

# 柏崎刈羽原子力発電所 1・6・7号機点検状況報告

平成20年5月16日

東京電力株式会社



東京電力

---

# 各号機概略スケジュール（荒浜側）

実施内容	平成19年		平成20年										
	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月		
1号機													
2号機													
3号機													
4号機													

# 各号機概略スケジュール（大湊側）

実施内容	平成19年		平成20年									
	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	
5号機								設備点検				
							地震応答解析					
								総合評価				
6号機					設備点検							
					地震応答解析							
						総合評価						
7号機	設備点検											
	地震応答解析											
			総合評価									

# 1号機設備に関する点検・評価状況



東京電力

---

# 1号機の点検状況(1/2)

---

これまで点検・評価計画書に基づき、以下について点検を実施。

- 炉内点検を実施済み。
- 主要設備として、解析を先行して実施した（第9回構造WG / 第3回設備健全性評価SWG合同GWにて報告済み）以下の機器・部位について基本点検として外観目視検査を実施。残留熱除去系ポンプについては基本点検として作動試験も実施。

原子炉圧力容器基礎ボルト / 炉心支持構造物（シュラウドサポート） / 残留熱除去系配管（B系及びC系） / 残留熱除去系ポンプ（B系） / 主蒸気配管（1ライン） / 原子炉格納容器

- 原子炉圧力容器ノズル部、原子炉建屋天井クレーン、格納容器内の一部構造物（S/Cスプレイヘッド等）、使用済燃料貯蔵プール内のラックについて基本点検を実施。

# 1号機の点検状況(2/2)

- この他、地震発生以降、順次主要な動的機器に対して試運転を行い、運転状態に問題の無い事を確認している。代表的なものを以下に示す。

- <非常用電源>

- 非常ディーゼル発電機 3台

- <安全系（直接系）ポンプ>

- 残留熱除去系（RHR）ポンプ A系、C系

- 低圧炉心スプレイ系（LPCS）ポンプ

- 高圧炉心スプレイ系（HPCS）ポンプ

- ほう酸水注入系（SLC）ポンプ 2台

- <安全系（間接系）ポンプ>

- 非常用補機冷却ポンプ（RHIW、EEIW） 3台

- 非常用補機冷却海水ポンプ（RHSW） 2台

- <非常用ファン>

- 中央制御室送・排風機 各1台

- <常用系>

- 制御棒駆動水ポンプ 2台

- 原子炉冷却材浄化ポンプ 2台

- また、地震直後より継続して運転した実績のあるものについては、当該機器の運転中に、運転状態に問題が無いことを確認している。

# 柏崎刈羽 1 号機 設備健全性評価の概要

## ■ 設備健全性評価の概要

柏崎刈羽 1 号機の以下の対象設備に対し、次のように点検、解析方針を策定し設備の健全性の確認を行っている。

点検・解析内容一覧

対象設備	種別	点検		解析評価	
		基本点検	予め計画する追加点検	構造強度	機能維持
原子炉压力容器 (基礎ボルト)	静的機器	目視点検 打診試験	-		-
炉心支持構造物 (シュラウドサポート)	静的機器	目視点検	-		-
残留熱除去系 (RHR)ポンプ(B)	動的機器	目視点検 作動試験 (性能、振動、温度) (異音、異臭、漏洩) 打診試験 (基礎ボルト)	-		
残留熱除去系配管 主蒸気系配管	静的機器	目視点検 (実施中) 漏洩確認	非破壊検査 (最大応力発生部)		-
原子炉格納容器 (ドライウェル)	静的機器	目視点検	-		-

：今後実施      ：実施済または実施中

## 解析評価結果（主要設備の構造強度評価）

確認対象	固有周期 <sup>1</sup>	応力分類	算出値 <sub>2</sub> (MPa)	評価基準値 ( <sub>A</sub> S) <sub>2,3</sub> (MPa)	評価方法 <sup>4</sup>
原子炉压力容器 (基礎ボルト)	0.11	組合せ	30	490	A
炉心支持構造物 (シュラウドサポート)	0.09	軸圧縮	50	230	B
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05以下	引張	20	490	A
残留熱除去系配管	0.09	一次	90	270	B
主蒸気系配管	0.12	一次	290	310	B
原子炉格納容器 (ドライウェル)	0.05以下	一次	30	340	A

- 1 固有周期は水平方向，小数第3位を四捨五入したものを記載
- 2 算定値は1桁目を切り上げ，許容応力は1桁目を切り捨てた数値を記載
- 3 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編（JEAG4601・補-1984）に従い，設計時より見直したものを記載
- 4 Aは「簡易評価」，Bは「設計時と同等の評価」を示す

# 解析評価結果（主要設備の動的機能維持評価）

確認対象	固有周期 <sup>1</sup>	水平加速度 ( $G^2$ )		鉛直加速度 ( $G^2$ )	
		算出値 <sup>3</sup>	機能確認済 加速度	算出値 <sup>3</sup>	機能確認済 加速度
残留熱除去系ポンプ	0.05以下	0.7	10.0	0.5	1.0

1 固有周期は水平方向，小数第3位を四捨五入したものを記載

2  $G = 9.80665 (m/s^2)$

3 算出値は小数第2位を切り上げた数値を記載

# 原子炉压力容器基礎ボルト評価の概要

## ■点検状況の概要

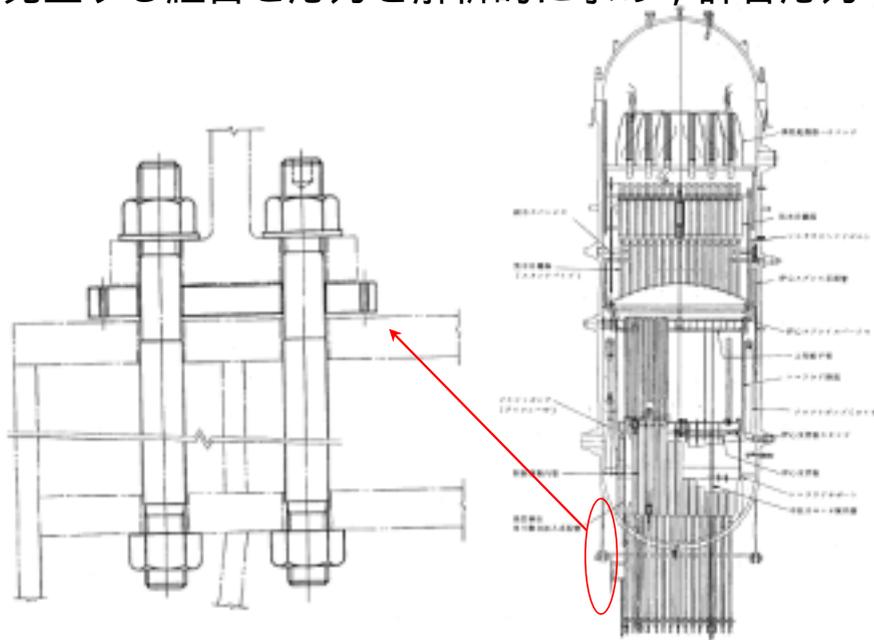
- 目視点検及び緩み確認を実施し，異常のないことを確認。
- 基礎ボルトの打診試験を計画中。

## ■解析結果

- 原子炉压力容器基礎ボルトに発生する組合せ応力を解析的に求め，許容応力値未満であることを確認。



原子炉压力容器基礎ボルト外観図



構造強度 評価	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力( AS) (MPa)
	基礎ボルト	組合せ	30	490

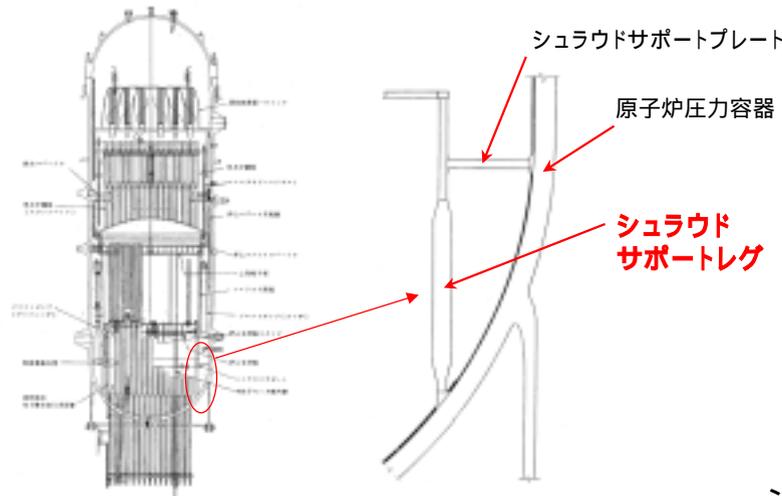
# シュラウドサポートレグに関する評価の概要

## ■点検状況の概要

- 水中カメラによる目視点検を実施し，異常のないことを確認。

## ■解析結果

- シュラウドサポートレグに発生する軸圧縮応力を解析的に求め，許容応力値未満であることを確認。



シュラウドサポートレグを炉心側から目視点検する様子

構造強度  
評価

確認対象	応力分類	算出値 (MPa)	許容応力( $\sigma_A$ ) (MPa)
炉心支持構造物 (シュラウドサポート)	軸圧縮	50	230

# 残留熱除去系（RHR）ポンプに関する評価の概要（1）

## ■ 地震後の状況（RHR（B）ポンプ）

地震発生時、最大熱負荷モードで運転中であったが、スキマサージタンクの水位が低下した為、手動停止した。翌日最大熱負荷モードにて再起動し、運転状態に異常のない事を確認した。

## ■ 点検状況の概要

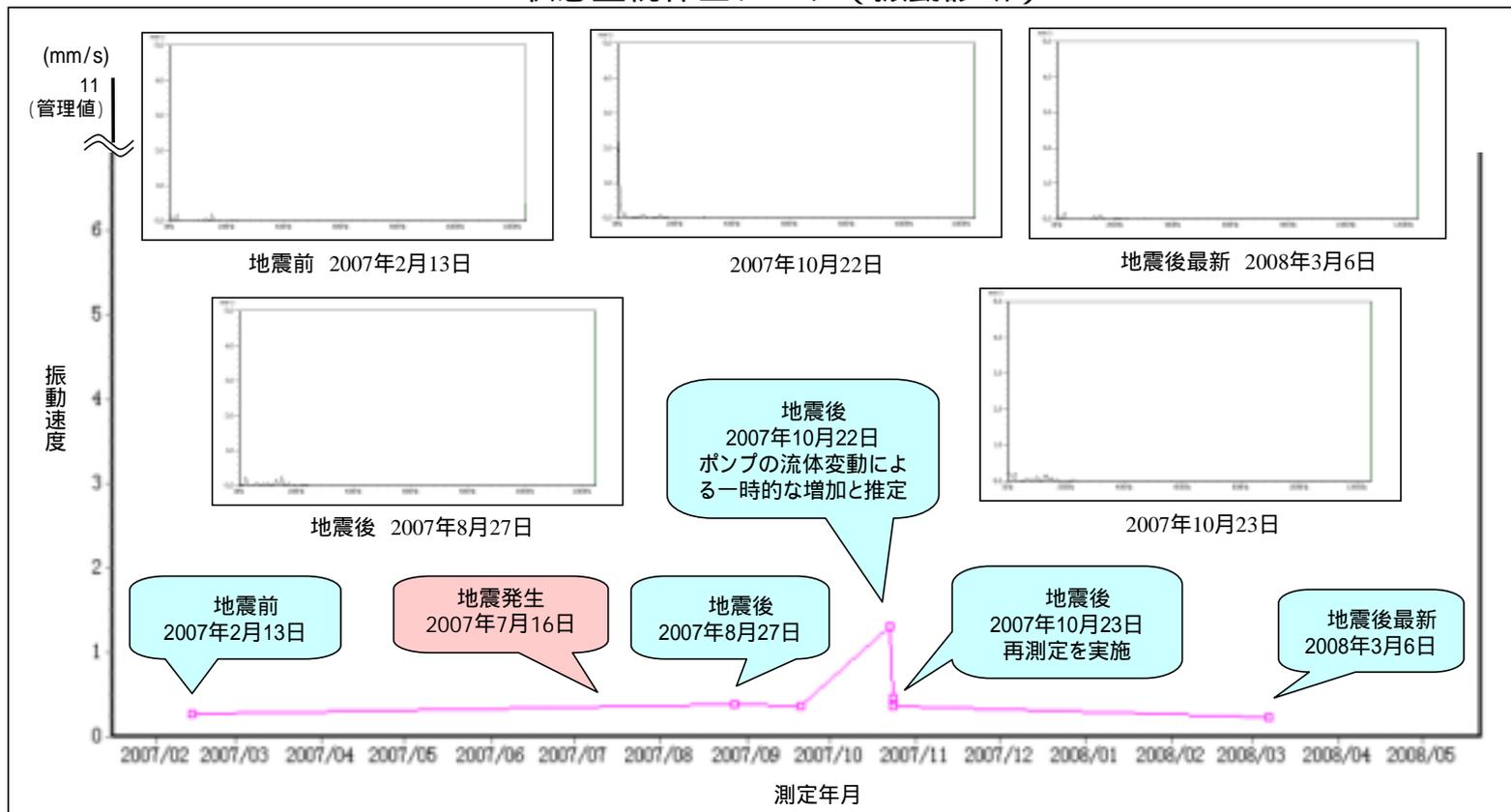
- ポンプ外観の目視点検、作動試験を実施し異常なし。
- 基礎ボルトの打診点検を計画中。

RHRポンプ点検結果一覧

	点検項目	点検結果
外観目視点検	機器の変形、芯合わせ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締付部の緩み、移動の形跡、部品の破損、脱落及び機器表面における異常がないこと。	異常なし
作動試験	試運転を行い、吐出圧力・吸込圧力・流量・軸受温度・振動電流測定・異音・異臭・漏洩などの性能確認において、異常のない事	異常なし

# 残留熱除去系 ( R H R ) ポンプに関する評価の概要 ( 2 )

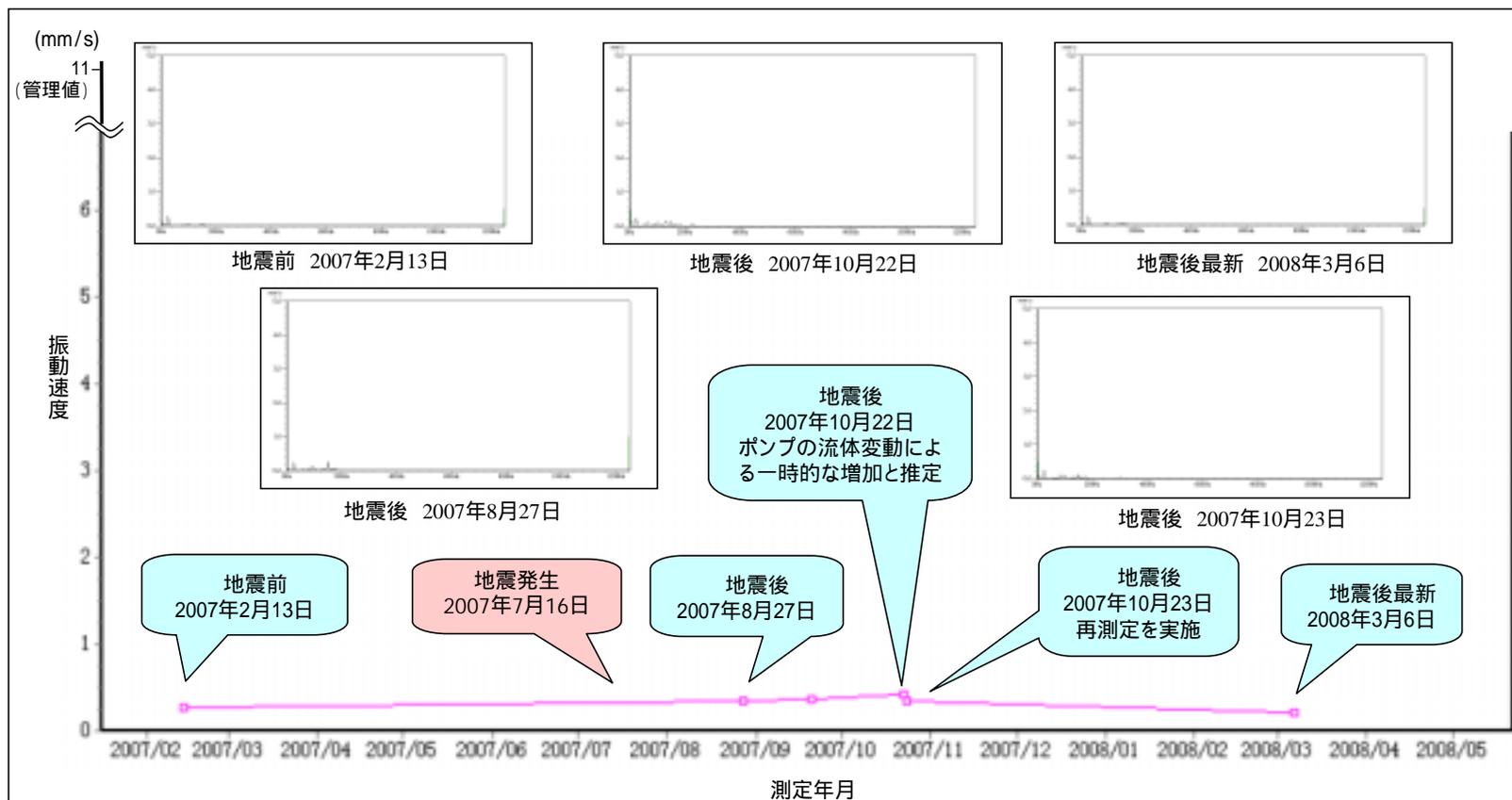
## 状態監視保全データ ( 振動診断 )



振動値・周波数とも地震発生前後に顕著な変化は認められない。地震後の振動値に一時的な変化が見られたが、管理値と比べても低く、損傷と推定される傾向ではない。

# 残留熱除去系 ( R H R ) ポンプに関する評価の概要 ( 3 )

## 状態監視保全データ ( 振動診断 )



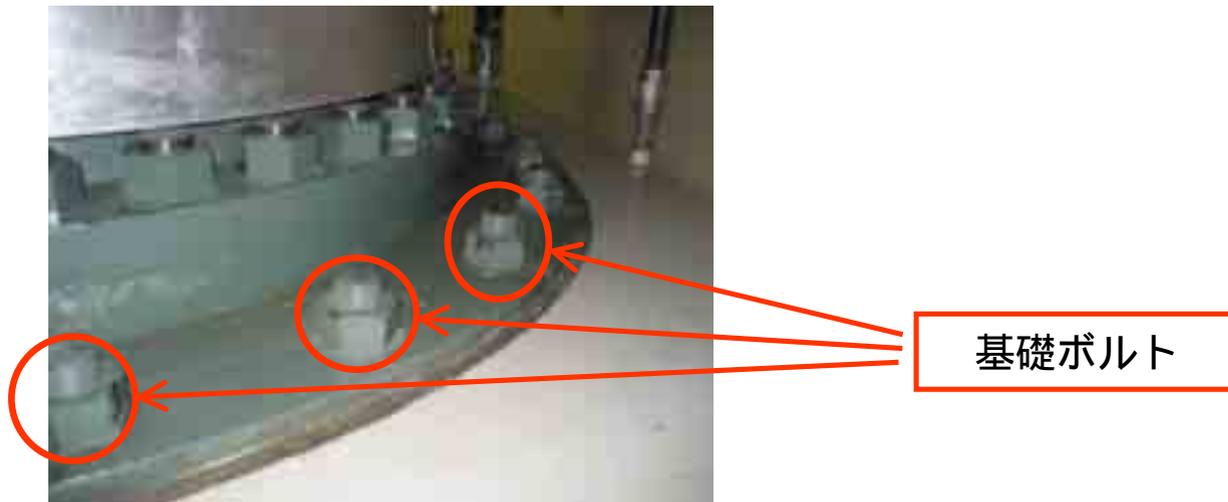
測定箇所 1号機 残留熱除去系ポンプ(B)ポンプ側(水平方向:吐出配管直角方向)

振動値・周波数とも地震発生前後に顕著な変化は認められない。

# 残留熱除去系（RHR）ポンプに関する評価の概要（４）

## ■ 解析結果（RHR（B）ポンプ）

RHRポンプの基礎ボルトに発生する引張応力を解析的に求め、許容応力値未満であることを確認した。またRHRポンプの動的機能維持についても確認を行い、動的機能が維持されることを確認した。



RHRポンプ基礎部外観

構造強度 評価	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力( AS) (MPa)
	基礎ボルト	引張	20	490

動的機能 維持評価	水平加速度 (G <sup>1</sup> )		鉛直加速度 (G <sup>1</sup> )	
	応答加速度	機能確認済加速度	応答加速度	機能確認済加速度
	0.7	10.0	0.5	1.0

# 配管（残留熱除去系 R H R ）の評価の概要（ 1 ）

## ■ 地震後の状況

地震時、最大熱負荷モードにて運転中であった。その後スキマサージタンクの水位が低下した為、RHRポンプを手動停止し、翌日再起動した。

なお再起動後、配管からの原子炉冷却材の漏洩はなく配管の機能を維持した。

## ■ 点検状況の概要

- 配管の目視点検を実施中であり、現時点において異常なし。
- 最大応力発生部を対象に浸透探傷試験（ P T ）超音波探傷試験（ U T ）を実施し異常なし。
- 配管の残りの部位について目視点検を継続して実施。
- 漏洩確認（基本点検）を今後実施

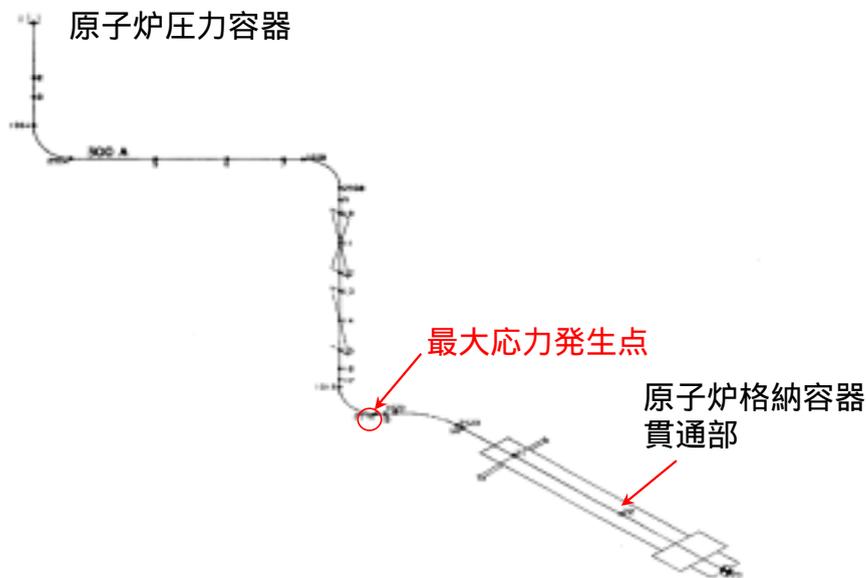
残留熱除去系配管（解析対象部）の点検結果一覧

	点検項目	点検結果
目視点検	表面に強度・性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ、変形、摩耗、腐食、浸食等がないこと。	異常なし
浸透探傷試験（ P T ）	配管表面にある傷を検出	異常なし
超音波探傷試験（ U T ）	配管内部にある傷を検出	異常なし

# 配管（残留熱除去系 RHR）の評価の概要（2）

## ■ 解析結果（残留熱除去系（RHR）配管）

残留熱除去系配管低圧注入ライン、エルボ部に発生する一次応力を解析的に求め、許容応力値以下であることを確認した。



残留熱除去系配管外観



最大応力発生部

構造強度 評価	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力( AS) (MPa)
	一次	90	270

# 配管（主蒸気系MS）の評価の概要（1）

## ■ 地震後の状況

地震時1号機は停止中であり、主蒸気系配管は常温、大気圧の状態であった。

## ■ 点検状況の概要

- 配管の目視点検を実施中であり、現時点において異常なし。
- 最大応力発生部を対象に浸透探傷試験（PT）超音波探傷試験（UT）を実施し異常なし。
- 配管の残りの部位について目視点検を継続して実施。
- 漏洩確認（基本点検）を今後実施

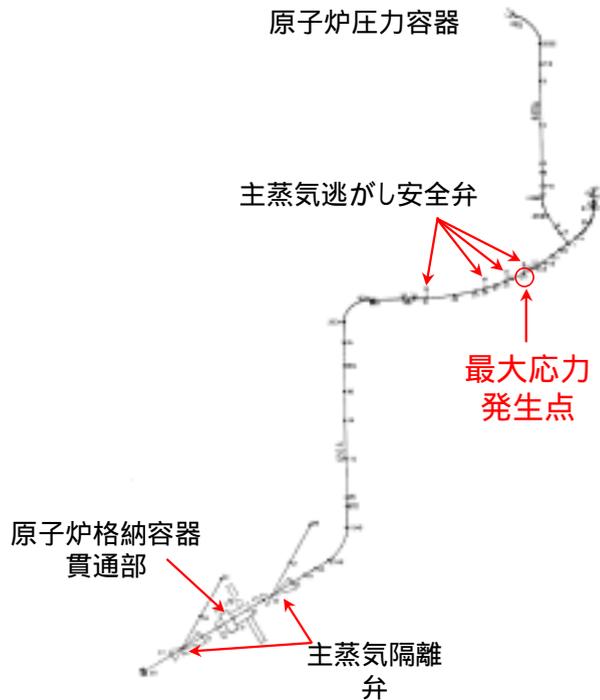
主蒸気系配管（解析対象部）の点検結果一覧

	点検項目	点検結果
目視点検	表面に強度・性能に影響を及ぼす恐れのある傷、割れ、変形、摩耗、腐食、浸食等がないこと。	異常なし
浸透探傷試験（PT）	配管表面にある傷を検出	異常なし
超音波探傷試験（UT）	配管内部にある傷を検出	異常なし

# 配管（主蒸気系MS）の評価の概要（2）

## ■ 解析結果（主蒸気系（MS）配管）

主蒸気系配管から分岐している主蒸気逃がし安全弁用管台近傍において発生する一次応力を解析的に求め、許容応力値以下であることを確認した。



主蒸気系配管外観



最大応力発生部

構造強度 評価	応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力( AS) (MPa)
	一次	290	310

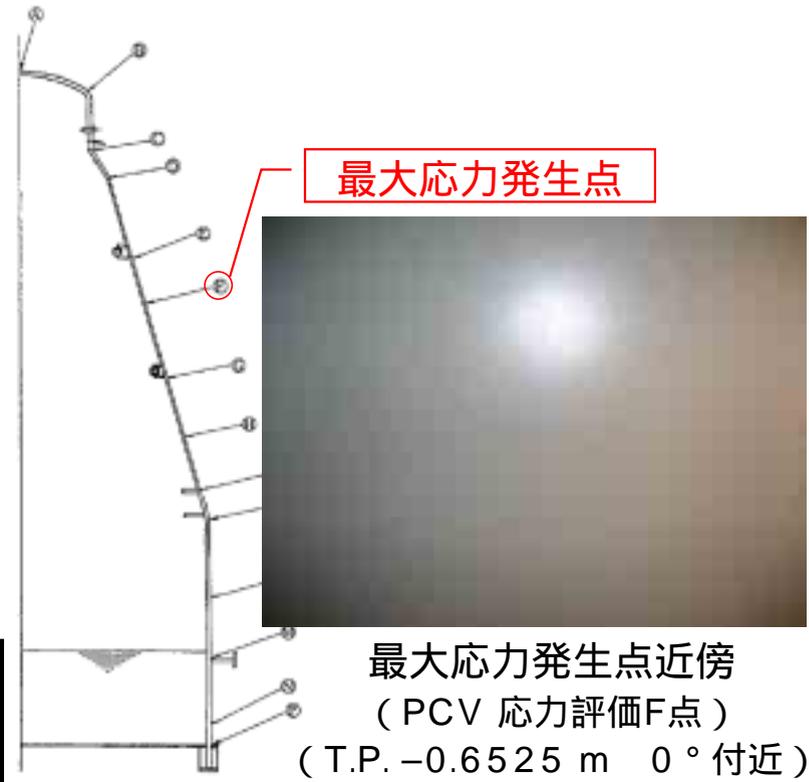
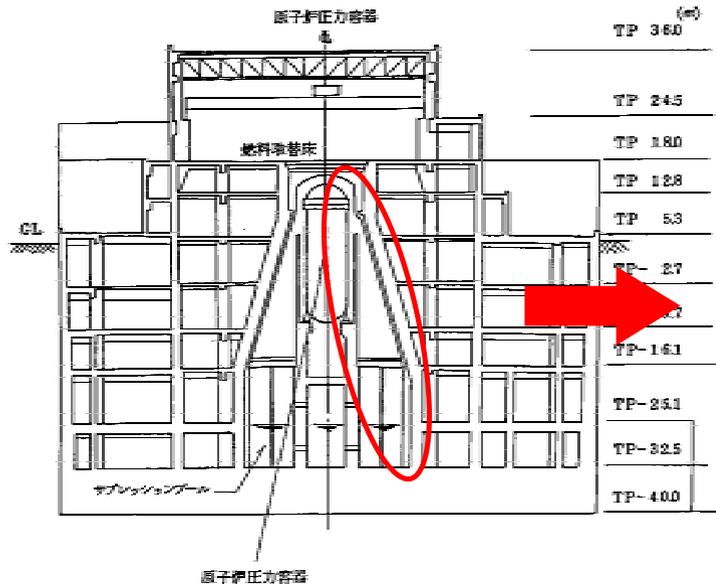
# 原子炉格納容器の評価の概要

## ■点検状況の概要

- 原子炉格納容器の内側より目視点検を実施し、異常のないことを確認。

## ■解析結果

- 原子炉圧力容器に発生する一次応力を解析的に求め、許容応力値未満であることを確認。



構造強度  
評価

応力分類	発生応力 (MPa)	許容応力( AS) (MPa)
一次	30	340

# 使用済燃料貯蔵ラックの点検状況



点検内容について

水中カメラにて全てのラック上面を確認し、変形等異常の無いことを確認（写真左上）

全てのラックの空セル内については地震により異物が入り込んでいないことを確認（写真左下）

地震に対し厳しい条件のラックの代表として、使用済み燃料が満貯蔵されているラックについて、最外周のボルトについて緩みが無いことを目視及びレンチを用いて手回しによる締め付けが出来ないことで確認（写真右下）

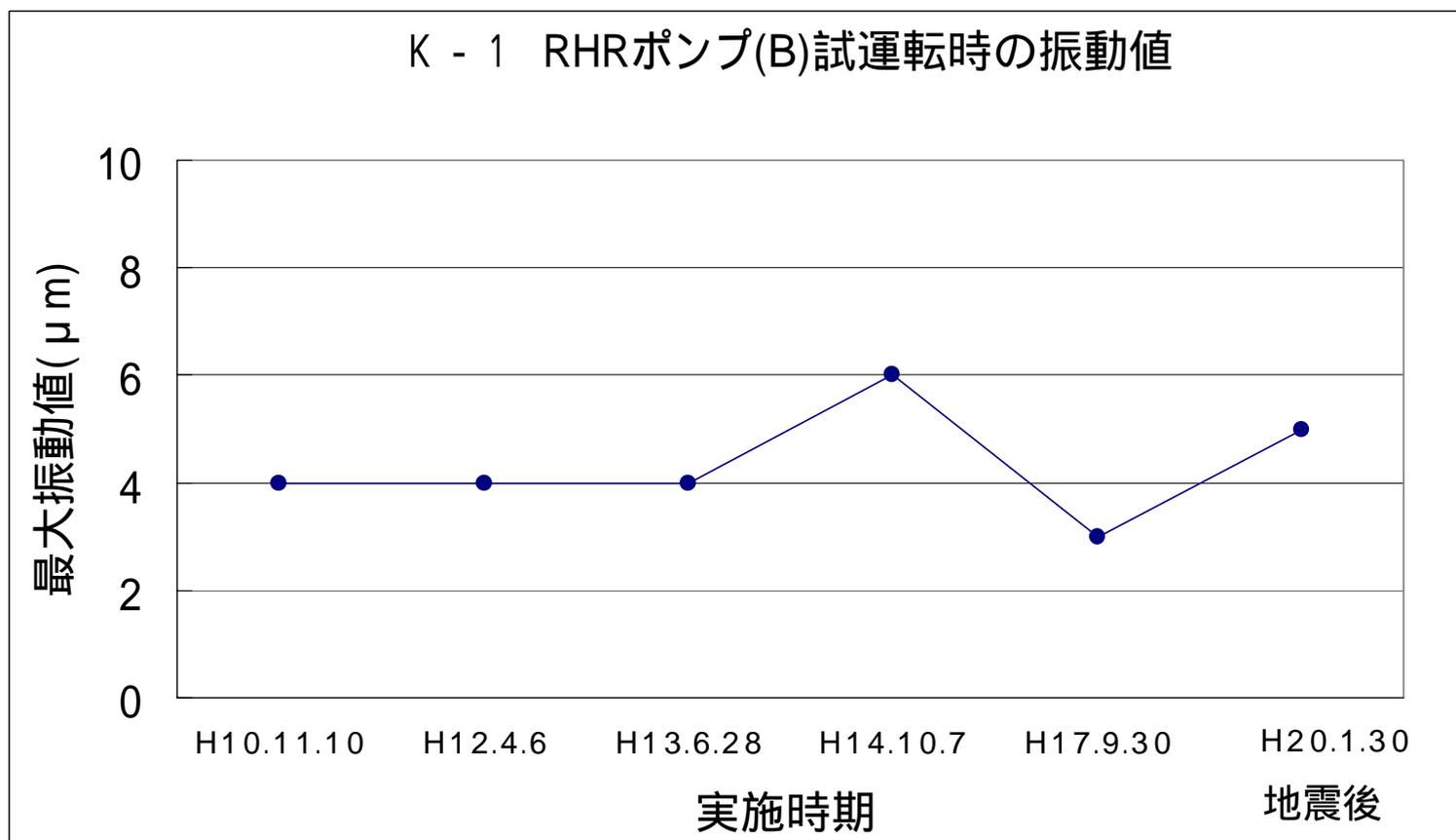
上記確認において異常は認められなかった。



1号機は本地震時において定検中 燃料を炉心から燃料プール内の燃料ラックに移送して納めていた。 {燃料プール内保管数 2694 / 2790 (体)}

# 残留熱除去系（RHR）ポンプ（B）の点検状況

過去5回の試運転振動データ比較（地震時運転中）



# 1号機の不適合内容について

分類	不適合概要（代表例）	不適合件数	
		A s	A
基礎部等のひび割れ	海水機器建屋地下1階において、RHIW*用の熱交換器（A）の前側及び後側の基礎部に、地震の影響と想定されるひび割れが確認された。	14件	0件
機器、仮置資材類の位置ずれ	海水機器建屋1階において、仮置中のRHSW**（A）用電動機が、地震の影響により転等していることが確認された。	8件	1件
水没等の外的要因	中央操作室において「チャンネルA主蒸気管放射能高高」警報が発生したため、主蒸気管放射線モニタ検出器の現場確認を実施した結果、当該検出器が水没していることが確認された。	0件	2件
その他	主蒸気逃がし安全弁の長期保管作業に伴い、当該弁を主蒸気管から取り外す前にフランジボルト締付トルク値を確認したところ、規定トルク値より低下していることが確認された。	1件	0件

\*RHIW：残留熱除去系冷却中間ループ系

\*\*RHSW：残留熱除去冷却海水系

# 1号機の不適合内容について



基礎部等のひび割れ  
(前側基礎部例)



水没等の外的要因



機器、仮置資材類の位置ずれ

# 6号機設備に関する点検・評価状況



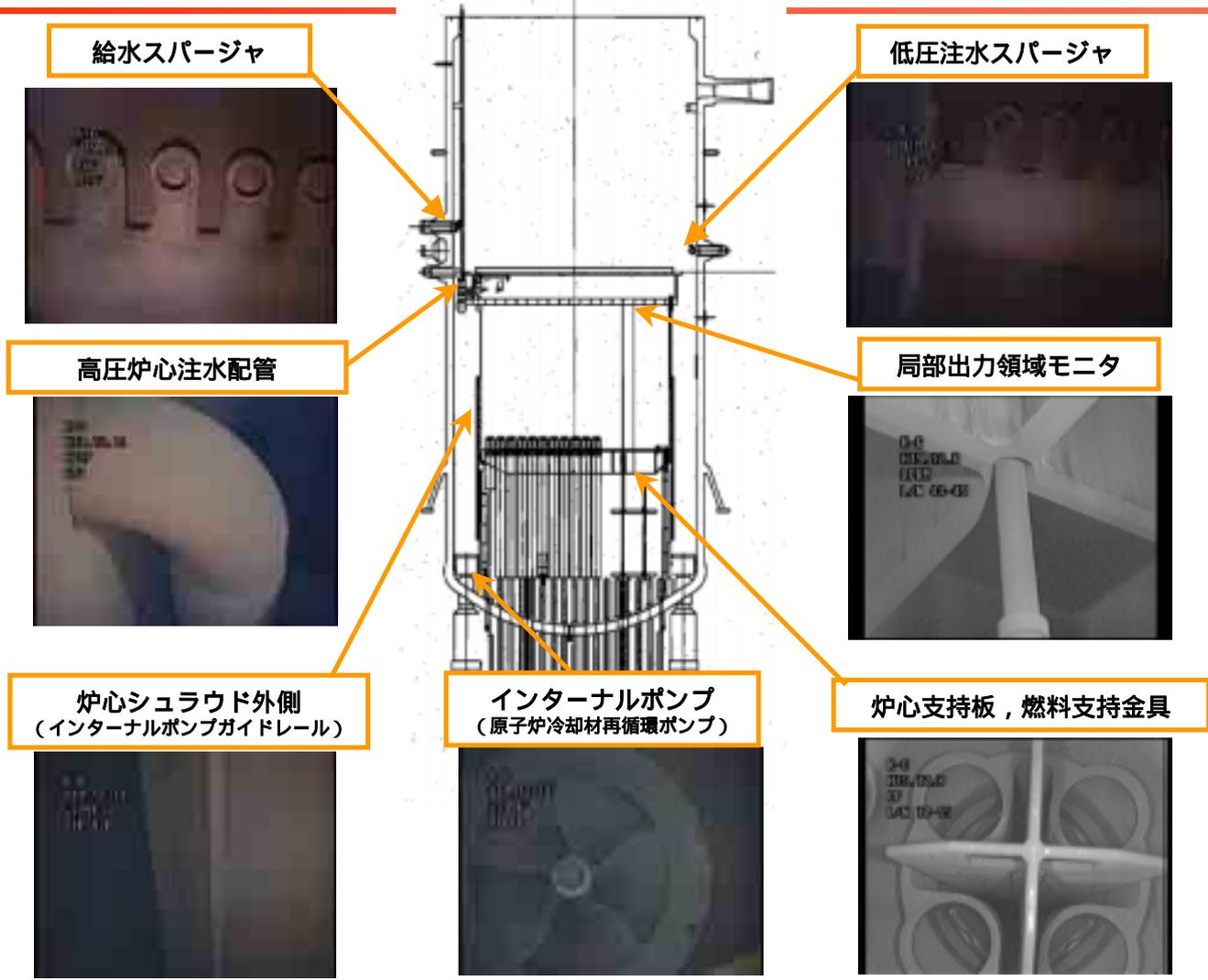
東京電力

---

## 6号機の点検進捗状況

		6号機
基本点検 機器	目視	約 470/1520 (31%)
	作動試験 ・機能試験	約 280/1210 (23%)
	漏えい試験	約 80/690 (12%)
うち 原子炉安全上 重要な機器	目視	約 220/610 (36%)
	作動試験 ・機能試験	約 110/440 (24%)
	漏えい確認	約 20/320 (6%)

# 炉内点検状況 ( 1 / 2 )



# 炉内点検状況 ( 2 / 2 )

炉心支持板・炉心シュラウド



差圧検出配管



中性子束計測案内管 スタビライザ



シュラウドサポート



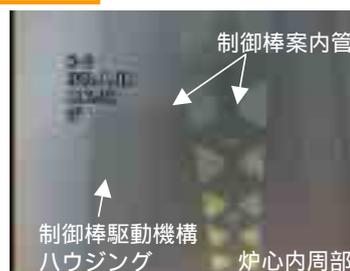
制御棒駆動機構ハウジング / 案内管  
中性子束計測ハウジング



炉心外周部



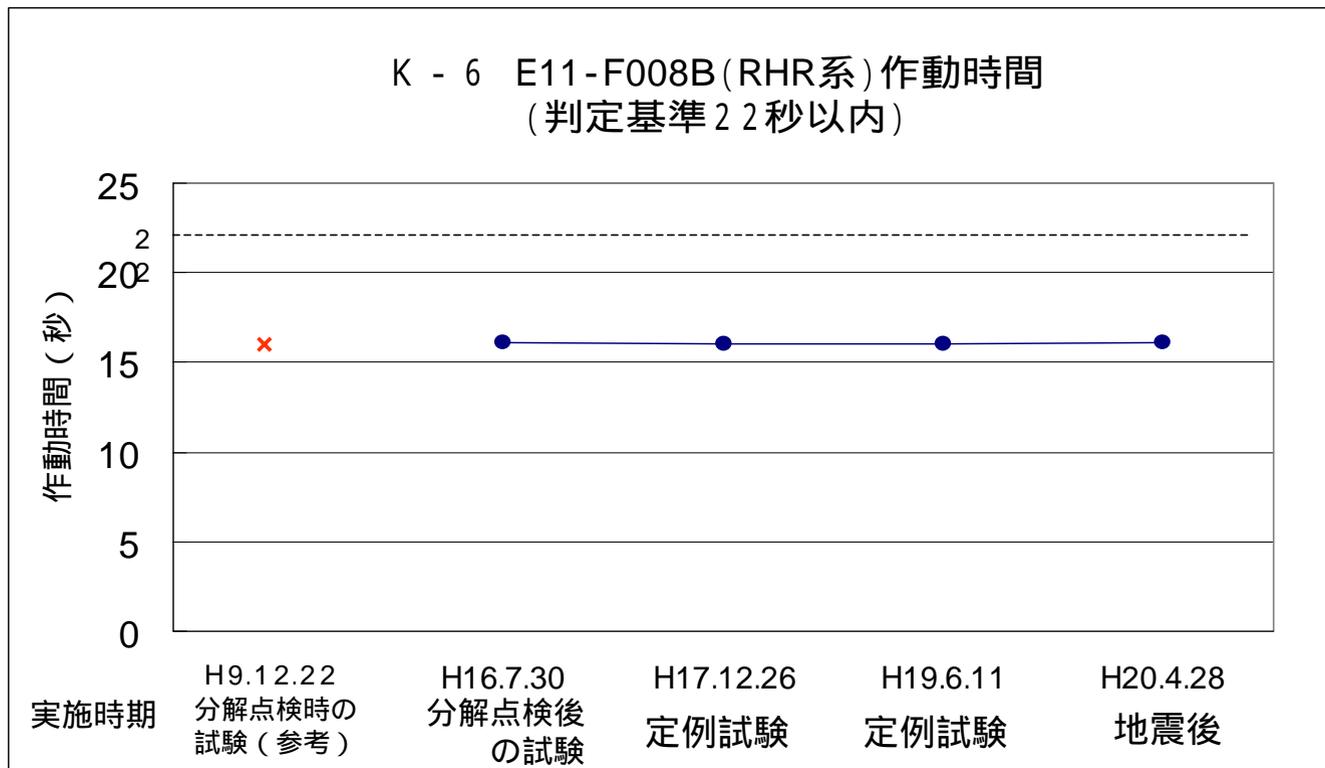
炉心内周部



炉心内周部

# 残留熱除去系（RHR）弁の点検状況

過去3回の弁（RHR系試験用調節弁（E11-F008B））  
作動時間データ比較



H12.4.6

H17.9.30

H20.3.6

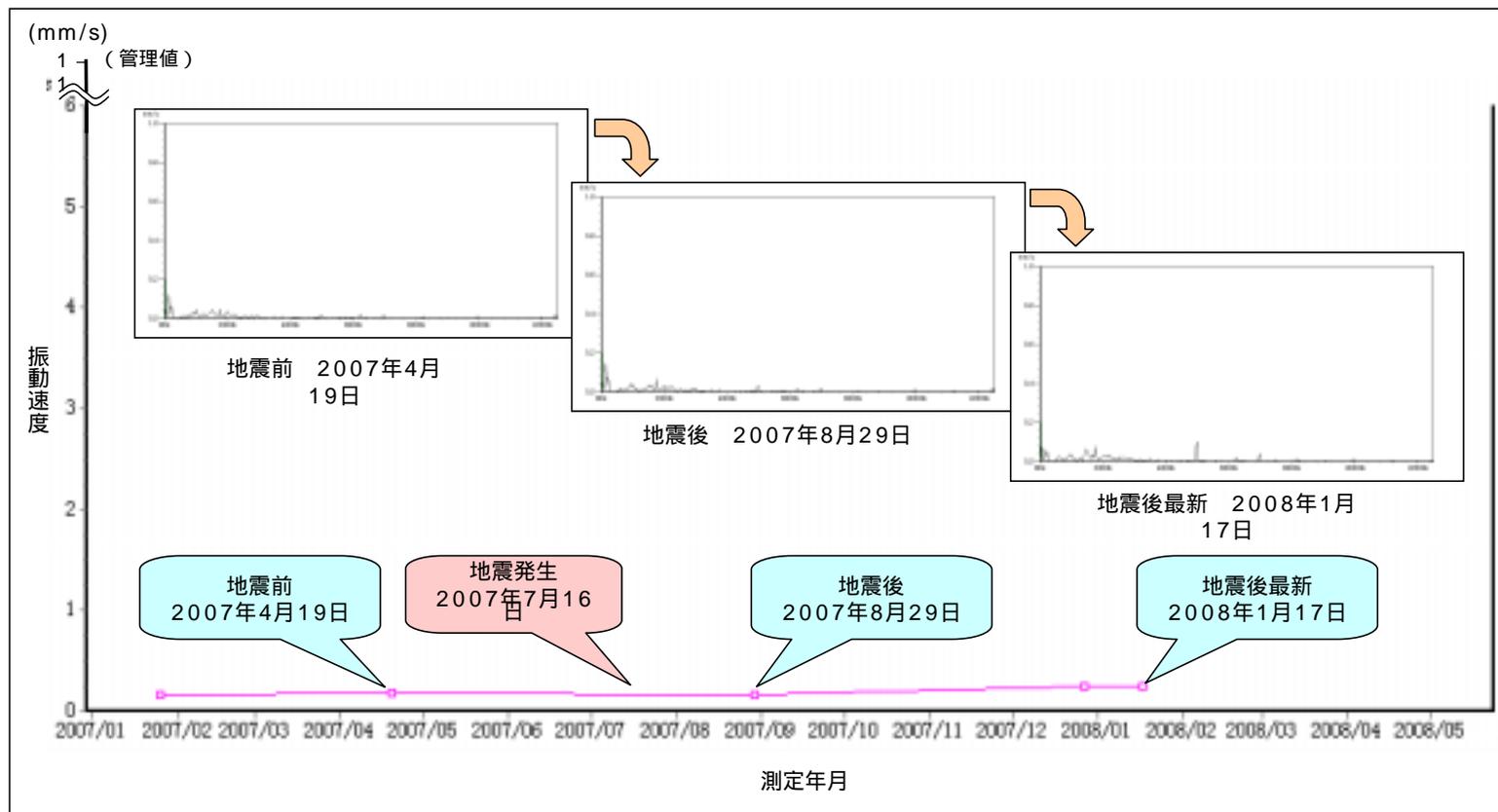
H16年実施の点検以降は、弁作動時間に影響する分解点検及びグランド取替等の作業は実施していない。（H16年以前の分解点検はH9年に実施しているが参考値として記載）

# 地震前後の振動診断の傾向

---

- 地震前と地震後に実施した振動診断の結果、地震の影響と推定される異常兆候の傾向は見られていない。
- また、地震後も継続して運転している機器の状態監視においても、地震の影響と推定される異常兆候の傾向は見られていない。

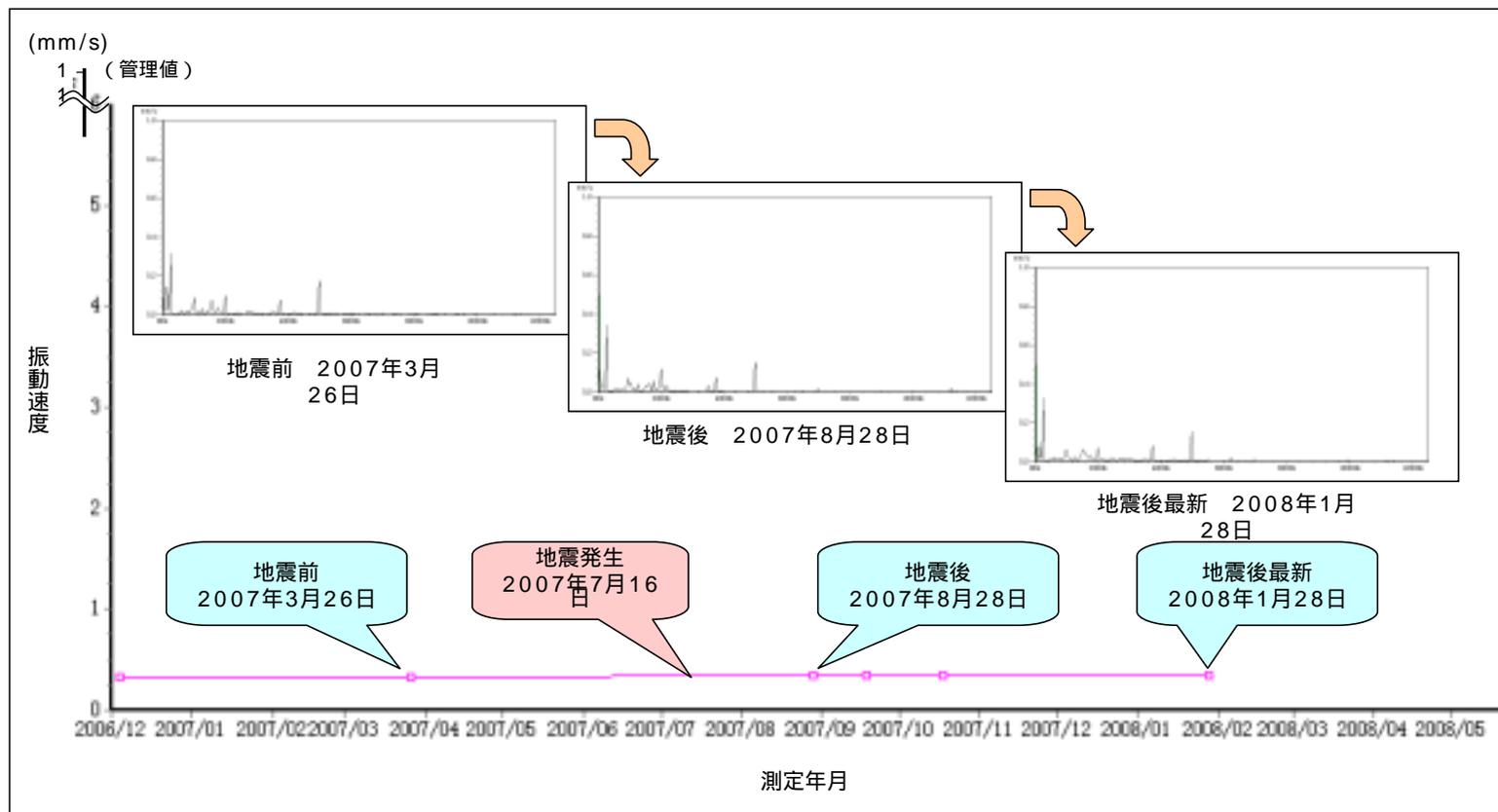
# 残留熱除去系ポンプ（A）の振動診断の傾向



振動値・周波数とも地震発生前後に顕著な変化は認められない。

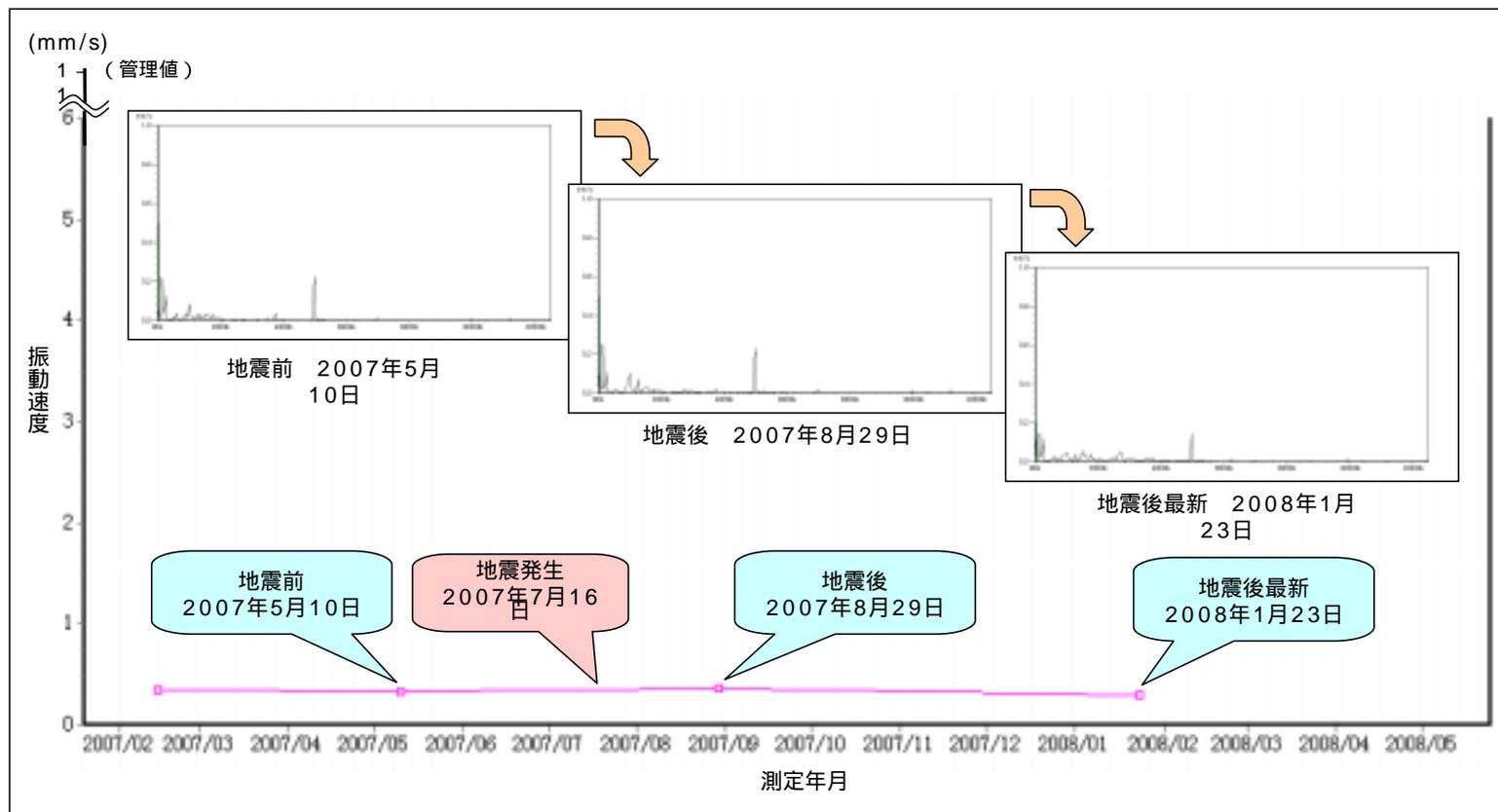
補足：測定箇所 6号機 残留熱除去系ポンプ（A）ポンプ側（水平方向：吐出配管方向）

# 残留熱除去系ポンプ（B）の振動診断の傾向



振動値・周波数とも地震発生前後に顕著な変化は認められない。

# 残留熱除去系ポンプ（C）の振動診断の傾向



振動値・周波数とも地震発生前後に顕著な変化は認められない。

## 6号機の不適合内容について

分類	不適合概要（代表例）	不適合件数	
		A s	A
機器の基礎部等のひび割れ・塗装はがれ	非常用ディーゼル発電機（C）の基礎部の表層部（化粧盛）に表面塗装程度が割れた程度のひび割れを確認した。	2件	1件
油にじみ・圧縮空気圧力低下	非常用ディーゼル発電機（A）燃料噴射ポンプ付け根部付近より燃料油のにじみが確認された。	2件	0件
制御棒引抜き不良	クラッド等（鉄さび等の金属不純物）の干渉により、一時的に制御棒駆動機構内の摩擦抵抗が増大したことにより、制御棒引き抜き操作中に分離事象が発生した。	2件	0件
その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機（B）ブラシカバー用ホルダー損傷</li> <li>・制御盤のエラーログ採取の不良</li> <li>・信号コネクタケーブル被腹部のずれ</li> </ul>	2件	1件



ディーゼル発電機（B）基礎部ひび割れ



ディーゼル発電機（A）ブラシカバー用ホルダー損傷

# 7号機設備に関する点検・評価状況



東京電力

---

## 7号機の点検進捗状況

		7号機
基本点検 機器	目視	約 1250/1330 (94%)
	作動試験 ・機能試験	約 840/980 (86%)
	漏えい試験	約 280/580 (48%)
うち 原子炉安全上 重要な機器	目視	約 640/650 (99%)
	作動試験 ・機能試験	約 410/450 (91%)
	漏えい確認	約 160/340 (47%)

---

# 7号機低圧タービン動翼植込部損傷事象

# 1 . 時系列

---

## 時系列

- ・ 営業運転開始 平成 9 年 7 月 2 日
- ・ 第 8 サイクル開始 平成 1 8 年 1 2 月 5 日
- ・ 地震発生 (タービントリップ) 平成 1 9 年 7 月 1 6 日
- ・ 車室 C 第 1 4 段動翼損傷確認 平成 2 0 年 3 月 3 日
  
- ・ 車室 B 第 1 4 段動翼損傷確認 平成 2 0 年 4 月 3 日

## 累積運転時間

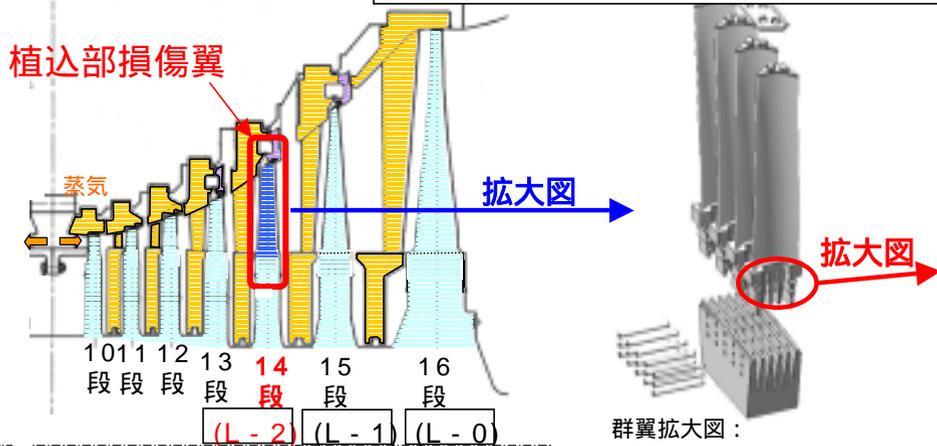
7 万 3 1 3 時間 (約 8 年)



# 3 . 低圧タービン第14段の点検状況

## 損傷部位

他の低圧タービン第14段フォーク部にも  
損傷及び指示模様が見られた。



写真：車室B タービン側第14段80枚目折損部

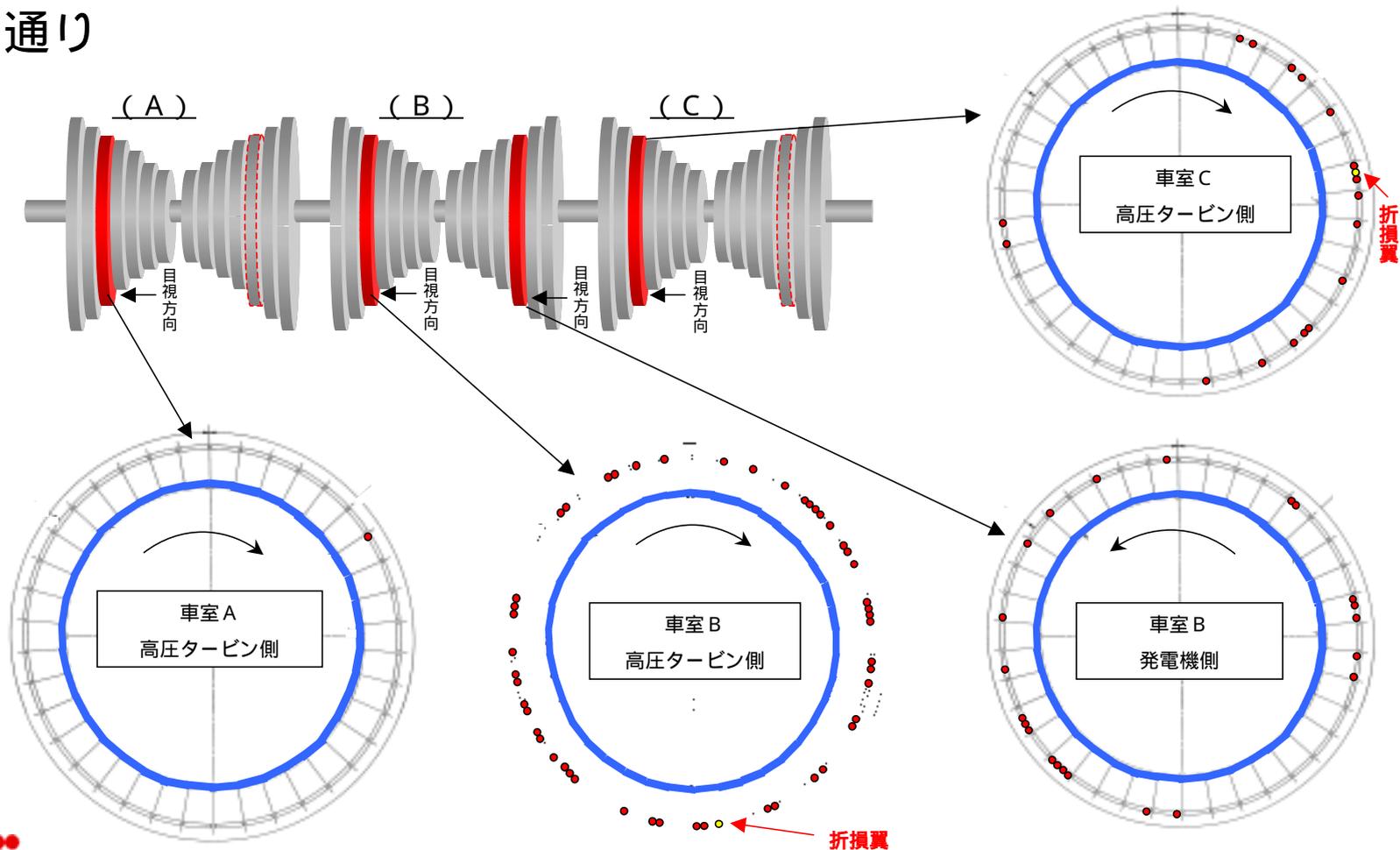
## 点検結果

	低圧タービン(A)		低圧タービン(B)		低圧タービン(C)		合計
折損	0本 / 152	0本 / 152	1本 / 152	0本 / 152	1本 / 152	0本 / 152	2本 / 912
指示模様	1本 / 152	0本 / 152	50本 / 152	22本 / 152	17本 / 152	0本 / 152	90本 / 912

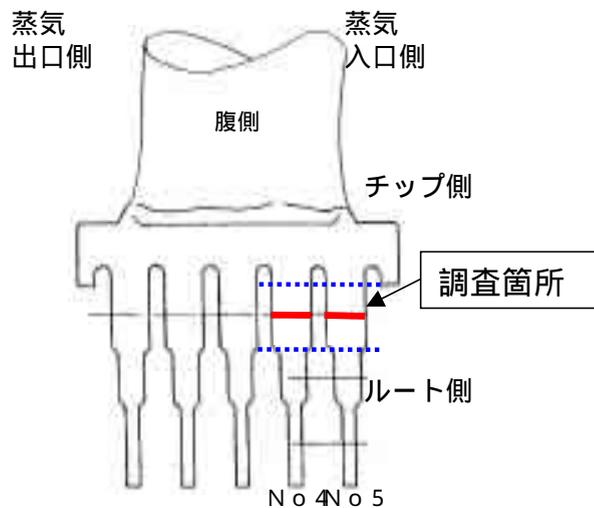
点検範囲

### 3 . 第 1 4 段の損傷状況のまとめ

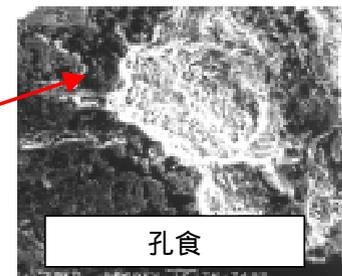
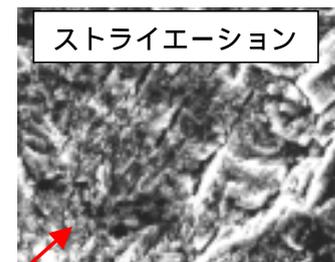
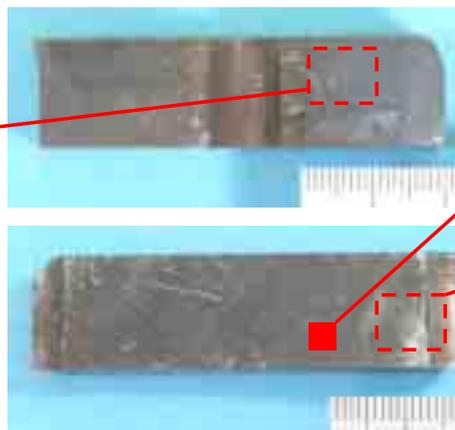
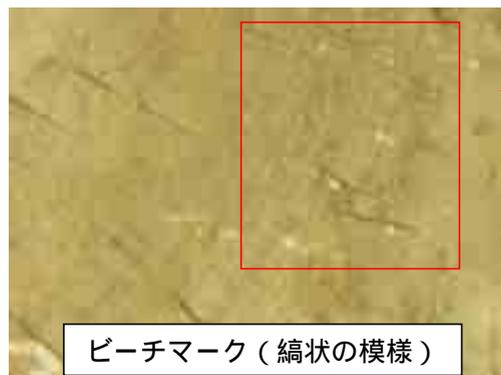
各車室の第 1 4 段翼フォーク部の損傷分布は以下の通り



# 4 . 金属調査

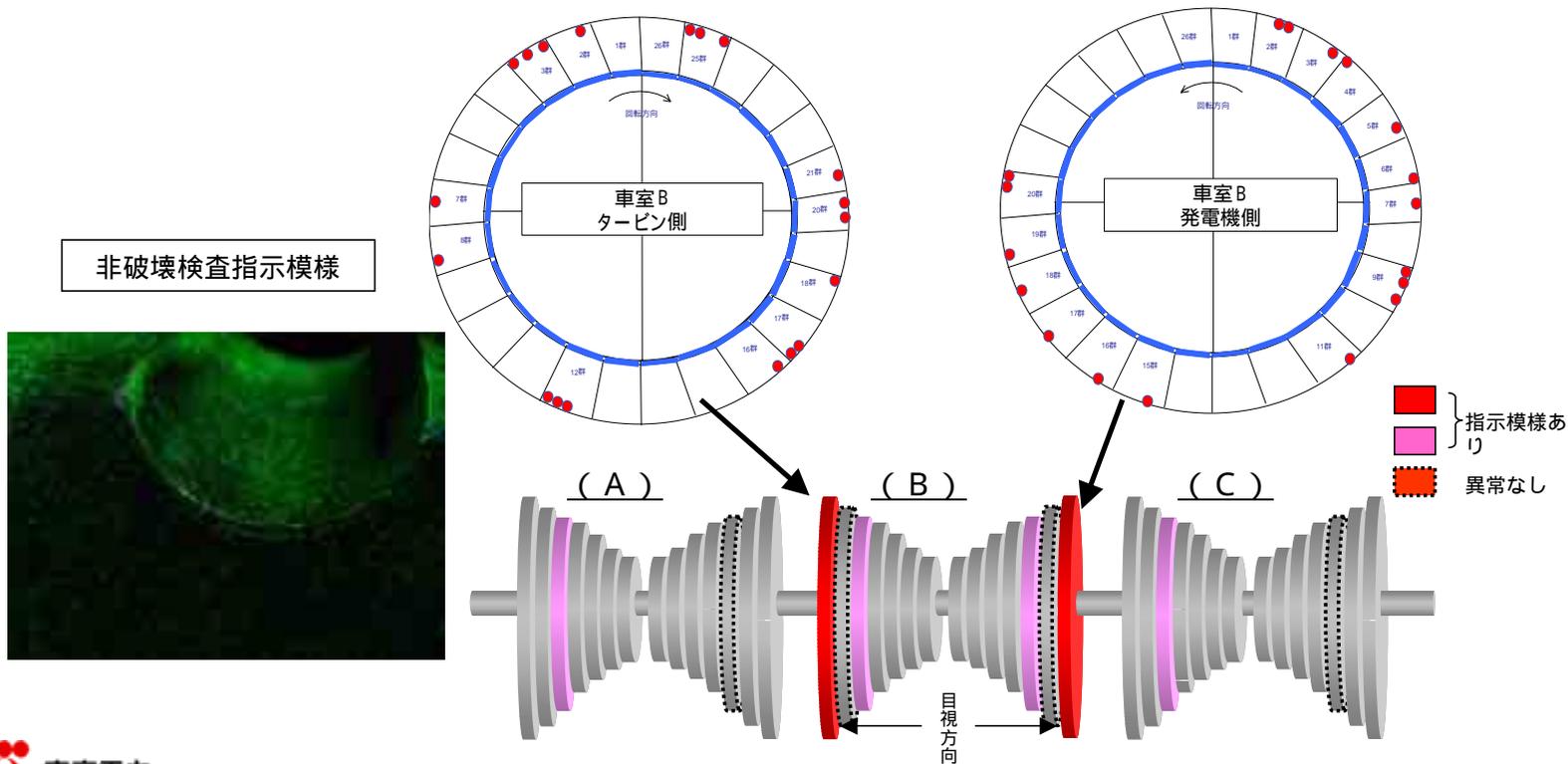


金属調査実施項目	調査結果
・ 外観調査	・ ビーチマークを確認
・ 破面SEM観察	・ 孔食状の形態を確認 ・ ストライエーション状模様を確認
・ EPMAによる成分分析	・ 異常な腐食生成物は確認されていない。
・ 機械試験	・ 異常なし
・ 化学成分調査	・ 異常なし



## 5 . 第 1 5、 1 6 段の損傷状況のまとめ

低圧タービン各車室の第 1 4 段フォーク部に損傷が見られたため、低圧タービン（ B ）第 1 6 段及び第 1 5 段についても非破壊検査を実施した。その結果、第 1 6 段に指示模様（ 3 7 箇所）が確認された。また、第 1 5 段（探傷可能な範囲のフォーク部）については指示模様が確認されなかった。



## 6 . 今後の予定

---

■現在、製造記録調査、設計図書の確認、金属調査、運転データ調査、構造に関する調査を引き続き実施し要因分析を行う。

- ・ 今後の実機の点検について
  - ・ 7号機の低圧タービン（A）（C）第15段、第16段動翼フォーク部の点検  
（平成20年5月下旬～）
  - ・ 6号機の低圧タービン（A）（B）（C）第14段動翼フォーク部の点検  
（平成20年5月下旬～）
  - ・ 6号機の低圧タービン（B）第15段、第16段動翼フォーク部の点検  
（平成20年6月上旬～）
- ・ 復旧方策については、今後、要因に応じた対策を実施する。

## 柏崎刈羽原子力発電所 4号機 制御盤の電源装置位置ずれについて

## 事象概要(1/2)

4号機の平均出力領域モニタ\*1の制御盤内部を点検していたところ、電源装置の1つが、正規の位置から取り出し方向に約3cmずれていることを確認した。

\*1 平均出力領域モニタ原子炉内の中性子量を計測する装置の一つで、原子炉の通常運転中に原子炉出力状態を測定する。

平均出力領域モニタ制御盤



取り出し方向に約3cmのずれ

<電源装置寸法>

カセット式

高さ: 約11cm

幅: 約6cm

奥行き: 約13cm

印がずれ確認箇所: 1箇所

<ロックが外れた状態の例>



<取付状態の例(ロック状態)>



## 事象概要(2/2)

また、制御棒引抜監視装置<sup>\* 2</sup>の制御盤内部も点検したところ、同様に2つの電源装置が、正規の位置から取り出し方向に約1～3.5cmずれていることを確認した。

- \* 2 制御棒引抜監視装置原子炉出力が30%以上ある状態において、制御棒の引き抜き時に使用するインターロックの一つであり、必要な条件が満たされない場合には制御棒が引き抜けないようにする装置。

制御棒引抜監視装置制御盤

<電源装置寸法>

カセット式

高さ:約11cm

幅:約6cm

奥行き:約13cm



取り出し方向に約1cmのずれ

取り出し方向に約3.5cmのずれ

印がずれ確認箇所:2箇所

## 事象の影響と今後の予定(1/1)

---

### < 事象の影響 >

- 1．当該電源装置は、制御盤のランプ表示等に使用
- 2．原子炉自動停止以降、機能の要求なし



原子炉の安全性に影響はない。

### < これまでの点検結果 >

- 1．当該電源装置を正規の位置に戻し、正常に作動することを確認した。
- 2．他号機の制御盤に同様の事象が発生していないことを確認した。

### < 今後の予定 >

現在、電源装置が位置ずれした原因について、中越沖地震による影響も含めて調査中である。

以上