
タービン本体 応答過大	タービン本体 応答過大
全体系(ケーシング) 応答過大	
軸系(ロータ) 応答過大	ケーシング転倒モーメント過大 → 基礎ボルト応力過大 → 取付ボルトの損傷(基礎ボルト)
	ケーシング応力過大
制御部応答過大	ケーシング変形過大
	軸応力過大
	軸変形過大
配管反力過大	軸受荷重過大 → ロータ・ケーシング接触 → ロータの損傷
	軸受変形過大 → 軸受の損傷
制御部応答過大	ガバナ加速度過大 → 作動不良 → 性能(制御)不能
	制御油配管応力過大 → 配管損傷
制御部応答過大	レバー機構地震反力過大 → 弁開閉不良
	蒸気加減弁加速度過大 → 弁箱応力過大 → 弁箱の損傷
制御部応答過大	主蒸気止め弁加速度過大 → 弁箱の損傷
配管反力過大	ケーシングの損傷



コメント回答(No.5; 制御棒の点検) 1/3

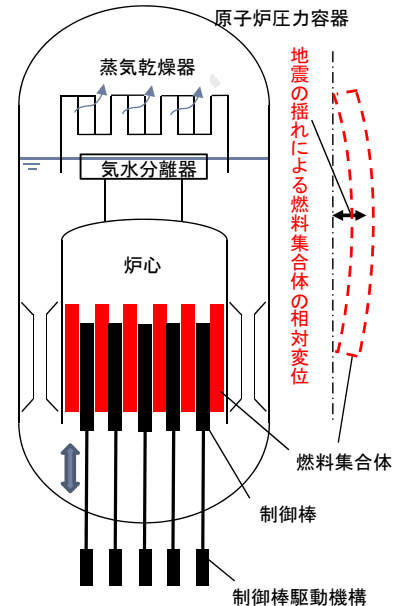
コメント内容

- 5-1: 『地震によって発生した燃料体の相対変位が、加振試験により制御棒の挿入性に問題のないことが確認されている40mm以下であることを解析によって確認』という説明に関して、40mm以下で問題ないとする根拠と震災時の相対変位を示すこと。(第6回) (鈴木委員, 源栄委員, 長谷川委員, 兼本委員, 栗田委員)
- 5-2: 目視点検の信頼性や抜き取り点検の妥当性について、説明してほしい。(第4回, 第5回) (首藤委員)
- 5-3: 定期検査と地震後の健全性確認は観点が異なると思われるが、制御棒についてそれぞれの抜き取り点検の考え方の違いを明確にするとともに、地震後点検を特定の象限から抜き取りしている理由を再整理すること。(第6回) (長谷川委員)
- 5-4: 大きな地震を経験した制御棒や燃料体をもう一度使用する上で、解析による確認と抜き取り点検の組み合わせで問題ないとする理由を再整理すること。(第6回) (岩崎委員)

➢ 地震時の制御棒の挿入性について、実機及び解析による確認結果から問題はなかった。

■ 地震時の制御棒に対する確認結果

実機による確認結果	<ul style="list-style-type: none"> <li>3.11地震時、問題なく全ての制御棒が挿入された。</li> <li>4.7地震時は、全ての制御棒が全挿入状態であった。</li> <li>制御棒の外観目視点検の結果、異常がないことを確認した。</li> </ul>		
	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震の揺れによる燃料集合体の相対変位量は、加振試験によって制御棒の挿入性が確認された評価基準値に収まることを確認した。</li> </ul>		
解析による確認結果	地震動	燃料集合体の相対変位	許容基準値
	3.11地震	18.2mm	40mm
	4.7地震	8.5mm	



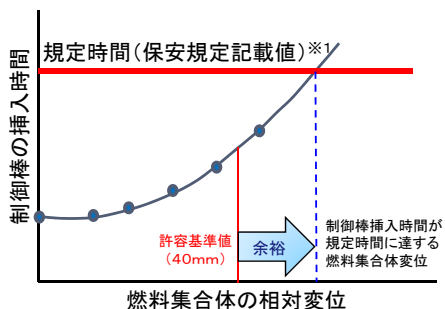
コメント回答(No.5; 制御棒の点検) 2/3

■ 制御棒の挿入性に係る加振試験の概要(評価基準値の考え方)

- 実機大を模した試験装置(制御棒1体, 燃料集合体4体)を使用し、加振(正弦波)により燃料集合体に相対変位を付与した状態で、制御棒の全引抜状態から規定挿入位置までの挿入時間を測定。
- 加振条件を徐々に大きくし、燃料集合体の相対変位と制御棒の挿入時間の関係を確認。
- 既工認時の設計では、燃料集合体の相対変位が40mmを超える範囲まで加振試験を実施し、規定時間以内で挿入できることを確認。なお、加振試験終了後、制御棒に異常がないことを確認。



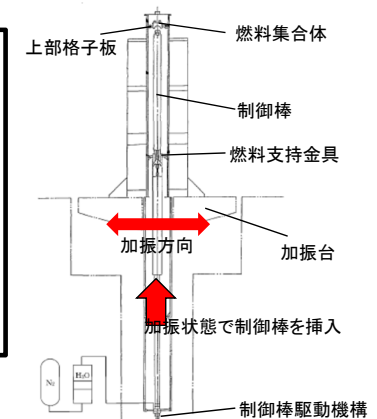
評価基準値: 燃料集合体の相対変位が40mm以下



制御棒の挿入時間と相対変位の関係(イメージ)



制御棒挿入性試験結果※2



試験装置の概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

※1 75%ストロークスクラムに要する時間: 1.62s

※2 新規基準を踏まえた設計では、耐震条件が大きくなるため、既工認時と同様の加振試験を行い、燃料集合体の相対変位が約60mmの条件においても、制御棒が規定時間以内に挿入できることを確認した。



## コメント回答(No.5; 制御棒の点検) 3/3

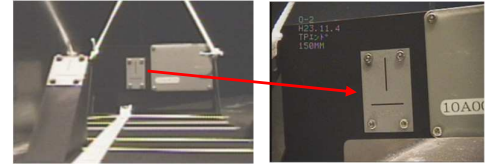
## ■ 目視点検の信頼性について

- 地震により制御棒等に想定される損傷モードは、変形(曲がり)等であり、機器の外観に表れるため、目視点検※1で確認できる。
- 目視点検は、規格基準※2に基づき、想定される損傷モードを検知できる性能(1200mm離れた場所から0.8mm幅の黒線を識別できる)を有した水中テレビカメラを用いて確認。
- 社内資格を有するプラントメカ検査員および当社社員が確認することで、点検の信頼性を高めている。

※1 「地震後の機器健全性評価ガイドライン」においても、目視点検が有効とされている  
 ※2 国が技術評価により認めている「発電用原子力設備規格 維持規格」

## ■ 通常定検と地震後点検の抜き取りの考え方

- 通常定検では、照射による影響を確認するため、照射量の多い物から2~4本を選定
- 地震後点検では、地震による影響を確認するため、地震応答解析結果(燃料集合体の相対変位が40mm以下であること)、地震時に制御棒等が同様に揺れること、制御棒等の配列が対称であること、点検対象範囲の網羅性を考慮し、1/4炉心(90度範囲)から制御棒8本(チャンネルボックス32体)を選定



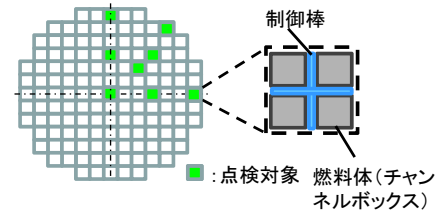
(1200mm確認状況)

(0.8mm幅の黒線)

水中テレビカメラ性能確認写真

## ■ 継続使用の可否判断

- 目視点検の結果、曲がり等の異常がなかったこと、地震応答解析の結果、燃料集合体の相対変位が40mm以内であったことから、継続使用が可能であると判断している。
- なお、今後の系統機能試験において、全制御棒に対する機能確認試験を実施し、挿入性を確認する。



制御棒点検対象:8本(全137本)

## コメント回答(No.6; 燃料集合体の点検) 1/3

第6回検討会資料一部修正

## コメント内容

- 6-1: 目視点検の信頼性や抜き取り点検の妥当性について、説明してほしい。(第4回, 第5回) (首藤委員)  
 6-2: 震災時に燃料集合体にかかった応力を解析によって確認しているとのことだが、許容応力に対して実際の程度の余裕があったのか示すこと。(第6回) (栗田委員)  
 6-3: 大きな地震を経験した制御棒や燃料体をもう一度使用する上で、解析による確認と抜き取り点検の組み合わせで問題ないとする理由を再整理すること。(第6回) (岩崎委員)

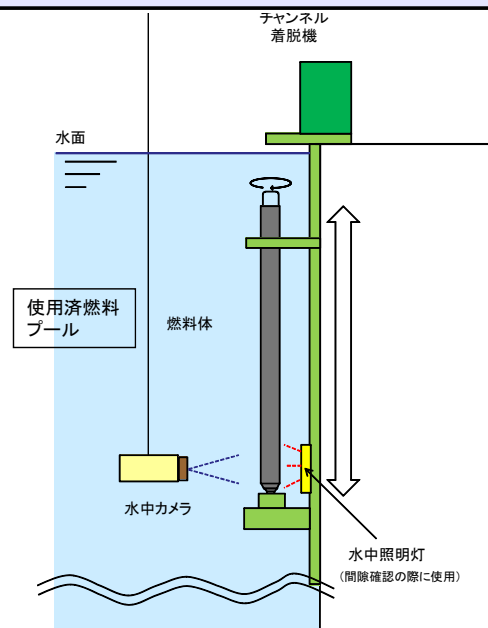
## ■ 目視点検の信頼性

- 地震により燃料集合体に想定される損傷モードは、変形(曲がり)等であり、機器の外観に表れるため、目視点検※1で確認できる。
- 目視点検は、規格基準※2に基づき、想定される損傷モードを検知できる性能を有した水中テレビカメラを用いて確認。
- 社内資格を有するプラントメカ検査員および当社社員が確認することで、点検の信頼性を高めている。

※1 「地震後の機器健全性評価ガイドライン」においても、目視点検が有効とされている  
 ※2 国が技術評価により認めている「発電用原子力設備規格 維持規格」

## ■ 抜き取り点検の考え方

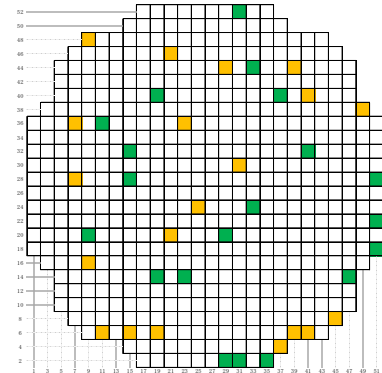
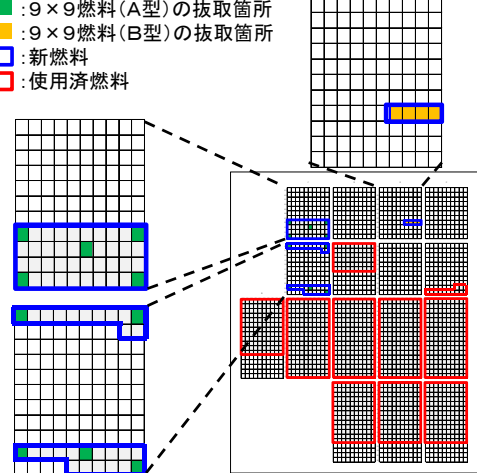
- 燃料集合体の目視点検は、抜き取りにより実施しており、点検対象の選定にあたっては、燃料の燃焼の度合い等を考慮することで網羅性を確保(次項参照)。
- 目視点検の結果、地震による変形や損傷は認められなかった。



燃料集合体の外観点検

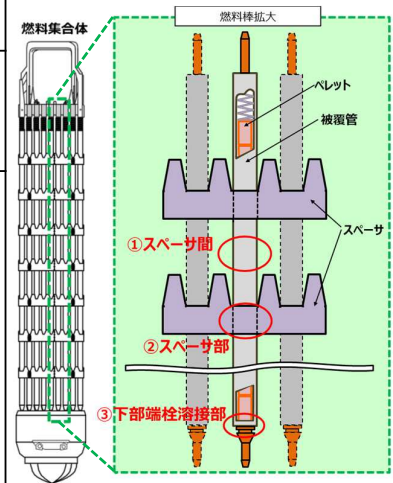
■ 燃料集合体の抜き取り点検の妥当性について

➤ 以下のとおり燃焼の度合い等を考慮することにより、抜き取りについての網羅性を確保。

	炉内	使用済燃料プール内
抜取方法	9×9燃料(A型):20体(燃焼の度合いが低い10体, 高い10体) 9×9燃料(B型):20体(燃焼の度合いが低い10体, 高い10体)	9×9燃料(A型):10体 9×9燃料(B型):4体(全数)
抜取理由	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震時は同じ揺れ方となるため、配置による影響なし。</li> <li>燃焼の度合いが低いもの:燃料被覆管の強度は、中性子照射により増すため、燃焼の度合いが低いものは、強度が比較的低い。</li> <li>燃焼の度合いが高いもの:燃焼が進むにつれて燃料被覆管に加わる応力が増加する影響を考慮。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>新燃料は未照射のため、燃焼の度合いに違いはないことから、特定の位置に偏らないようメーカー別に10体抜き取り(9×9燃料(B型)は全数の4体)。</li> </ul>
抜取箇所	<p>■ :9×9燃料(A型)の抜取箇所 ■ :9×9燃料(B型)の抜取箇所</p> 	<p>■ :9×9燃料(A型)の抜取箇所 ■ :9×9燃料(B型)の抜取箇所 □ :新燃料 □ :使用済燃料</p> 

■ 地震応答解析結果について

	応力評価	疲労評価																
解析内容	燃料集合体にかかる応力が許容応力を超えていないことを確認。	地震による疲労が追加されても燃料健全性上問題ないことを確認。																
解析方法	燃料集合体各部(スペーサ間, スペーサ部, 下部端栓溶接部)にかかる応力を求め、評価基準値に対して余裕があることを確認(9×9燃料(A型)を代表として解析)。	応力集中が発生しやすい下部端栓溶接部の疲れ累積係数増分が、評価基準値に対して余裕があることを確認(9×9燃料(B型)を代表として解析)。																
解析結果	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">応力設計比※(最大値)</th> <th rowspan="2">評価基準値</th> </tr> <tr> <th>炉内装荷燃料</th> <th>プール保管燃料</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.51 (下部端栓溶接部)</td> <td>0.35 (スペーサ部)</td> <td>1</td> </tr> </tbody> </table>	応力設計比※(最大値)		評価基準値	炉内装荷燃料	プール保管燃料	0.51 (下部端栓溶接部)	0.35 (スペーサ部)	1	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">疲れ累積係数の増分</th> <th rowspan="2">評価基準値</th> </tr> <tr> <th>炉内装荷燃料</th> <th>プール保管燃料</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.053</td> <td>0.018</td> <td>1</td> </tr> </tbody> </table>	疲れ累積係数の増分		評価基準値	炉内装荷燃料	プール保管燃料	0.053	0.018	1
	応力設計比※(最大値)		評価基準値															
炉内装荷燃料	プール保管燃料																	
0.51 (下部端栓溶接部)	0.35 (スペーサ部)	1																
疲れ累積係数の増分		評価基準値																
炉内装荷燃料	プール保管燃料																	
0.053	0.018	1																
	<p>応力設計比は1より十分小さく、それぞれの地震において燃料集合体の損傷はないと判断できる。</p> <p>※ 応力設計比 = 部材にかかる応力 ÷ 部材が許容できる応力(許容応力)</p>	<p>疲れ累積係数の増分は1より十分小さく、燃料健全性上問題ないと判断できる。また、燃料全寿命を通した疲れ累積係数(約0.006)を加えても1より十分小さい。</p> <p>(燃料は通常5~6サイクル程度で取り替えるため、その間に疲れ累積係数が1を超える可能性は限りなく小さい。)</p>																



評価箇所イメージ図

■ 継続使用の可否判断について

➤ 目視点検の結果、燃料に異常な変形や損傷がないこと、地震応答解析の結果、地震時に燃料集合体に作用した応力および地震による疲労累積を考慮しても燃料健全性上問題ないことから、3.11地震及び4.7地震を経験した燃料集合体については、継続使用することが可能であると判断している。



## 2-4 機器・系統(地震応答解析関連)



### 2-4 機器・系統(地震応答解析関連)

#### コメント回答(No.7;地震応答解析) 1/10

##### コメント内容

7-1:地震応答解析と被害調査の関係がどうであったのか説明してもらいたい。(栗田委員)

7-3:「地震応答解析結果に基づく構造評価」(第1回検討会の資料-4 p.15)において、「裕度の有無」を判定する判断基準と、その背景にある論理(そのような判断基準とした根拠となる考え方)について説明してもらいたい。(首藤委員)

7-4:被害を受けた設備は、ダメージが累積してきている。例えば、8.16地震で被害を受けた設備は、ダメージがあればそのダメージに加え、3.11地震時のダメージも累積されている。それをどのように定量化して評価しているのか説明してもらいたい。(源栄委員)

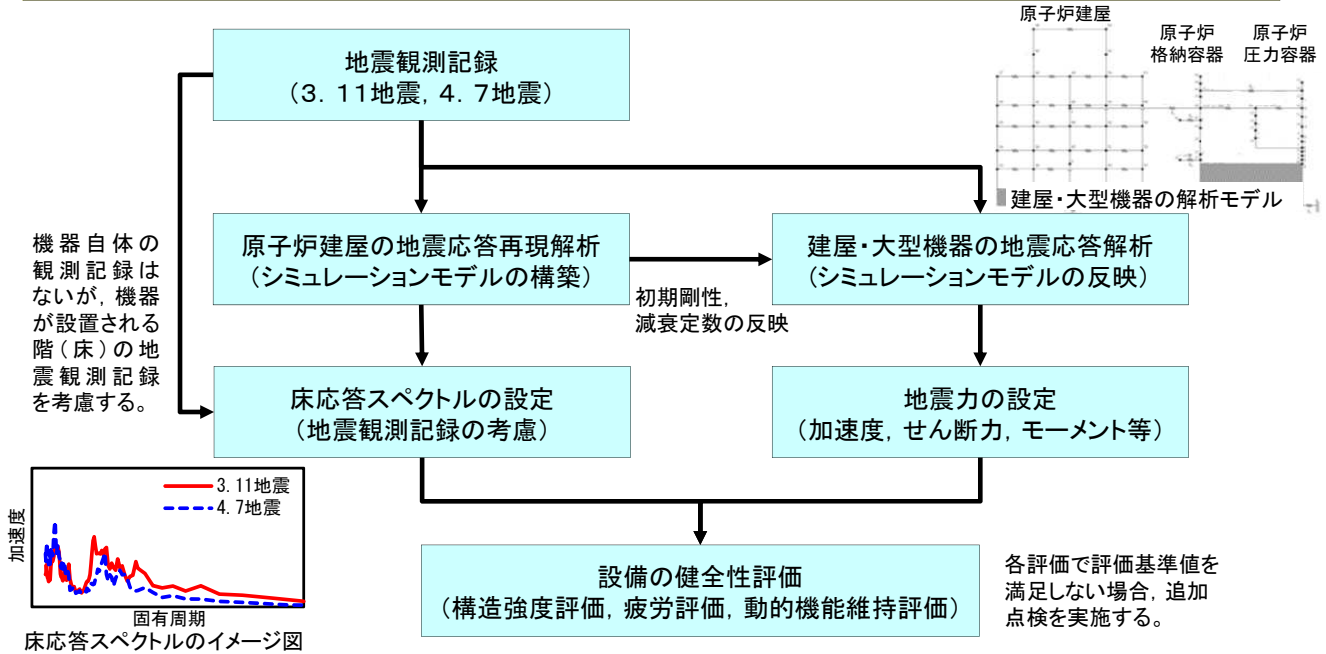
7-5:健全性確認においては、観測された地震動を最も再現できるようなモデル(パラメータ)による評価結果を基に、評価・点検を実施するのか。(栗田委員)

7-6:地震観測記録として、建物は確認されているが、重要機器の観測記録はあるのか説明してもらいたい。(源栄委員)

7-7:地震による評価に関して、応答スペクトルが機器系に与える影響をどのように評価しているのか。地震動の影響がどのような形で、フロアレスポンスが具体的にどのように機器、配管、設備に影響するのかということをどのように評価しているのか説明してもらいたい。(鈴木委員)

(機器・系統の地震応答解析)

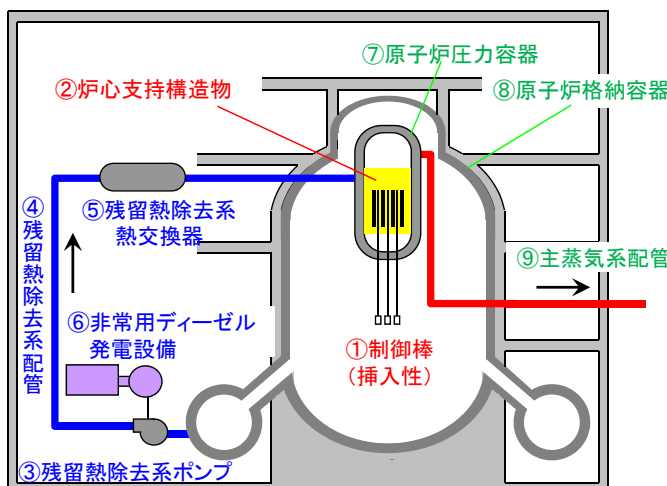
- 機器・系統の地震応答解析においては、3.11地震及び4.7地震の地震観測記録を用いて、原子炉建屋の地震応答を再現できるシミュレーションモデルを構築し、それを反映した解析モデルによる地震応答解析結果から設定した評価条件に対して、各設備の健全性評価を行う。
- 設備の健全性評価に用いる評価条件について、地震時の地震観測記録がある階(床)については、それを考慮して設定する。



(評価対象設備)

- 「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の機能を有する耐震Sクラス設備及び耐震Sクラス設備に波及的影響を及ぼすおそれのある設備を対象とし、構造強度評価(125設備)、動的機能維持評価(35設備)を行う。
- 地震の継続時間が比較の長かったことを考慮して、疲労の影響が大きいと考えられる設備に選定し、3.11地震及び4.7地震に対する疲労評価(4設備)を行う。
- 評価部位は、既工認または既往の耐震評価を踏まえ、余裕度の小さい部位を対象とする。

(評価対象設備の例)



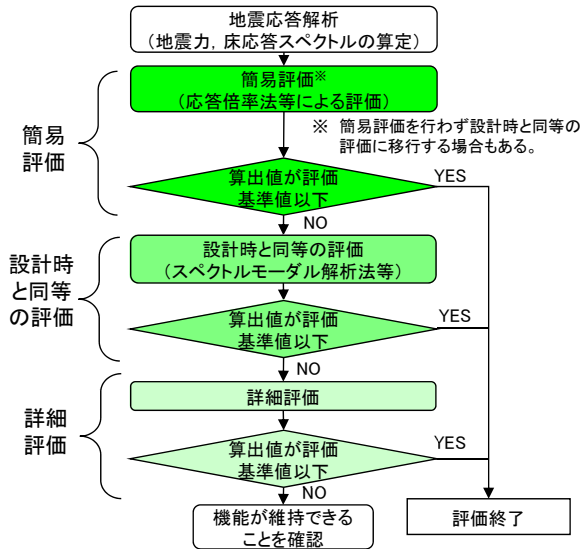
	構造強度	動的機能維持
止める	②炉心支持構造物	①制御棒(挿入性)
冷やす	③残留熱除去系ポンプ ④残留熱除去系配管※ ⑤残留熱除去系熱交換器 ⑥非常用ディーゼル発電設備	③残留熱除去系ポンプ ⑥非常用ディーゼル発電設備
閉じ込める	⑦原子炉圧力容器 ⑧原子炉格納容器 ⑨主蒸気系配管	⑨主蒸気系配管(主蒸気隔離弁)

※疲労評価を実施

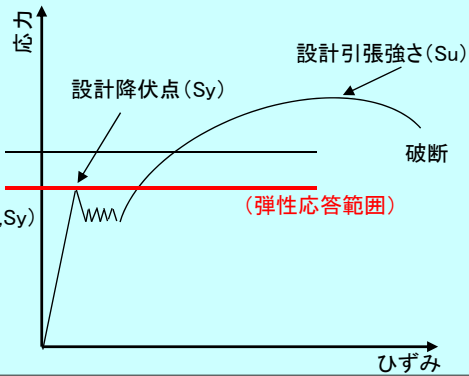
コメント回答(No.7;地震応答解析) 4/10

(構造強度評価)

- 構造強度評価では、地震により設備に負荷される地震力と内圧等によって、設備の部材に発生する応力(算出値)が、材料に許容される応力(評価基準値)以下であることを確認する。
- 構造強度評価は、以下の評価フローのとおり、段階的な評価手順とする。温度、圧力等の評価条件は、既工認と同条件とすることを基本とするが、地震影響を詳しく確認する場合は、より実態にあった評価条件として、地震時のプラント状態等を考慮する。
- 評価基準値については、設備を再使用する観点から、「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601)」に規定される許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sの許容応力(弾性応答範囲内)を適用する。



規格基準上の許容応力は、破断に対して余裕を持っている。  
また、実際の材料の降伏点や引張強さは、規格基準で定められている値より大きい。



材料の引張特性(イメージ)

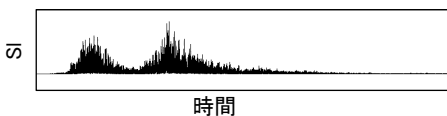
コメント回答(No.7;地震応答解析) 5/10

(疲労評価)

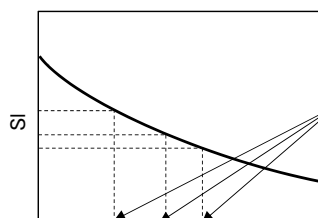
- 疲労評価では、3.11地震及び4.7地震の地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、評価対象設備に加わる繰返しピーク応力強さと設計疲労線図(発電用原子力設備規格 設計・建設規格)の関係から、疲れ累積係数を確認する。
- 評価基準値については、「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601)」に規定される疲れ累積係数の許容値(1.0以下)を適用する。
- なお、3.11地震以前に発生した平成17年8月16日宮城県沖の地震は、4.7地震に比べても地震規模が小さく、設備に対する疲労影響は極めて軽微である。(詳細評価は、84頁参照)

【疲れ累積係数の算出手順】

- ①地震観測記録を用いた時刻歴応答解析により繰返しピーク応力強さ(Si)の時刻歴を算出



- ②評価対象設備の疲れ累積係数(Uf)を算出



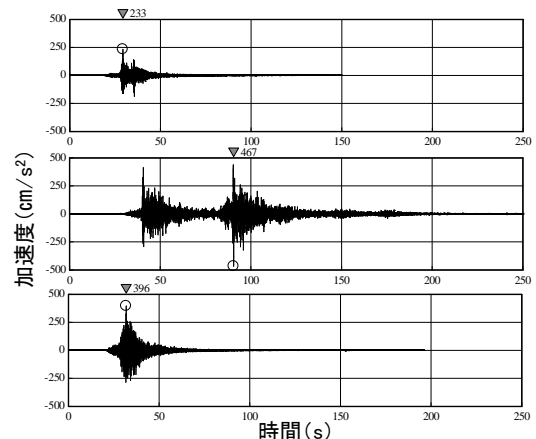
各ピーク応力強さの許容繰返し回数Niから、疲れ累積係数Ufを算出する

$$U_f = \sum (1/N_i)$$

・8.16地震  
(最大加速度: 233 cm/s<sup>2</sup>)

・3.11地震  
(最大加速度: 467 cm/s<sup>2</sup>)

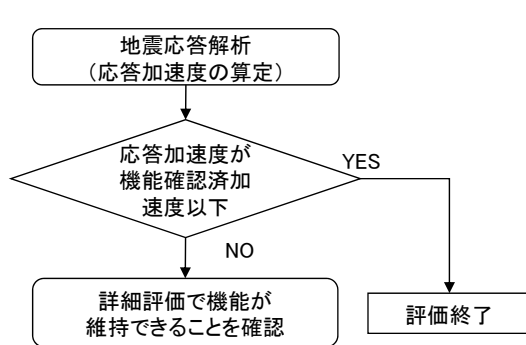
・4.7地震  
(最大加速度: 396 cm/s<sup>2</sup>)



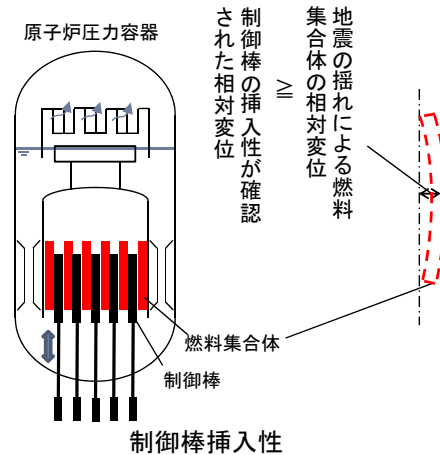
各地震の最大加速度を観測した水平方向の加速度時刻歴波形(観測位置: O.P.-8.6m)

(動的機能維持評価)

- 地震時に動的機能が要求される弁・ポンプ等に対する動的機能維持評価は、地震応答解析により評価対象設備の応答加速度を評価し、評価基準値である機能確認済加速度以下であることを確認する。
- 評価基準値については、「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601)」に規定される値および試験等で妥当性が確認された値を適用する。なお、評価基準値の機能確認済加速度は、余裕を持った値を用いており、各機器の限界の加速度ではない。
- 制御棒の挿入性については、地震応答解析により燃料集合体の相対変位を求め、試験により制御棒の挿入性が確認された相対変位以下であることを確認する。



弁・ポンプ等の動的機能維持評価フロー



機器・配管系の地震応答解析結果(抜粋)

■ 構造強度評価の確認結果(弾性応答範囲(Ⅲ<sub>A</sub>S)内であることの確認)

評価対象	評価部位	応力分類	発生値[MPa]		評価基準値(Ⅲ <sub>A</sub> S)[MPa]	判定
			3.11地震	4.7地震		
②炉心支持構造物	シュラウドサポートレグ	軸圧縮	175 <sup>※1</sup>	177 <sup>※1</sup>	198	○
③残留熱除去系ポンプ	原動機台取付ボルト	引張	26 <sup>※1</sup>	25 <sup>※1</sup>	444	○
④残留熱除去系配管	配管本体	一次	117	144	274	○
⑤残留熱除去系熱交換器	基礎ボルト	引張	82	56	147/169 <sup>※2</sup>	○
⑥非常用ディーゼル発電設備	基礎ボルト	引張	79	50	254	○
⑦原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張	105	91	499	○
⑧原子炉格納容器	サンドクッション部	座屈	0.48 <sup>※3</sup>	0.37 <sup>※3</sup>	1	○
⑨主蒸気系配管	配管本体	一次	141	183	198	○

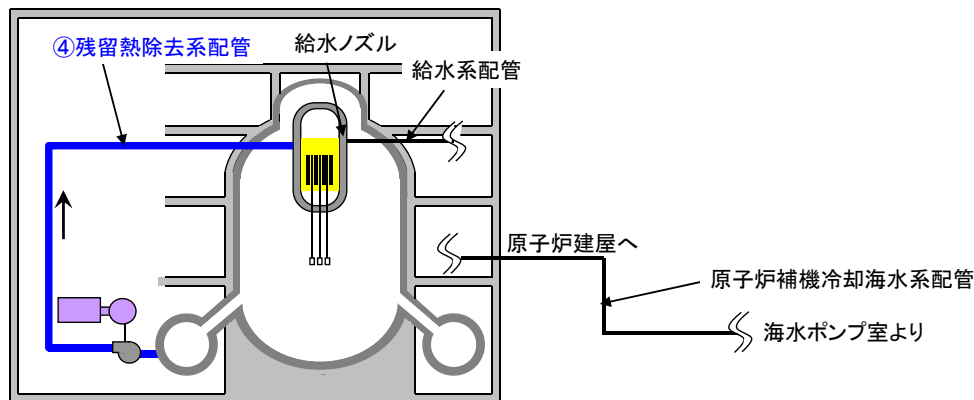
※1 簡易評価により算出(※1以外は設計時と同等の評価により算出)  
 ※2 評価基準値は、せん断力の組合せを考慮し、各々3.11/4.7地震を示す  
 ※3 座屈に対する評価式により、発生値は評価基準値に対する比率で示す

機器・配管系の地震応答解析結果(抜粋)

■ 疲労評価の確認結果

評価対象	地震による疲れ累積係数[-]		運転状態における 疲れ累積係数[-]	合計[-]	評価 基準値 [-]	判定
	3.11地震	4.7地震				
④残留熱除去系配管	0.0027	0.0009	0.0014	0.0050	1.0	○
原子炉補機冷却海水系配管	0.0008	0.0006	—※	0.0014	1.0	○
給水系配管	0.0001	0.0001	0.2343	0.2345	1.0	○
給水ノズル	0.0002	0.0017	0.004	0.0059	1.0	○

※ JEAG4601・補-1984に従い、評価が必要となる発生応力以下のため、疲れ累積係数は算出していません。



機器・配管系の地震応答解析結果(抜粋)

■ 動的機能維持評価の確認結果

評価対象	評価項目	算出値[mm]		評価基準値 [mm]	判定
		3.11地震	4.7地震		
①制御棒挿入性	燃料集合体相対変位	18.2	8.5	40※ <sup>1</sup>	○

※<sup>1</sup> 新規基準を踏まえた設計では、耐震条件が大きくなるため、既認時と同様の加振試験を行い、燃料集合体の相対変位が約60mmの条件においても、制御棒が規定時間以内に挿入できることを確認した。

評価対象		水平加速度[G]		鉛直加速度[G]		判定
		応答加速度	評価基準値	応答加速度	評価基準値	
③残留熱除去系ポンプ	3.11地震	0.62	10.0	0.40	1.0	○
	4.7地震	0.40	10.0	0.39	1.0	○
⑥非常用ディーゼル発電設備	3.11地震	0.84	1.1	0.59	1.0	○
	4.7地震	0.58	1.1	0.63	1.0	○
⑨主蒸気系配管(主蒸気隔離弁)	3.11地震	3.03	10.0	3.37	6.2	○
	4.7地震※ <sup>2</sup>	発生値(MPa) 774		評価基準値※ <sup>3</sup> (MPa) 785		○

※<sup>2</sup> 主蒸気隔離弁の弁本体の構造上の最弱部に対して、詳細評価として構造強度評価を実施

※<sup>3</sup> 評価基準値は、弾性応答範囲(Ⅲ<sub>A</sub>S)を適用

**【設備点検の結果】**

- 地震後の設備点検結果, 地震によって, Sクラス設備等の構造強度・機能に影響を与えるような損傷は確認されなかった。

**【地震応答解析の結果】**

- Sクラス設備等に対する構造強度評価の結果, 評価対象の125機器すべてにおいて弾性応答範囲内であることを確認した。
- 疲労評価の結果, 評価対象の4機器すべてにおいて地震による疲労影響は十分に小さいことを確認した。
- 動的機能維持評価の結果, 評価対象の35機器すべてにおいて動的機能が要求される設備の機能が維持されることを確認した。

- 3. 11地震及び4. 7地震に対してSクラス設備の構造強度, 機能が確保されており, 設備点検の結果と地震応答解析の結果は, 整合している。

**2-5. その他**



## コメント内容

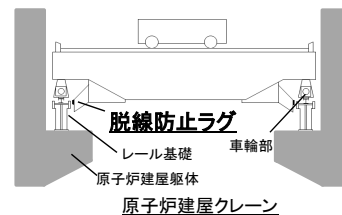
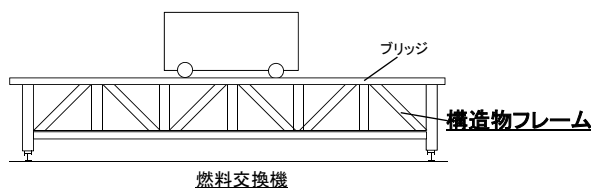
- 8-1:設備や建屋で、耐震クラスが低くても、それらの損傷が、耐震クラスが上位のものの作動に影響を与えることが予想される場合、それらの耐震解析評価(地震応答スペクトル評価)を行っているか説明してもらいたい。(長谷川委員)
- 8-2:健全性確認の全体像について、機器系と建物系の確認を並行して独立に進めるようになってきているが、両者の被害は、密接に関連して発生する。特に、重要度の異なる機器と建屋の結合部に被害が集中するのは東電柏崎の変電機の火災例でも明白である。この総合化の重要性を指摘して議論したい。(設備、機器系への地震作用は地盤→建屋→機器となるため、建屋との取り合い部での損傷が主体となる。個々の機器系の耐震対策も重要だが連結部での対応をどのように考えているか説明してもらいたい。)(鈴木委員)

## ■ 低耐震クラスの耐震設計について

- 地震時にB, Cクラス設備の波及的影響によって、Sクラス設備の安全性が損なわれないことが要求される。
- Bクラス設備である燃料交換機及び原子炉建屋天井クレーンは、Sクラス設備である使用済燃料プールに落下しないことが要求されることから、3.11/4.7地震に対する地震応答解析を確認した。
- 地震応答解析の結果から、弾性応答範囲内であり、解析的にもSクラス設備に対する波及的影響がなかった。

■ 構造強度評価の確認結果(弾性応答範囲(Ⅲ<sub>A</sub>S)内であることの確認)

評価対象	評価部位	応力分類	発生値[MPa]		評価基準値(Ⅲ <sub>A</sub> S)[MPa]	判定
			3.11地震	4.7地震		
燃料交換機	構造物フレーム	組合せ	212	206	231	○
原子炉建屋クレーン	脱線防止ラグ	圧縮	117	129	309	○



## ■ 耐震設計における機器と建屋の関係について

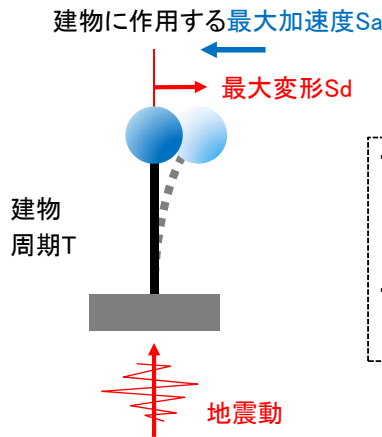
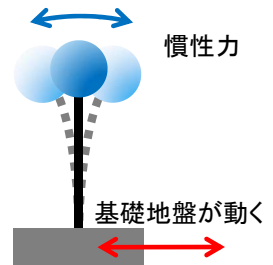
- 原子炉建屋等の重要施設の基礎は、強固な岩盤上に設置されており、地盤沈下等により重要な設備が損傷しないように設計している。なお、建屋間を渡る配管等の耐震設計においては、建屋間相対変位を考慮した設計としている。
- 地震後の設備健全性確認結果として、建屋と機器の連結部である基礎台及び基礎ボルトの損傷により、Sクラス設備に波及的影響を及ぼす損傷はなかった。

コメント内容

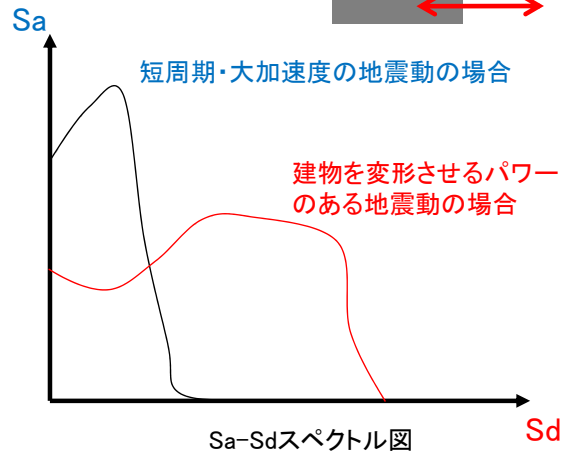
9:地震動には様々な性質がある。加速度、速度、変位、エネルギーなど何がどう被害に対応するのか。それぞれの被害が、地震動のどういう性質に対応しているのか、加速度による被害、変形による被害、繰返しによる被害などを分類して整理し説明してもらいたい。(源栄委員)

地震の揺れによる被害について

- 地震の揺れによる力は、建物の基礎地盤が揺れる(動く)ことによって作用する慣性力である。
- したがって、その揺れ方によって作用する力が変化し、建物や構造物への影響(被害)に違いが生じる。

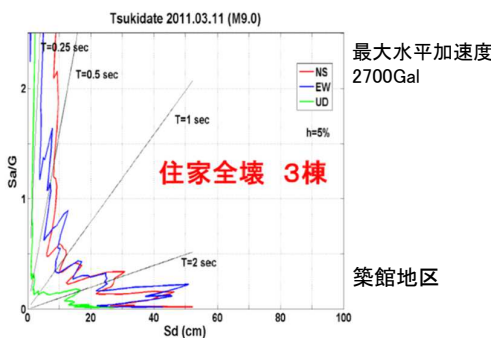


・固有周期Tを変化させながら、最大応答加速度Saと最大応答変形Sdをプロットし、Sa-Sdスペクトル図を作成する  
 ・地震の性質によって、異なったスペクトルが得られる。

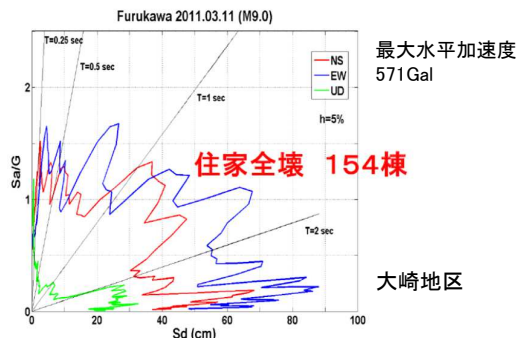


➢ 地震の揺れ方による分類と被害内容について、一般的な例を以下に示す。

■ 東北地方太平洋沖地震時のSa-Sdスペクトルの例と被害状況



住家全壊 3棟



住家全壊 154棟

出典:東北大学による東日本大震災3ヶ月後緊急報告会 地震動と建物被害の関係(源栄正人)

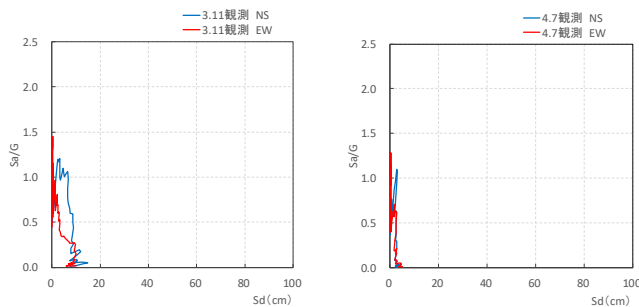
■ 被害の分類(例)

被害の分類	影響の大きい構造物例	一般的な被害の例	設計上の考慮
加速度による被害 (パルスの揺れによる)	・天井や照明器具	・天井や照明の落下	・天井, 照明の取り付け部の補強など
変形による被害 (変形を生じる力による)	・各建屋の構造体(耐震壁, 柱等) ・鉄塔	・家屋の倒壊, 鉄塔の倒壊等	・十分な余裕のある設計
繰返しによる被害 (繰返しの影響による)	・免振ダンパー ・地盤	・免振建物の長い継続時間による鉛ダンパー免振装置の損傷 ・地盤の液状化	・十分な余裕のある設計 ・地盤改良など

- 地震の揺れ方による分類と被害内容について、女川原子力発電所での事例は以下のとおり。
- 2号機原子炉建屋におけるSa-Sdスペクトルは、変位が非常に小さく加速度が大きい揺れであることがわかる。

#### ■ 女川原子力発電所での被害の分類(例)

被害の分類	影響の大きい構造物例	被害の例	設計上の考慮
加速度による被害 (パルス的な揺れによる)	・天井や照明器具	・中央制御室の天井や照明のルーバーの落下	・天井の撤去 ・天井、照明の取り付け部の補強
変形による被害 (変形を生じる力による)	・各建屋の構造体(耐震壁、柱等)	・建屋の耐震壁等のひび割れ、屋根トラス鉄骨部材の曲がり等	・十分な余裕のある設計 ・地震動の増大に伴い必要に応じて耐震補強を実施
繰り返しの被害 (繰り返しの影響による)	・地盤	・地盤の液化化は確認されなかった	・地下水位低下設備による水位低下、地盤改良



2号機原子炉建屋 観測記録のSa-Sdスペクトル(地下3階)



天井の被害例(3.11地震時中央制御室)

#### コメント内容

- 10-1: 1号機の天井クレーン走行部の損傷に関して、仮に緊急的に原子炉の蓋を開けて燃料取り出しをする必要性が生じていた場合、機能は担保できていたのか。(岩崎委員)
- 10-2: 1号機の天井クレーン走行部の軸受は、2、3号に比べて耐震性が弱く、壊れることが分かっていたのではないかと。この点についてしっかりと答えてほしい。(第4回)(岩崎委員)
- 10-3: 想定される地震動が入ったときに、どのくらい建屋が揺れて、それがガーターにどう伝わって、そしてそれがクレーンの機能に対してどのような影響を与えるのか示してほしい。(第4回)(鈴木委員)

#### ■ 緊急的な使用時の扱い

- 当該天井クレーンは、東北地方太平洋沖地震等の発生時、使用済燃料プール等のSクラス設備に波及的影響を与えることがなく、落下防止機能は満足していた。その後、当該天井クレーンは、異音があったものの走行可能な状態であったが、異音発生の原因調査において走行軸受の損傷を確認したことから、必要な機能を満足していないものと判断している。
- そのため、仮に緊急的に原子炉の蓋を開けて燃料取り出しをする必要性が生じていた場合には、当該天井クレーンを使用して作業するのではなく、プラントの安全性確保のために最優先される「止める」・「冷やす」・「閉じ込める」の機能維持を万全とし、並行して天井クレーンの機能を復旧した上、その後、安全に燃料取り出しすることになる。

#### 【参考】天井クレーンの機能・耐震要求は以下のとおり

機能要求: 燃料貯蔵容器(キャスクなど)を安全に移動させる機能

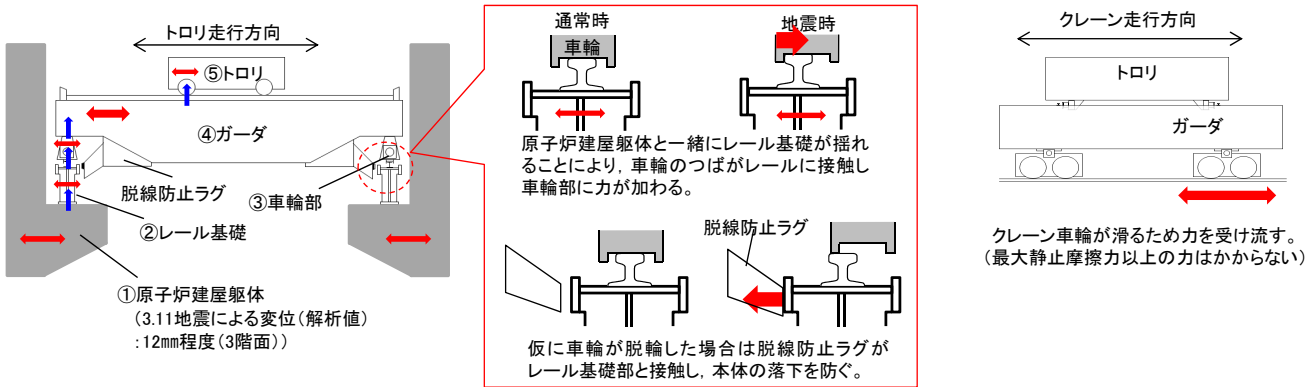
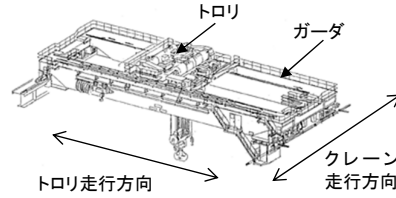
耐震要求: クレーン本体等が落下し、使用済燃料プール等のSクラス設備を損傷させることがないこと

#### ■ 軸受の構造変更

- 女川1号機と女川2、3号機の軸受が異なる理由は、軸受メーカーにおける標準型式の変更によるものであり、耐震性能の向上を意図したものではない。
- 天井クレーンの軸受自体は、基準地震動Ssの地震力に対する機能要求はない(Bクラス設備)。なお、ガーダ等の強度部材は、クレーン自体の落下等によるSクラス設備への波及的影響の観点で、基準地震動Ssに対する評価を実施する。

コメント回答(No.10;天井クレーン) 2/2

- 地震時にトロリ走行方向の揺れを受けた場合には、①原子炉建屋躯体→②レール基礎→③本体車輪→④ガーダ→⑤トロリの順に荷重が伝達する。力を受ける部分(ガーダ、トロリ、脱線防止ラグ等)は損傷しないよう十分な強度を持つ設計としている。
- クレーン本体方向に揺れに対しては本体車輪が滑るため、力を受け流す。
- 吊り荷を落下させず、クレーン本体も落下しない設計となっており耐震要求を満足する。



コメント回答(No.11;シュラウド, 原子炉再循環系配管のひび)

コメント内容

11: これまでに女川2号機(や1, 3号機)で起こったシュラウド, 再循環配管, 出入りロノズル配管などのひび割れ, 配管系の減肉はどのように修理, 管理されてきているのか。それらは東日本大震災で影響を受けていないか。また, 新たなひび割れ, 異常な減肉などないか。これらに関してどのように検査を行っているかについて説明してもらいたい。(長谷川委員)

本コメント回答では下線部について説明する。下線部以外は、別にコメント回答する。

u003Cp>

- 女川2号機, 女川3号機のシュラウドおよび原子炉再循環系配管等について地震による変形等の異常の有無を点検した結果, 異常は確認されなかった。

◆ 炉心シュラウドの点検状況

号機	震災前の状況		震災後点検状況
	過去の点検結果	対応内容	
1	周方向溶接部にひび確認(2002年に確認)	健全性評価(ひび有り)	廃炉申請
2	周方向溶接部にひび確認(2003年に確認)	タイロッド補修*(ひび有り)	目視点検: 異常なし (再稼働前にひびの状況を確認予定)
3	点検実績なし	-	目視点検: 異常なし

\*タイロッド補修は国に認められた補修工法である。

◆ 原子炉再循環系配管等の点検状況

号機	震災前の管理状況		震災後点検状況
	過去の点検結果	対応内容	
1	入口ノズル溶接部にひび確認(2010年に確認)	健全性評価(ひび有り)	廃炉申請
2	配管溶接部にひび確認(2003年に確認)	配管取替(ひびなし)	目視点検: 異常なし
3	ひびなし	-	目視点検: 異常なし

## コメント内容

12: これまでに女川2号機(や1, 3号機)で起こったシュラウド、再循環配管、出入りロノズル配管などのひび割れ、配管系の減肉はどのように修理、管理されてきているのか。それらは東日本大震災で影響を受けていないか。また、新たなひび割れ、異常な減肉などないか。これらに関してどのように検査を行っているかについて説明してもらいたい。(長谷川委員)

本コメント回答では下線部について説明する。下線部以外は、別にコメント回答する。

➤ 管理方法

配管系の減肉に関する管理については、試験・評価方法及び余寿命に応じた措置等を定めている「原子力発電所配管肉厚管理要領(社内要領)」に基づき管理している。

➤ 地震後の確認結果

過去の点検において余寿命が短い箇所を選定し、表面の異常を確認するため目視点検を実施し、有意な変形や漏えい痕等は確認されず配管の健全性に問題はなかった。

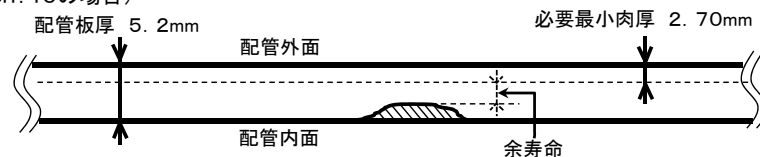
また、長期停止期間中においては「原子力発電所配管肉厚管理要領(社内要領)」に基づき、肉厚測定を実施し、異常な減肉事象は確認されなかった。

【配管減肉の判定基準の例】

- ・必要最小肉厚※1を満足していること。
- ・余寿命が1.2年以上※2であること。

- ※1 配管の設計強度を確保するために、技術基準等で要求される必要最小厚さ
- ※2 社内要領に基づき、余寿命が5年未満の場合は、監視強化をして、配管の取替計画を策定することとしている。

(配管口径65A sch:40の場合)



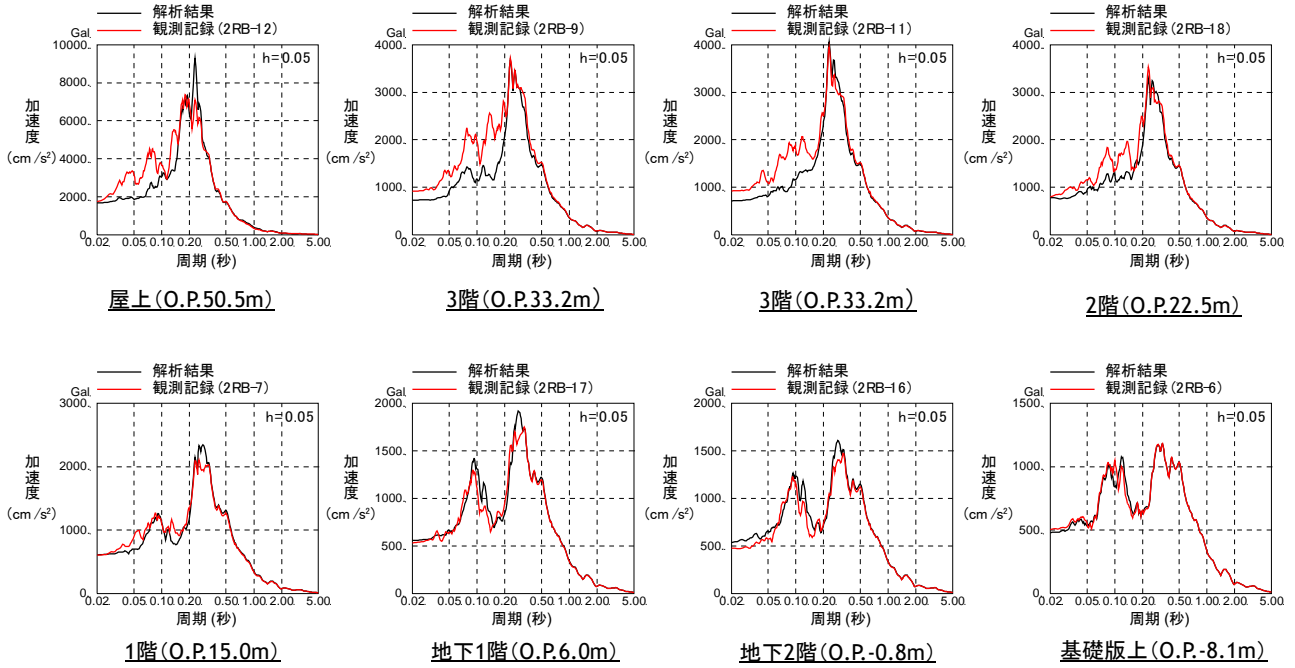
\* 当日の配布資料に対する委員  
コメントを踏まえてスライド追加

別紙1

建屋全体3次元FEMモデルによる  
3.11地震のシミュレーション解析結果

建屋全体3次元FEMモデルによる3.11地震のシミュレーション解析結果(NS方向)

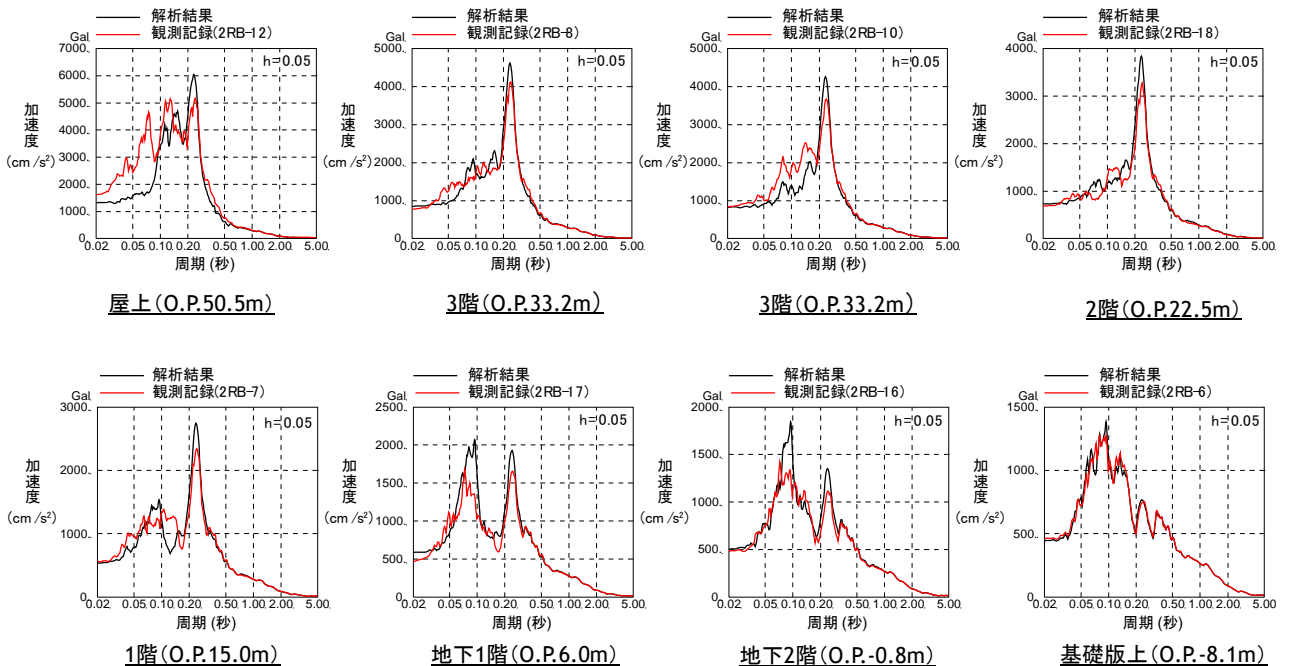
➤ 解析結果は、観測記録の卓越周期および振幅の傾向を捉えており、建屋全体3次元FEMモデルは地震時の建屋応答を再現できている。



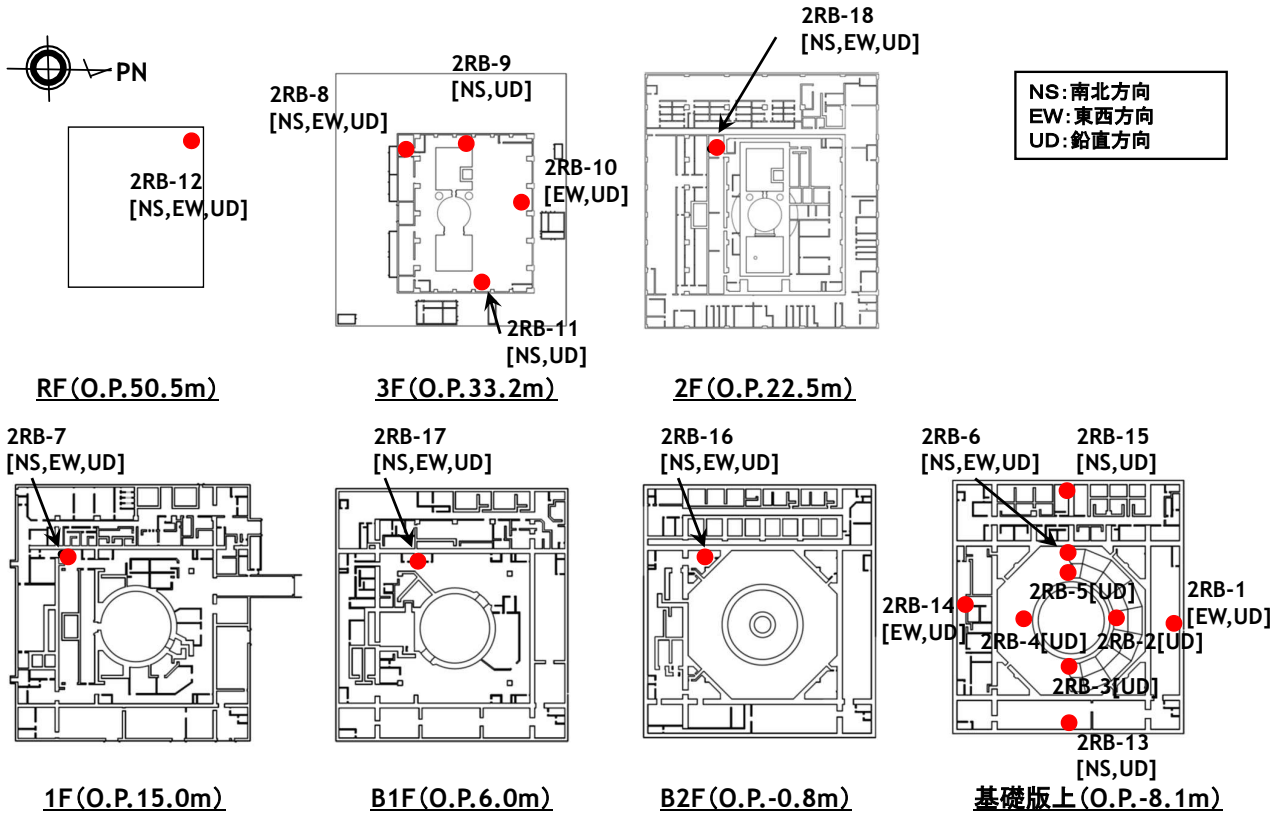
加速度応答スペクトルの比較(NS方向) (3次元FEMモデル(黒), 観測記録(赤))

建屋全体3次元FEMモデルによる3.11地震のシミュレーション解析結果(EW方向)

➤ 解析結果は、観測記録の卓越周期および振幅の傾向を捉えており、建屋全体3次元FEMモデルは地震時の建屋応答を再現できている。



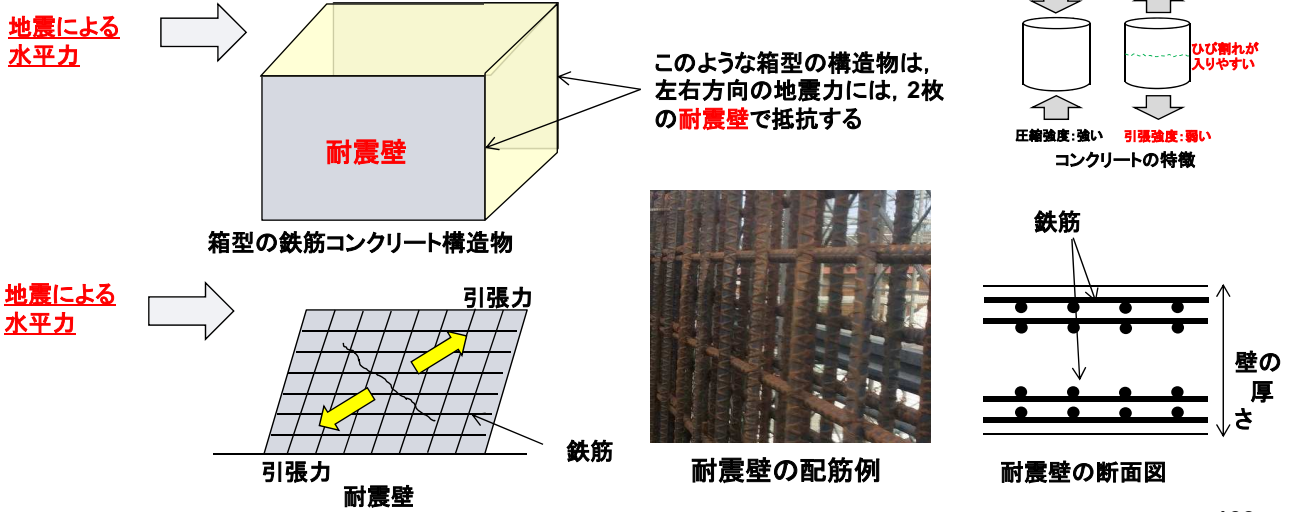
加速度応答スペクトルの比較(EW方向) (3次元FEMモデル(黒), 観測記録(赤))



参考資料

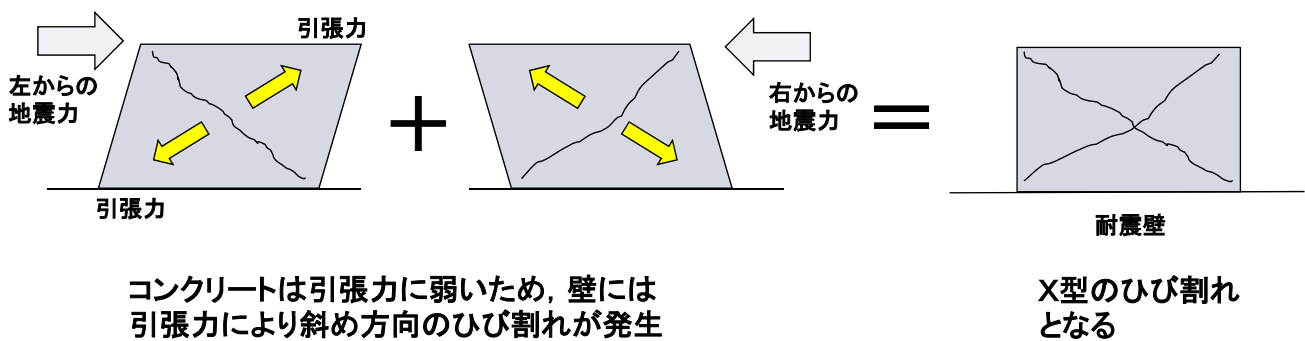
## 鉄筋コンクリート構造の特徴(耐震壁)

- 鉄筋コンクリート構造は、コンクリートはもともと引張力に対して弱いため、引張力を鉄筋で、圧縮力をコンクリートで負担するような複合構造物である。
- コンクリートのひび割れは引張力が作用することにより発生するが、ひび割れ発生後は鉄筋が引張力を負担するため、鉄筋が健全であれば、ひび割れが生じても直ちに健全性を損なうことはなく、地震に対して抵抗する力を失うことはない。

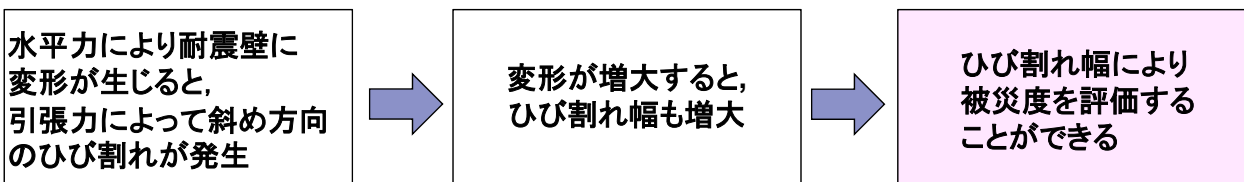


鉄筋が健全であれば安全性に全く問題はない。

## 鉄筋コンクリートの耐震壁にひび割れが発生するメカニズム



- 地震時の被災度は一般にひび割れ幅に基づき評価することができる





# 女川原子力発電所2号機の安全性に 関する検討会 説明資料

## 論点番号 3 ～ 7 (意見番号 7 ～ 10, 41)

\* 資料は論点番号 1 (意見番号 5) と重複するため省略