

## コンクリートの微細なひび割れ確認事象について

### 1. 事象の概要

支持構造物（基礎ボルト）の点検において、定着部の健全性を確認するためコンクリートの目視点検を実施したところ、「非常用ディーゼル発電設備（A）（B）（C）の機関および発電機」のコンクリート部に微細なひび割れが確認されたため、ひび割れ状況を記録し、基礎ボルトの設計情報を基に考察を行うことによって、本地震により発生したひび割れであるか評価を行った。

評価の結果、確認されたひび割れは本地震によるものではなく、また当該コンクリート部は健全であることを確認した。

### 2. 事象の原因

点検の結果、確認されたひび割れは添付（1）の通りであった。地震により基礎コンクリートが損傷する場合、以下の2通りの破壊パターンが考えられる。

- ・ シャプレートへの過大な引っ張り力によるコンクリートのコーン状破壊・・・①
- ・ 基礎ボルトへの過大なせん断力によるコンクリートのコーン状破壊、あるいはボルトとの複合破壊・・・②

当該コンクリートに設置された基礎ボルトの設置位置と埋め込み深さから想定されるパターン①および②のひび割れ位置と比較すると添付（2）の通り、今回確認されたひび割れとは形状、発生位置が大きく異なっている。

また、当該設備の基礎ボルト耐力とコンクリート耐力の関係は以下の通りとなり①、②いずれの破壊パターンにおいても基礎ボルトが先行して損傷する設計となっていることから、コンクリートが先行して破壊するものではない。

表1 非常用ディーゼル発電設備における基礎ボルトとコンクリートの耐力比較

非常用ディーゼル発電設備					
		基礎ボルト耐力		コンクリート耐力	想定される破壊モード
機関側	引っ張り力	331 kN	<	700 kN	基礎ボルト塑性変形・破断
	せん断力	191 kN	<	318 kN	基礎ボルトせん断破壊
発電機側	引っ張り力	947 kN	<	1101 kN	基礎ボルト塑性変形・破断
	せん断力	547 kN	<	878 kN	基礎ボルトせん断破壊

ここで、当該基礎ボルトについては、「4. 4. 2 設備点検の結果」における目視点検、打診試験により健全であることが確認されており、また「5. 3. 2 構造強度評価結果」における当該機器の地震応答解析による構造強度評価結果からも、以下の通り評価基準値に対して十分に裕度があることを確認しているため、コンクリートについても本地震による損傷は発生していないと考えられる。

表2 地震応答解析による非常用ディーゼル発電設備の構造強度評価結果

評価対象設備		評価部位※	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 (ⅢAS) (MPa)
非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	2.3	1.95
	発電機	機関側軸受台下部ベース取付ボルト	引っ張り	3.8	1.80

※評価部位は、発生応力が最大となる部位とする。

以上より、ひび割れの形状と発生位置、基礎ボルトとコンクリートの耐力比較、いずれの観点においても、今回確認されたひび割れは本地震により発生したものではなく、環境温度の変化などに起因する乾燥収縮が原因であると推測される。

### 3. 健全性評価

乾燥収縮によるひび割れについては、表面のみに発生するものでありコンクリートの構造強度に影響しない。発電機側の基礎ボルトについては予め計画する追加点検としてトルク確認を実施しており、その結果が「異常なし」であったことからコンクリート内部のシャプレート付近に損傷がないと考えられる。

よって、今回確認されたひび割れは構造強度に影響するものではなく、当該コンクリート部は健全であると評価することができる。

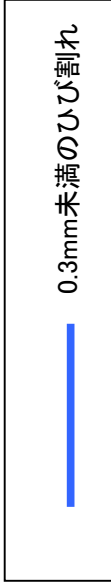
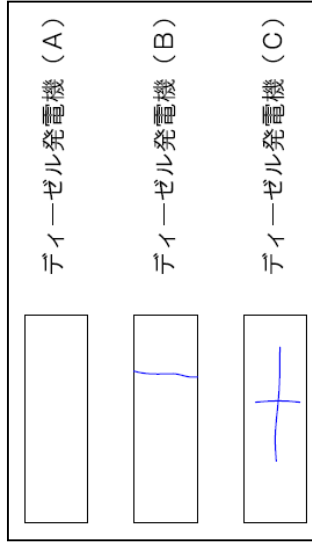
### 4. 今後の対策

以上により今回確認されたひびは微細であり、表面のみの発生と想定できることから、構造強度上の影響は無いものと考えられる。

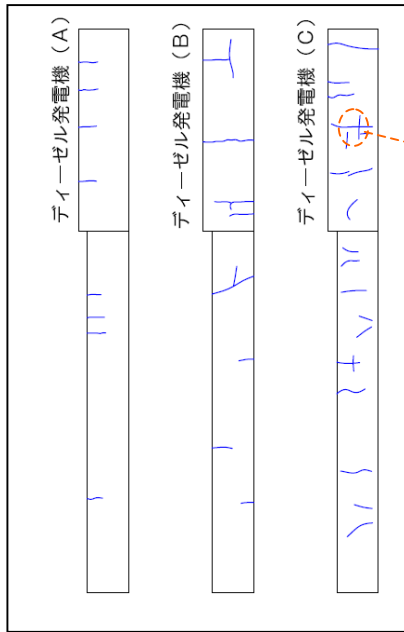
### 5. 添付

- (1) 非常用ディーゼル発電設備 (A) (B) (C) の機関および発電機におけるコンクリート部のひび割れ状況
- (2) 非常用ディーゼル発電設備 (A) (B) (C) に想定される破壊パターンと確認されたひび割れ状況

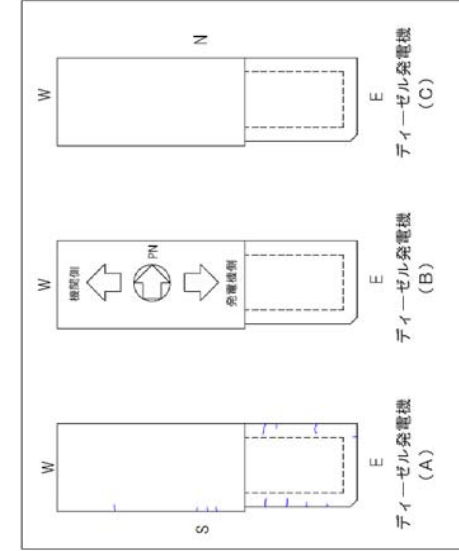
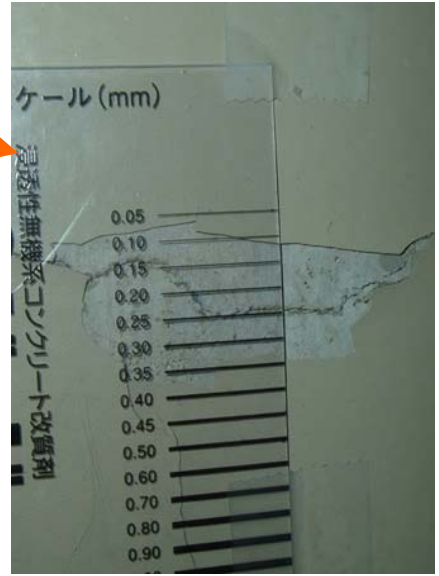
非常用ディーゼル発電機(A)(B)(C)  
の機関および発電機における  
コンクリート部のひび割れ状況



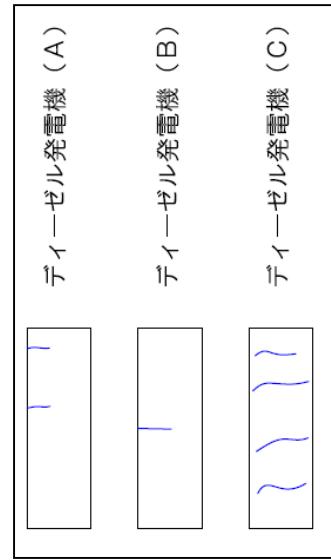
西側面ひび割れ状況



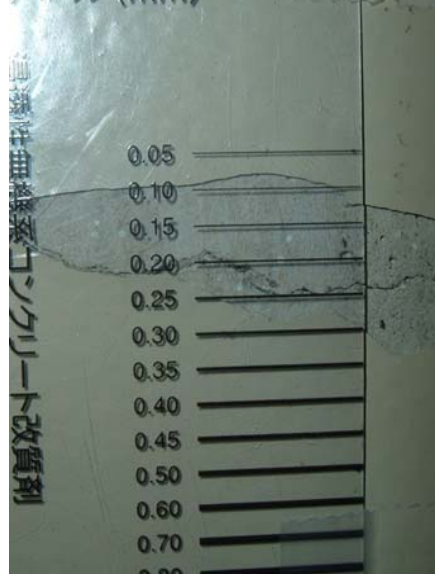
南側面ひび割れ状況



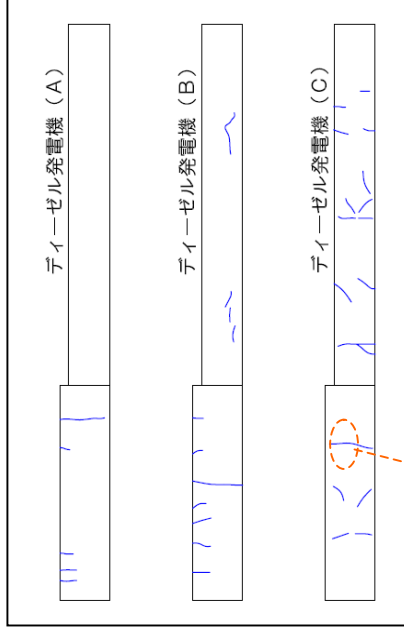
天端ひび割れ状況



東側面ひび割れ状況


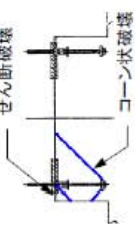




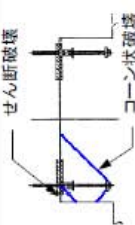

北側面ひび割れ状況



非常用ディーゼル発電設備(A)(B)(C)に想定される破壊パターンと確認されたひび割れ状況

対象機器：A系 ディーゼル機関及び発電機		地震時の基礎ボルトから応力による破壊パターン		結論
図解	ひび割れ状況	基礎図	せん断複合破壊	
	 S側	 せん断破壊 コーン状破壊	 S側	地震時の破壊パターンとは一致しない。従って、コンクリートの乾燥収縮によるひび割れであり、地震によるものではないと判断できる。
評価	基礎コンクリート高さは1195mmであり、0.3mm未満のひび割れが発生している。	当該ひび割れの検討対象ボルトは65φで、シャブレットまで990深さとなっている。	この場合は基礎ボルト突出部周辺のコンクリートが崩れと共に基礎ボルトは塑性変形を起こす。 基礎ボルトは診断により健全であることから、せん断複合破壊は起こっていない。	

対象機器：B系 ディーゼル機関及び発電機		地震時の基礎ボルトから応力による破壊パターン		結論
図解	ひび割れ状況	基礎図	せん断複合破壊	
	 S側	 せん断破壊 コーン状破壊	 S側	地震時の破壊パターンとは一致しない。従って、コンクリートの乾燥収縮によるひび割れであり、地震によるものではないと判断できる。
評価	基礎コンクリート高さは1195mmであり、0.3mm未満のひび割れが発生している。	当該ひび割れの検討対象ボルトは65φで、シャブレットまで990深さとなっている。	この場合は基礎ボルト突出部周辺のコンクリートが崩れと共に基礎ボルトは塑性変形を起こす。 基礎ボルトは診断により健全であることから、せん断複合破壊は起こっていない。	

対象機器：C系 ディーゼル機関及び発電機		地震時の基礎ボルトから応力による破壊パターン		結論
図解	ひび割れ状況	基礎図	せん断複合破壊	
	 S側	 せん断破壊 コーン状破壊	 S側	地震時の破壊パターンとは一致しない。従って、コンクリートの乾燥収縮によるひび割れであり、地震によるものではないと判断できる。
評価	基礎コンクリート高さは1195mmであり、0.3mm未満のひび割れが発生している。	当該ひび割れの検討対象ボルトは65φで、シャブレットまで990深さとなっている。	この場合は基礎ボルト突出部周辺のコンクリートが崩れと共に基礎ボルトは塑性変形を起こす。 基礎ボルトは診断により健全であることから、せん断複合破壊は起こっていない。	

## 支持構造物で確認された事象の概要について

### 1. はじめに

6号機の架構レストレイント、スナバ、ハンガー等の配管支持構造物に対して、これまで、地震の影響が及ぶ可能性のある部位に着目した目視点検等を実施してきた。

設備点検の結果、3件の事象（「給水加熱器ドレンベント系オイルスナバの曲がり」「主蒸気配管レストレイントのひび」「主蒸気配管のメカニカルスナバの固着」）が確認された。以下にその内容を記す。

### 2. 事象の評価

#### 2. 1 給水加熱器ドレンベント系オイルスナバの曲がり

##### (1) 事象の概要

支持構造物については、基本点検として目視点検を実施している。点検の結果、給水加熱器ドレンベント系のオイルスナバ4台に本体と配管とを連結するターンバックルロッド部の曲がりを確認した。(添付-1参照)

##### (2) 原因究明

本地震の影響によってスナバの耐力以上の（軸力+曲げ）荷重を受けたことで、オイルスナバ本体の中で強度的に弱いターンバックルロッド部が変形に至ったものと考えられる。

##### (3) 健全性評価および対応策

地震力によるオイルスナバの損傷として、当該損傷部以外に内部損傷による油漏れ、球面軸受け部損傷、支持金物部損傷（架鋼の変形・割れ）および基礎定着部損傷（プレート変形、コンクリート割れ等）が考えられるが、目視点検の結果、変形等の異常は確認されず、隣接サポート、類似箇所においても異常は確認されていない。また、支持金物部、基礎定着部の溶接部および当該の配管部については、詳細目視点検ならびに浸透探傷試験（配管、ラグ溶接部）を実施したが、いずれにおいても割れ等の異常は確認されていない。以上のことから、当該損傷部以外の箇所においては、機能に影響を及ぼす異常はなかったものと考えられる。

なお、当該事象の対策として、当該オイルスナバの新製交換を実施した。

## 2. 2 主蒸気配管系レストレイントの脚部溶接部のひび

### (1) 事象の概要

主蒸気系配管のレストレイントの脚部溶接部 1 箇所にひびを確認した。(添付-2 参照)

### (2) 原因究明

レストレイントに変形等が確認されていないことから、原因究明のため、ひびの面の表面観察および破面観察を実施した。ひび面の表面観察の結果、茶褐色の面であり腐食生成物の付着が確認されており、地震前からひびが存在していたと思われる。破面観察においては、溶接部止端部に沿った直線的なき裂であり、破面が比較的平坦であること、破面上にストライエーション状模様が認められており、短期の地震力により強制的に破断したときにみられる延性破面は認められなかった。

当該レストレイントは、運転中の配管熱膨張に対して、配管軸方向および上下方向への移動は拘束せず、軸水平方向に対して拘束するように設計されている。今回ひびが確認された架鋼の脚部は、配管熱解析の結果、運転中熱荷重が常時加わる方向にあり、そこに配管の流体振動が鋼材に伝わり、応力集中部である溶接止端部にき裂が発生し進展したものと推定した。

よって、今回確認されたひびは、高サイクル疲労により発生したひびであり、地震による影響ではないと評価した。

なお、今回確認されたひびが、流体振動による疲労と評価したため、主蒸気系(4ライン)の同位置に設置されているレストレイントについて、類似箇所として浸透探傷試験を実施した。その結果、1 箇所に浸透指示模様を確認し、破面観察を実施した結果、同様な疲労によるひびであったことが確認された。

### (3) 健全性評価および対応策

レストレイント全体に変形がなかったこと、ならびに破面観察の結果、延性破面が確認されていないことから、本地震時における配管支持機能は維持されていたものとする。なお、支持している配管についても変形等は、確認されていない。

これまでの保全プログラムでは、配管系は、高サイクル疲労の影響を考慮していたが、今回の点検によって、レストレイントへの影響も確認されたことを受け、主蒸気系の類似のレストレイントについて点検周期の見直しを行うなど、保全プログラムの改善を行う。

また、当該箇所については、念のため鋼材の開先加工後の溶接および仕上げ加工を実施し、溶接強度の向上と応力集中の低減を図る。

## 2. 3 主蒸気配管のメカニカルスナバの固着

### (1) 事象の概要

メカニカルスナバの設備点検は、基本点検として目視点検を全数に対し実施するとともに、予め計画する追加点検として、地震応答解析等によって裕度が比較的少ないと判断された41台に対し、低速走行試験を実施した。

目視点検の結果、地震の影響と考えられる異常は確認されなかったが、タービン建屋に設置された主蒸気配管のメカニカルスナバの3台について、低速走行試験の結果、正常に動作しない事象が確認された（添付-3参照）。

### (2) 原因究明

分解点検を実施した結果、ボールねじ等の内部部品に変形および損傷等の異常は確認されなかったが、ボールねじ・ボールナットを滑らかに作動させるために塗布しているグリスの劣化（油脂分の蒸発による固化）が3台ともに確認された。

本メカニカルスナバは、いずれも蒸気系配管を支持しており、高温環境下に設置されている。高温環境下に設置されているメカニカルスナバは、通常環境下に設置されるものに比べ、油脂分が蒸発しやすいことが分かっており、これらの影響によって、グリスの固着に至ったものと推定される。従って、当該事象については地震の影響により発生したものでないと考えられる。

### (3) 健全性評価および対応策

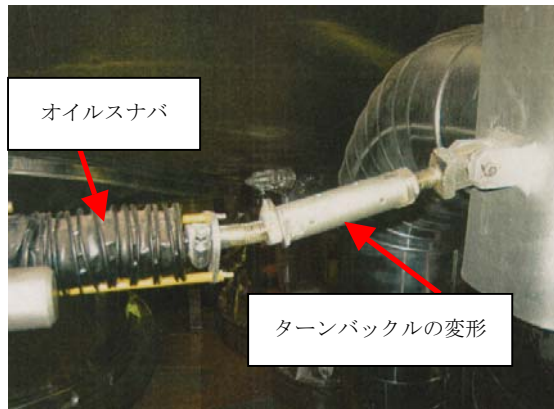
地震力によるメカニカルスナバの損傷として、球面軸受け部損傷、ボールネジ・ナット損傷、支持金物部損傷（架鋼の変形・割れ）および基礎定着部損傷（プレート変形、コンクリート割れ等）が考えられるが、目視点検の結果、変形等の異常は確認されず、隣接サポート、類似箇所においても異常は確認されていない。また、追加点検として、支持金物部および基礎定着部溶接部の浸透探傷試験を実施した結果、異常は確認されていない。以上のことから、その他部位を含め、機能に影響を及ぼす異常はなかったものと考えられる。

なお、メカニカルスナバの固着による影響として、高温位置で支持点が拘束されることによる配管の応力増加が考えられるが、メカニカルスナバが固着した条件で配管の応力評価を実施した結果、許容応力以下であった。

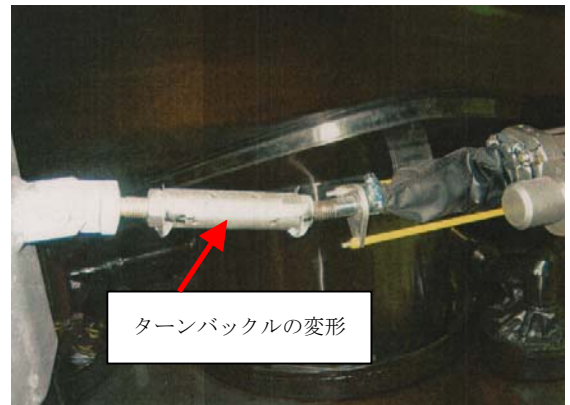
メカニカルスナバについては、通常実施している保全プログラムにおいて、計画的に目視点検および低速走行試験を実施しているが、本事象に鑑み、高温部設置のメカニカルスナバについては、低速走行試験周期の見直し等、保全プログラムの改善を行う。また、当該事象の対策として、各部の点検手入れおよびグリスの交換を行い、復旧後、低速走行試験を実施し異常の無いことを確認した。

以上

給水加熱器ドレンベント系配管のターンバックルの  
の曲がり確認されたオイルスナバ



SNO-HV-T105 状況



SNO-HV-T107 状況



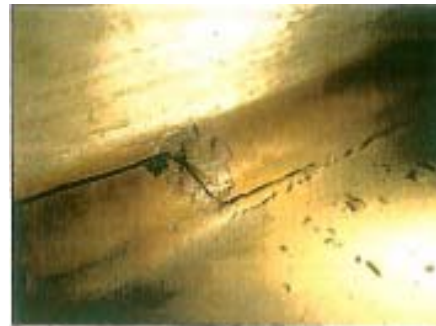
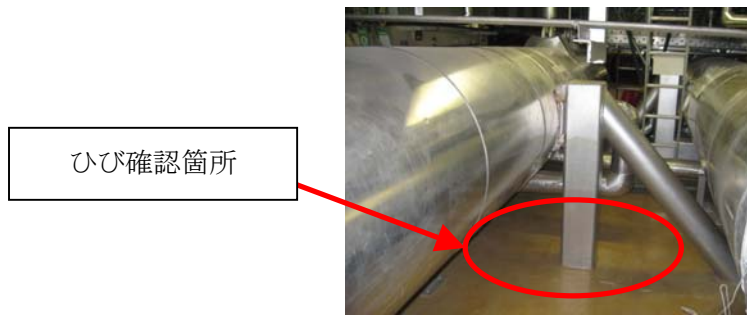
SNO-HV-T109 の状況



SNO-HV-T186 の状況

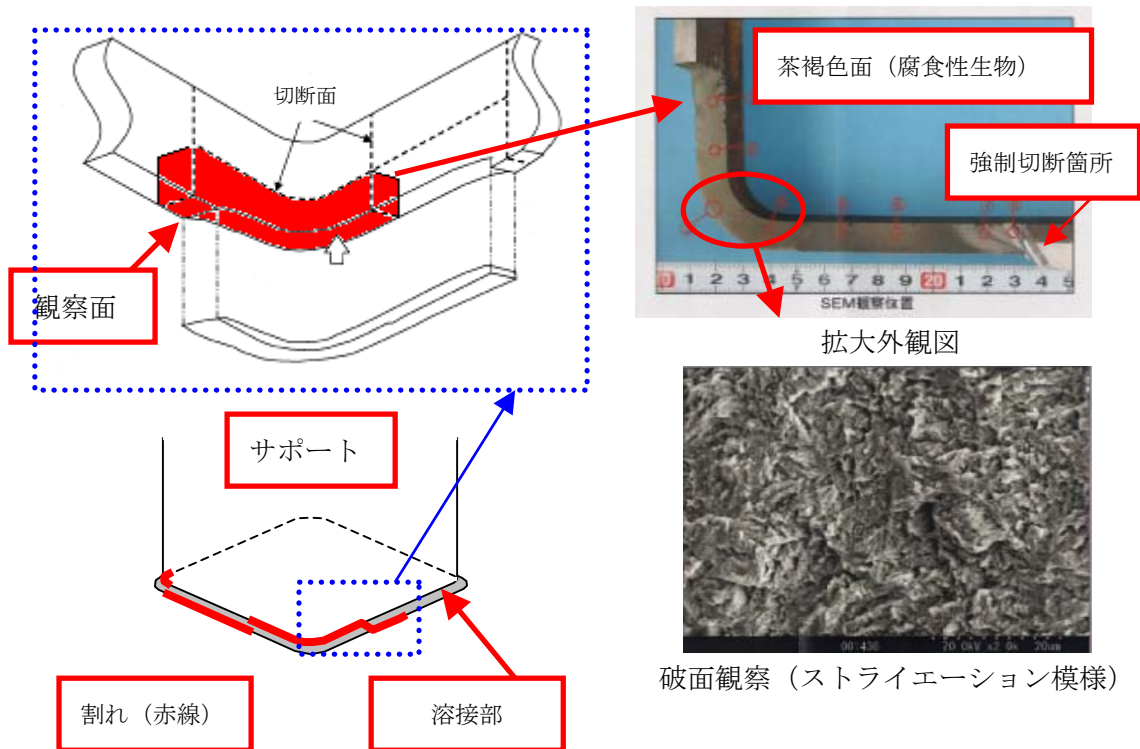


### 主蒸気配管のひびが確認されたレストレイント



RE-MS-T011の状況

### 拡大外観確認および破面観察（SEM）の結果



### 主蒸気配管の固着が確認されたメカニカルスナバ



SNM-MS-T033-1の状況



SNM-MS-T033-3の状況



SNM-MS-T034-1 状況

# 原子炉建屋クレーンで確認された事象の概要について

## 1. 事象の概要

各種機器の地震後の設備点検において、原子炉建屋クレーン（以下、「天井クレーン」という。）の走行伝動用継手（以下、ユニバーサルジョイント（図1参照）という。）のクロスピンが破損していることを確認した。その後の点検と合わせ、クロスピン計4つのうち、3つが破損していることを確認した（図2、表1参照）。なお、目視点検により異常が確認されなかった北側電動機側クロスピンについては、浸透探傷検査を行い、異常のないことを確認した。

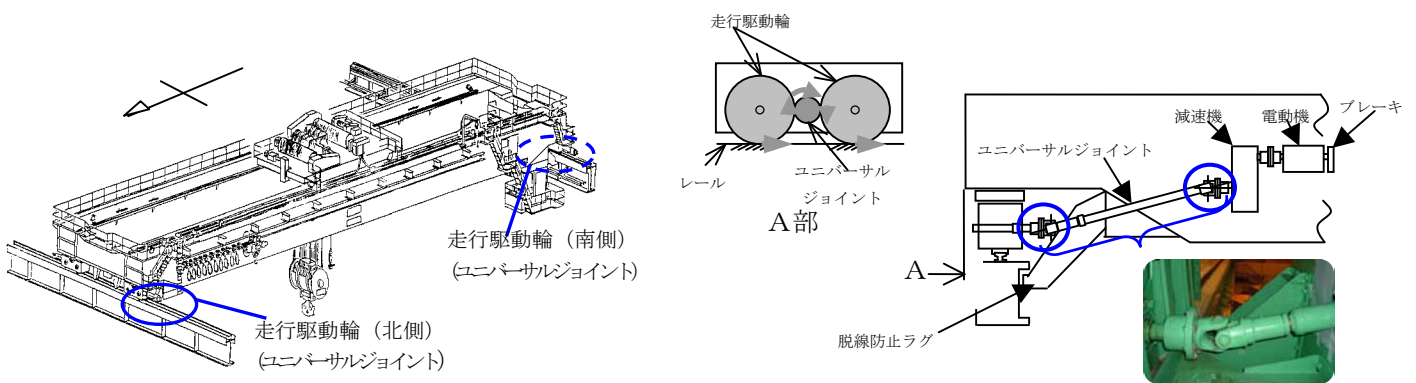


図1 原子炉建屋天井クレーン構造

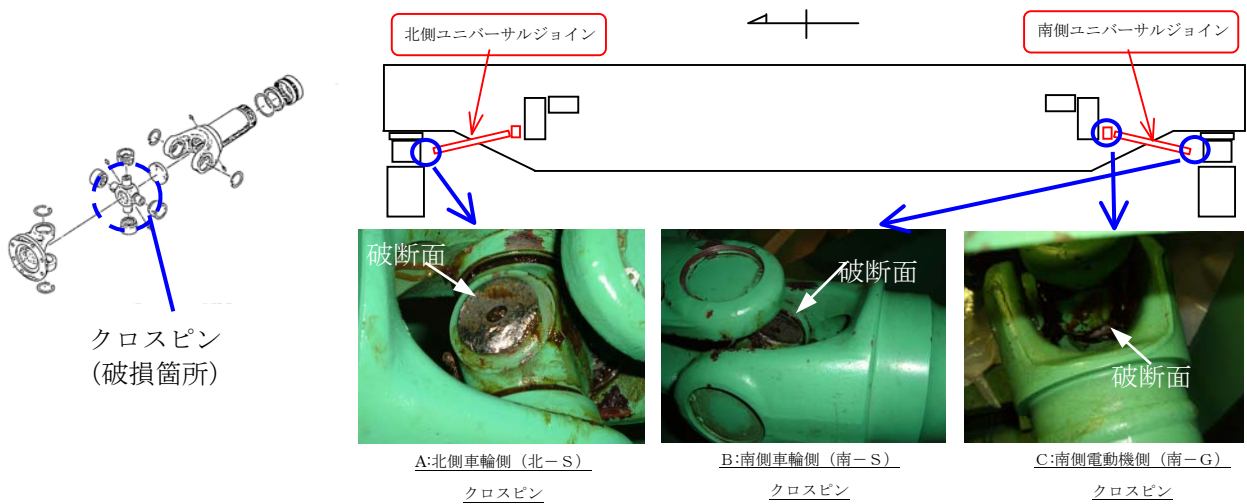


図2 クロスピン破損状況

表1 ユニバーサルジョイント・クロスピン状態

ユニバーサルジョイント	クロスピン	状態
北側	車輪側	×
	電動機側	○
南側	車輪側	×
	電動機側	×

○：異常なし ×：異常あり（破損）

## 2. 原因究明

### (1) 破面観察（図3参照）

破損したクロスピンの取外・分解を行い、走査型電子顕微鏡による破面観察を実施した。破面は、破面同士が接触したことによるものと考えられる「潰れ」が多いが、一部潰れていない破面が認められたため、その部分を中心に観察を実施した。

破面の大半は若干の延性破面が混在した擬へき開破面\*1であった。また、延性破壊の様相を示すディンプル模様\*2が認められた。これらにより今回の破断はいずれも大きな荷重が負荷されたことによるものと判断される。

なお、いずれの破面においても金属疲労を示す様相や、腐食の痕跡を示すサビなどの付着はなく、今回の破損以前に疲労や腐食などの劣化がなかったことが示された。

\* 1 若干の塑性変形を伴った過大荷重等により脆性的に破壊が生じた際に見られる破面形態。

\* 2 多数の凹みが観察される、延性破面のミクロ的特徴。

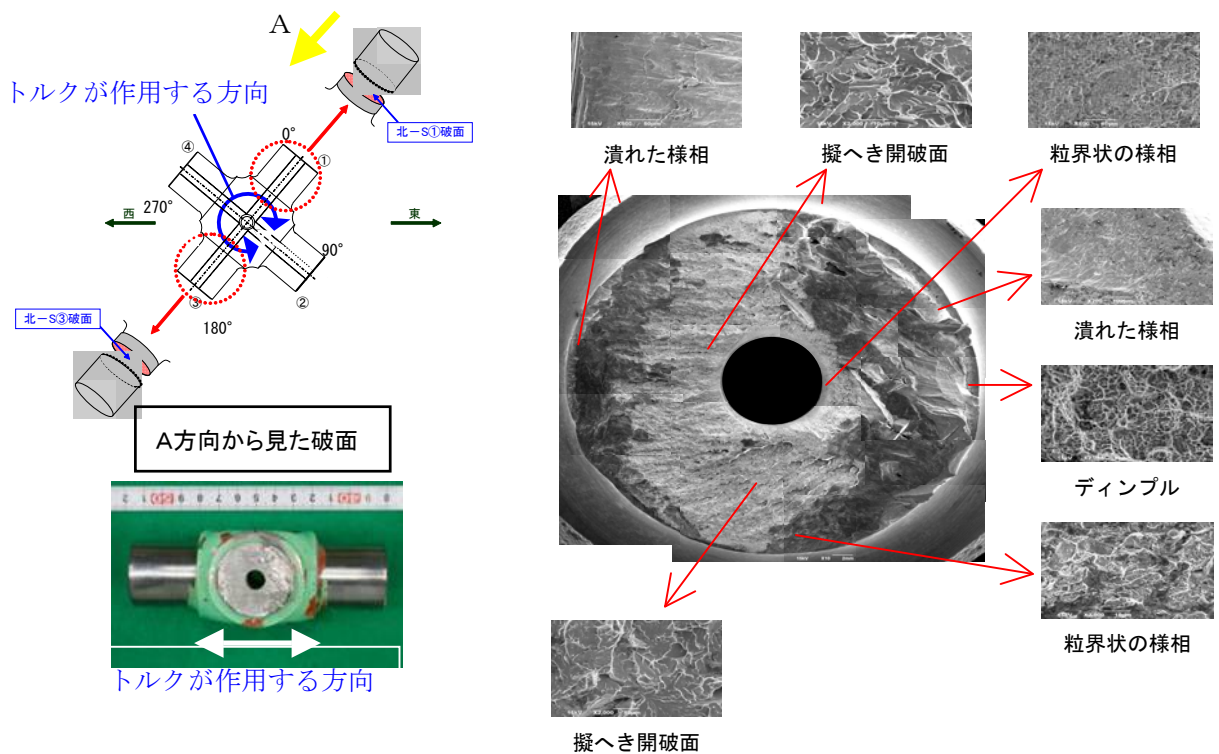


図3 破面観察結果

## (2) 地震応答解析

天井クレーンの地震時の挙動を解析で再現した結果、ユニバーサルジョイントに発生した応力は、材料強度を上回ることが確認された（表2参照）。

表2 破断部での発生応力と材料強度の比較

	6号機	
	北側駆動輪	南側駆動輪
クレーン自重[t]	310	
破断部での発生応力[MPa]	1,520	1,741
損傷部材の引張強度[MPa]*	1,017	
材料引張強度[MPa]（JIS）	930以上	

\* 損傷した北側駆動輪のクロスピンから得られた試験片に対する引張試験により確認。

## (3) 事象発生の原因

以上の調査結果から、本事象は、新潟県中越沖地震によりユニバーサルジョイントに材料強度を上回る過大なトルクが発生したことが原因であると判断される。事象発生メカニズムは以下の通りである。

- 地震発生時、天井クレーンは停止している状態であり、走行駆動輪にはブレーキ（電動機側に設置されている）が掛かっている状態であった。
- 地震動により、天井クレーンの走行車輪にブレーキが掛かった状態で、強制的にクレーンの走行方向の力が発生した。
- クレーンの走行方向の力により走行車輪に回転しようとする力が作用したが、相反する電動機側の回転を阻止する力（ブレーキ）の作用により、走行車輪と電動機間に位置するユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し、クロスピンが破損した。

## 3. 健全性評価及び対応策

今後の対策については以下の観点から、破損したクロスピンを含むユニバーサルジョイント4箇所（破損していない箇所も含む）の新製交換を行った。

- ユニバーサルジョイント部については、走行機能を目的としたものであり、ノンクラスで設計されている。
- 当該部が損傷することで発生応力が緩和され、減速機や電動機等の重要部位の損傷が回避された側面がある。
- 当該部損傷により、構造的に部品の落下する可能性はほぼ無いと考えられる。

なお、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAC4601・補-1984）における、原子炉建屋クレーンの設計要求は以下の2点であり、本事象は設計要求を逸脱する事象ではない。

- 耐震Bクラス設計である。
- クレーンが基準地震動S1に対し落下しない。

ただし、天井クレーンは、原子炉開放等オペフロ作業に必要な設備であることから、早期復旧の観点から予備品を確保することとする。

## 主タービンで確認された事象の概要について

### 1. 事象の概要

柏崎刈羽原子力発電所6号機（以下6号機）における蒸気タービンは、駆動源および内包する流体が蒸気であるため、プラント停止中に作動試験や運転圧による漏洩確認ができない設備であることから、予め計画する追加点検（分解点検）を実施し、確認された主な不適合は以下の通り。

#### (1) 高、低圧タービンの動翼と静翼の接触

- 高、低圧タービンの一部に動翼と静翼の接触痕等が確認された。6号機では、静翼と動翼の接触による光沢のみが確認された。同型のタービンである柏崎刈羽原子力発電所7号機（以下7号機）では、静翼と動翼の摩耗が確認されており静翼と動翼の接触による被害状況は7号機と比較すると軽微であった。（別紙-1-1, 2参照）。
- 6号機の高圧タービンと低圧タービンの静翼と動翼の接触による被害状況を比較すると、低圧タービンより高圧タービンの被害が小さいと確認された。同型である7号機のタービンと同様な傾向であった。
- 低圧タービン(A) (B) (C)の同じ段落の静翼と動翼の接触による被害状況を比較すると、スラスト軸受（主タービンの軸を軸方向に拘束する軸受）から離れるほど、被害が小さいと確認された。同型である7号機のタービンと同様な傾向であった。

#### (2) オイルシールリング、中間軸受台の損傷（別紙-2参照）

- スラスト軸受（主タービンの軸を軸方向に拘束する軸受）に取付られているオイルシールリングの折損が確認された。同型である7号機のタービンについても同様な被害が確認されている。
- 中間軸受台の固定キー（中間軸受台を基礎に固定）に変形が確認された。同型である7号機のタービンについても同様な被害が確認されている。同型である7号機のタービンについても同様な被害が確認されている。

#### (3) ジャーナル軸受および軸受油切り、タービンロータの損傷（別紙-2参照）

- ジャーナル軸受（主タービンの軸荷重を支持する上下2分割の軸受）の上・下半側に軽微な接触痕が確認された。同型である7号機のタービンについても同様な被害が確認されている。
- 軸受油切の歯（軸受台内の潤滑油漏洩防止）とタービンロータに軽微な接触痕が確認された。

#### (4) 動翼フォーク部（翼植込み部）の磁粉指示模様（別紙-3参照）

7号機低圧タービン（C）第14段の動翼フォーク部に2本の折損が確認されるとともに、磁粉指示模様が確認されたため、6号機低圧タービン第14段から第16段まで翼植込み部の目視点検および非破壊検査を行った結果、第14段、第16段に磁粉指示模様が確認された。（第14段：137枚/912枚、第16段：5枚/780枚）。

### 2. 原因究明

7号機のタービンの静翼と動翼の接触の傾向については「7号機新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価に関する報告書（機器レベルの点検・評価報告）平成20年9月19日」にて報告したとおり、基礎から静翼と動翼へ地震の揺れの伝わり方が、支持方法の違いにより、高圧タービンと低圧タービンに違いがあること、低圧タービンの動翼と静翼の間隔（クリアランス）が熱伸びを考慮しており、低圧タービン(A) (B) (C)で違いがあることが原因と推定された。6号機についても同様な傾向が確認されており、7号機と同じ原因であると推定される。

7号機には静翼と動翼については回転中に接触したものと考えられる摩擦が確認されているが、6号機では摩耗は確認されず、接触のみにより発生したと考えられる光沢が確認された。これは、7号機は地震発生前まで蒸気タービン翼は1500rpmにて運転中であつたのに対して6号機は停止中であり回転していなかったことによるものと考えられる。

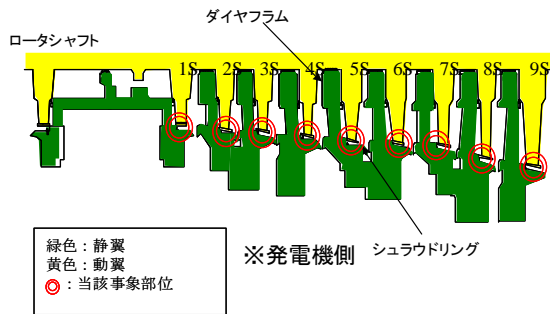
7号機の静翼と動翼の接触事象について解析を行った結果として、高圧タービンはスラスト軸受

けの変移の寄与が大きく、低圧タービンについては、スラスト軸受けと低圧内部車室固定キーの寄与が大きいと確認された。7号機が運転中であったのに対して、6号機のタービンは停止中であったことから、損傷には違いがあったが、6号機は7号機と同じ設計であり、静翼と動翼の設計間隙と動翼の重量はほぼ同じであり、ほぼ同様な損傷の傾向がみられたことから、静翼と動翼の接触事象に関するメカニズムは7号機の解析の結果と同様であると考えられる。

### 3. 健全性評価および今後の対応

- ・ 高・低圧タービンの動翼－静翼の接触、オイルシールリングおよび中間軸受台の損傷、ジャーナル軸受および軸受油切りの損傷については、地震の影響により発生したものと考えられる。各部の機器の損傷に応じて取替えまたは補修を行うこととする。
- ・ オイルシールリングおよび軸受油切り歯の取替、中間軸受台キーの修理、ジャーナル軸受およびタービンロータの手入れ修理を実施する。
- ・ 動翼フォーク部（植え込み部）の磁粉指示模様については、破面観察等の結果から金属疲労を示す様相が確認されており、地震影響では無いことが確認された。今後の対応については「柏崎刈羽原子力発電所6, 7号機低圧タービン動翼フォーク部の損傷について:平成20年9月」にて報告済み。

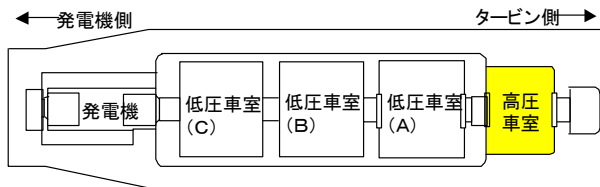
### 高圧タービン動翼および静翼の接触痕(光沢のみ)



第9段発電機側ダイヤフラム

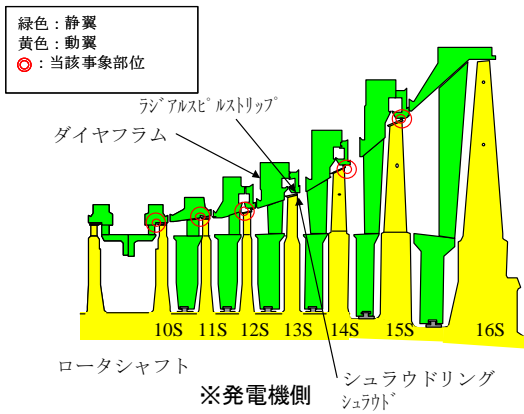


第8段発電機側シュラウドリング

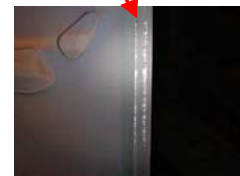


高圧タービン	部位		段落数	
	静翼	ダイヤフラム	タービン側	1,2,3,4,5,6,7,8,9
ラジアルスピルストリップ		タービン側	3,4,5,6,7,8,9	2,5
動翼	シュラウド	タービン側	1,2,3,4,5,6,7,8,9	
		発電機側	1,3,4,5,6,7,8,9	

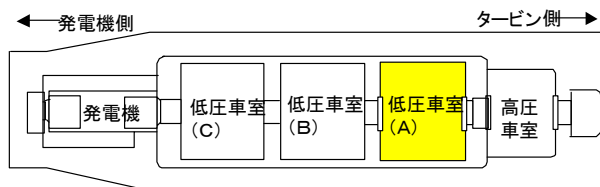
### 低圧(A)タービン動翼および静翼の接触痕(光沢のみ)



第11段タービン側ダイヤフラム



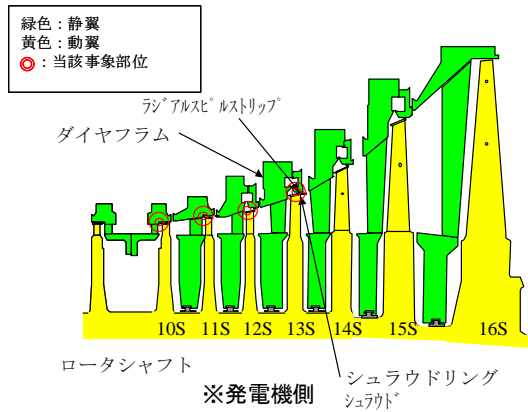
第14段タービン側シュラウドリング



低圧タービン	部位		段落数	
	静翼	ダイヤフラム	タービン側	10,11,12
ラジアルスピルストリップ		タービン側	10,13,15	10,15
動翼	シュラウド	タービン側	10,11,12,14,15	
		発電機側	10,11,14,15	



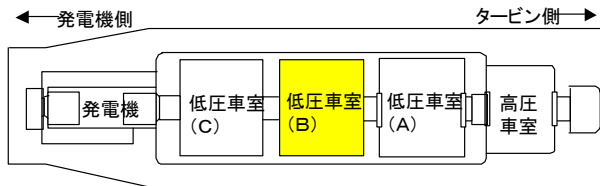
### 低圧(B)タービン動翼および静翼の接触痕(光沢のみ)



第11段タービン側ダイヤフラム

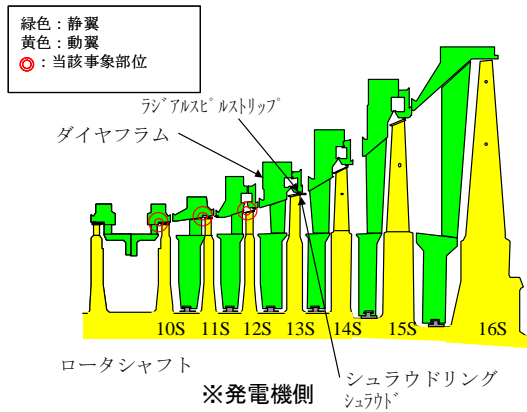


第13段タービン側シュラウドリング



低圧タービン	部位		段落数	
	静翼	ダイヤフラム	タービン側	10,11,12
		発電機側	10,11,12	
	ラジアル	タービン側	10,11,12,13	
	スピルストリップ	発電機側	10,11,12,13	
動翼	シュラウド	タービン側	10,11,12,13	
		発電機側	10,11,12,13	

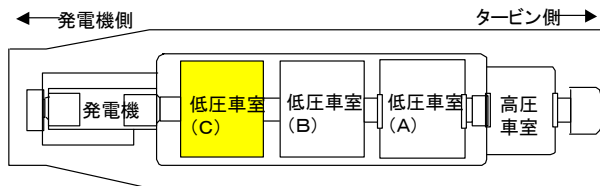
### 低圧(C)タービン動翼および静翼の接触痕(光沢のみ)



第10段発電機側ダイヤフラム



第12段発電機側シュラウドリング

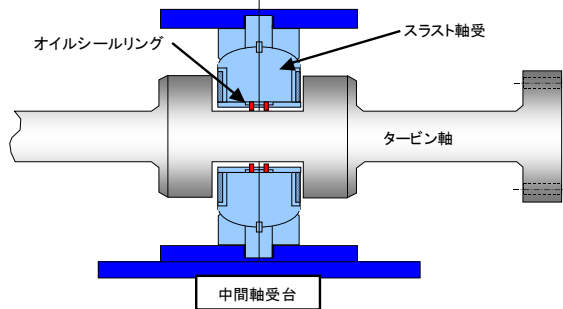


低圧タービン	部位		段落数	
	静翼	ダイヤフラム	発電機側	10,11,12
動翼	シュラウド	発電機側	10,11,12	

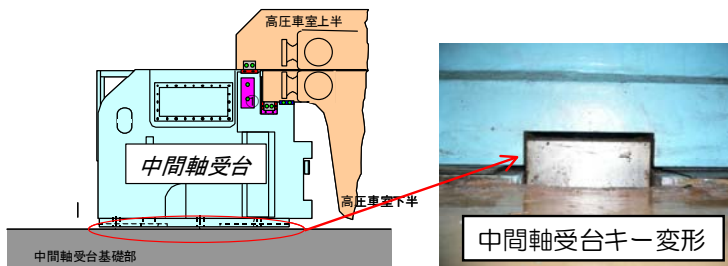
オイルシールリング、中間軸受台等の損傷

オイルシールリング、中間軸受台損傷状況

●6号機 オイルシールリング損傷状況

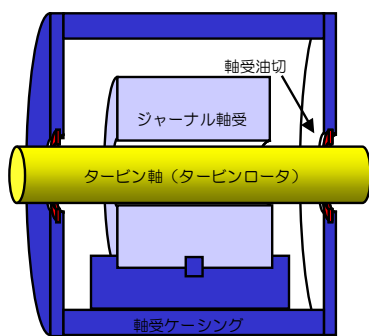
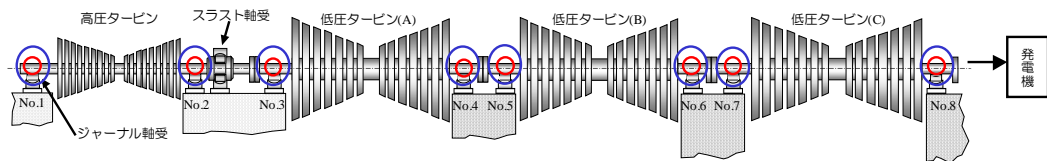


●6号機 中間軸受台損傷状況



ジャーナル軸受及び軸受油切り、タービンロータの損傷状況

●6号機 ジャーナル軸受及び軸受油切り、タービンロータの損傷状況



概略図



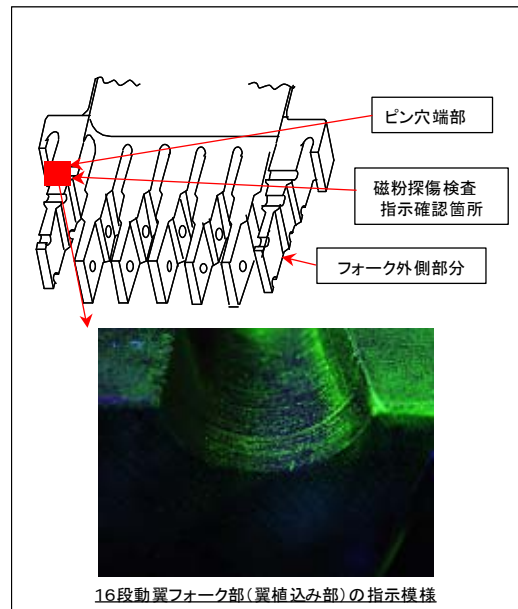
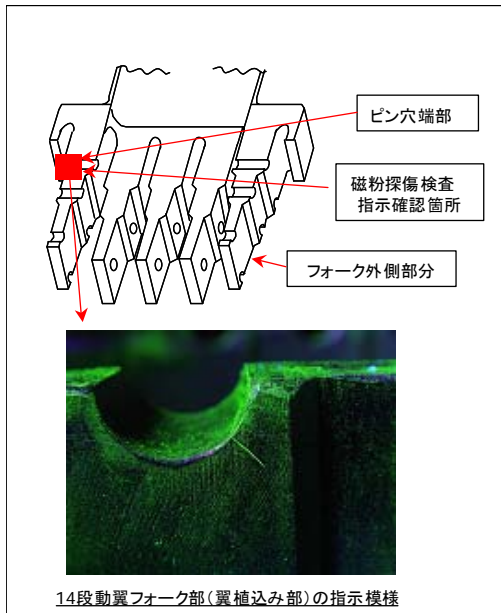
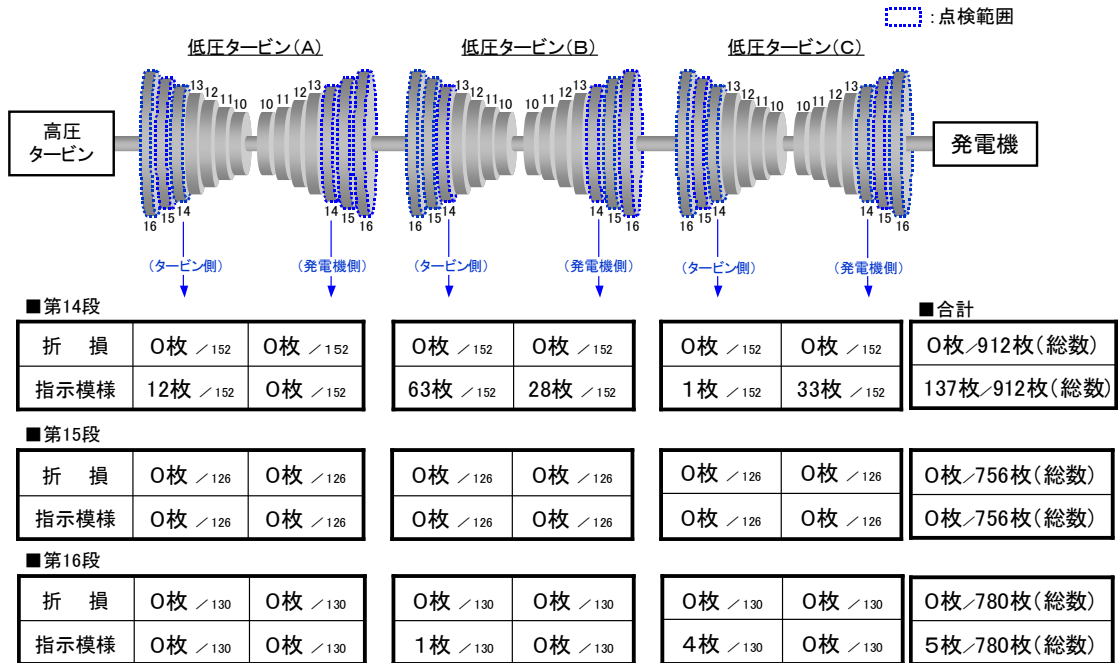
- ジャーナル軸受の接触痕
- 油切り・タービンロータ接触痕



タービン軸（タービンロータ）の軽微な接触痕

動翼フォーク部 (翼植え込み部) の一部折損状況

6号機 動翼点検状況 (動翼折損に伴う目視・非破壊検査終了済み)



## 主発電機に確認された事象の概要について

### 1. 事象の概要

主発電機は、駆動源が蒸気でありプラント停止中に作動試験等が出来ない設備であることから、予め計画する追加点検（分解点検）を実施し、主な不適合として以下を確認した。

- (1) 軸受廻りにおいて、軸受メタル摺動面に回転子軸との接触傷および非破壊検査（PT）にて欠陥を確認
- (2) ブラシホルダー廻りにおいて、コレクタハウジング防風板およびコレクタファンシート等に回転子軸との接触、ハウジング内排気ダクトのボルト緩み等を確認
- (3) キー部・基礎ボルト部において、センターキーの変形等およびライナーの飛び出し等を確認

### 2. 原因究明

これら不適合のうち、軸受廻りやブラシホルダー廻りで確認された接触等は、主発電機の回転子および固定子フレームが揺れたことにより発生したものであり、地震による影響と判断した。

また、キー部・基礎ボルトの不具合は、主発電機の固定子フレームが揺れたことにより脚部に荷重がかかったものと考えられることから、地震による影響と判断した。

### 3. 健全性評価および対策案

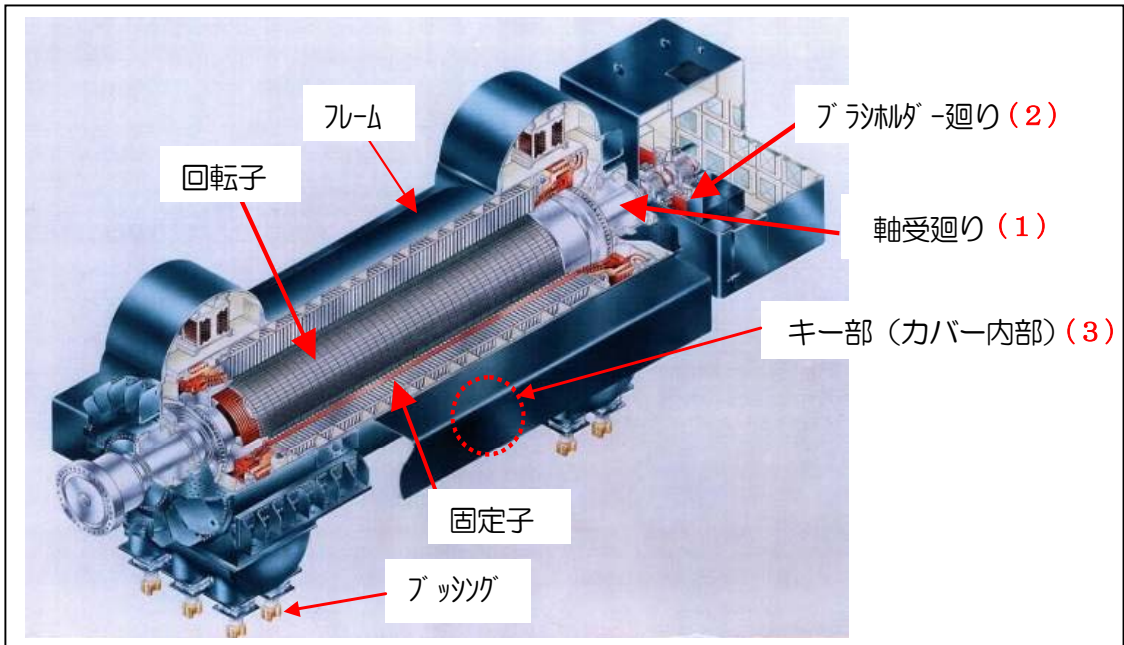
軸受廻りのうち軸受メタル摺動面の傷および欠陥については、程度は軽度なものであり、即、発電機の運転継続に支障をきたす事象ではなく、軸受廻りに求められる回転機能に影響するものではない。

ブラシホルダー廻りでは、損傷の確認された部位が主要な機能を担う部位ではなく、また損傷の程度も軽度なものであったことから、ブラシホルダー廻りに求められる出力性能に影響はない。

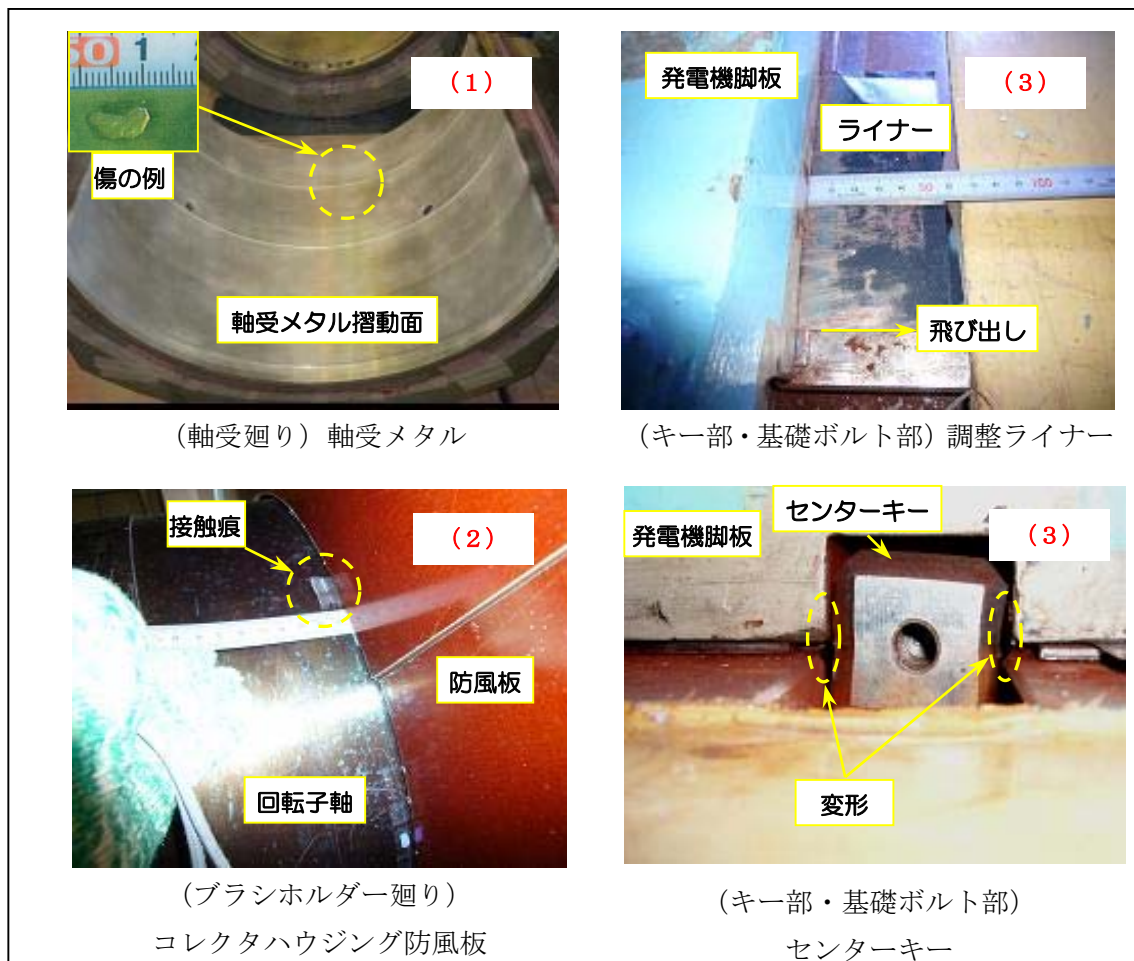
基礎部では、基礎ボルトの目視点検・打診試験により異常がないことが確認されているため、基礎部に求められる構造強度への影響はない。

これらの対策案としては、軸受メタルについては傷や欠陥部位の修理を実施し、また回転子軸と接触したブラシホルダー廻り部品及び基礎部のキーやライナーについて交換・補修を実施した。

主発電機外形図



各部の不適合状況



## 主変圧器で確認された事象の概要について

### 1. 事象の概要

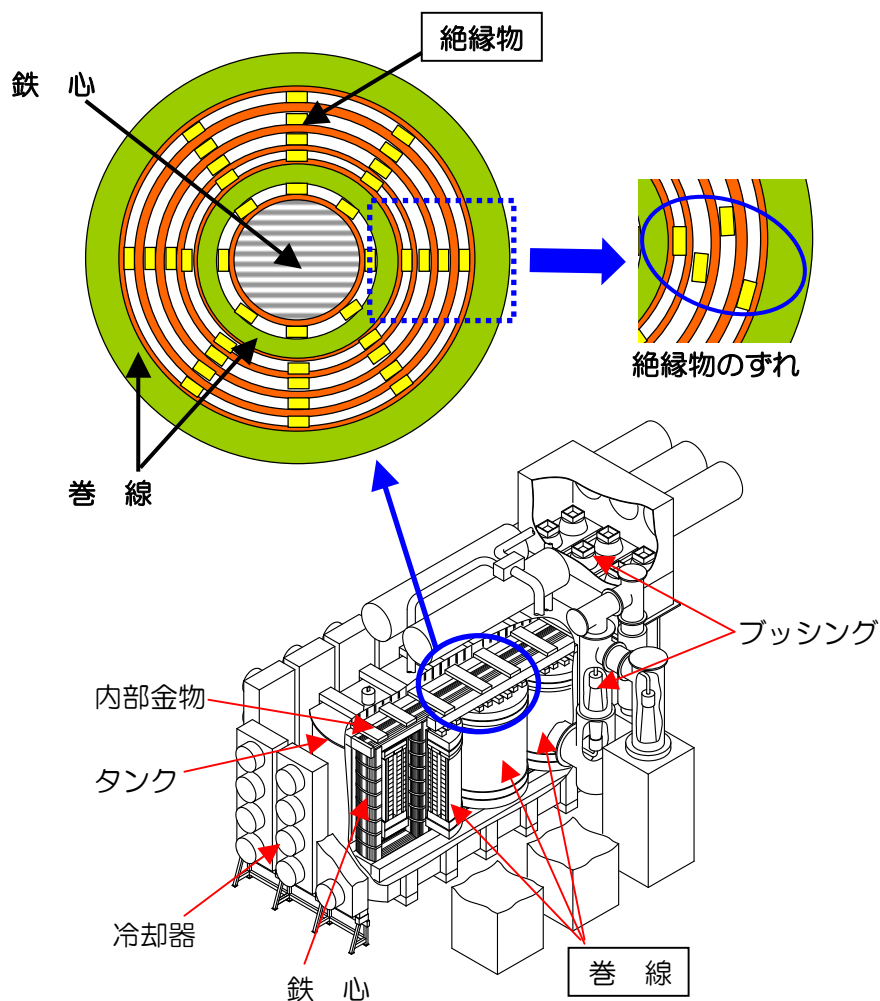
主変圧器は、内部の健全性を評価するために予め計画する追加点検として、メーカー工場に持ち帰り、分解点検を実施した。その結果、巻線部において絶縁物の一部にズレが確認された。

### 2. 原因究明

当該絶縁物は、巻線間の距離や巻線間を流れる油の油道寸法を保持する目的で、巻線間の半径方向に直線状に配置されているものであるが、揺れによるものと考えられる配列のズレが生じていることから、地震の影響によるものと判断した。

### 3. 健全性評価および対応策

絶縁物の配列ズレであり、分解点検の結果、巻線変形等の異常は認められていないことから、本事象は絶縁性能等に影響を与えるものではないと判断した。正規の状態に復旧するため、絶縁物を元の位置に復旧した。



## 制御棒駆動機構と制御棒の結合部で確認された事象の概要について

### 1. 事象の概要

新潟県中越沖地震後の設備健全性の確認で制御棒駆動機構（全205本、以下「FMCRD」という。）の作動試験（カップリングチェック、フリクション試験、常駆動試験、大気圧緊急挿入試験）を実施していたが、1本のFMCRD（制御棒座標（以下、「L/N」という。）：18-19）のカップリングチェックにおいて「結合不良」を示す「アンカップル」表示が確認された。（添付-1参照）

原子炉内部より水中カメラで確認した結果、制御棒駆動機構と制御棒（以下、「CR」という。）の損傷は確認されなかったが、カップリングされていないことが確認された。

### 2. 原因究明

カップリングを外すには、カップリング部を損傷させるか、FMCRDもしくはCRを回転させる必要がある。当該カップリング部およびFMCRD等に特段の異常は確認されなかったこと、新潟県中越沖地震発生時のようにCRの周囲に燃料が装荷されている場合は、CRが回転することはないことから、地震の影響でカップリング部の外れが発生したものではない（添付-2参照）。

FMCRDの分解点検作業履歴等を調査した結果、地震前の定検時（平成19年）の当該CRの取付作業時にカップリング部を適切に結合できず、また、その後に実施された当該CRのカップリングチェックの際に結合不良であることを確認できていなかったものと推定された。

以下に結合不良が発生し、それが発見できなかった推定メカニズムについて記載する。

#### (1) CR取付作業時のCR結合不良

- ① インターナルポンプホイスト（以下RIPホイスト）を巻き下げ、CRつかみ具荷重計の値が減少し中空ピストンにCRの荷重の一部がかかることで、CRが中空ピストンに着座したことを確認しRIPホイストを停止するが、今回は中空ピストンに荷重がかからない状態でRIPホイストを停止した。
- ② CRを約45度回転させた位置がカップリングの嵌め合い位置であり、本来はCRつかみ具荷重計の値が上昇しCRの荷重に戻ることでその位置を把握するが、今回は①で中空ピストンにCRの荷重がかかっていなかったため、CRつかみ具の荷重計の値に変化はなく、水中カメラからの目視により回転が約45度であることを確認し、CRが嵌め合い位置になったと判断した。
- ③ 本来上記のようにCRを嵌め合い位置まで回転させた後、①と同様にCRつかみ具荷重計にてCRの荷重の一部が中空ピストンにかかるまでRIPホイストを巻き下げCRと中空ピストンを嵌め合わせるが、今回は②の結果CRが嵌め合い位置ではない状態でRIPホイストを巻き下げた結果、CRが中空ピストンから浮いた状態までしか下げられなかった。
- ④ CRと中空ピストンが嵌め合っていると誤判断したまま、CRが中空ピストンから浮いた状態でCRを90度まで回転させ操作を終了したため、結合不良となった。

(2) CR取付作業後のカップリング確認不良

カップリング確認の際の判定目安値（約706～490Nの荷重の変化する値）をB<sub>4</sub>CのCR荷重である706Nと思い違いしたことにより、カップリング確認の判定を誤判断した。

(3) カップリングチェック時の確認不良

カップリングチェックに先立って、制御棒分離検出信号（ラッチ）を解消していなかったことから、正しい判定ができなかった。

### 3. 健全性評価および対応案

当該FMCRDは、カップリング部が結合されていなかったことから、必要な機能を有していないと判断した。

CRとFMCRDが適切に結合していれば運転中にこれが外れることはない。したがって、定期検査等においてCRとFMCRDの結合を外した場合には、確実にカップリング部が結合していることを確認する必要がある。このため対策にあたっては、中長期的には結合不良の発生を防止するための設備的な対策を講じることとするが、当面は定期点検等に伴うCRの取付・取外作業において、カップリング部を確実に結合させるための諸対策を講じることとする。

今後とも調査を継続し、それらの結果等を踏まえ詳細検討を実施していく。

具体的な対策は以下のとおり。

#### (1) 短期的対策

##### ①カップリング部が適切に結合出来なかったことに対する対策

- ・ カップリング作業についてチェックシートの見直しを実施
  - ラッチ状態の判定、カップリング確認等作業上重要なポイントの明確化、荷重計読み値・判定基準を作業手順に明確に記載
  - 重要な荷重計の確認についてはダブルチェック出来るように作業体制を変更
  - 3H作業に配慮した作業イメージ添付等による作業員理解度向上
- ・ カップリング部の結合状態を確実に確認すべく、水中カメラによりカップリング部の状況を直接確認（当面の対応）

##### ②カップリングチェックが正しく判定できなかったことに対する対策

- ・ カップリングチェックについてチェックシートの見直しを実施
  - CR取替・FMCRD点検各々の作業に適したチェックシートを作成
  - 制御棒分離検出信号が発生している場合には、制御棒分離検出信号を解消してからカップリングチェックすることをチェックシートに明記
- ・ カップリングチェックの重要性に鑑み、カップリングチェックを定期事業者検査と位置づけて実施
- ・ カップリングチェックの重要性に鑑み、保安規定にCRとFMCRDが結合していることの確認行為について記載

#### (2) 中長期的対策

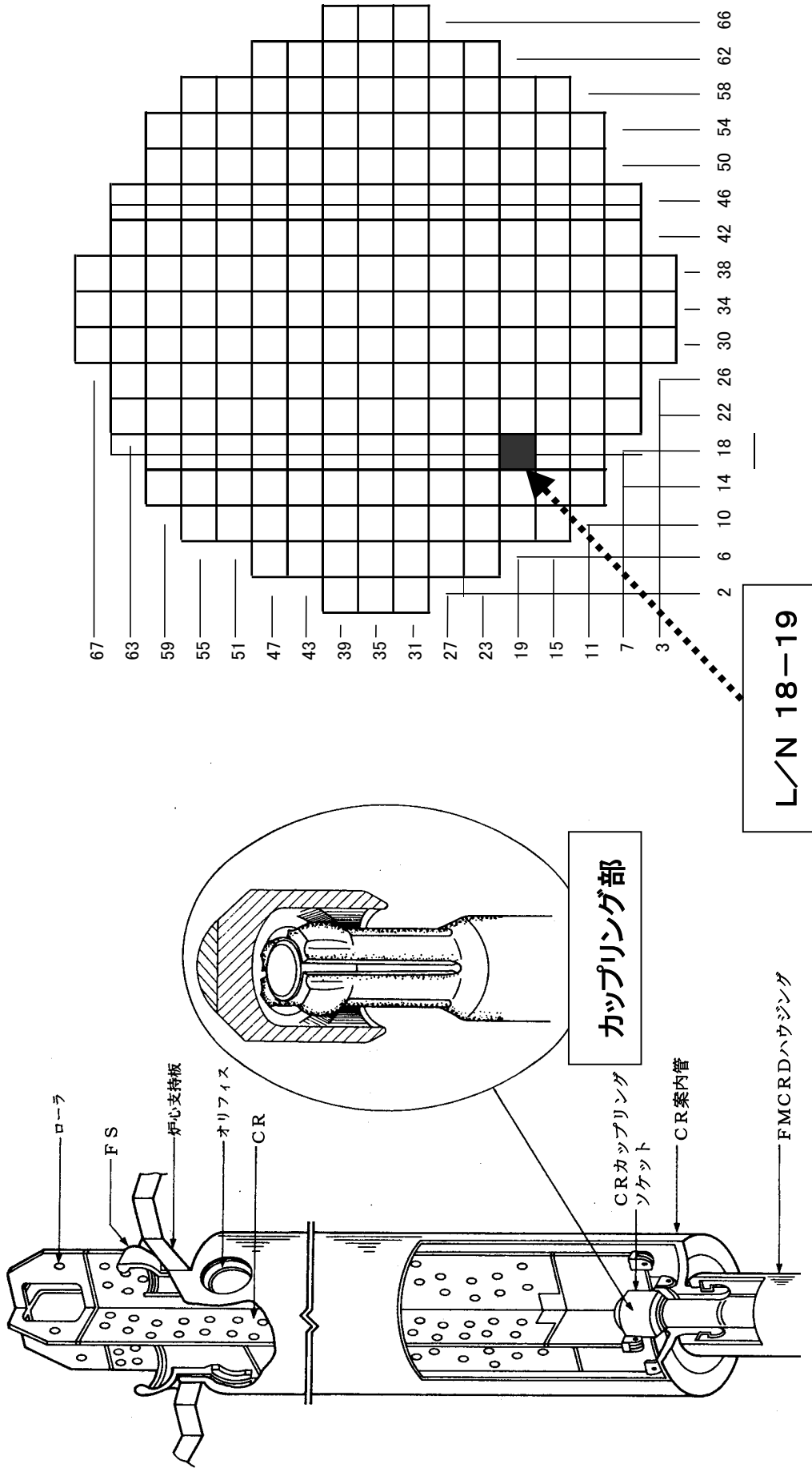
##### ①カップリング部が適切に結合出来なかったことに対する対策

- ・ 作業性を考慮し、CR取替装置の改善を検討

##### ②カップリングチェックが正しく判定できなかったことに対する対策

- ・ 制御棒分離検出信号の発生状態においてカップリングチェックに移行出来ないようなインターロックを設置





当該CRの位置

L/N 18-19

FMCRDカップリング部の構造図

6号機FMCRDカップリング部の構造・配置図

## L/N18-19 結合不良の発生原因調査について

制御棒とFMCRDとのカップリング部は、CRあるいはFMCRDを45度回転させなければ着脱できない回転式結合機構（添付2-1参照）となっているため常に連結状態が維持されている。よってFMCRD自体が回る、もしくはCR自体が回る以外は、カップリング部が損傷しない限り結合不良になるとは考えられないが、今回、水中カメラにて当該FMCRDとCRのカップリング部に損傷がないことを確認（添付2-2参照）したことから地震の影響の可能性はない。

上記の通り、FMCRDとCRが結合した状態から結合不良の状態にするためには、構造上、どちらかが45度回転しなければ結合不良状態にはならない。具体的には、以下のパターンが考えられることから、それぞれ考察した。

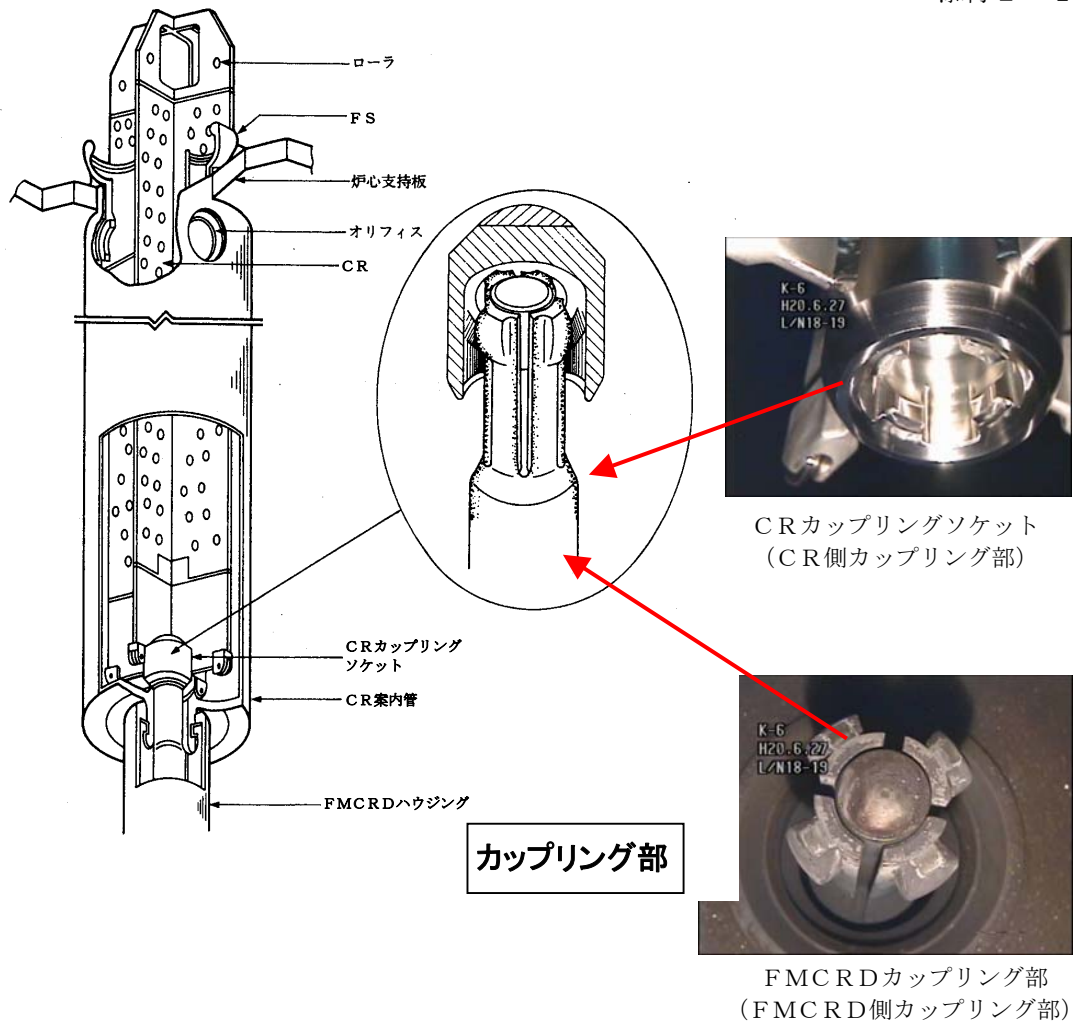
## ① CR自体が45度回転すること

そもそも、CR上端は、全引抜状態でも、燃料支持金具（以下「FS」という）よりも高い位置にある。FSは炉心支持板と位置決めピンにて固定されていることからCRが回転することはない。（添付2-3参照）

## ② FMCRD自体が45度回転すること

CRとFMCRDのカップリング部はCRと中空ピストンを相対的に45度回転させることにより結合させているが、据付状態におけるCRと中空ピストンの相対的な回転可能角は高々約2.5度（CR約1.5度+中空ピストン約1度）であり、結合不良を生じる回転角45度と比べて十分小さい値である。従ってCR及び中空ピストンの構造上、据付状態での結合不良は発生しない。（添付2-4参照）

以上より、炉内で、FMCRDとCRが結合した状態から結合不良状態になる可能性はなく、CR取替等の作業時において結合不良の状態になったと考えられる。

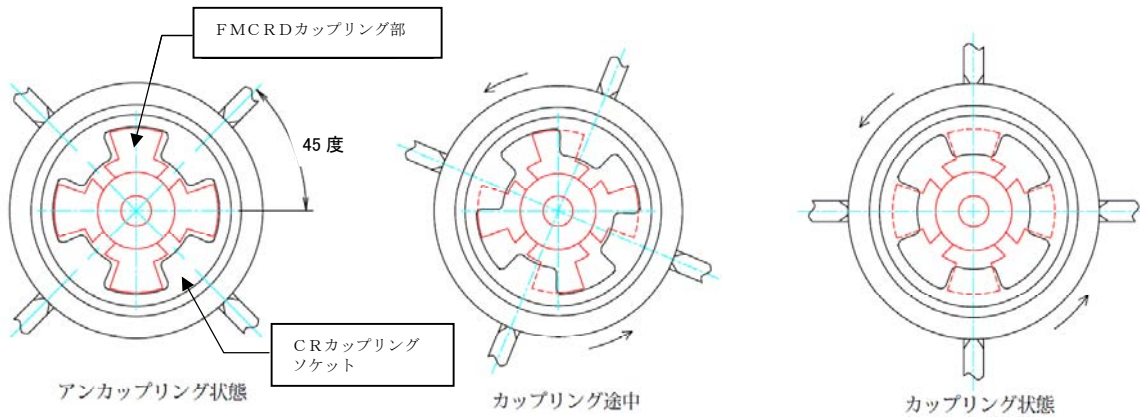


FMCRDカップリング部の構造図

CRカップリングソケットを  
FMCRDカップリング部へ挿入

CRカップリングソケットを回転

CRカップリングソケットを  
挿入状態から45度回転



カップリング操作説明図



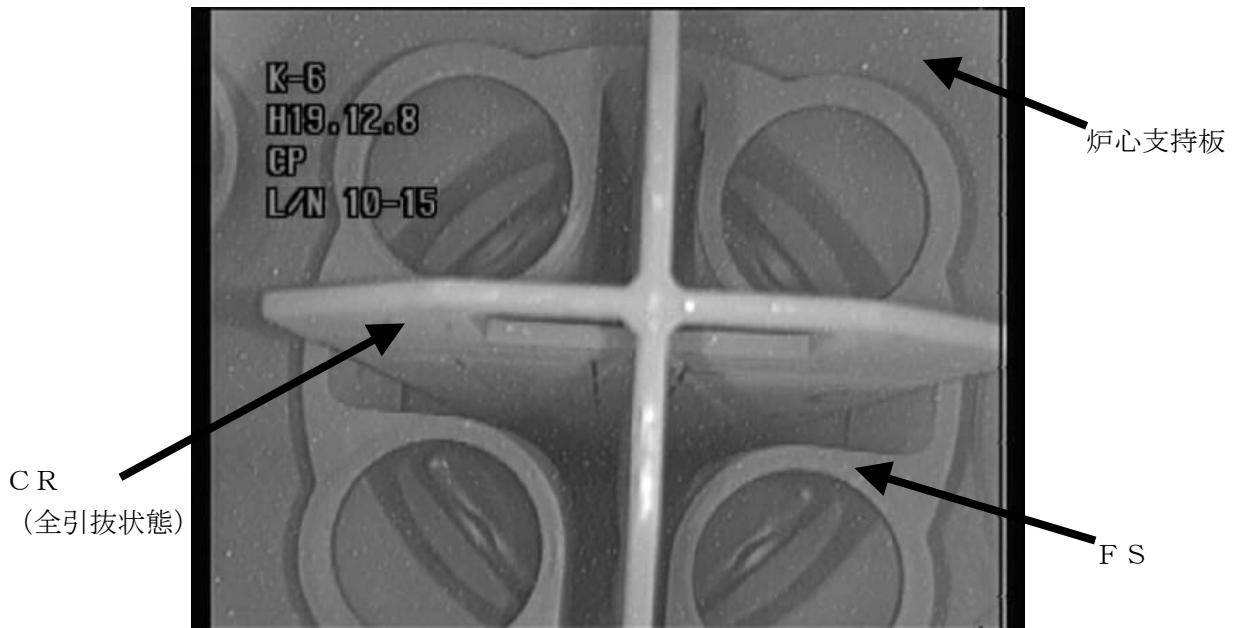
CR側カップリング部



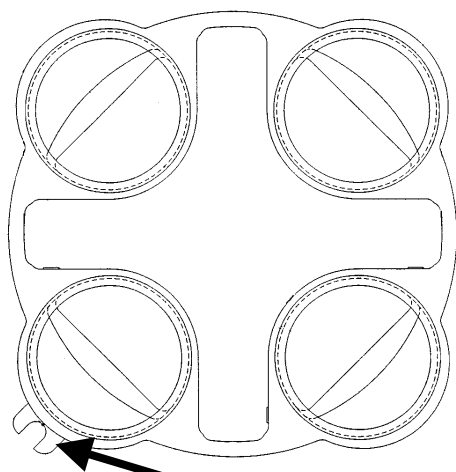
FMCRD側カップリング部

当該CRおよびFMCRDのカップリング部状況

F SよりCR上端が約2.6 cm  
高いため回転することはない。



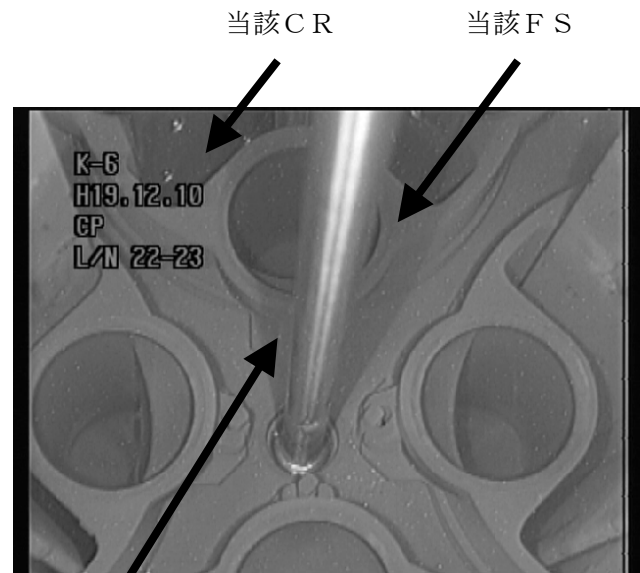
CRとFSの関係 (L/N10-15の例)



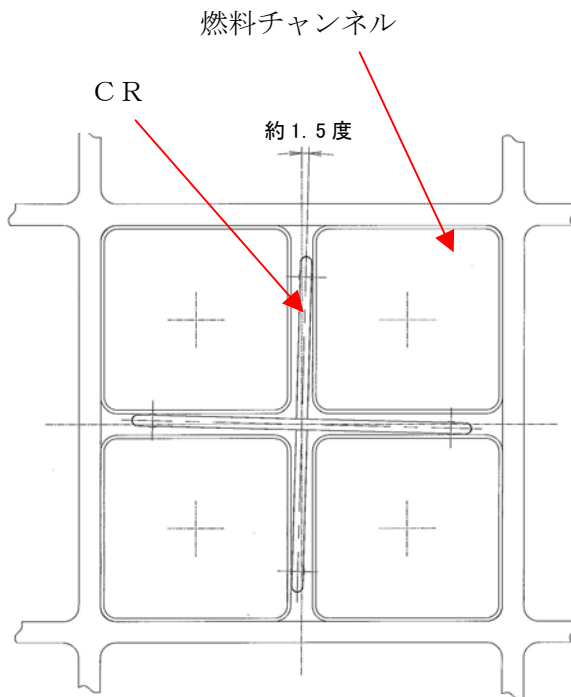
FS構造図

FSは炉心支持板と位置決め  
ピンにて固定されており回転  
することはない。

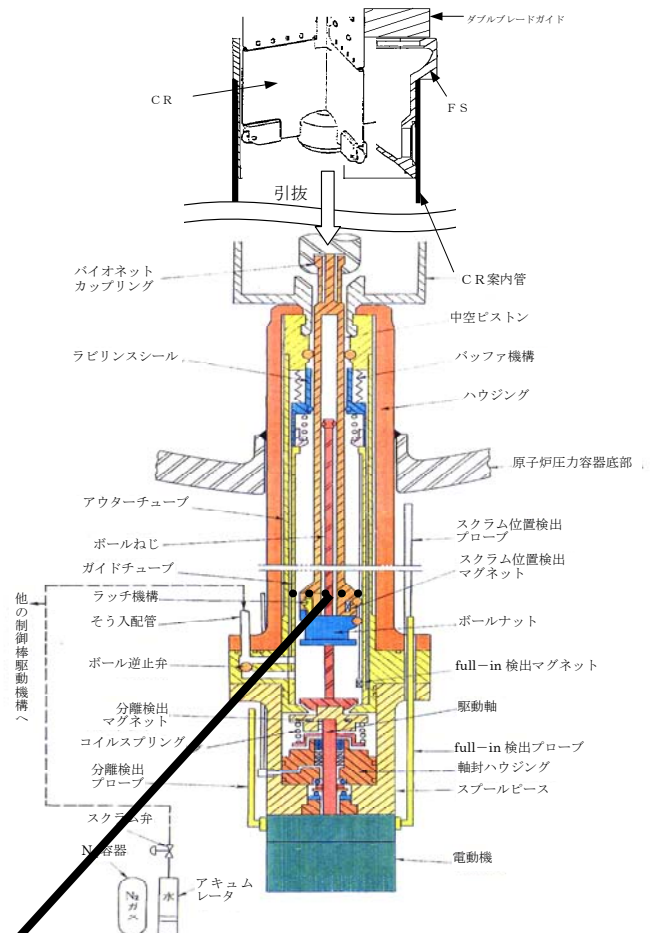
位置決めピンとの  
固定箇所



当該FS  
(写真上がL/N18-19)

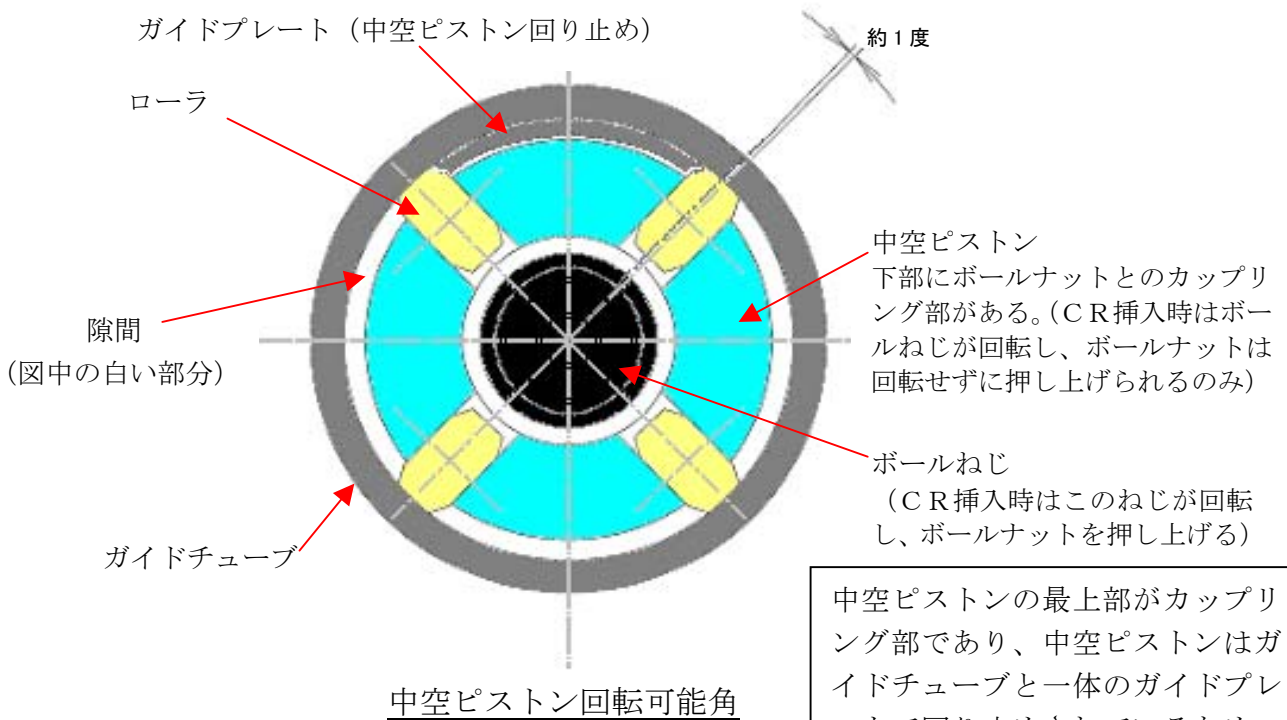


CR 回転可能角



FMCRD 構造図

点線部分の断面図



中空ピストンの最上部がカップリング部であり、中空ピストンはガイドチューブと一体のガイドプレートで回り止めされているため、ガイドチューブごと回さなければカップリング部も回らない。

## 制御棒の引き抜き不良事象の概要について

### 1. 事象の概要

6号機において炉内点検のため燃料取り出し作業を行っていたが、燃料を取り出した後に制御棒の引き抜き作業を行っていたところ、2本（ロケーション 26-43, 38-43）の制御棒が引き抜けない事象が発生した。その後、予め定めた以下の手順により、制御棒を引き抜くことができた。

制御棒は、通常の引き抜き・挿入操作は「電動駆動」により行い、緊急挿入（スクラム動作）は「水圧」により行う仕組みとなっているが、制御棒駆動機構の構造上想定される不具合について、あらかじめ復旧するための手順を定めている。今回もその手順に則り、当該制御棒を通常の引き抜き操作（電動）を行った後、スクラム動作により制御棒駆動機構に水圧をかけ、その後再度、通常の引き抜き操作を実施し、引き抜くことが出来た。

なお、地震発生時、6号機は、定検停止中であり制御棒は全挿入状態であった。また、本事象は、7号機でも1本の制御棒に同様な事象が確認されている。

### 2. 原因究明

#### 2. 1 引き抜き事象における制御棒駆動機構の動き

制御棒は下端で中空ピストンの上端と結合しており、中空ピストンはボールナットに自重で乗っている構造となっている。制御棒引き抜き操作の際は、モーターによりボールねじを回転させることにより、ボールナットを下方に移動させ、中空ピストンおよび制御棒が引き抜かれる。制御棒の引き抜き不良事象時には、制御棒は中空ピストンと一体で制御棒駆動機構内のラッチ機構により原子炉内に保持されていたと考えられる。その際、制御棒駆動機構内のボールナットとは分離した状態となっている。次にスクラム動作により、高圧水が制御棒駆動機構を通じて炉内に通水される。その後、ボールナットが中空ピストンに追従して上方に移動し、図2に示すようにボールナットの上端がスプリング力で押し付けられているラッチをラッチ用溝から外すことにより、中空ピストン及び制御棒がボールナットと一体で引き抜き可能な状態となる。

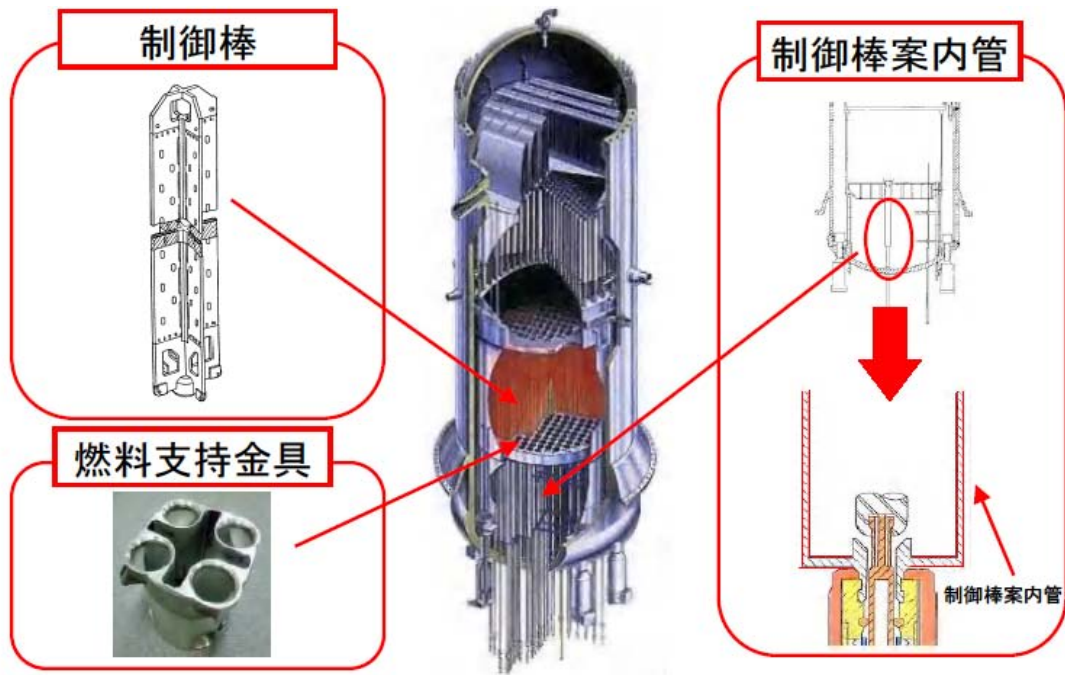


図1 概略図

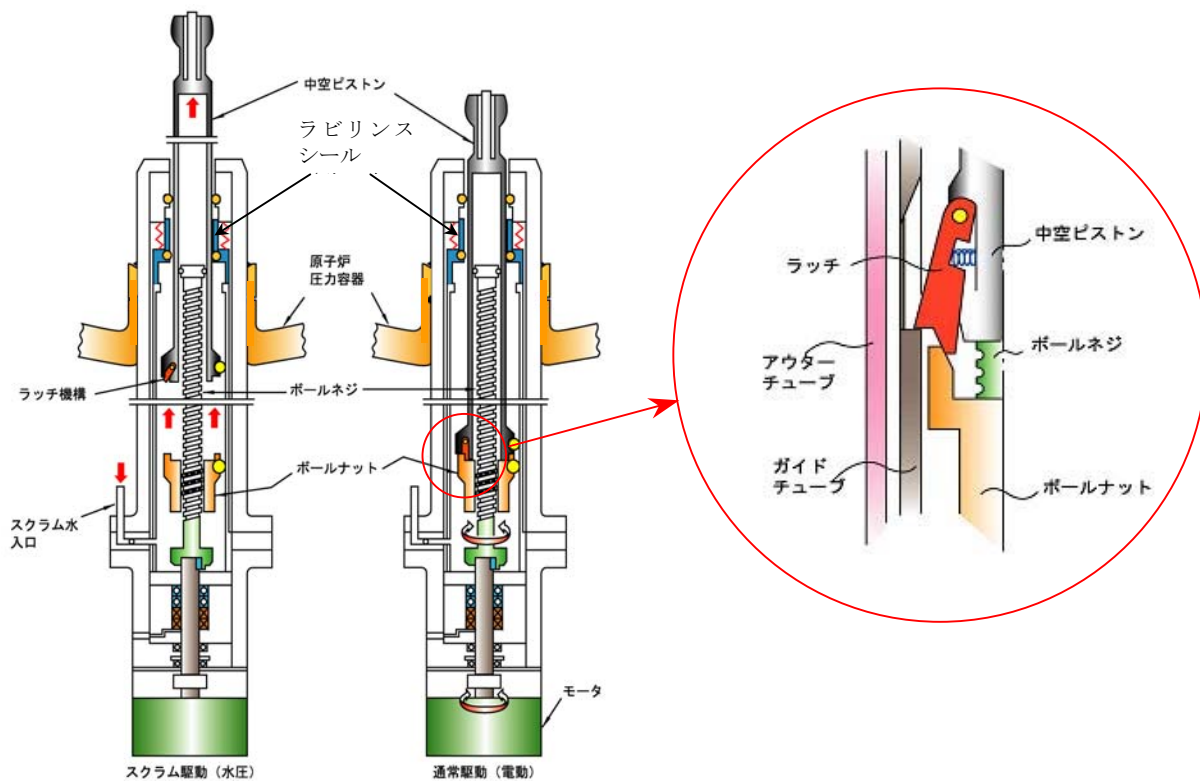


図2 制御棒駆動機構におけるラッチ動作説明図



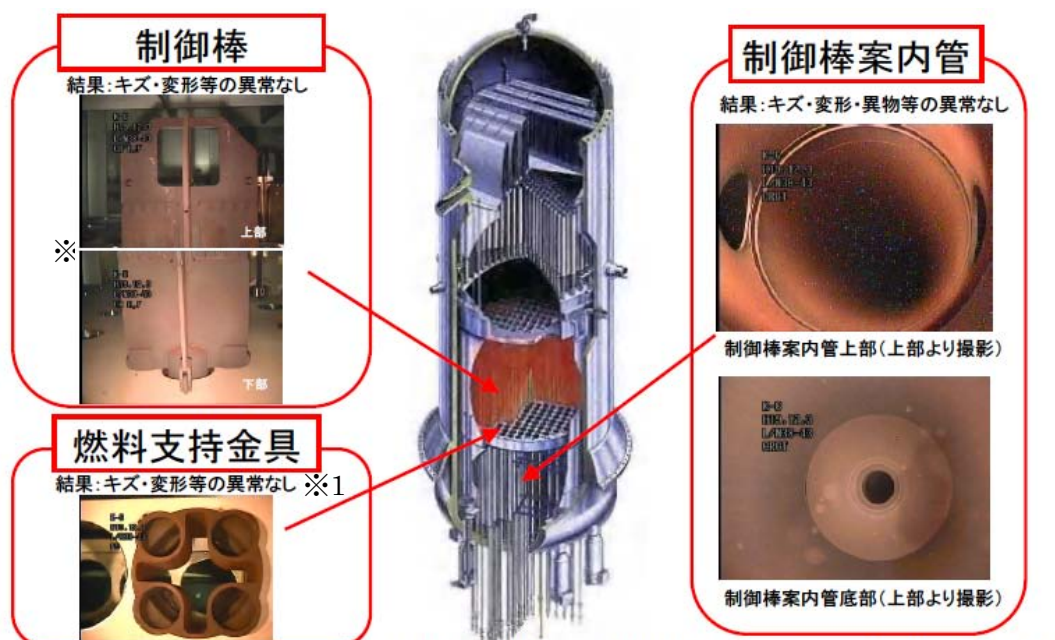
## 2. 2 原因調査

事象の原因として、原子炉内または制御棒駆動機構の狭隘部における摩擦抵抗の増加が考えられることから、原子炉内の機器である制御棒、燃料支持金具、制御棒案内管および制御棒駆動機構の点検を実施した。結果は以下のとおりである。

- ・ 制御棒駆動機構については、分解点検の結果、明らかに中空ピストンとボールナットが分離する要因となる傷や損傷、曲がり、異物は確認されなかった。
- ・ 制御棒については、水中カメラにより、制御材の保持や制御棒の挿入が阻害されるおそれのあるき裂・変形、その他欠陥がないことを確認した。
- ・ 燃料支持金具、制御棒案内管については、水中カメラにより変形、脱落および異物がないことを確認した。

以上より、制御棒駆動機構、制御棒、燃料支持金具、制御棒案内管において、いずれも有意な変形、異物が無いことを確認した。

このことから、他の原因として、クラッド（鉄さび等の金属不純物）等の干渉により、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る発生を推定した。今回の停止では、通常のプラント停止時に比較して、パージ水（異物混入防止用に通常運転中に制御棒駆動機構内を通水させる）を長期間停止しており、クラッド等が入りやすい状況（図4参照）が続いたためと考えられる。



※1 : シースがずれて写っているが、構成上、上部と下部を特に示したものであって設備の異常を示すものではない。

注 : 点検結果は、ロケーション 38-43 であり、26-43 についても同様に異常は無かった。

図3 原因調査結果

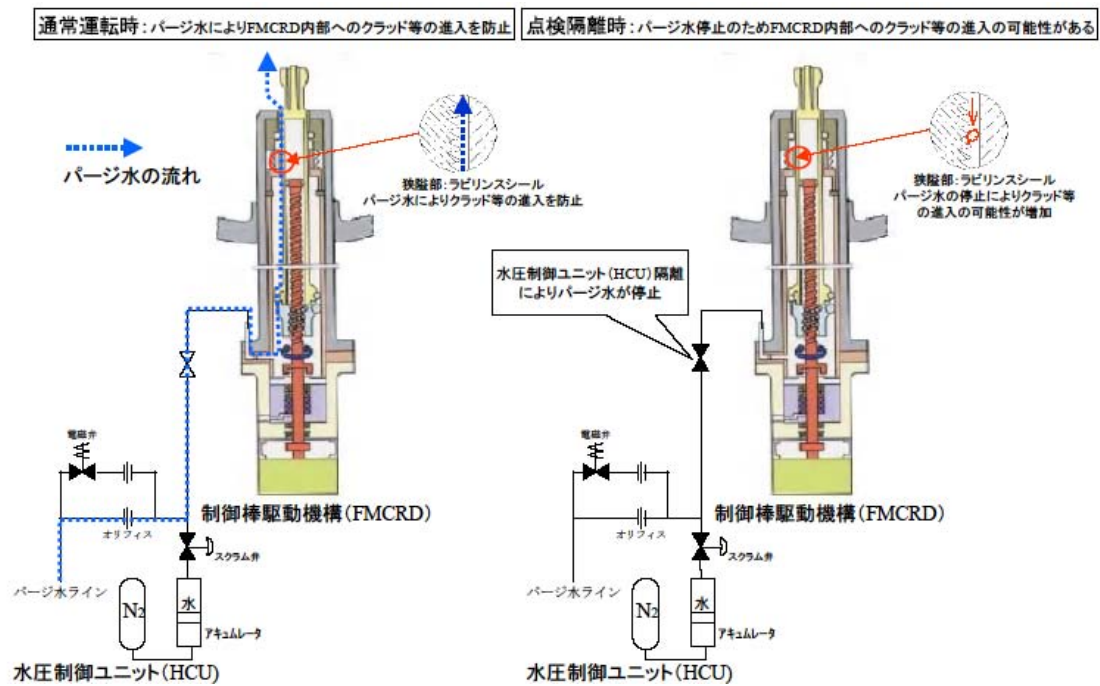


図4 制御棒駆動機構のパージ水の流れとクラッドの進入経路

### 3. 健全性評価および対応策

上述した点検により有意な変形、異物が無かったこと、ならびに引き抜き不良事象の発生した制御棒が2本であることから、地震との相関は特定できていない。なお、制御棒引き抜き不良事象の発生時は、当該制御棒に隣接する燃料はすべて取り出し済みであり、制御棒は支持金具によって安定して支持されていた。

分解点検を実施した制御棒駆動機構2体については、通常の保全作業を実施後、スクラム試験等の作動試験を実施し作動性能に異常の無いことを確認した。

## 所内蒸気系配管で確認された事象の概要について

### 1. 事象の概要

所内蒸気系配管（以下H S配管という）について、運転圧による漏えい確認を実施するため蒸気を通気したところバックアップ熱交換器入口温度調節弁（P 6 1 - T C V - F 2 0 7）付近から蒸気漏えいを確認した。追加点検として、当該配管部の外面並びに内面からの詳細目視点検および浸透探傷検査を実施した。その結果、当該弁の出口側レデューサ溶接部付近に指示模様が確認された。（図1参照）

### 2. 原因究明

当該箇所について材料調査を実施した結果、PT指示箇所が粒界割れの様相を呈していることが確認された。過去に5号機においてH S配管の割れ事象が発生しているが、材料調査の結果同様の粒界割れが確認されており、原因として弁シート漏えいにより弁下流側配管で蒸気に添加されている苛性ソーダ（NaOH）が濃縮され、残留応力が高い溶接部でアルカリ腐食割れ※<sup>1</sup>が発生することが示唆されている。本事象においても、当該弁は調節弁であり微開運用を繰り返されることから、過去の5号機の事象と同様の状態となっていたと推定した。

以上より、今回発生したH S配管割れはアルカリ腐食割れが原因であり、地震による影響ではないと判断した。

※1：アルカリ腐食割れは、温度・アルカリ濃度・応力がそれぞれ割れ発生条件を満たすことにより発生する。

### 3. 対応策

#### 3. 1 当該箇所への対応策

当該箇所については配管取替を実施し、アルカリ腐食対策として溶接後にF 2 0 7弁下流側レデューサ溶接部の熱処理（焼鈍）※<sup>2</sup>を実施する。材料手配に時間を要し、H 2 1年11月に補修完了予定であるが、補修期間中の蒸気供給はバイパスラインを使用することで運用が可能であるため、系統（所内暖房熱源供給）上の問題は発生しない。

※2：溶接部を熱処理し、残留応力を低減する処置。アルカリ腐食割れの割れ条件の一つである応力を低減し、アルカリ腐食割れの発生を防止するものである。

#### 3. 2 他箇所への水平展開

5号機で発生した事象では下記1)の類似箇所を水平展開箇所として熱処理を実施していたが、今回新たに調節弁下流についても同様の事象が発生し得ることが明らかとなったため、下記2)を類似箇所として追加し、熱処理未実施箇所に対して今後計画的に熱処理を実施する。

○類似箇所条件

アルカリ腐食割れ要因となる NaOH を蒸気に添加している 5 号機～7 号機の蒸気系配管を対象とし、下記条件のいずれかを満たす箇所があげられる。

- 1) 5 号機配管割れ事象の際の類似箇所  
通常運転中に蒸気が流れない使用頻度の低い配管  
かつ閉止された止め弁下流で温度が高くなる第 1 溶接部  
(レデューサが接続されている場合は第 2 溶接部まで)
- 2) 今回新たに確認された類似箇所  
定期的に通気される調節弁下流の第 1 溶接部  
(レデューサが接続されている場合は第 2 溶接部まで)

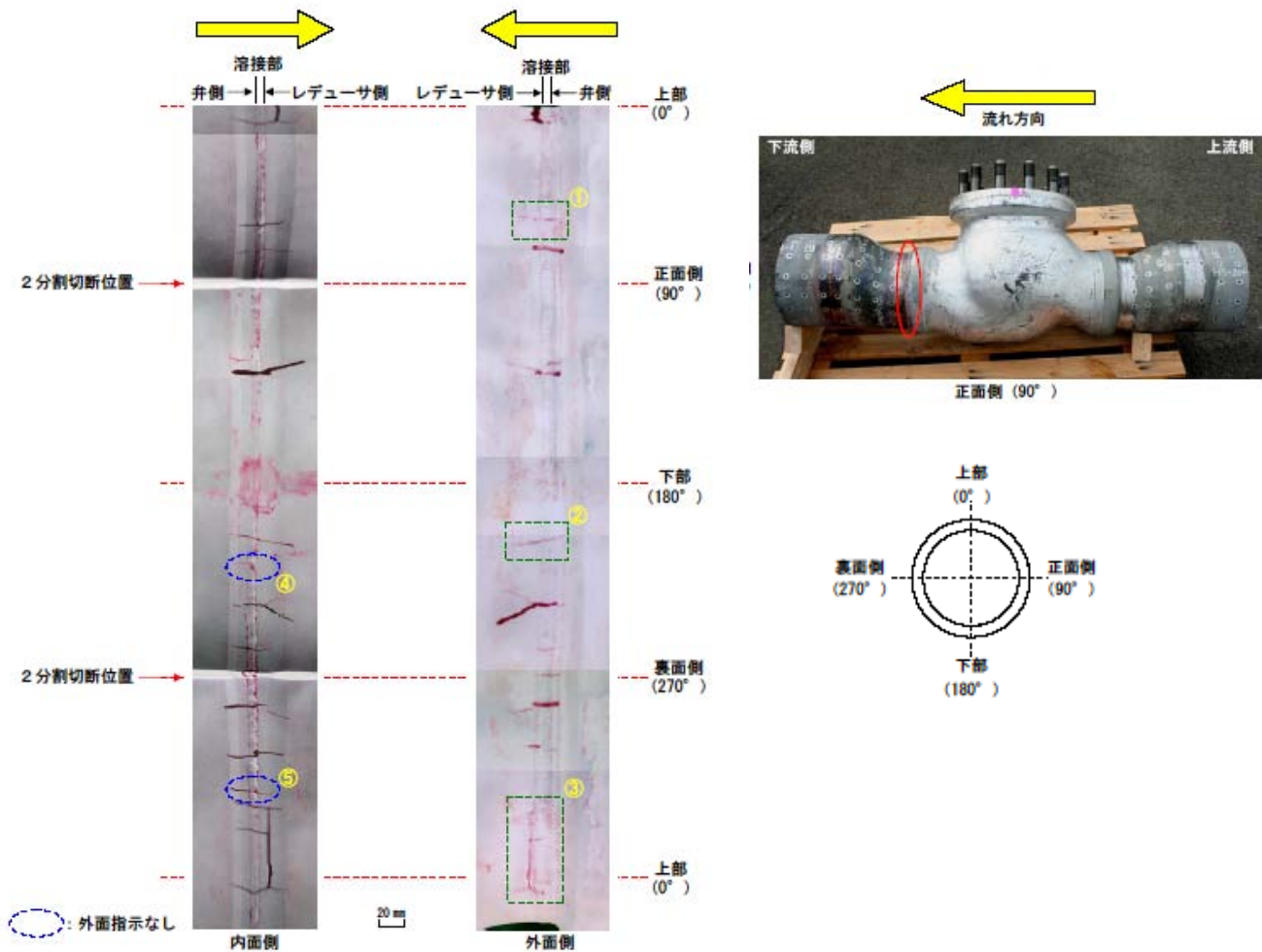


図1 K6HS配管割れ状況(内外面PT指示)

以上

## 原子炉隔離時冷却系主要弁で確認された事象の概要について

### 1. 事象の概要

原子炉隔離時冷却系主要弁の設備点検において、弁間漏えい試験を実施した結果、主要弁の1つである E51-F039 弁に許容値を超えるシート漏えいが確認された。

原因究明のため分解点検が必要と判断し、追加点検（分解点検）を実施した結果、スラッジの付着等が確認された。

### 2. 原因究明

当該弁の分解点検の結果、弁体・弁座シート面に傷・指示模様等の異常は認められておらず、内部構成部品の変形・損傷等も確認されていない。シート面には、スラッジの付着が確認されていたことから、スラッジによりシート面に当りが低下したことによりシート漏えいが発生したものと判断した。

### 3. 健全性評価および対応策

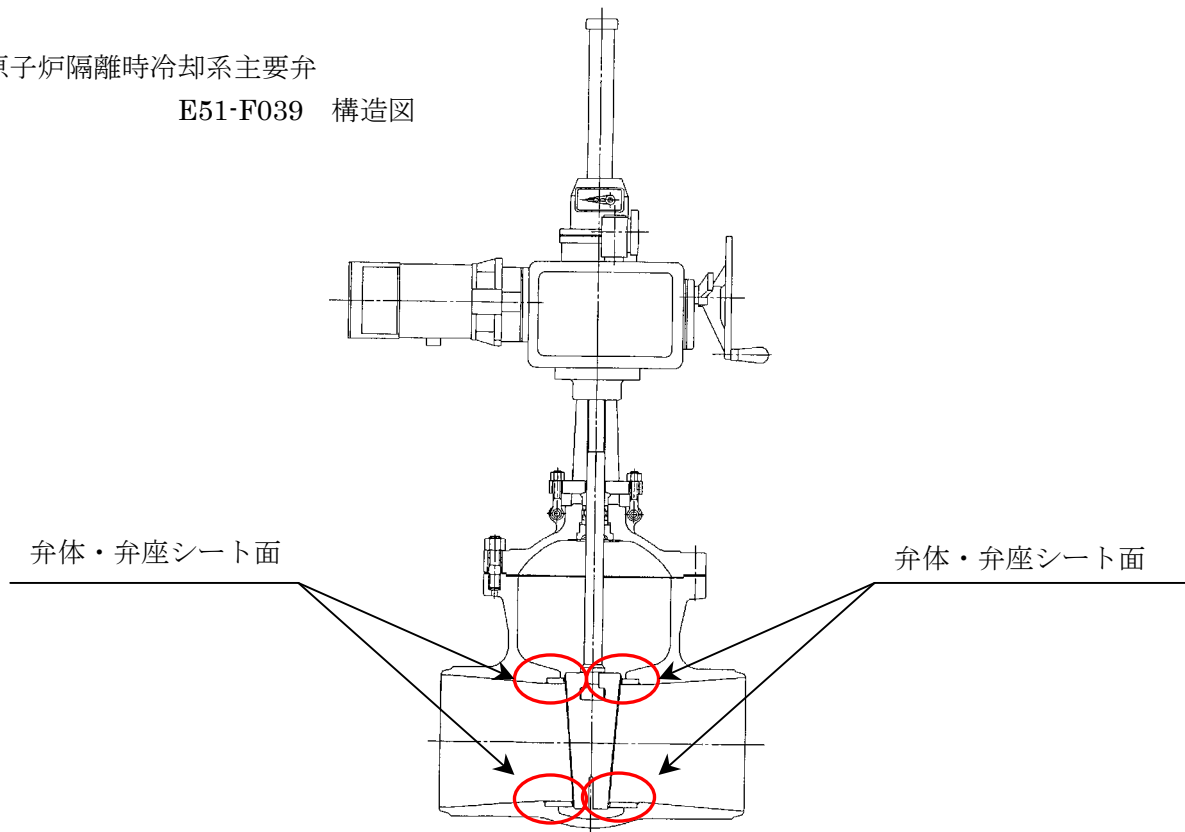
スラッジの付着によりシート面の当りが低下した事象であり、弁体・弁座シート面に傷や変形等の異常は認められなかったことから、本事象は地震によって弁体・弁座のシート性能に影響を与えたものではないと判断した。

通常の保全作業として、弁体・弁座等の点検手入れを行い、復旧を行った。

なお、当該弁は弁間漏えい試験の対象であることから、定期検査毎に分解点検を実施する計画となっており、今後も点検周期に基づき点検を実施していく。

原子炉隔離時冷却系主要弁

E51-F039 構造図



## 耐震設計の保守性について（等価繰返し回数の算定）

### 1. はじめに

設計時には 60 回の等価繰返し回数を用いて疲労評価を実施している。「柏崎刈羽原子力発電所 7 号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書」では、ピーク応力法（JEAG4601-1987）に基づき 7 号機原子炉建屋の観測記録から等価繰返し回数を求め 22 回と算定し疲労評価を実施した。耐震設計で用いる 60 回および 7 号機での評価で算定した回数は、保守的な設定を含めた評価であり、実際の等価繰返し回数はさらに小さい値と考えられる。

今回 6 号機の評価では、3 方向同時時刻歴応答解析に基づいて、現実的な等価繰返し回数を求め、耐震設計での 60 回、7 号機での評価手法（ピーク応力法）に十分保守性があることを確認する。

### 2. 6 号機等価繰返し回数，疲れ累積係数の評価

#### 2.1 時時刻歴応答解析による疲労評価（本震）

本地震の本震による等価繰返し回数，疲れ累積係数を次の手順で時刻歴応答解析により算定した。

- ① 地震時に発生した繰返しピーク応力強さの時刻歴を 3 方向同時時刻歴応答解析により求める。
- ② 繰返しピーク応力強さの時刻歴波形の各ピーク値と設計用疲労線図とを用いて疲れ累積係数 ( $UF_{th}$ ) を算定する。
- ③ 疲れ累積係数( $UF_{th}$ )に、3 方向同時時刻歴応答解析で求めた最大繰返しピーク応力強さに対する許容繰返し回数( $N_{th}$ )を乗じることにより、本震の等価繰返し回数( $N_{e_{th}}$ )を算定する。

時刻歴応答解析による等価繰返し回数の算定手順を図 1 に示す。また、解析の例として主蒸気系配管のピーク応力強さの時刻歴を図 2 に示す。

主蒸気系配管，低圧注水ノズルおよび原子炉補機冷却水系配管の評価結果を表 1 に示す。等価繰返し回数は、いずれも設計時に用いる 60 回を大きく下回り，現実の等価繰返し回数に対して，設計時の評価は十分な保守性を有していることが確認された。また，本地震による疲れ累積係数は運転状態 I・II の疲れ累積係数に比べて十分小さく無視できる程度であることが確認された。

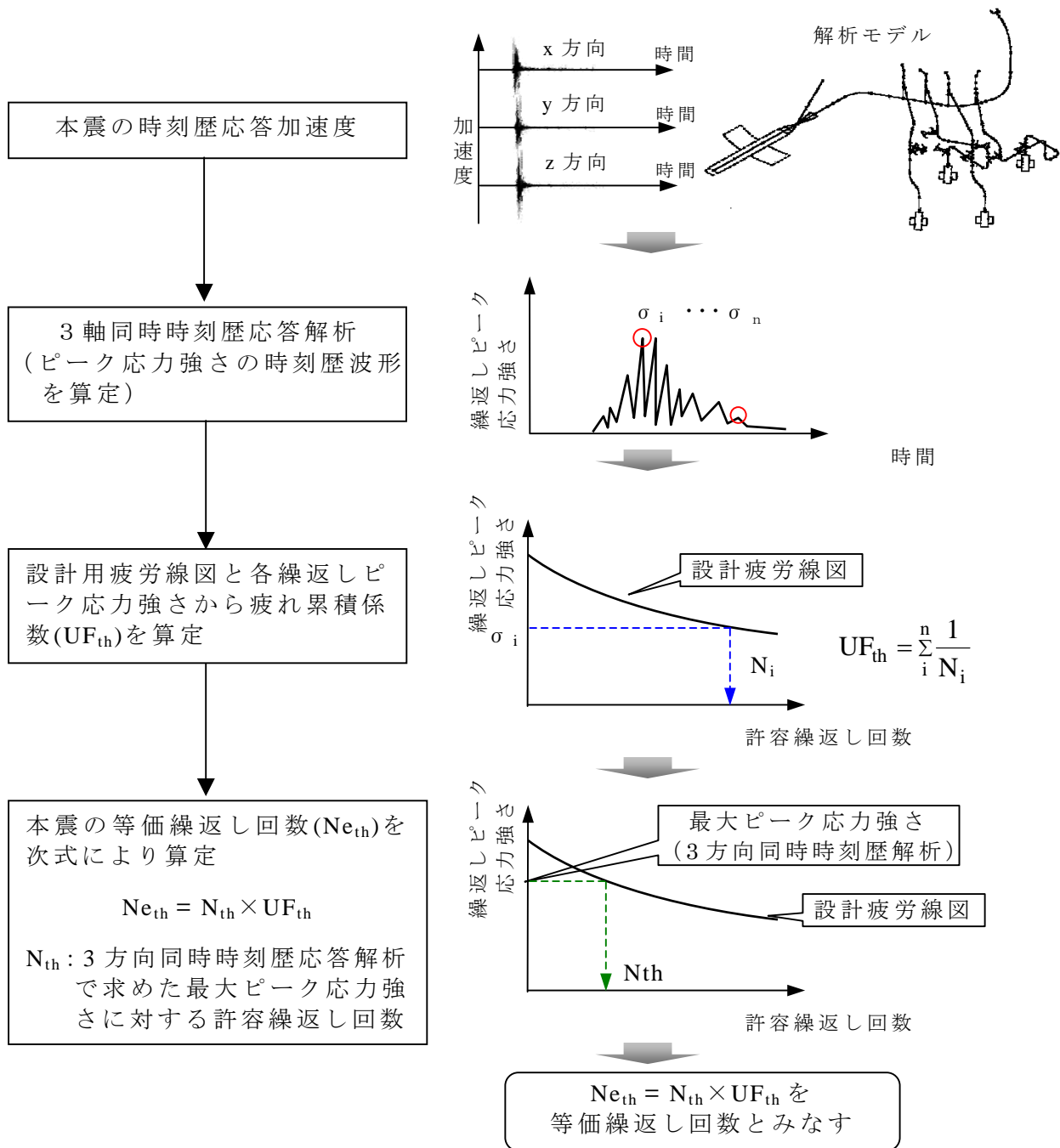


図 1. 時刻歴応答解析による等価繰返し回数の算定手順

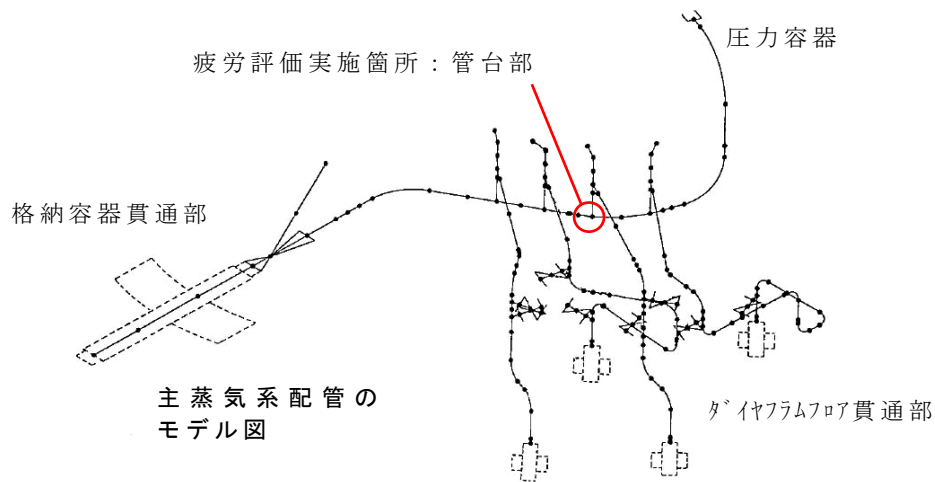
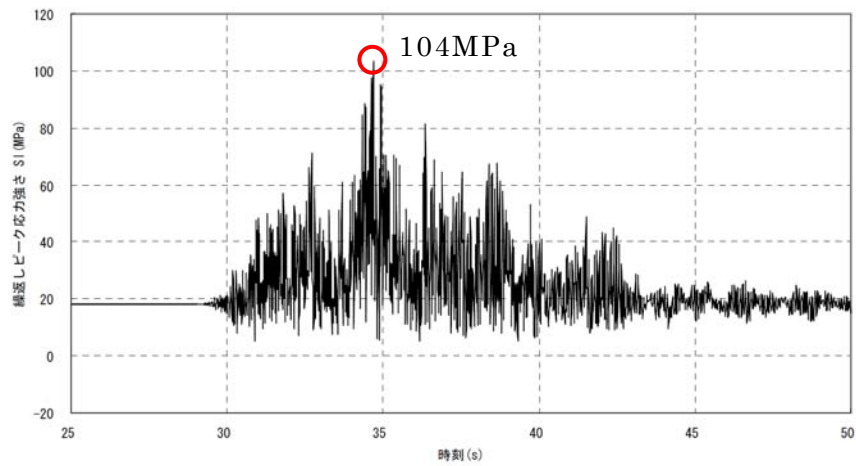


図 2 ピーク応力強さの時刻歴（時刻歴応答解析の結果）

表 1. 時刻歴応答解析による本震の等価繰返し回数，疲れ累積係数

評価設備	運転状態 I, II 疲れ累積係数：U	新潟県中越沖地震				U+UF <sub>th</sub>
		繰返しピーク応力強さ (MPa)	許容繰返し回数：N <sub>sm</sub>	疲れ累積係数：UF <sub>th</sub> (-)	等価繰返し回数：Ne <sub>th</sub>	
主蒸気系配管	0.3581	104	$1.8 \times 10^5$	$1.9 \times 10^{-5}$	4	0.3582
低圧注水ノズル	0.008	116	$1.2 \times 10^5$	$1.5 \times 10^{-5}$	2	0.008
原子炉補機冷却水系配管	—※	150	54000	0.0002	7	0.0002

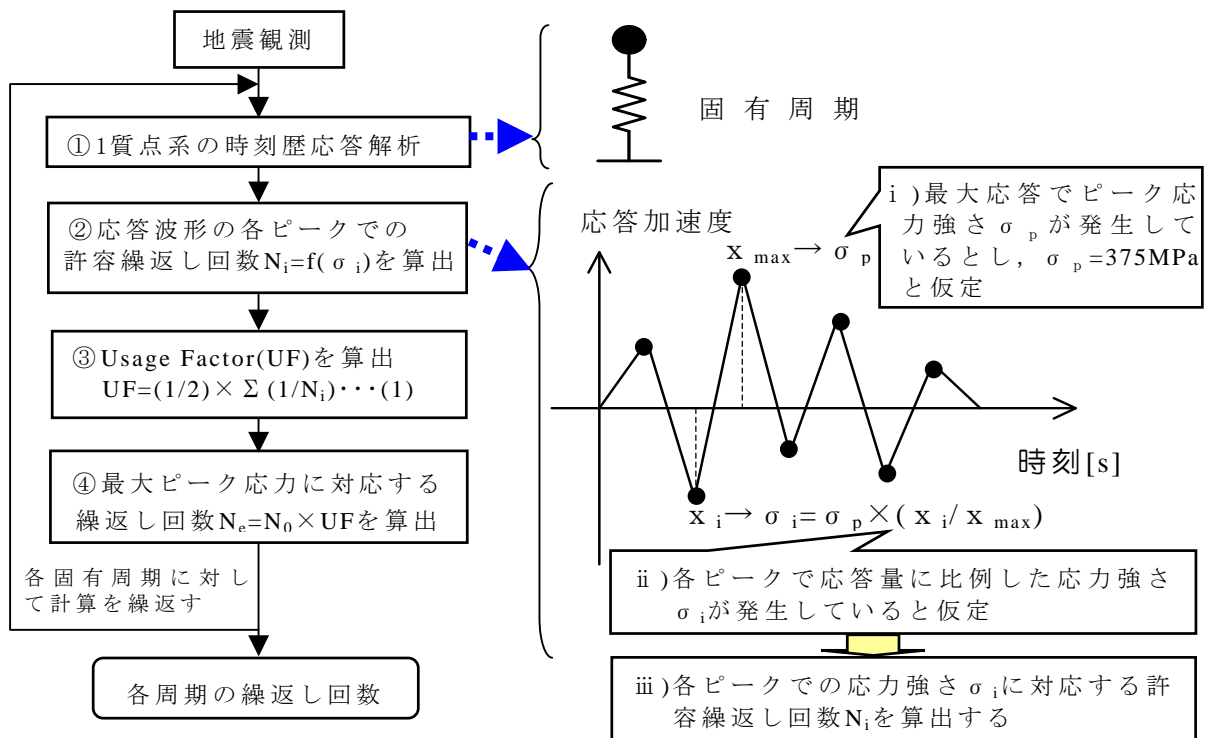
※：設計時においては 1 次+2 次応力が 3Sm 以下であるため JEAG4601 補 1984 に従い疲れ累積係数は算出していない。



## 2.2 ピーク応力法による疲労評価（本震）

7号機と同様に、本震による等価繰返し回数を、原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987 を参照しピーク応力法により算定し、同評価方法の保守性について検討する。算定は、主蒸気系配管について行った。同評価方法のフローを下記に示す。

- ① 地震観測データを用い、1 質点系に入力した場合の応答加速度の時刻歴を求める。
- ② 上記①で求めた応答加速度の時刻歴を繰返しピーク応力強さの時刻歴とみなし、最大となる繰返しピーク応力強さを評価対象である主蒸気系配管の3Sm (1次+2次応力に対する許容応力, 375 MPa)と仮定した場合の応答時刻歴各ピーク点の応力強さを求める。
- ③ 設計疲労線図より、②で求めた各ピーク点の応力強さに対する許容繰返し回数 ( $N_i$ ) を求め、式(1)により Usage Factor(UF)を求める。
- ④ 上記 Usage Factor(UF)と、最大ピーク応力に対する許容繰返し回数  $N_0$  の積をとることにより最大ピーク応力に対する等価繰返し回数  $N_e$  を求める。
- ⑤ 各周期について手順①～④を実施する。



$N_0$  :  $\sigma_p=375\text{MPa}$  に対する許容繰返し回数

図3 ピーク応力法による等価繰返し回数の算出手順

ピーク応力法により算定した主蒸気系配管の本地震の本震による等価繰返し回数および疲れ累積係数を表 2 に示す。時刻歴応答解析で求めた等価繰返し回数（表 1）に対して、ピーク応力法により算定した値の方が大きく同評価の保守性が確認された。

表 2. ピーク応力法による本震の等価繰返し回数，疲れ累積係数

評価設備	最大ピーク応力強さ	本震による疲れ累積係数	等価繰返し回数
主蒸気系配管	375MPa	0.0048	16 回

### 2.3 余震を考慮した等価繰返し回数の算定

本地震時には、本震が発生した後に余震が発生したことから、余震を考慮した等価繰返し回数の算定を行った。算定には、観測された最大加速度が大きい順に次の 2 つの余震を考慮した。

■ 余震①：2007 年 7 月 16 日 15 時 37 分発生

■ 余震②：2007 年 7 月 25 日 6 時 52 分発生

本震+余震について、前項と同様に、主蒸気系配管を対象として最大繰返しピーク応力強さを 375MPa と仮定し、ピーク応力法により等価繰返し回数および疲れ累積係数を算定した結果を表 3 に示す。

余震②を考慮しても等価繰返し回数，疲れ累積係数が増加せず、余震②よりも小さいほかの余震も余震②と同様に等価繰返し回数の算定結果に影響しないと考えられる。

また、本震のみと本震+余震の疲れ累積係数の比率をみると、余震を考慮することで疲れ累積係数が 3 割弱増加する。仮に、本震を対象に 3 方向同時時刻歴応答解析を用いて評価した地震による疲れ累積係数（主蒸気系配管： $1.9 \times 10^{-5}$ ，低圧注水ノズル： $1.5 \times 10^{-5}$ ）が余震により上記の比率（3 割弱）で増加したとしても、運転状態 I・II と合わせた疲れ累積係数（表 1）に有意な差異は生じない。

表 3 ピーク応力法による余震を考慮した等価繰返し回数，疲れ累積係数

等価繰返し回数	最大ピーク応力強さ	等価繰返し回数	疲れ累積係数
本震のみ	375 MPa	16 回	0.0048
本震+余震①		20 回	0.0061
本震+余震①+余震②		20 回	0.0061

### 3. まとめ

設計時に用いた等価繰返し回数（60回），7号機にてピーク応力法を用いて算出した等価繰返し回数（22回）には，いずれも保守性が含まれていると考えられる。6号機では，疲労評価を3方向同時時刻歴応答解析で評価することで現実的な等価繰返し回数を算出した。その結果，評価対象のいずれの設備についても，設計時S2地震と同程度の大きさである本地震の現実的な等価繰返し回数は1桁程度であり，設計時に用いた等価繰返し回数（60回）には十分な保守性が含まれることを確認した。また，7号機と同様に6号機においてもピーク応力法にて等価繰返し回数を求めた結果，同手法にも保守性が含まれることを確認した。

## 6号機 塑性ひずみ測定結果（硬さ測定結果）

### 1. 概要

新潟県中越沖地震に対する健全性評価は、地震応答解析と設備点検による評価により、総合的に健全性を評価している。6号機の主要配管は、地震応答解析結果で判定基準（Ⅲ<sub>A</sub>S）を下回っており、設備点検により健全性は確認できるが、知見拡充を目的に、予め計画する追加点検として、地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認するために硬さ測定による塑性ひずみの測定を行った。測定の結果、選定箇所では地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認した。

なお、硬さ測定による塑性ひずみ検出方法は、日本原子力技術協会「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」の検討結果を基に東京電力として実施場所の選定、測定、評価を実施した。

### 2. 塑性ひずみ測定方法の検討

#### 2. 1 塑性ひずみ測定方法の検討（検証試験）

地震により有意な塑性ひずみが発生していないことを確認するために、様々な測定方法について、現地作業性等を考慮し、選定を行った。その結果、下記測定方法が有効と判断された。それぞれの特徴を表1に示す。

- 材料表面の硬さから塑性ひずみを評価する方法  
硬さ法（ポータブルビッカース硬さ計，反発式硬さ計，超音波式硬さ計）
- 材料表面の組織変化から塑性ひずみを評価する方法  
表面金相，表面レプリカ法
- 材料表面の相変態から塑性ひずみを評価する方法  
フェライトスコープ，渦電流探傷（マルチコイル型フェライト測定器）
- 材料表面の応力状態等から塑性ひずみを評価する方法  
音速比法，磁歪法，バルクハウゼンノイズ法

これらの測定方法に対して、塑性ひずみとの相関、検出限界、測定精度、材料の影響を確認する実証試験を実施した。実証試験は2つの方法で行った。1つは、変形（塑性ひずみ）を与えた試験片を用い出力信号と塑性ひずみの相関を確認する方法で、硬さ法、表面金相・表面レプリカ法、マルテンサイト検出法に対して実施した。もう一方は、変形を徐々に加えながら、無負荷状態と応力負荷状態（引張・圧縮）で出力信

号と塑性ひずみの相関を確認する方法で、音速比法、磁歪法、バルクハウゼンノイズ法に対して実施した。供試材は、SS400、SFVQ1A、SUS304、SUS316Lを使用した。測定結果例を図1～5に示す。

測定の結果、硬さ法で表面硬さと塑性ひずみとの間に良い相関があることが確認できた。また、音速比法もSS400、SFVQ1Aに対しては、塑性ひずみが増加することにより信号の変化が確認された。その他の方法は、信号変化があるが、弾性範囲内の指示値と同等であり、弾性ひずみと塑性ひずみを区別できない、変化が認められない結果となった。

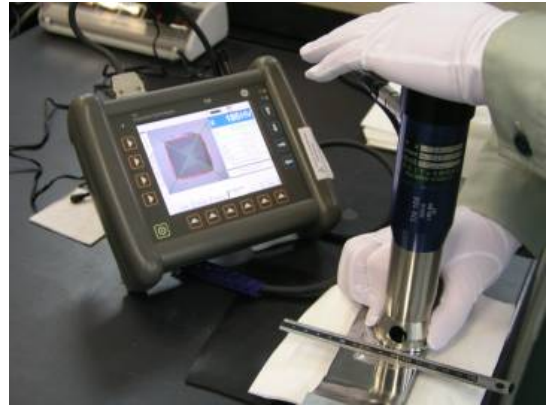
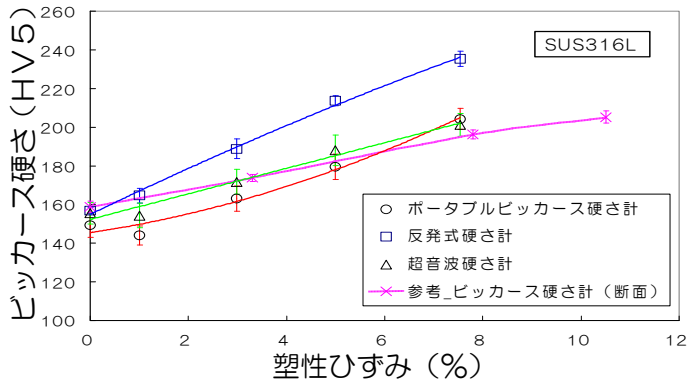
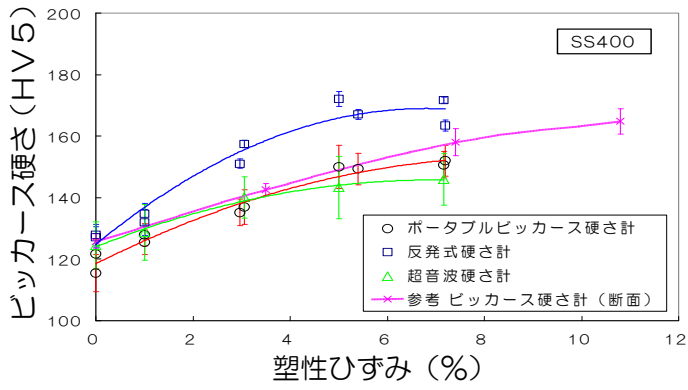
実機適応性検証試験の結果を表2に示す。検証試験を行った計測方法の中では、硬さ法が最も優れている結果となった。

表1 塑性ひずみ測定方法（候補）の特徴

材料表面の硬さから塑性ひずみを評価する方法		
測定方法		原理・特徴
硬 さ 法	ポータブル ビッカース 硬さ計	<ul style="list-style-type: none"> <li>ダイヤモンド圧子を材料表面に定荷重で押付け、圧痕の寸法から硬さを評価する。</li> <li>塑性ひずみと硬さの関係から塑性ひずみの有無を評価する。</li> </ul>
	超音波 硬さ計	<ul style="list-style-type: none"> <li>先端にダイヤモンド圧子が付いた振動棒を材料表面に定荷重で押付け、圧痕部の深さと振動棒固有値の相関（硬い材料ほど固有値が低くなる）から硬さを評価する。</li> <li>塑性ひずみと硬さの関係から塑性ひずみの有無を評価する。</li> </ul>
	反発式 硬さ計	<ul style="list-style-type: none"> <li>永久磁石が付いた圧子を材料表面に発射し、測定器先端外周部に配置したコイルの誘導起電力により初速と反発後の速度比から硬さを評価する。</li> <li>塑性ひずみと硬さの関係から塑性ひずみの有無を評価する。</li> </ul>
材料表面の組織変化から塑性ひずみを評価する方法		
測定方法		原理・特徴
表面金相		<ul style="list-style-type: none"> <li>塑性ひずみ増加と共に発生するすべり線をマイクロSCOPEで表面観察し、塑性ひずみの有無を評価。</li> </ul>
表面レプリカ法		<ul style="list-style-type: none"> <li>塑性ひずみ増加と共に発生するすべり線をレプリカに転写し、光学顕微鏡や走査型電子顕微鏡（SEM）で観察し、塑性ひずみの有無を評価。</li> </ul>

表 1 塑性ひずみ測定方法（候補）の特徴（つづき）

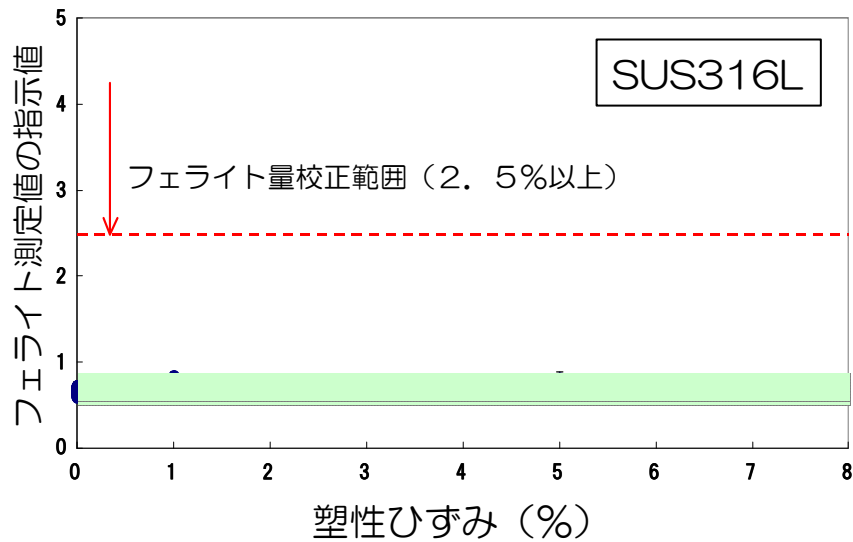
材料表面の相変態から塑性ひずみを評価する方法		
測定方法		原理・特徴
マルテンサイト検出法	フェライトスコープ	<ul style="list-style-type: none"> <li>オーステナイト系ステンレス鋼の塑性変形の過程で発生するマルテンサイト変態をフェライト量として検出。</li> <li>フェライトによる磁気の変化を利用して測定</li> <li>健全部との比較により塑性ひずみの有無を評価</li> </ul>
	渦電流探傷（マルチコイル型フェライト計測器）	<ul style="list-style-type: none"> <li>オーステナイト系ステンレス鋼の塑性変形の過程で発生するマルテンサイト変態を渦電流信号の変化として検出。</li> <li>健全部との比較により塑性ひずみの有無を評価</li> </ul>
材料表面の応力状態等から塑性ひずみを評価する方法		
測定方法		原理・特徴
音速比法		<ul style="list-style-type: none"> <li>縦波と横波の音速比，もしくは振動方向の異なる横波の音速比と応力（変形）の関係を利用して，残留応力（変形）を評価。</li> <li>健全部との残留応力（変形）と比較することで塑性ひずみの有無を評価</li> </ul>
磁歪法		<ul style="list-style-type: none"> <li>外部から磁場を加えることで発生する磁歪と応力（変形）の相関を利用し，残留応力を評価。</li> <li>健全部の残留応力（変形）と比較することで塑性ひずみの有無を評価</li> </ul>
バルクハウゼンノイズ法		<ul style="list-style-type: none"> <li>外部から磁場を与えたときに，結晶・組織の状態に依存する磁壁の移動が妨げられて発生する磁気ノイズを利用し，残留応力状態を評価。</li> <li>健全部の残留応力（変形）と比較することで塑性ひずみの有無を評価</li> </ul>



硬さ測定状況

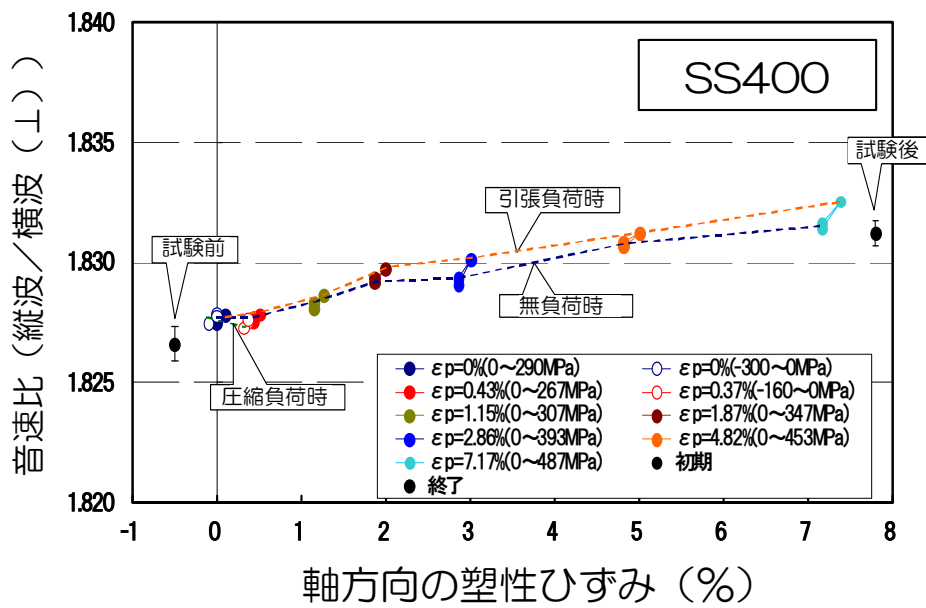
測定結果：塑性ひずみと表面の硬さ測定結果の相関を確認

図1 硬さ測定結果の例



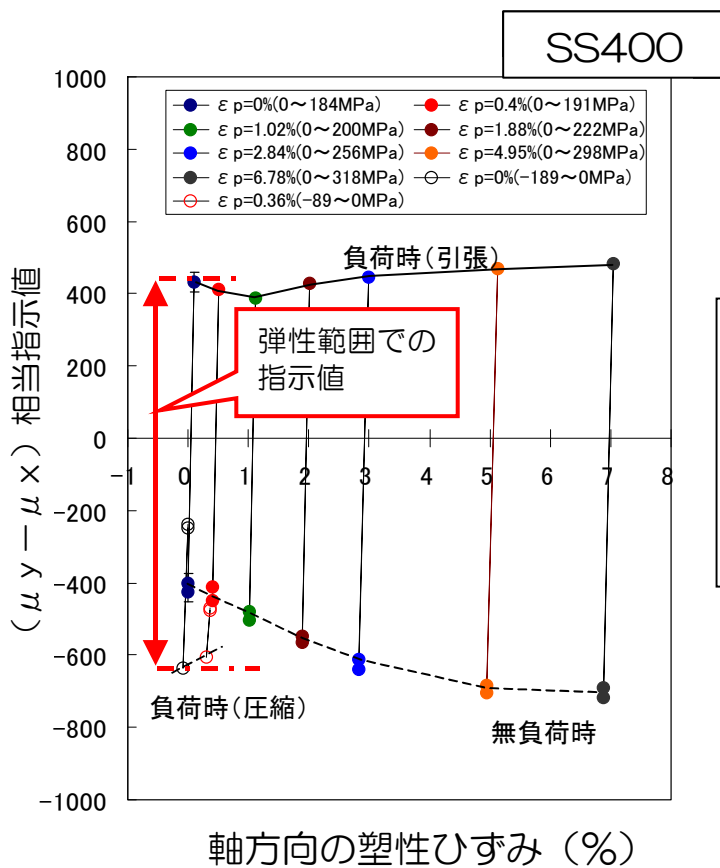
測定結果：試験した範囲では、塑性ひずみが増加してもマルテンサイト変態に伴う指示値の変化は認められなかった。

図2 マルテンサイト検出法 測定例



測定結果：フェライト鋼（SS400，SFVQ1A）については、音速比と塑性ひずみの間に相関が認められた

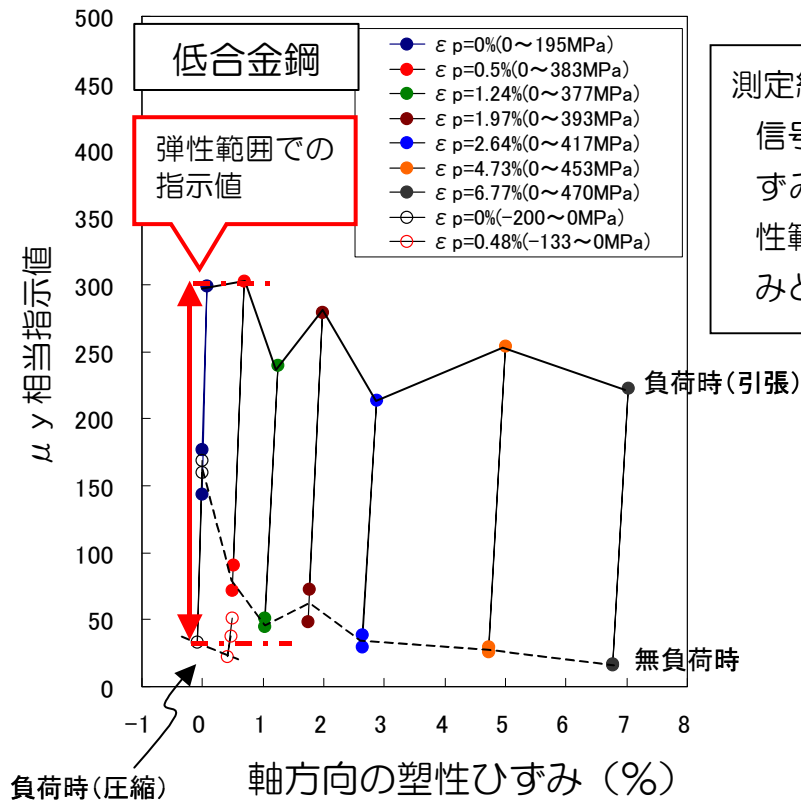
図3 音速比法 測定例



測定結果：  
信号の変化は確認できたが、塑性ひずみを付与した場合の指示値が弾性範囲内の指示値となり、弾性ひずみとの判別不能であった。

図4 磁歪法 測定例





測定結果：

信号の変化は確認できたが、塑性ひずみを付与した場合の指示値が弾性範囲内の指示値となり、弾性ひずみとの判別不能であった。

図5 バルクハウゼンノイズ法 測定例

表2 実機適応性検証試験の結果

		フェライト鋼 (SS400, SFVQ1A)	オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304, SUS316L)
硬さ法		◎	◎
表面金相・表面レプリカ法		×	×
マルテンサイト検出法		—	△
音速比法	垂直法	○	△
	表面波法	△	△
磁歪法		△	—
バルクハウゼンノイズ法		△	△

◎：塑性ひずみとの相関を確認

○：信号の変化が確認できる

△：信号の変化が確認できる

(塑性ひずみの検出には検討を要する)

×：試験範囲では明確な変化が認められなかった

## 2. 2 塑性ひずみ測定方法の検討（実施方法）

硬さ測定では、表面状態の影響を受けるため、測定前準備として、測定対象箇所表面の研磨を実施する。研磨は#400まで実施する。

測定は、ポータブルビッカース硬さ計にて測定を行い、測定荷重は49N（5kgf）で行う。測定点数は、1箇所当たり40点の測定を行い、40点の平均値を当該箇所の硬さとする。

## 2. 3 塑性ひずみ測定方法の検討（評価方法）

実機での塑性ひずみ測定・評価にあたっては、下記の課題がある。

- ① 構造物は一般的に製造時に曲げ・溶接等により加工が施されており、加工時のひずみが残っている。
- ② 地震前の状態が明確ではないため、仮に塑性ひずみを検出しても、製造時に発生したものか、地震時に発生したものかの判断が難しい。

そのため、地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生しているか否かの確認は、地震応答解析結果で地震の影響が大きかった場所（評価部）と、小さかった場所（比較部）の硬さを比較し判断する。評価方法は、評価部、比較部の各部位で最大値と最小値を求め、最大値同士、最小値同士の比較し、ばらつき（標準偏差）程度であるか評価部が比較部より小さい場合に疲労強度に影響を与える塑性ひずみは発生していないと評価する。なお、硬さに有意な差が認められた場合には製造履歴の影響、材料不均一性の可能性等を考慮し総合的な評価を行う。

測定に先立ち、発電所で多く使用されている材料に対し、実機測定方法と同等の方法にて塑性ひずみと硬さの相関を確認している（図6）。この結果から、測定のばらつきを考慮すると、本評価方法では、評価部が比較部に比べ2～4%程度の塑性ひずみが発生した場合に判別が可能である。

なお、予ひずみ付与疲労試験の結果などから、8%までの塑性ひずみは、疲労強度に影響を与えないことが確認されている。（参考-1参照）

## 2. 4 変形した構造物での測定

地震により座屈したNo.4ろ過水タンクに対して、座屈した基部を評価部、座屈していない部位を比較部として、硬さ測定による塑性ひずみ発生有無の評価を実施した。その結果、地震により塑性ひずみが発生している評価部は比較部と比べ相対的に硬さが上昇していることが認められた（参考-2参照）。

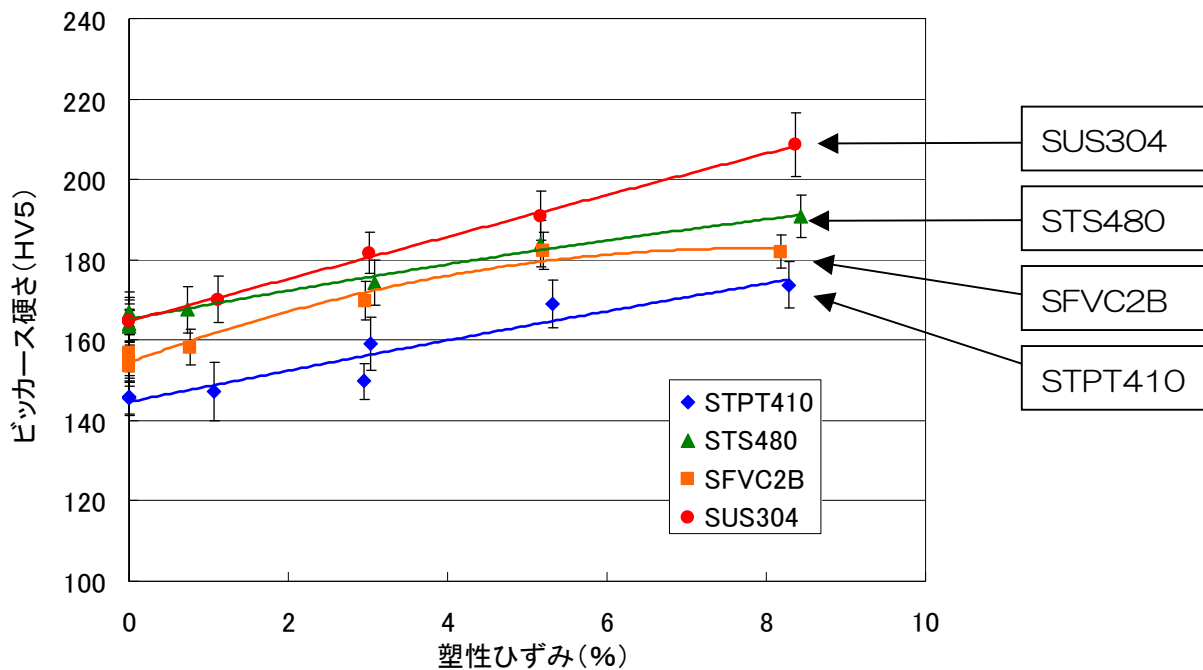


図6 実機材料の硬さと塑性ひずみの相関図

### 3. 実施対象

#### 3. 1 実施対象箇所

実施箇所選定に先立ち、現地調査を実施し、線量等の作業環境、製造履歴の影響<sup>※1</sup>を考慮し、6号機では、表3に示す系統で硬さ測定による塑性ひずみの確認を実施した。(※1 高周波誘導加熱+曲げ等)

表3 硬さ測定実施場所

系統	材料	測定箇所 <sup>※2</sup>	形状
ほう酸水注入系	ステンレス鋼 SUS316LTP	製造履歴の影響が少なく裕度が少ない点, 比較部	直管部
非常用ガス処理系	炭素鋼 STS410	製造履歴の影響が少なく裕度が少ない点, 比較部	直管部
主蒸気系	低合金鋼 SFVC2B	最小裕度点, 比較部	ティー
原子炉隔離時冷却系	炭素鋼 STS410	製造履歴の影響が少なく裕度が少ない点, 比較部	直管部

※2 : 裕度の順位は、同一系統内での順位

各測定部位での硬さ測定箇所は、地震により塑性ひずみが発生した場合、測定部位に発生する応力は曲げモーメントが支配的となり、総体的に硬さが上昇すると考えられるため、基本的な測定位置を図7のように定めた。ただし、現地の作業環境により測定位置を変更する場合がある。

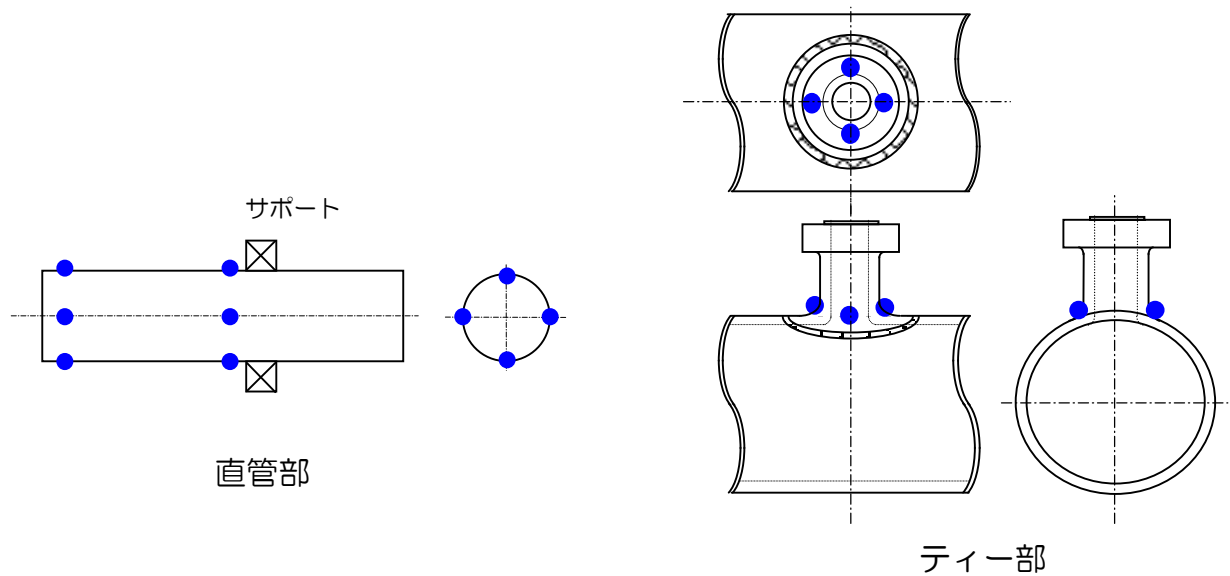


図7 各部位の硬さ測定箇所（基本方針）

#### 4. 実施結果

##### 4. 1 測定結果

各系統で、評価部、比較部の各部位で最大値と最小値を求め、最大値同士、最小値同士の比較を行った。その結果のまとめを表4に示す。また、各系統の測定結果を添付-1から添付-4に示す。

最大値同士、最小値同士の比較の結果、測定を行った全ての系統でばらつきの範囲内で同等であった。したがって、硬さ測定を行った系統では、疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認した。

表4 硬さ測定結果まとめ

系統	最大値同士の比較	最小値同士の比較
主蒸気系	評価部 > 比較部 (149,7) > (145,8) (ばらつきの範囲内で同等)	評価部 < 比較部 (138,8) < (140,8) (ばらつきの範囲内で同等)
原子炉隔離時冷却系	評価部 < 比較部 (155,9) < (162,8) (ばらつきの範囲内で同等)	評価部 < 比較部 (149,11) < (157,7) (ばらつきの範囲内で同等)
ほう酸水注入系	評価部 < 比較部 (136,6) < (139,6) (ばらつきの範囲内で同等)	評価部 < 比較部 (135,8) < (138,5) (ばらつきの範囲内で同等)
非常用ガス処理系	評価部 = 比較部 (147,4) = (147,5)	評価部 > 比較部 (145,5) > (144,5) (ばらつきの範囲内で同等)

注) 括弧内の値：(平均値, 標準偏差), 比較の不等号は平均値で評価。

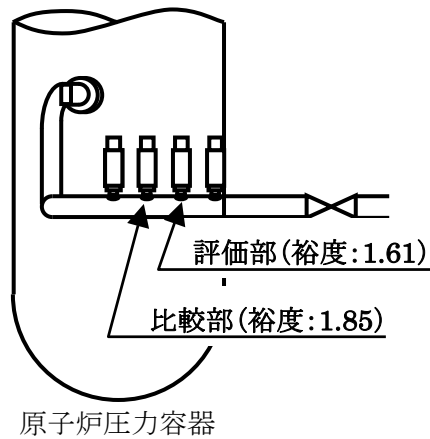
以上

- 添付－1 : 主蒸気系配管 硬さ測定結果
- 添付－2 : 原子炉隔離時冷却系配管 硬さ測定結果
- 添付－3 : ほう酸水注入系配管 硬さ測定結果
- 添付－4 : 非常用ガス処理系配管 硬さ測定結果
- 参考－1 : 予ひずみを受けた材料の低サイクル疲労強度試験結果
- 参考－2 : ろ過水タンク 硬さ測定結果

主蒸気系配管 硬さ測定結果

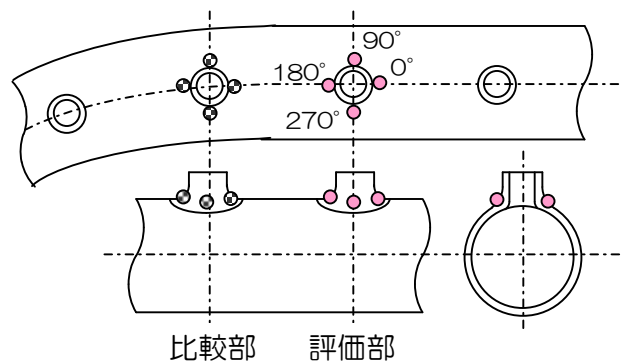
主蒸気系配管の硬さ測定結果を以下に示す。

1. 評価対象部位



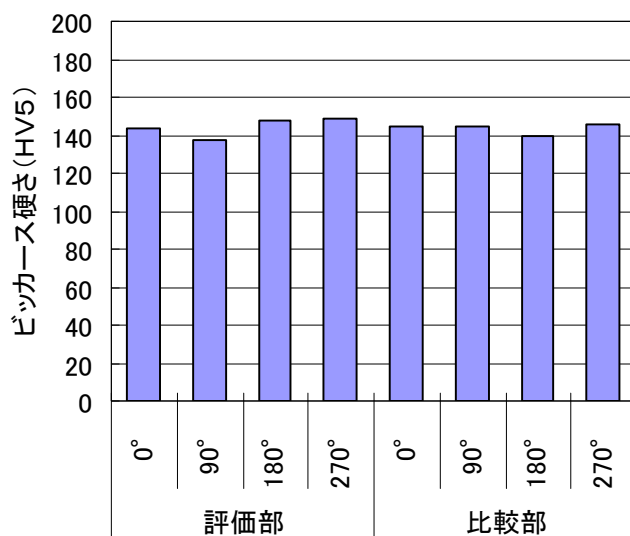
評価部

2. 測定箇所



3. 測定結果

評価部，比較部の最大値，最小値は同等であり，地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみは発生していないと考えられる。



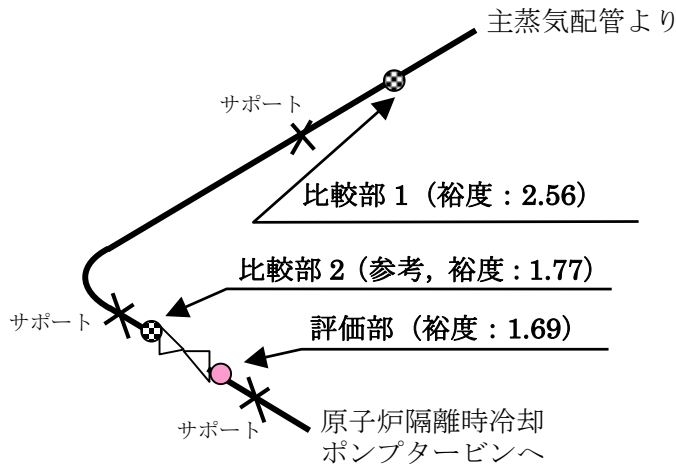
硬さ	評価部	比較部
最大値	149 (標準偏差 7)	145 (標準偏差 8)
最小値	138 (標準偏差 8)	140 (標準偏差 8)

(各測定箇所 40 点の標準偏差：7～9)

原子炉隔離時冷却系配管 硬さ測定結果

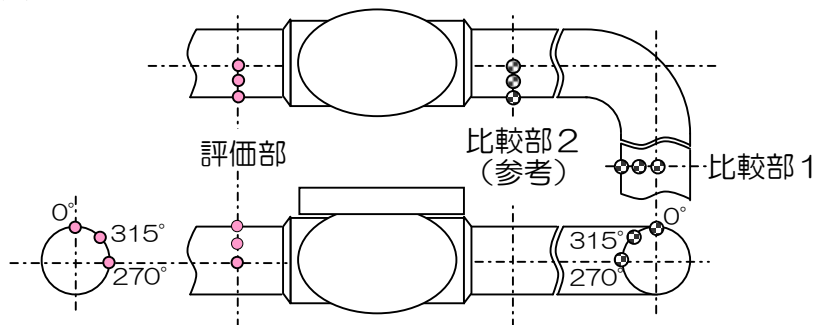
原子炉隔離時冷却系配管の硬さ測定結果を以下に示す。

1. 評価対象部位



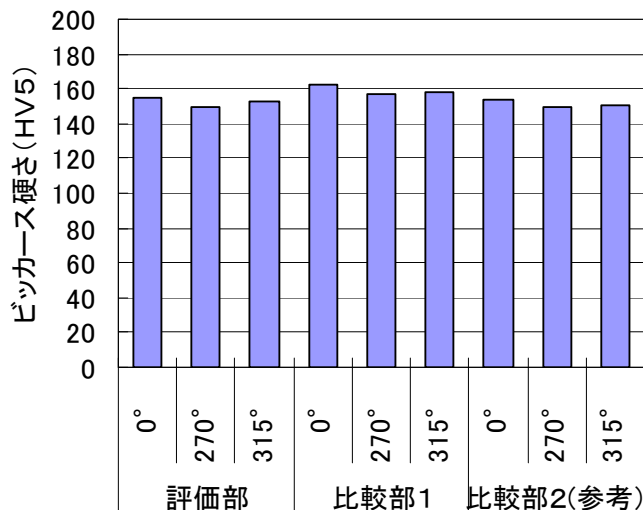
評価部 (弁左側) / 比較部 2 (弁右側)

2. 測定箇所



3. 測定結果

評価部, 比較部 1 の最大値, 最小値は同等であり, 地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみは発生していないと考えられる。



硬さ	評価部	比較部 1
最大値	155 (標準偏差 9)	162 (標準偏差 8)
最小値	149 (標準偏差 11)	157 (標準偏差 7)

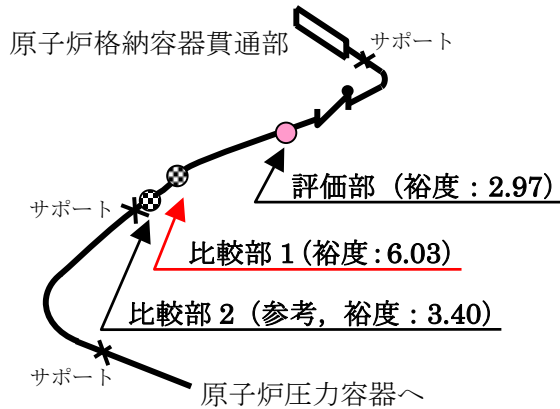
(各測定箇所 40 点の標準偏差: 7~11)

※評価部との比較は, 測定箇所のうち裕度が最も大きい比較部 1 で実施した。比較部 2 も参考として測定データを記載した。

ほう酸水注入系配管 硬さ測定結果

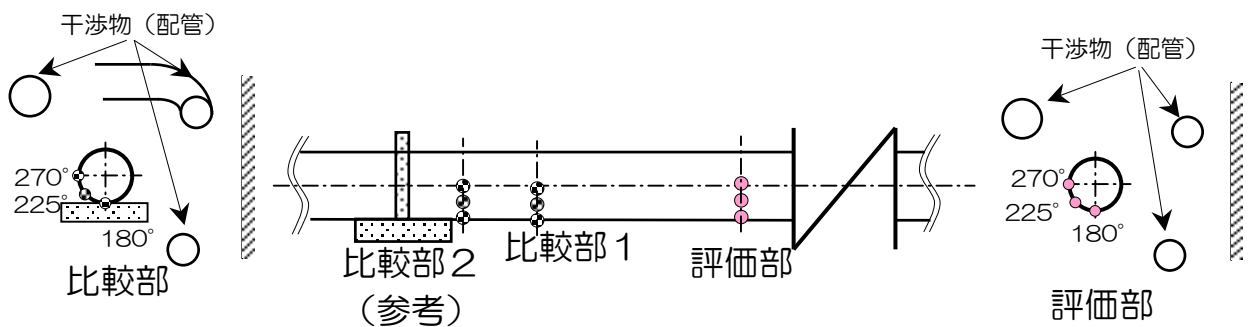
ほう酸水注入系配管の硬さ測定結果を以下に示す。

1. 評価対象部位



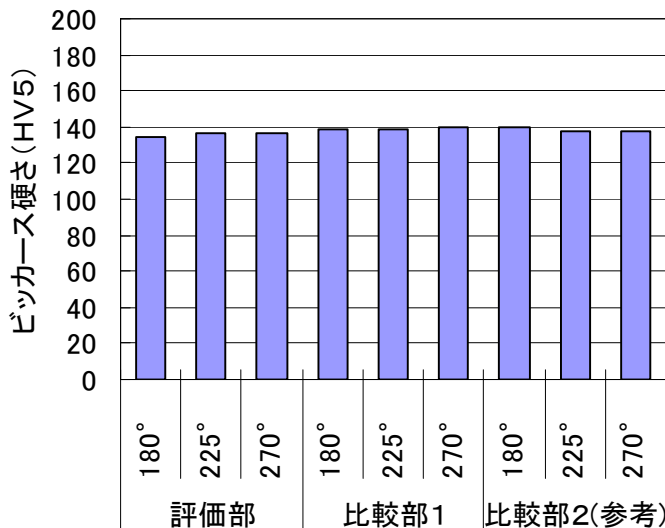
評価部

2. 測定箇所



3. 測定結果

評価部，比較部 1 の最大値，最小値は同等であり，地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみは発生していないと考えられる。



硬さ	評価部	比較部 1
最大値	136 (標準偏差 6)	139 (標準偏差 6)
最小値	135 (標準偏差 8)	138 (標準偏差 5)

(各測定箇所 40 点の標準偏差: 5～8)

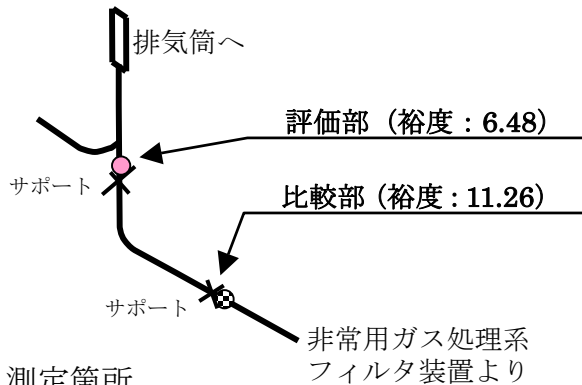
※評価部との比較は，測定箇所のうち裕度が最も大きい比較部 1 で実施した。比較部 2 も参考として測定データを記載した。



非常用ガス処理系配管 硬さ測定結果

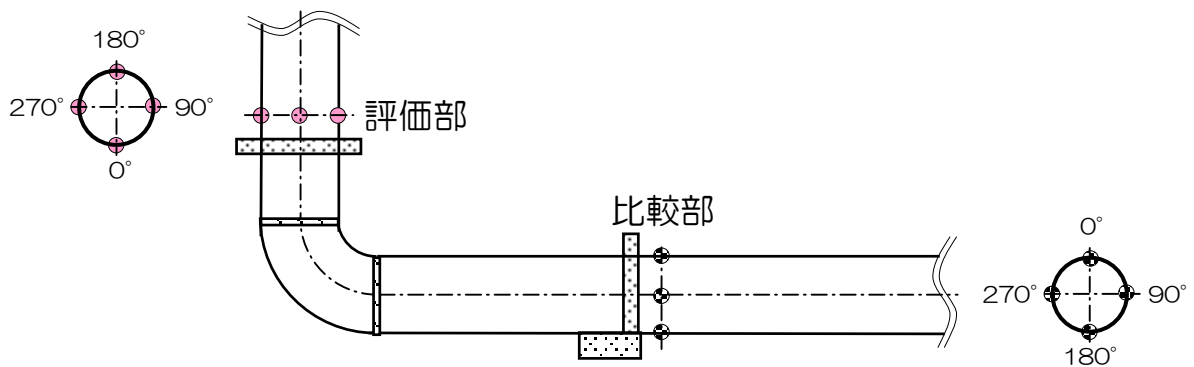
非常用ガス処理系配管の硬さ測定結果を以下に示す。

1. 評価対象部位



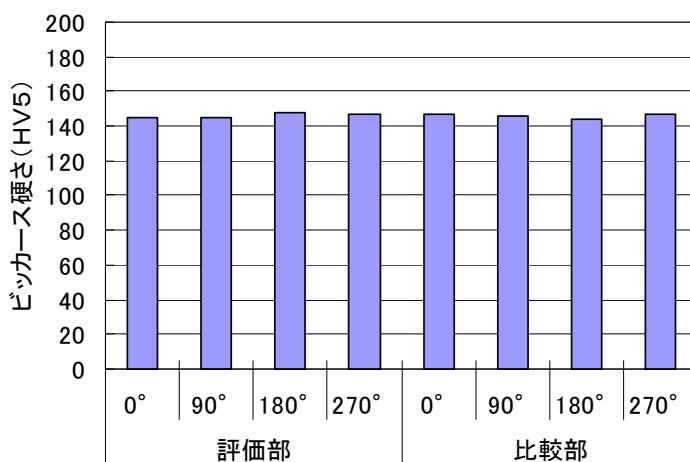
評価部

2. 測定箇所



3. 測定結果

評価部，比較部の最大値，最小値は同等であり，地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみは発生していないと考えられる。



硬さ	評価部	比較部
最大値	147 (標準偏差 4)	147 (標準偏差 5)
最小値	145 (標準偏差 5)	144 (標準偏差 5)

(各測定箇所 40 点の標準偏差：4～6)

予ひずみを受けた材料の低サイクル疲労強度試験結果

地震荷重を模擬した負荷を与えた材料（予ひずみ付与材）の低サイクル疲労強度を評価し，疲労強度に影響を与えない塑性ひずみ量を確認した。

1. 試験条件

試験条件を表 1 に示す。

表 1 試験条件

試験材料	SUS316NG, 低合金鋼 (SFVQ1A)
試験片形状	砂時計型試験片 径歪み制御による低サイクル試験
予ひずみ条件	$\Delta \epsilon_{pre}=16\%$ , 8%
予ひずみサイクル	0.25～5 サイクル
繰り返しひずみ範囲	2.5% (SUS) 2.0% (LAS)
試験温度	常温

2. 試験結果

試験結果を図 1 に示す。

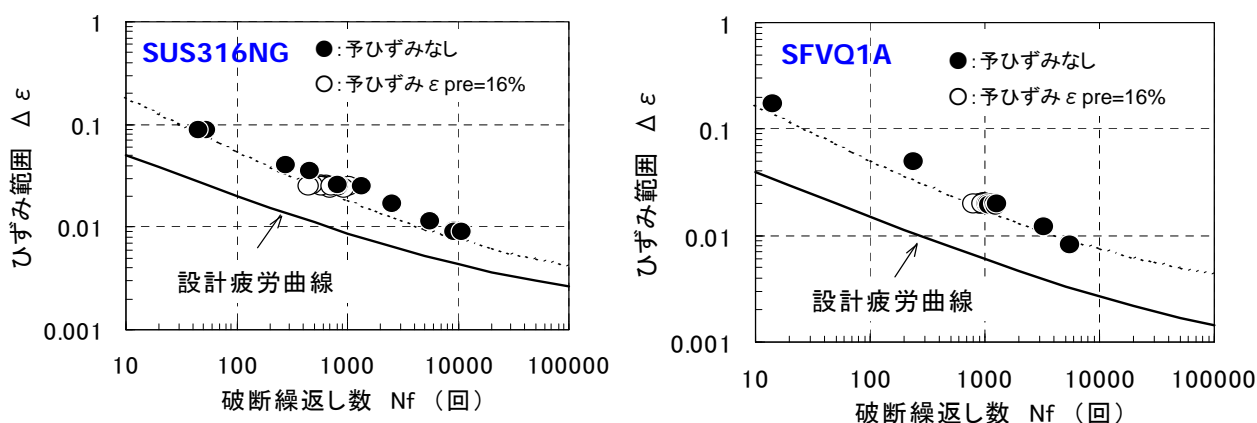


図 1 試験結果

3. まとめ

予ひずみを付与したされた場合でも，疲労強度は設計疲労曲線に対して裕度を有しており，現行設計疲労曲線を用いた累積疲労損傷評価は保守性を有することを確認した。また，試験で確認されている予ひずみ範囲  $\Delta \epsilon_{pre}16\%$ ，すなわち  $\pm 8\%$  までの塑性ひずみは，疲労強度に有意な影響を与えないことを確認した。

座屈したろ過水タンクでの硬さ測定による塑性ひずみ測定結果

新潟県中越沖地震により座屈した No.4 ろ過水タンクの変形部に対し、硬さ測定を実施し、硬さ測定による塑性ひずみ検出の確認を実施した。

1. 測定対象

座屈した基部を評価部、座屈していない部位を比較部として、両者の硬さを比較した。試験サンプルを図1に示す。

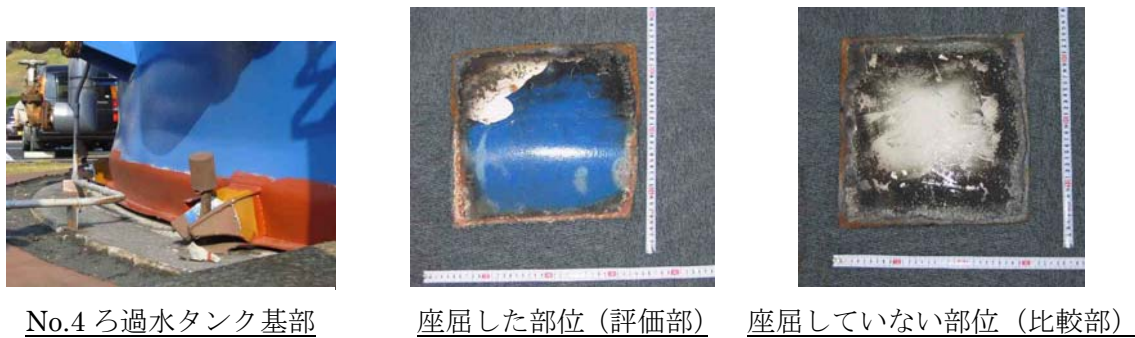


図1 ろ過水タンク 試験サンプル状況

2. 測定結果

評価部の測定結果を図2に示す。

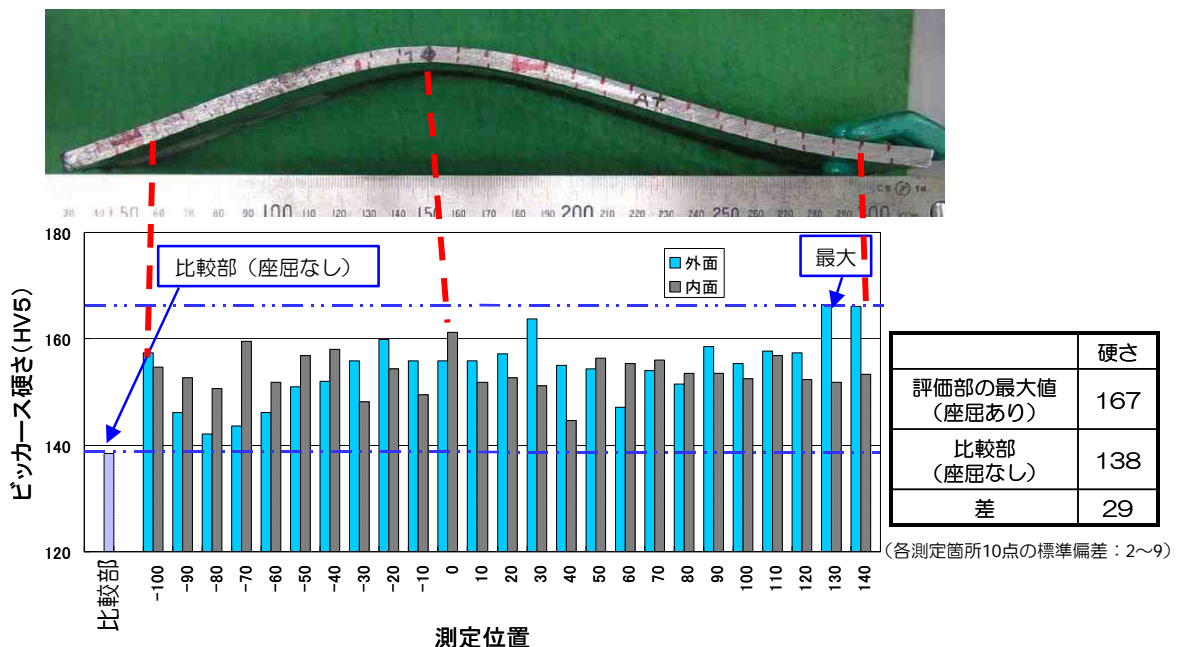


図2 ろ過水タンク 評価部の硬さ測定結果

3. まとめ

座屈により変形した部位は、座屈していない部位と比較し、相対的に硬さが上昇していることが認められた。

## 6号機 耐震安全上重要な配管系における減肉調査結果について

### 1. 目的

配管減肉は、配管材料と内部流体との化学的作用による腐食要因及び機械的作用による浸食要因との相互作用によって発生・進展する経年劣化事象であり、地震荷重（外荷重）によってその発生・進展が助長されるものではないが、配管減肉が顕在化した配管系に過大な地震荷重が作用した場合には、構造強度への影響が考えられる。

耐震安全上重要な配管系は、内部流体の湿り度が低い系統（主蒸気系）、酸素注入により減肉の発生を抑制している系統（給水系）、通常運転時は「待機」である系統（非常用炉心冷却系）等により構成されており、減肉が顕著に進行する可能性は低いと考えられているが、測定実績充実の観点も含め、サンプル箇所を選定して配管板厚測定を実施し、顕著な減肉が確認された場合は構造強度への影響について検討を行うこととした。なお、6号機の同配管系については、前回の定期検査（第7回定期検査）における測定実績があることから、これら実績についても減肉傾向有無の判断材料として使用することとした。

### 2. 配管板厚測定の概要

#### （1）サンプル箇所の選定

サンプル箇所の選定にあたっては、減肉形態として流れ加速型腐食（FAC）に着目し、下記の観点から対象系統及び測定箇所を選定した。

- ① 鋼種（炭素鋼製配管を対象）
- ② 内部流体（水単相、蒸気単相または気液二相の範囲を対象）
- ③ 通常運転状態（「待機」を除く）
- ④ 偏流部要素（エルボ、ティ、レジューサ等）の代表性
- ⑤ 作業性（放射線量等）

対象系統には、通常の配管減肉管理では管理対象外としている系統も含めることとし、主蒸気系、給水系及び残留熱除去系の配管系よりサンプル箇所を選定した（図1～4参照）。

#### （2）測定方法

配管減肉管理に関する社内指針に基づき、偏流部要素及びその下流部

に、配管口径に応じた測定ポイント（周方向、流れ方向）を設定し（図 5 参照）、JIS Z 2355「超音波パルス反射法による厚さ測定方法」に準拠して超音波厚み計により配管板厚を測定した。

なお、測定者は、日本非破壊検査協会規格 NDIS0601「非破壊検査技術者技量認定規程」、JIS Z 2305「非破壊試験—技術者の資格及び認証」に基づき認定、認証されている者、またはこれらと同等以上の技術レベルを有する者により行うことを要件としている。

### （3）測定結果の評価

配管減肉管理に関する社内指針においては、配管板厚測定値を、技術基準上の必要最小厚さ、詳細測定判定基準厚さ<sup>\*1</sup>と比較評価するとともに、余寿命<sup>\*2</sup>を算出し、次回測定時期または配管取替時期を決定することとしている。今回の調査においては、製作時からの減肉の進行状況を確認する目的から、製作寸法（製作公差内でのばらつき、開先加工<sup>\*3</sup>の影響）を考慮した評価を加えることとした（図 6 参照）。

## 3. 配管板厚測定結果

第 7 回定期検査における測定実績及び今回測定を行った各測定箇所における配管板厚測定結果を表 1 に示す。

いずれの測定ポイントにおいても必要最小板厚及び詳細測定判定基準厚さを十分満足していることを確認した。また、公称板厚を若干下回る測定値が得られた測定ポイントが見られたが、いずれも製作時の寸法精度内であり、顕著な減肉が進行していると判断される箇所は確認されなかった。

上記より、新潟県中越沖地震による配管構造強度への影響については、これまで実施している地震応答解析の結果をもって代表されるものとする。

以上

※1：NISA 文書「原子力発電所の配管減肉管理に対する要求事項について（平成 17 年 2 月 18 日）」に示される、減肉の進展状況把握のための「詳細測定」実施の判定厚さ

判定基準厚さ＝必要最小厚さ＋（管の製造上の最小厚さ－必要最小厚さ）×2/3

※2：測定厚さから必要最小厚さに至るまでの時間を減肉率に基づき算出

※3：配管を溶接接合するために配管端部に施す加工であり、一般的に、配管溶接部近傍には一般部に比して薄肉の範囲が存在する

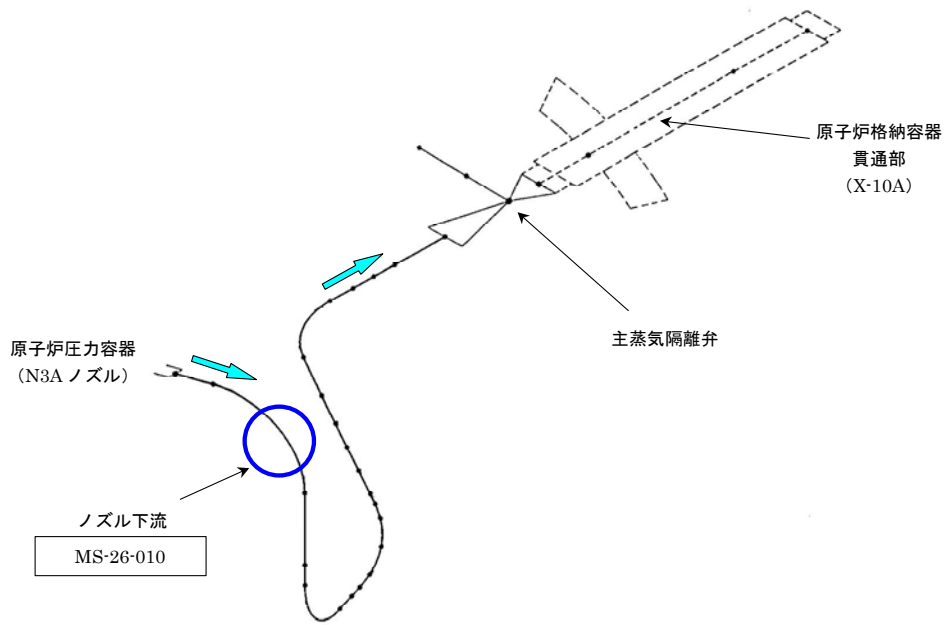


図 1-1 配管板厚測定箇所（主蒸気系）

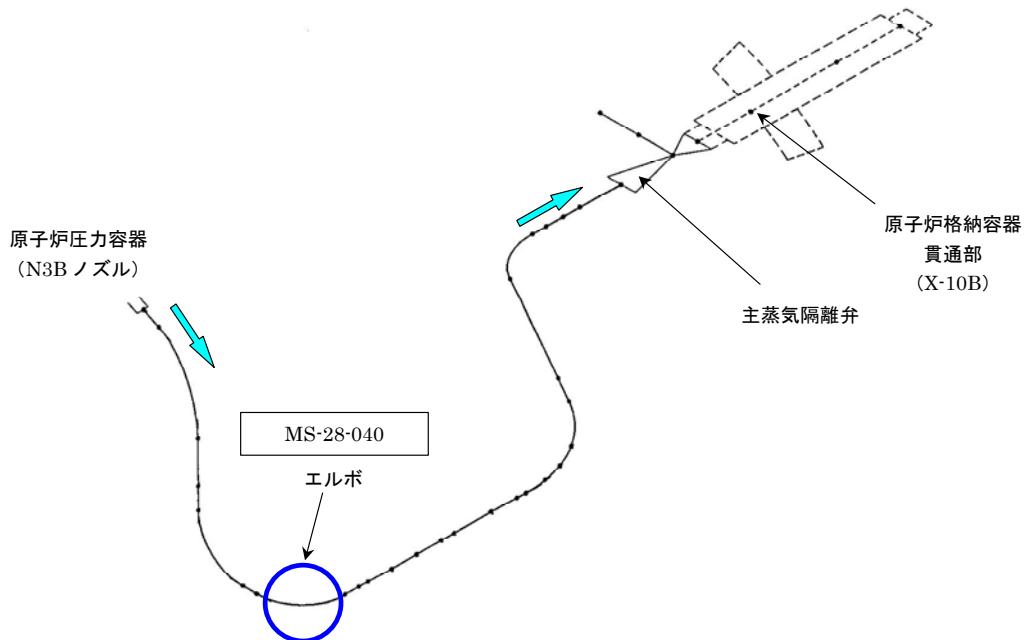


図 1-2 配管板厚測定箇所（主蒸気系）

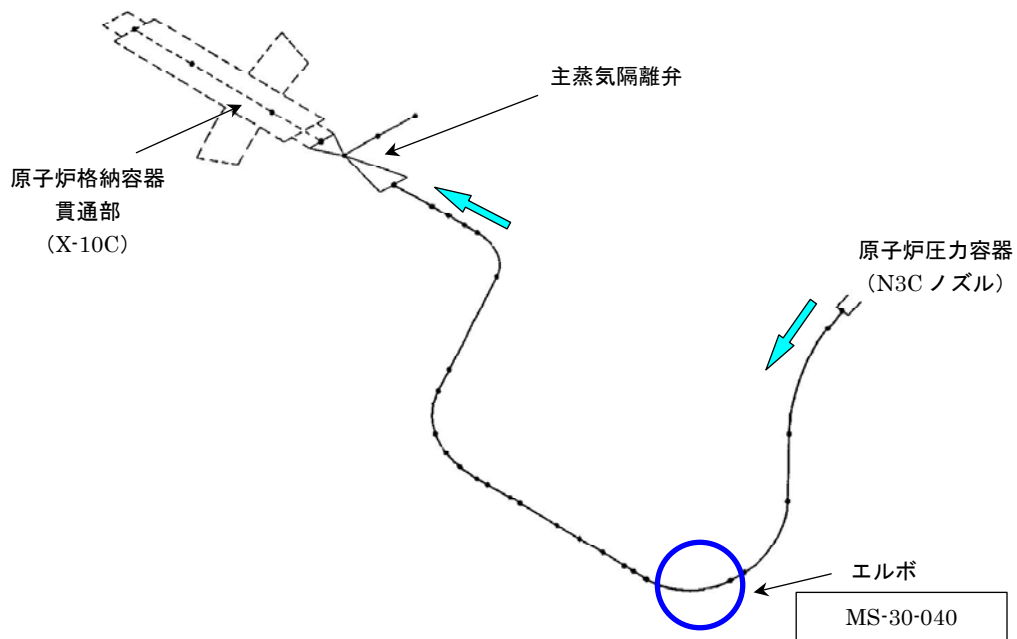


図 1-3 配管板厚測定箇所（主蒸気系）

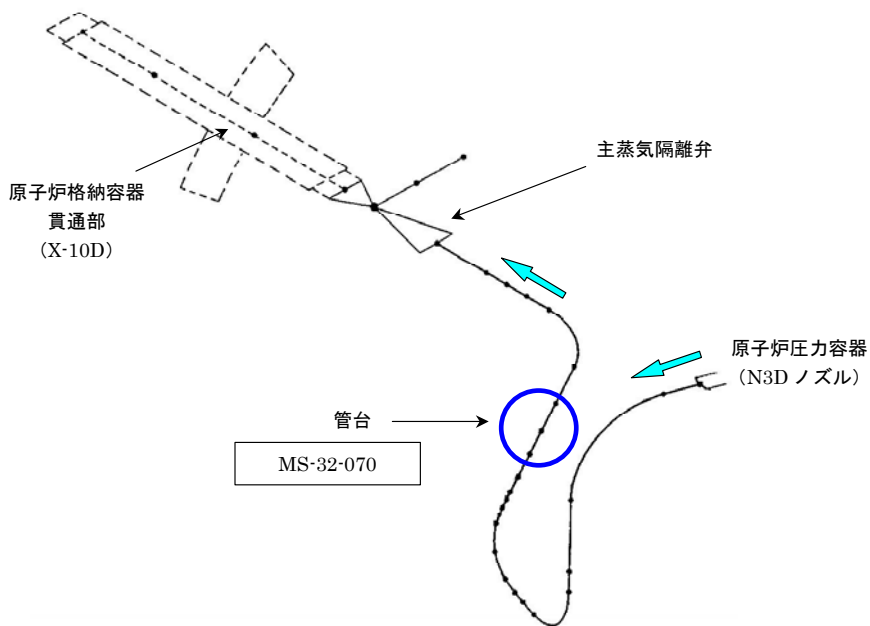


図 1-4 配管板厚測定箇所（主蒸気系）

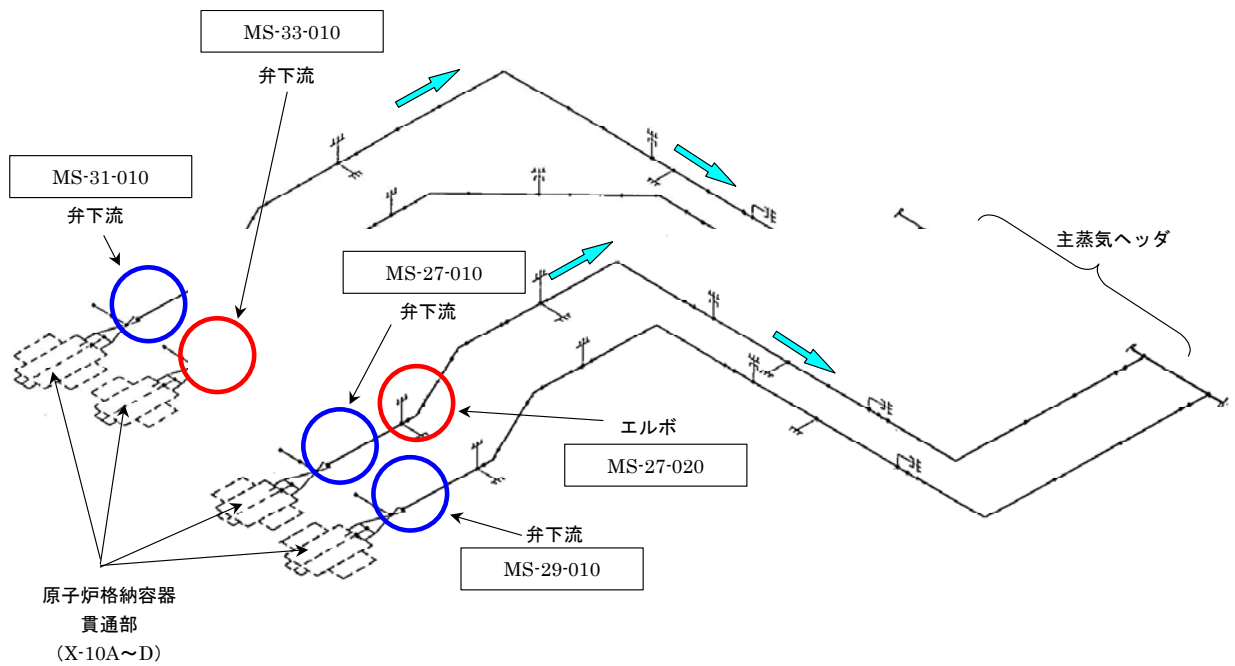


図 1-5 配管板厚測定箇所（主蒸気系）

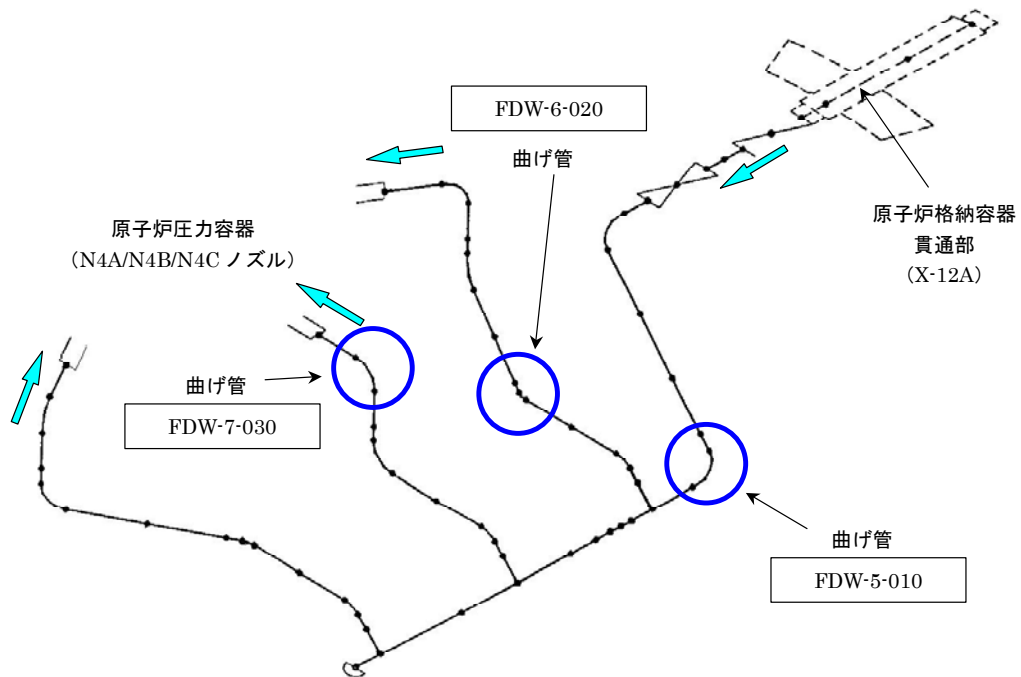


図 2-1 配管板厚測定箇所（給水系）



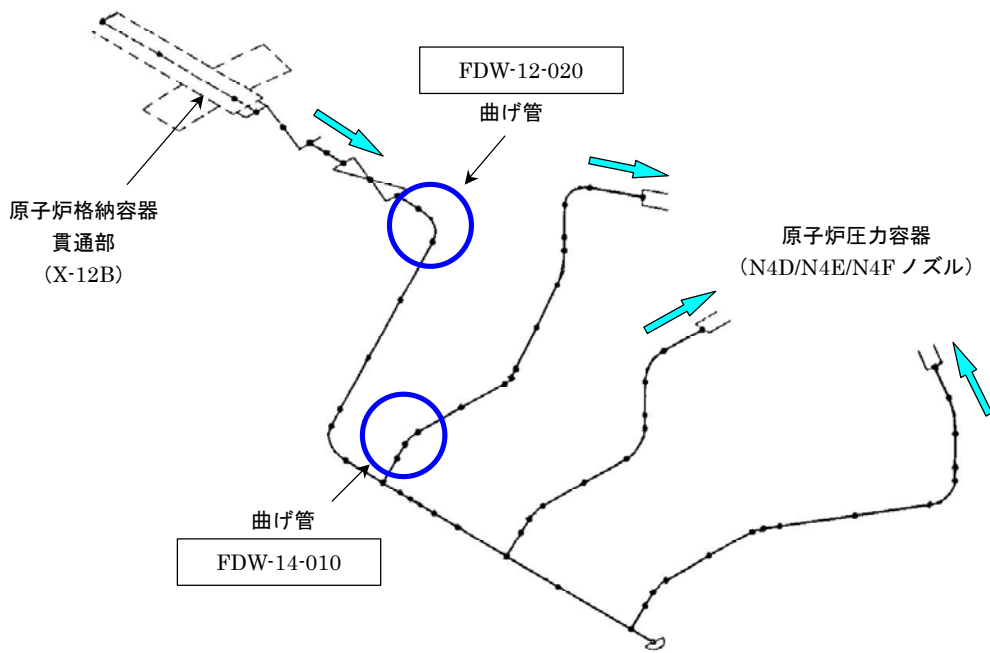


図 2-2 配管板厚測定箇所（給水系）

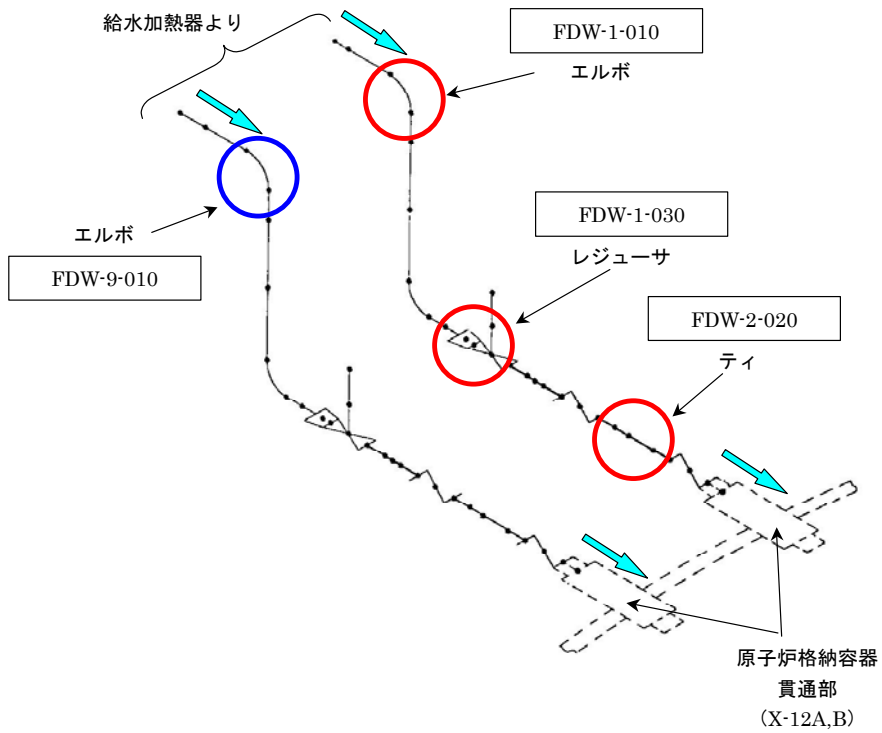


図 2-3 配管板厚測定箇所（給水系）

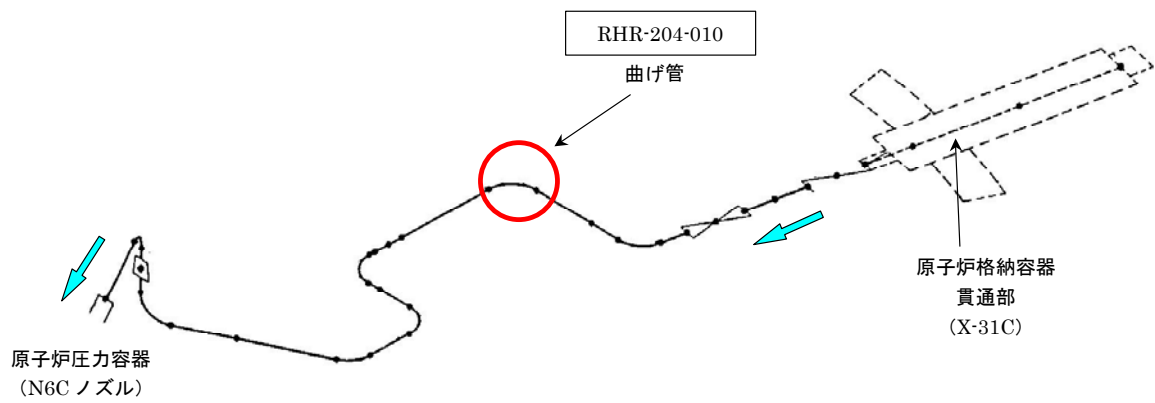


図 3-1 配管板厚測定箇所（残留熱除去系）

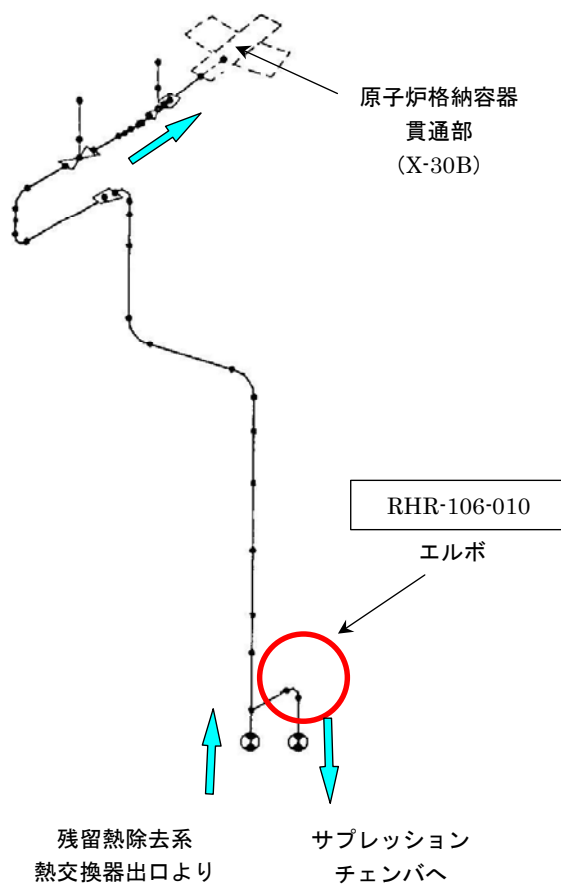


図 3-2 配管板厚測定箇所（残留熱除去系）

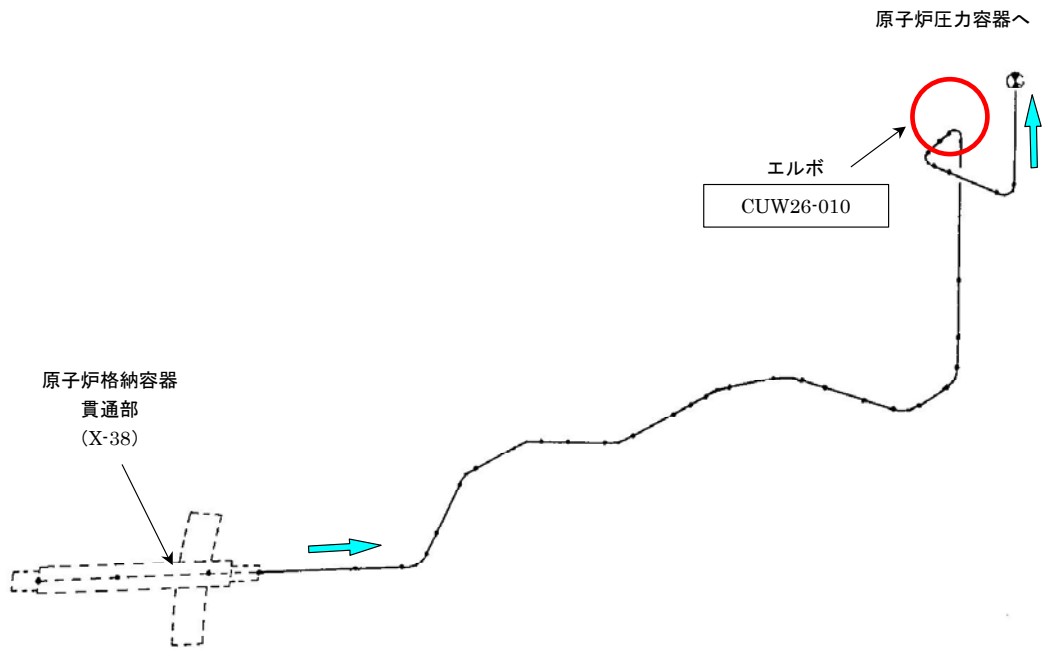


図 4-1 配管板厚測定箇所（原子炉冷却材浄化系）

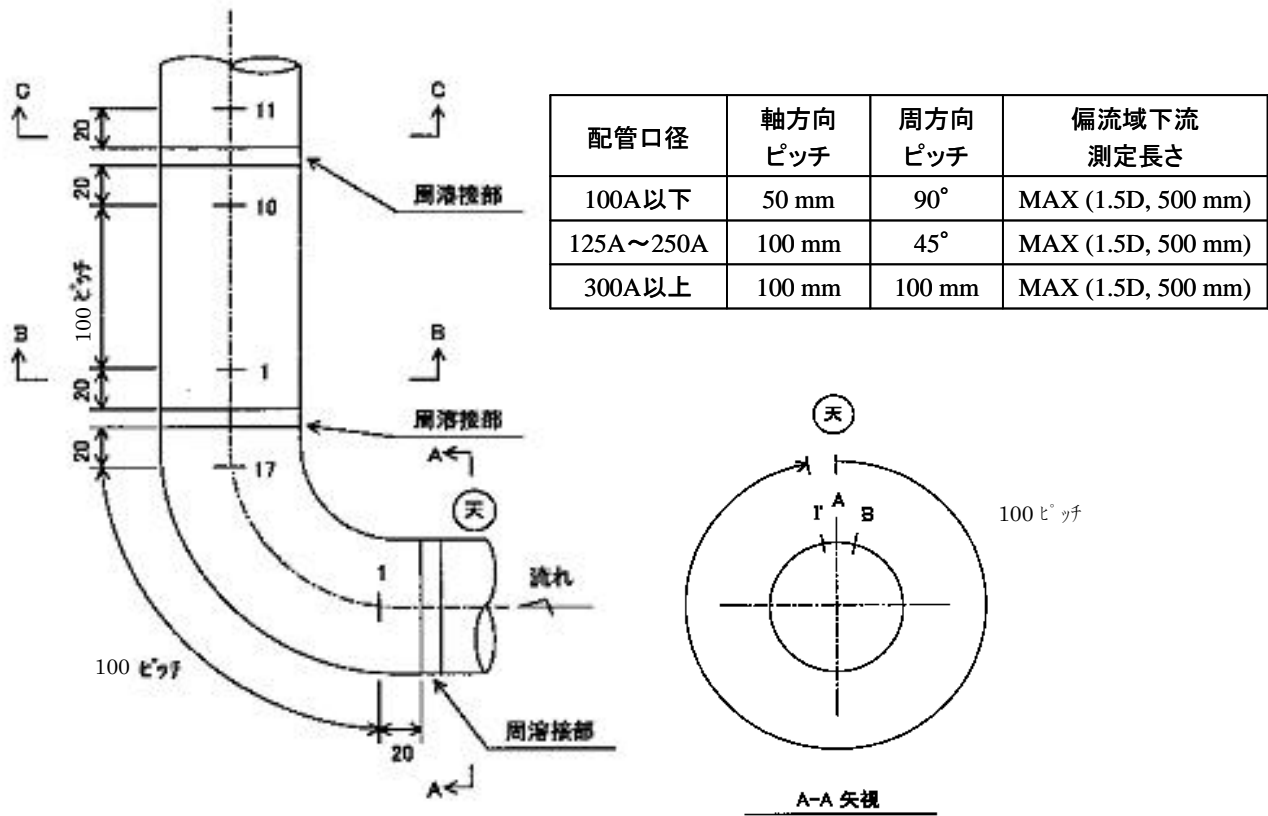


図5 配管板厚測定点の設定例

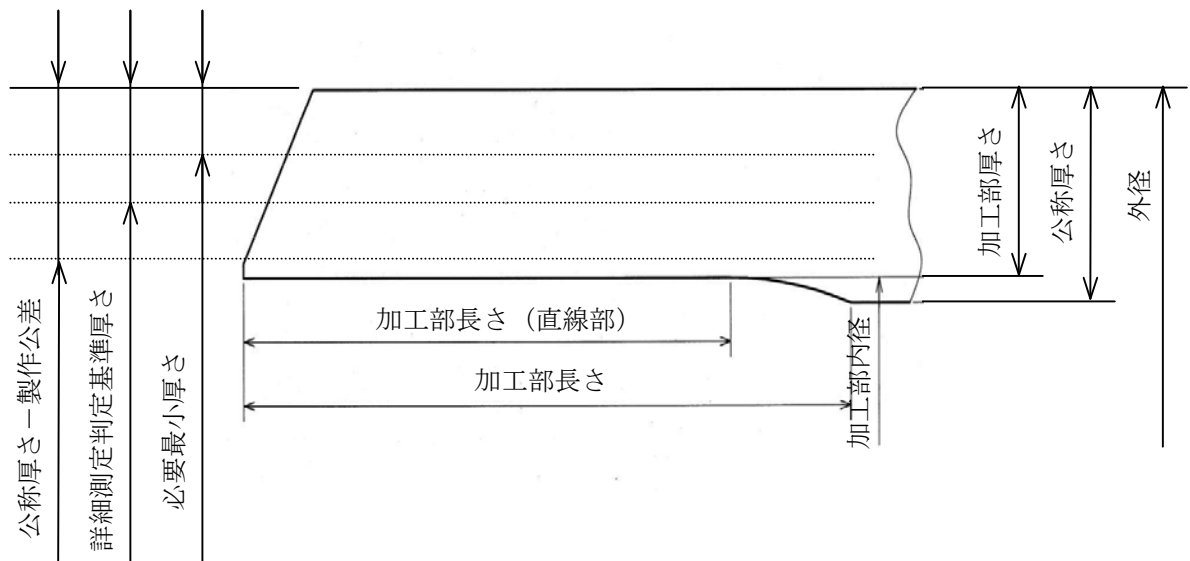


図6 各種配管厚さ及び配管開先加工部形状の例

表1 6号機 耐震安全上重要な配管系における配管板厚測定結果(1/2)

系統	配管番号	測定箇所		材質	配管口径 [mm]	公称厚さ <sup>※2</sup> [mm]	公称厚さ <sup>※3</sup> (下限) [mm]	詳細測定 判定厚さ [mm]	必要最小 厚さ [mm]	測定厚さ <sup>※4</sup> (最小) [mm]	備考	
		管理番号	配管要素 <sup>※1</sup>									
主 蒸 気 系	MS-026	MS-26-010	ノズル下流 (曲げ管)	E	STS480	711.2	35.7	27.34	25.5	21.63	33.0	第7回定検
				P	STS480	711.2	35.7	27.34	25.5	21.63	37.4	
				P'	STS480	711.2	32.9	31.30	28.1	21.63	32.7	
	MS-027	MS-27-010	弁下流 (直管)	P	SGV480	711.2	35.7	33.20	30.5	24.90	34.1	第7回定検
				P'	SGV480	711.2	32.9	31.30	29.2	24.90	33.3	
		MS-27-020	エルボ	E'	SGV480	711.2	32.9	31.30	29.2	24.90	34.1	
				E	SGV480	711.2	35.7	33.20	30.5	24.90	39.0	
				P	SGV480	711.2	35.7	33.20	30.5	24.90	36.7	
				P'	SGV480	711.2	32.9	31.30	29.2	24.90	31.9	
	MS-028	MS-28-040	エルボ	E'	STS480	711.2	32.9	31.24	28.1	21.63	33.8	第7回定検
				E	STS480	711.2	35.7	31.24	28.1	21.63	40.9	
				P	STS480	711.2	35.7	31.24	28.1	21.63	37.8	
				P'	STS480	711.2	32.9	31.24	28.1	21.63	33.2	
	MS-029	MS-29-010	弁下流 (直管)	P	SGV480	711.2	35.7	33.20	30.5	24.90	36.6	第7回定検
				P'	SGV480	711.2	32.9	31.30	29.2	24.90	33.3	
MS-030	MS-30-040	エルボ	E'	STS480	711.2	32.9	31.24	28.1	21.63	34.0	第7回定検	
			E	STS480	711.2	35.7	31.24	28.1	21.63	41.1		
			P	STS480	711.2	35.7	31.24	28.1	21.63	37.8		
			P'	STS480	711.2	32.9	31.24	28.1	21.63	32.2		
MS-031	MS-31-010	弁下流 (直管)	P	SGV480	711.2	35.7	33.20	30.5	24.90	36.5	第7回定検	
			P'	SGV480	711.2	32.9	31.30	29.2	24.90	33.4		
MS-032	MS-32-070	管台	P1	STS480	711.2	35.7	31.24	28.1	21.63	36.7	第7回定検	
			P1'	STS480	711.2	32.9	31.24	28.1	21.63	32.7		
			P2	SFVC2B	228.6	34.3	30.01	22.7	7.88	37.2		
MS-033	MS-33-010	弁下流 (直管)	P	SGV480	711.2	35.7	33.20	30.5	24.90	36.8		
			P'	SGV480	711.2	32.9	31.30	29.2	24.90	32.9		
残 留 熱 除 去 系	RHR-106	RHR-106-010	エルボ	E	STS410	267.4	9.3	8.14	6.9	4.4	10.5	
				E'	STS410	267.4	8.3	7.80	6.7	4.4	10.2	
				P	STS410	267.4	9.3	8.14	6.9	4.4	9.3	
				P'	STS410	267.4	8.3	7.80	6.7	4.4	8.9	
	RHR-204	RHR-204-010	曲げ管	B	STS410	267.4	18.2	13.94	12.4	9.22	16.5	
				P	STS410	267.4	18.2	15.93	13.7	9.22	17.8	
			P'	STS410	267.4	16.5	15.90	13.7	9.22	15.8		

※1: P;直管部、E;エルボ部、B;曲げ管部、R;レジャーサ部、「○」;内面加工部

※2: 内面加工部は設計厚さを示す

※3: 公称厚さから製作公差を差し引いた値

※4: 各測定ポイントにおける測定値の最小値を記載(凡例は下記参照)

- (a) : 測定最小厚さ  $\geq$  公称厚さ
- (b) : 公称厚さ > 測定最小厚さ  $\geq$  (公称厚さ-製作公差)
- (c) : (公称厚さ-製作公差) > 測定最小厚さ  $\geq$  詳細測定判定厚さ
- (d) : 詳細測定判定厚さ > 測定最小厚さ  $\geq$  必要最小厚さ
- (e) : 必要最小厚さ > 測定最小厚さ

なお、上記(c)に分類された測定値は、いずれも開先加工部(製作当初より薄肉の部位)における測定値

表1 6号機 耐震安全上重要な配管系における配管板厚測定結果(2/2)

系統	配管番号	測定箇所		材質	配管口径 [mm]	公称厚さ <sup>※2</sup> [mm]	公称厚さ <sup>※3</sup> (下限) [mm]	詳細測定 判定厚さ [mm]	必要最小 厚さ [mm]	測定厚さ <sup>※4</sup> (最小) [mm]	備考	
		管理番号	配管要素 <sup>※1</sup>									
給水系	FDW-001	FDW-1-10	エルボ	E'	SB480	609.6	28.5	27.00	26.3	24.66	30.0	
				E	SB480	609.6	31.0	28.50	27.3	24.66	32.4	
				P	SB480	609.6	31.0	28.50	27.3	24.66	31.6	
				P'	SB480	609.6	28.5	27.00	26.3	24.66	29.9	
	FDW-001	FDW-1-30	レジャーサ	R1	SB480	609.6	31.0	28.50	27.3	24.66	35.2	
				R2	SB480	558.8	28.6	26.60	25.3	22.60	33.8	
				R2'	SB480	558.8	26.2	24.80	24.1	22.60	26.5	
	FDW-002	FDW-2-20	ティ	P1	SFVC2B	558.8	34.9	30.54	26.9	19.57	36.9	
				P1'	SFVC2B	558.8	32.5	31.10	27.3	19.57	33.5	
				P2	SFVC2B	267.4	18.2	15.93	13.8	9.36	18.8	
				P2'	SFVC2B	267.4	16.5	15.90	13.8	9.36	16.6	
	FDW-005	FDW-5-010	曲げ管	B	SFVC2B	558.8	34.9	26.73	24.3	19.26	33.2	第7回定検
				P	SFVC2B	558.8	34.9	26.73	24.3	19.26	37.1	
	FDW-006	FDW-6-020	曲げ管	B	STS410	318.5	21.4	16.39	14.6	10.98	19.3	第7回定検
				P'	STS410	318.5	19.3	18.70	16.2	10.98	19.3	
				P	STS410	318.5	21.4	16.39	14.6	10.98	22.3	
FDW-007	FDW-7-030	曲げ管	B	STS410	318.5	21.4	16.39	14.6	10.98	19.2	第7回定検	
			P	STS410	318.5	21.4	16.39	14.6	10.98	22.4		
FDW-009	FDW-9-010	エルボ	E'	SB480	609.6	28.5	27.00	26.3	24.66	28.0	第7回定検	
			E	SB480	609.6	31.0	28.50	27.3	24.66	34.3		
			P'	SB480	609.6	28.5	27.00	26.3	24.66	28.8		
			P	SB480	609.6	31.0	28.50	27.3	24.66	30.7		
FDW-012	FDW-12-020	曲げ管	B	STS480	558.8	34.9	26.73	23.5	16.99	31.8	第7回定検	
			P	STS480	558.8	34.9	26.73	23.5	16.99	36.7		
FDW-014	FDW-14-010	エルボ	E	STS410	318.5	21.4	16.39	14.6	10.98	19.1	第7回定検	
			P	STS410	318.5	21.4	16.39	14.6	10.98	22.3		
原子炉浄化系材	CUW-026	CUW-26-010	エルボ	B	STS410	165.2	14.3	10.95	9.2	5.69	12.5	
				P'	STS410	165.2	13.1	12.50	10.3	5.69	12.7	
				P	STS410	165.2	14.3	12.52	10.3	5.69	14.2	
				B	STS410	165.2	14.3	10.95	9.2	5.69	12.1	

※1: P;直管部、E;エルボ部、B;曲げ管部、R;レジャーサ部、「O」;内面加工部

※2: 内面加工部は設計厚さを示す

※3: 公称厚さから製作公差を差し引いた値

※4: 各測定ポイントにおける測定値の最小値を記載(凡例は下記参照)

- (a) : 測定最小厚さ  $\geq$  公称厚さ
- (b) : 公称厚さ > 測定最小厚さ  $\geq$  (公称厚さ-製作公差)
- (c) : (公称厚さ-製作公差) > 測定最小厚さ  $\geq$  詳細測定判定厚さ
- (d) : 詳細測定判定厚さ > 測定最小厚さ  $\geq$  必要最小厚さ
- (e) : 必要最小厚さ > 測定最小厚さ

なお、上記(c)に分類された測定値は、いずれも開先加工部(製作当初より薄肉の部位)における測定値

## 6号機原子炉建屋床柔性の影響および 原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について

### (1) 原子炉建屋の床柔性の考慮について

6号機原子炉建屋の水平方向の応答について床の柔性を考慮した多軸質点系モデル（図1参照）にて解析を実施し、床の柔性を考慮しない建屋応答解析結果（本評価書で適用）との比較を行った。図2に中間階（TMSL+23.5m）での床応答加速度スペクトルの比較を示すが、両者による結果はほぼ同等である。これより、設備評価においても両者の差異はほとんどないと考えられる。

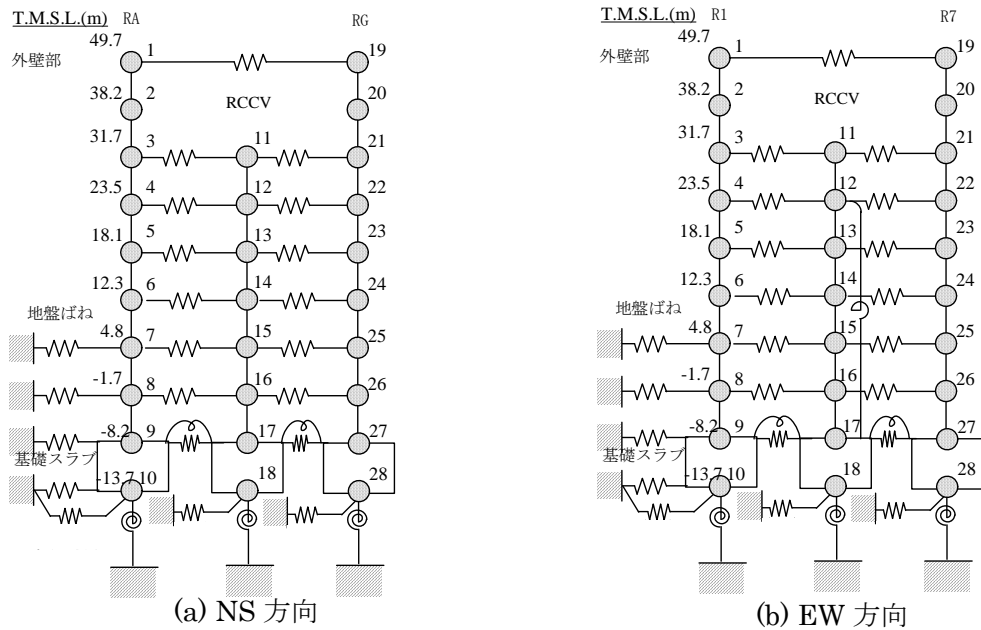


図1. 6号機原子炉建多軸質点系モデル

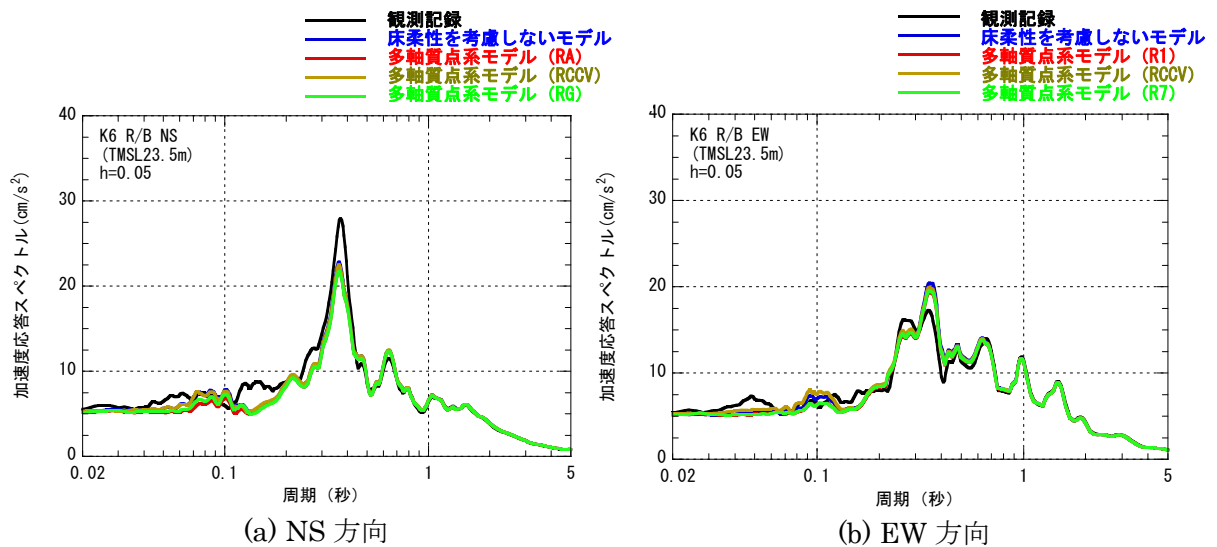


図2. 6号機原子炉建屋床応答スペクトル

## (2) 観測記録との相違について

観測記録が取れている原子炉建屋の中間階 (TMSL+23.5m) にて、観測記録と建屋応答解析結果を比較した図を下記に示す (図 3)。観測記録と建屋応答解析とは全体的に良く整合しているが、水平方向の一部の周期帯 (0.12~0.16 秒) で、建屋応答解析結果が観測記録を下回り大きいところで 2 倍程度の差異を示している。

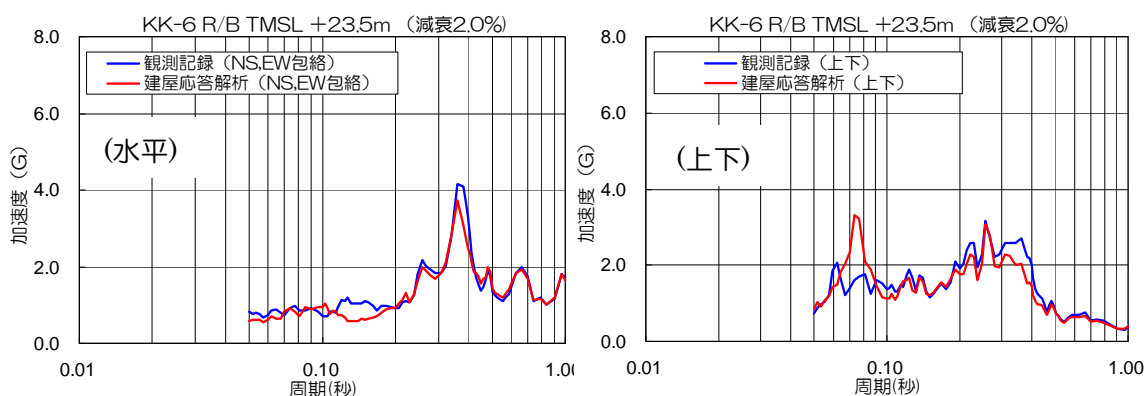


図 3. 6号機原子炉建屋床応答スペクトル (観測記録および建屋応答解析)

## (3) 6号機設備評価への影響

6号機設備の比較的余裕の小さい設備を図 4 に示す。主蒸気系配管、原子炉隔離時冷却系配管および制御棒駆動系配管は、評価基準値に対して算出値が比較的大きいが、図 5 に示すように主要なモードの固有周期が上記 (2) で相違が大きい周期帯にない。また、不活性ガス系配管についても評価基準値に対する算出値が大きいが、当該配管は観測記録にて評価されているため上記 (2) の影響を考慮する必要がない。その他の配管や支持構造物については地震による応力に対する評価基準値の比が 2 倍近くあるため、結果、観測記録と建屋応答解析結果の相違を考慮しても十分評価基準値を満足する。



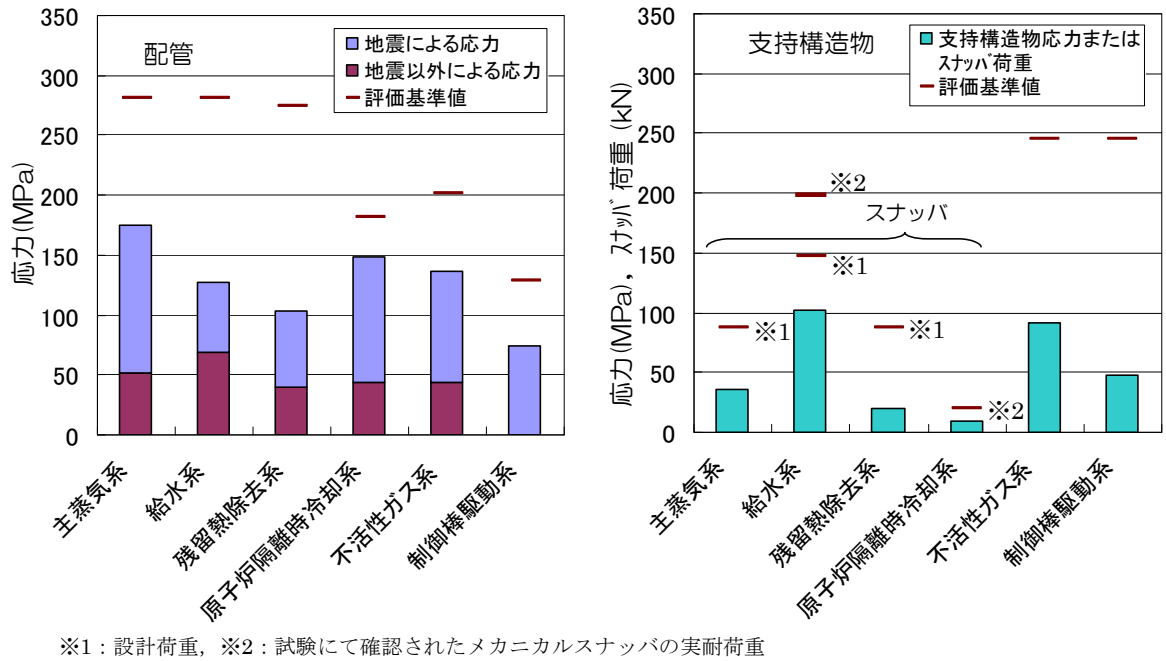


図 4. 6号設備評価結果と評価基準値との比較

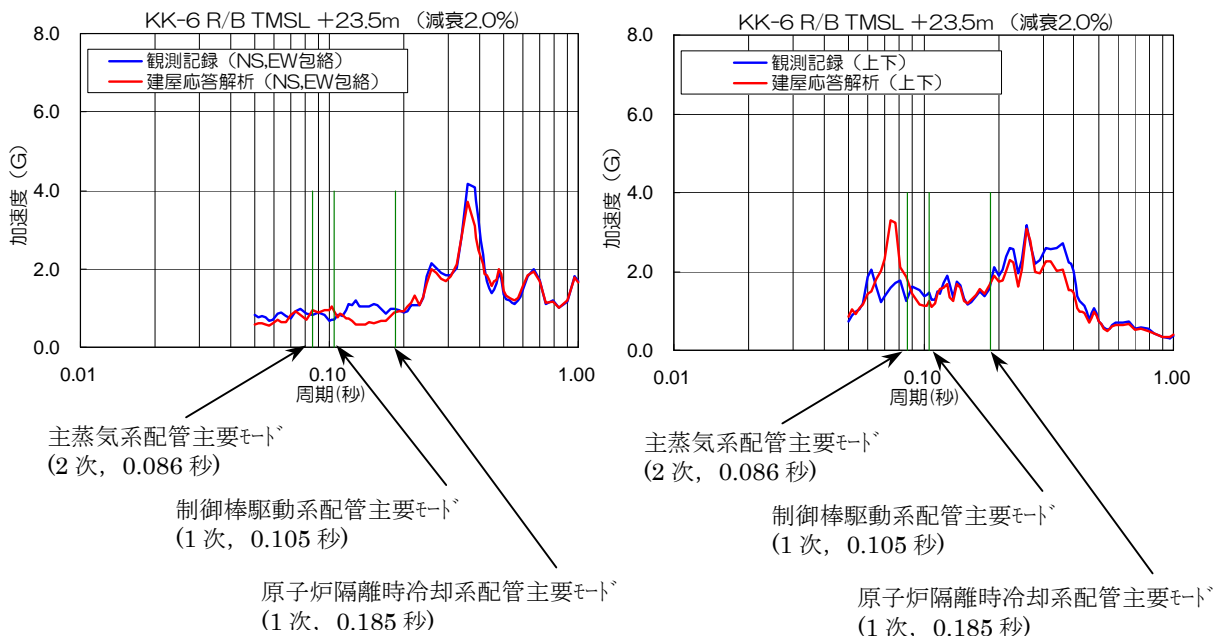


図 5. 6号機原子炉建屋床応答スペクトルと設備主要モード

## 非常用ディーゼル発電機軽油タンク関連点検結果

### 1. 軽油タンク本体

タンク本体及び溶接部に变形，損傷，割れ等の有無について目視点検を実施した。また，漏えい試験においては，漏えい，漏えい痕の有無についても確認した。その結果，变形，損傷，割れならびに漏えい，漏えい痕は確認されなかった。

### 2. 支持構造物（基礎ボルト）

各締め付けボルトの变形，損傷，外れ，緩み，移動の形跡について目視点検を実施した。その結果，变形，損傷，外れ，緩み，移動の形跡は確認されなかった。

また，打診試験を実施し，緩みの有無について確認した。その結果，緩みは確認されなかった。

### 3. 配管

配管のき裂，割れ，变形等の損傷の有無について目視点検を実施した。また，漏えい試験においては，漏えい，漏えい痕についても確認した。その結果，一部の防食材で損傷（割れ）が確認された為，追加点検（浸透探傷試験）を行い配管自体に異常のないことを確認した。また，漏えい，漏えい痕は確認されなかった。

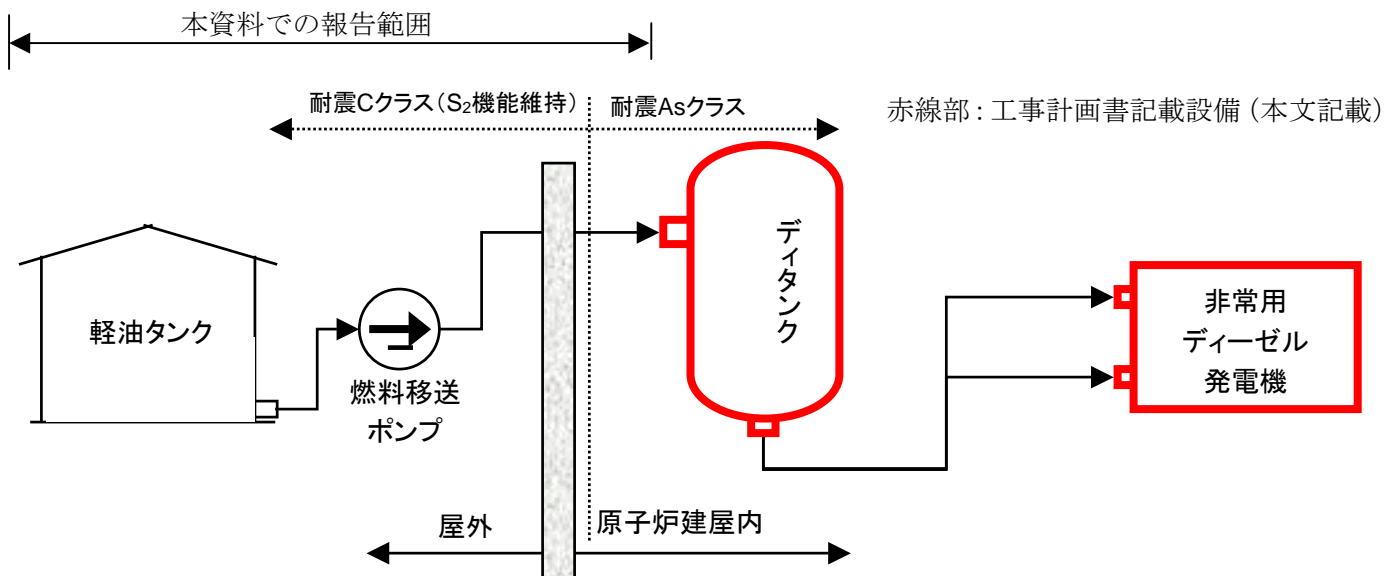


図1：非常用ディーゼル発電機設備概念図

表一1 非常用ディーゼル発電機関連設備点検結果

タンク本体

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	設備点検			判定結果	所見
								基本点検		追加点検		
								目視点検	漏えい試験			
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	軽油タンク	R43-A001A	A	タンク	クラス2	C	異常なし	異常なし	-	良	
			R43-A001B	B	タンク	クラス2	C	異常なし	異常なし	-	良	

配管

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	設備点検				判定結果	所見
								基本点検		追加点検			
								目視点検	漏えい試験	非破壊検査	分解点検		
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	燃料移送配管	DGFO	-	配管	クラス2	C	異常あり	異常なし	異常なし	-	良	配管の防食剤に割れがあることが確認されたが、追加点検として配管の浸透探傷試験を実施し、配管自体に異常のないことを確認した。

基礎ボルト

設備区分(1)	設備区分(2)	機器名称	機器番号	種類	機器種別	安全重要度	耐震重要度	設備点検				判定結果	所見
								基本点検		追加点検			
								目視点検	打診試験	トルク確認	非破壊検査		
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電設備	軽油タンク	R43-A001A	A	基礎ボルト	クラス2	C	異常なし	異常なし	-	-	良	
			R43-A001B	B	基礎ボルト	クラス2	C	異常なし	異常なし	-	-	良	