

# 柏崎刈羽原子力発電所 7号機の 追加点検結果について

平成20年7月14日



東京電力

---

# 比較的裕度が小さいと評価された設備の追加点検結果

- NISA指示文書「柏崎刈羽原子力発電所7号機の設備健全性に係わる追加的な検討の指示について」に記載される、比較的裕度が小さいと評価された以下の設備について追加点検を実施した。
  - ◆ 低圧注水ノズル（N6）
  - ◆ 原子炉冷却材再循環ポンプモーターケーシング
  - ◆ 格納容器 電気配線貫通部
  - ◆ 燃料取替機
  - ◆ 残留熱除去系配管

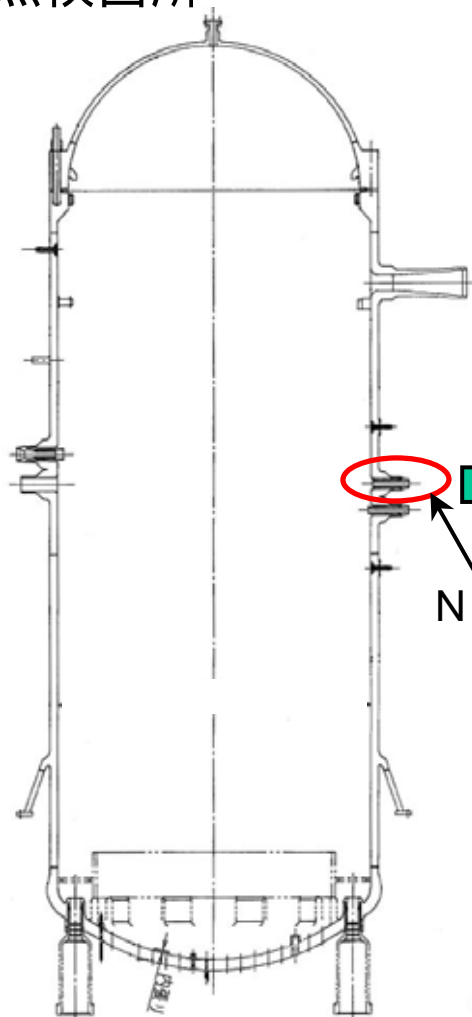
## NISA指示文書

「柏崎刈羽原子力発電所7号機の設備健全性に係わる追加的な検討の指示について」抜粋  
2. 追加点検等

(1) 地震応答解析の結果、比較的裕度が小さかったと評価される設備、具体的には低圧注水ノズル（N6）、原子炉格納容器の電気配線貫通部、原子炉再循環ポンプモーターケーシング、燃料取替機及び残留熱除去系配管について、健全性を確認するため、非破壊検査等の追加点検を行うこと

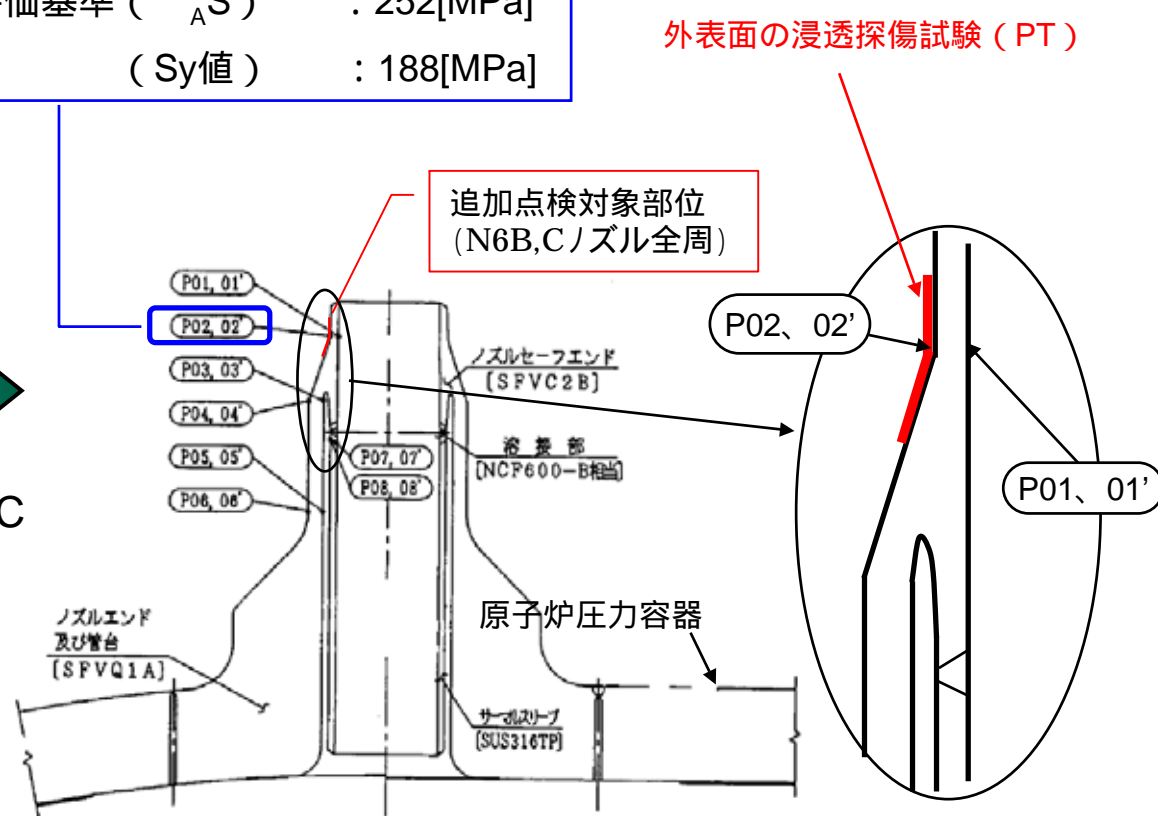
# 低圧注水ノズル ( N6B,C )

## ■点検箇所



原子炉圧力容器 外観図

- 発生応力 (膜 + 曲げ) : 177[MPa]
- 評価基準 (  $\sigma_A S$  ) : 252[MPa]
- (  $S_y$  値 ) : 188[MPa]



- 地震応答解析の結果、評価基準値に対して裕度が小さいと評価された箇所は、ノズルセーフエンドの立ち上がり部 (外表面の形状変化部、上図のP02点) である。

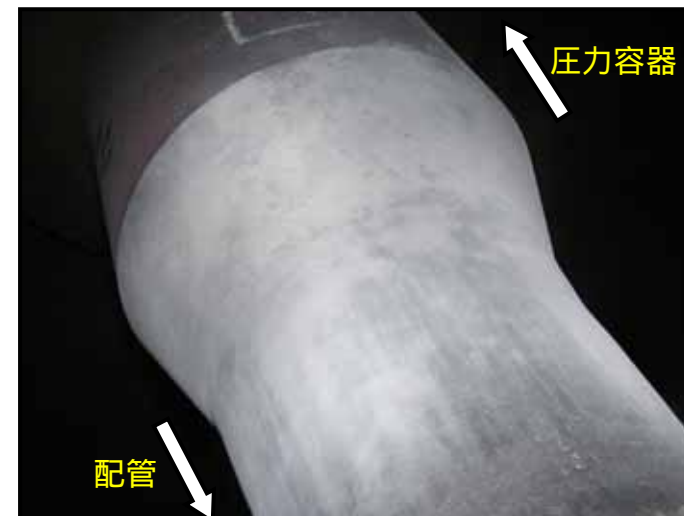
# 低圧注水ノズル（N6B,C）

## ■点検方法

- 局所的な応力集中による異常の確認であることから外表面の浸透探傷試験（PT）を実施。
- 当該部の点検として、超音波探傷検査（UT）、硬さ測定、音速比法等についても検討したが、高線量区域(雰囲気線量約 4 mSv/h)での作業となることを勘案し、浸透探傷試験（PT）を選定した。

## ■点検結果

表面に傷、割れを示す指示模様は確認されず、異常なかった。

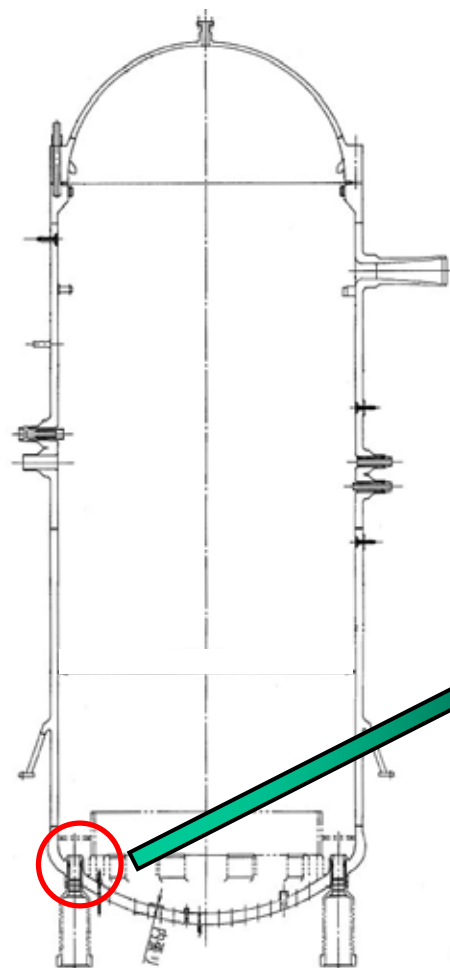


N6C 浸透探傷試験状況

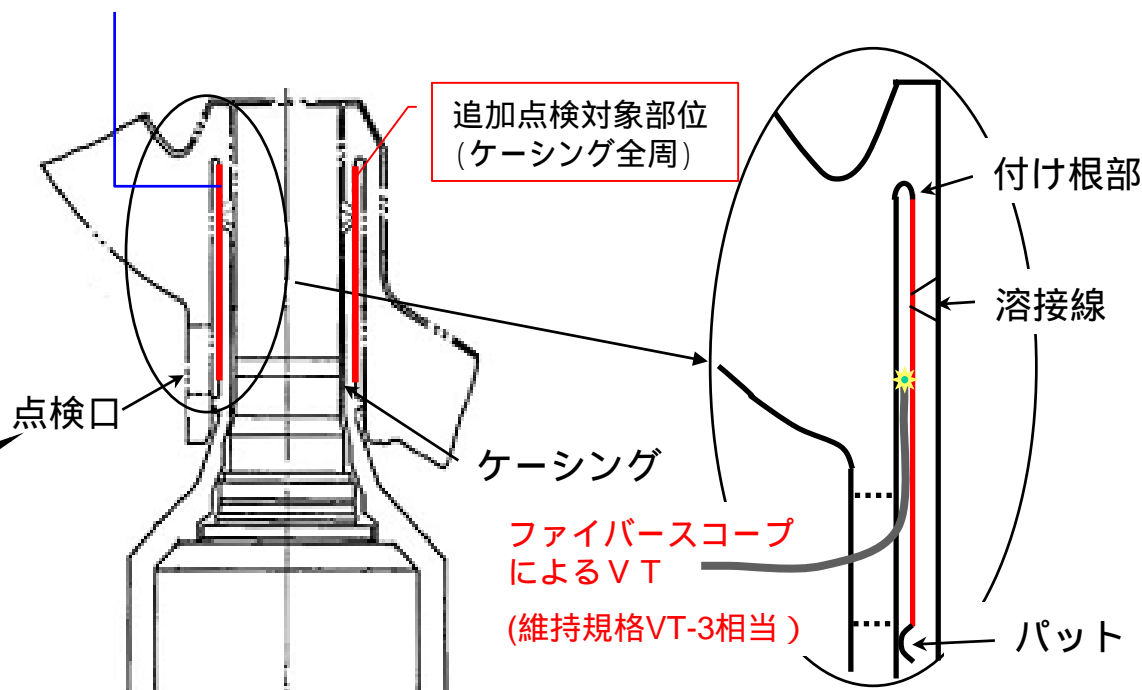
# 原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング

## ■点検箇所

- 発生応力（軸圧縮）：105[MPa]
- 評価基準（ $\sigma_A$ S）：123[MPa]  
（ $S_y$ 値）：303[MPa]



原子炉圧力容器 外観図



- 地震応答解析の結果、評価基準値に対して裕度が小さいと評価された箇所は、ケーシング部である。

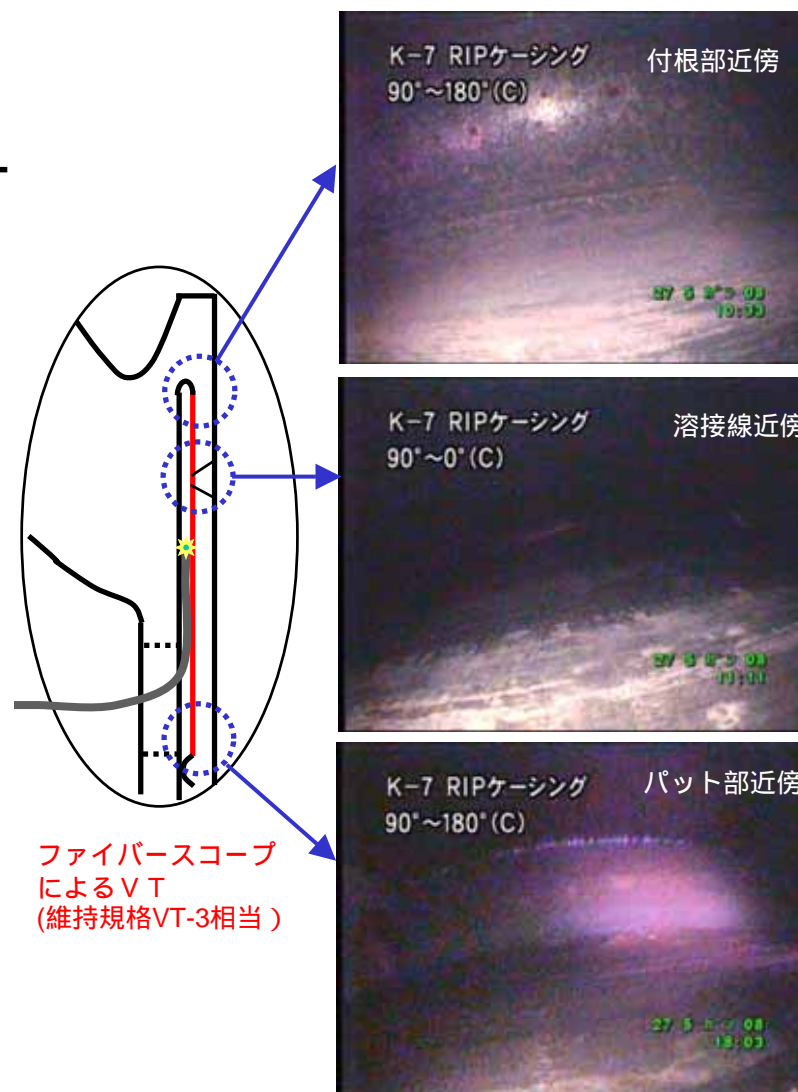
# 原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシング

## ■点検方法

- 当該部には軸圧縮力が発生することから、座屈による変形を想定し、ファイバースコープによる目視点検(維持規格VT-3相当)を実施。
- 溶接線近傍までの範囲については超音波探傷試験も実施可能であるが、特に軸圧縮力の影響が大きいと考えられるケーシング付け根周辺の探傷が不可能であることから、VTを選定した。
- また、ケーシング10台とも地震応答解析の結果が同一であることから、雰囲気線量、現場作業性等を考慮し、代表2台(C,F号機)を対象とし、ケーシング全周のVTを実施した。

## ■点検結果

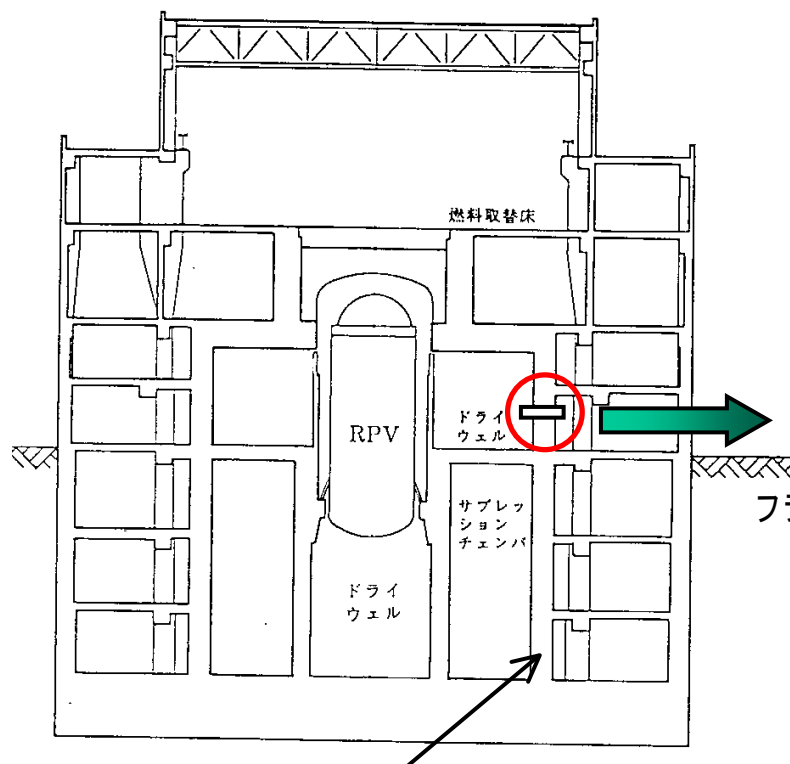
表面に強度に影響を及ぼすような傷、割れ、変形等は確認されず、異常なかった。



C号機 目視点検状況

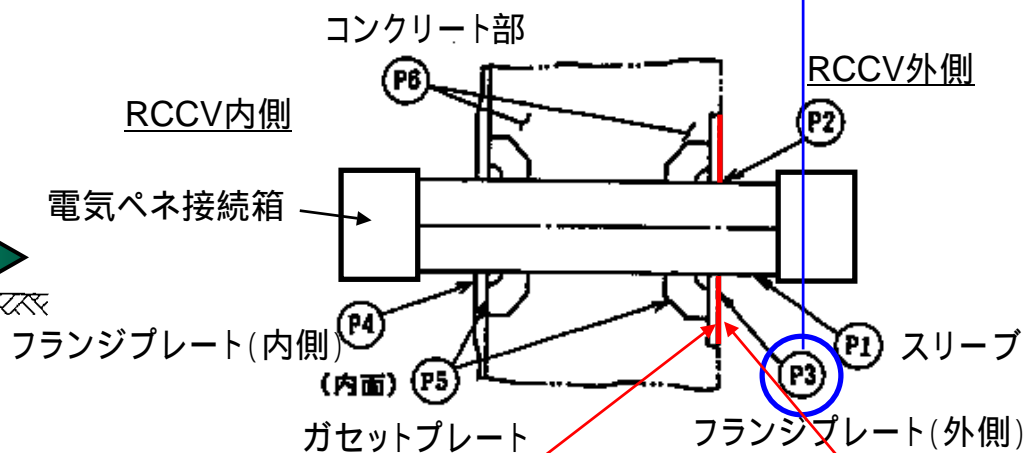
# 原子炉格納容器（RCCV） 電気配線貫通部

## ■点検箇所



原子炉格納容器

- 発生応力（曲げ）：195[MPa]
- 評価基準（ $A_S$ ）：264[MPa]  
（ $S_y$ 値）：230[MPa]



追加点検対象部位  
(X101 ~ X105 計31箇所)

- 詳細な目視点検(維持規格VT-1相当)
- 代表箇所について浸透探傷試験 (PT)

- 地震応答解析の結果、評価基準値に対して裕度が小さいと評価された箇所は、RCCV外のフランジプレート部（上図のP3部）である。

# 原子炉格納容器（RCCV） 電気配線貫通部

## ■点検方法

- 当該部に発生した応力は、曲げ応力であることからフランジプレート部の変形を想定し、詳細な目視点検(維持規格VT-1相当)を実施。
- また、エレベーション、現場作業性等を考慮し、代表箇所(計6箇所)について追加的に浸透探傷試験 (PT)を実施した。

## ■点検結果

- 詳細な目視点検の結果、表面に強度に影響を及ぼすような傷、割れ、変形等は確認されず、異常なかった。
- 代表箇所の溶接部に対して浸透探傷試験(PT)を行った結果、外表面に傷、割れを示す指示模様は確認されず、異常なかった。

浸透探傷試験(PT)実施部位



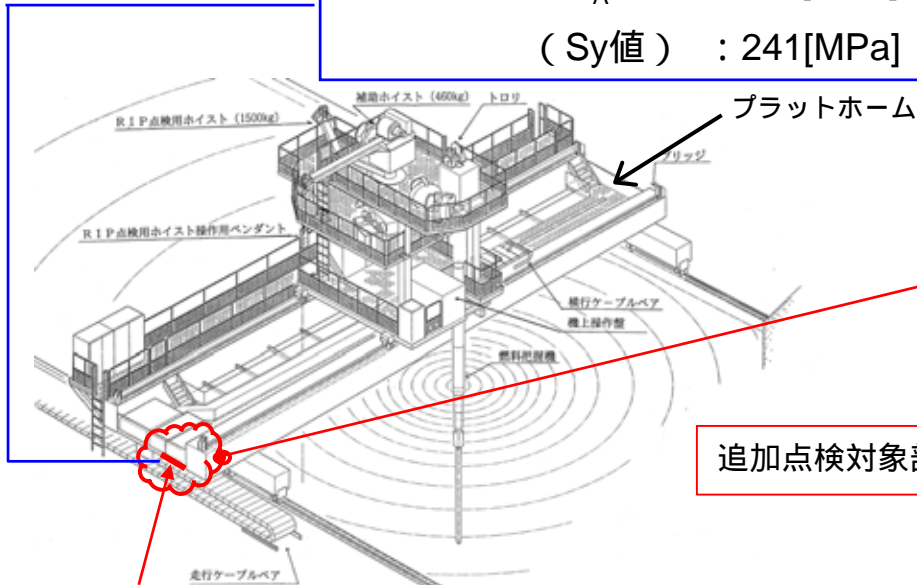
浸透探傷試験状況



# 燃料取替機

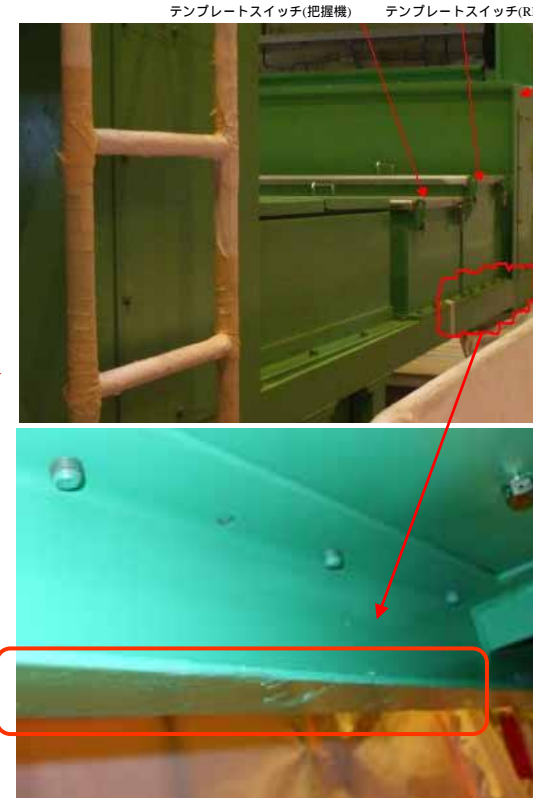
## ■点検箇所

- 発生応力（組合せ）：204[MPa]
- 評価基準（ $A^S$ ）：241[MPa]
- （Sy値）：241[MPa]



詳細な目視点検(維持規格VT-1相当)

追加点検対象部位



燃料交換機プラットフォーム下部

## ■点検方法

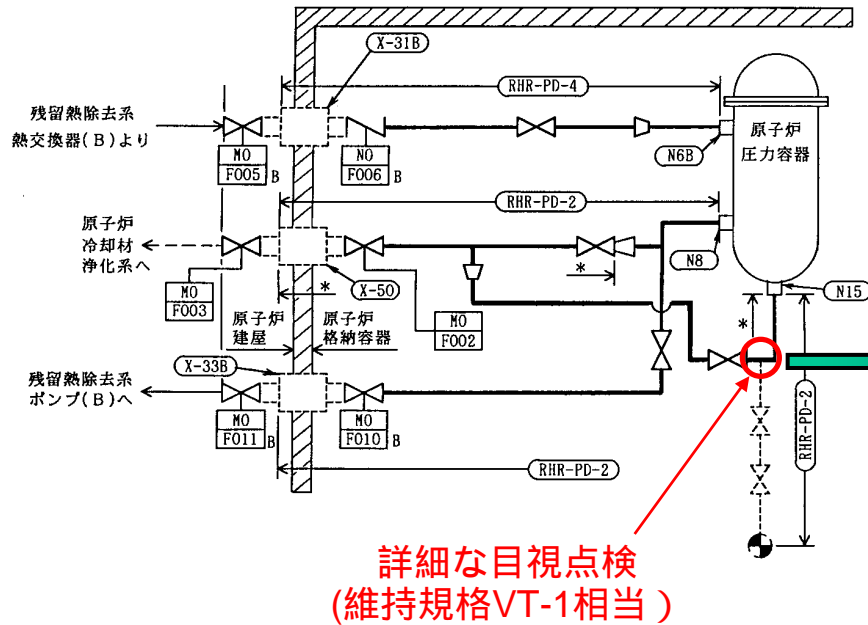
地震応答解析の結果、評価基準値に対して裕度が小さいと評価された箇所は、プラットフォームの梁の部位である。また、当該部に発生した応力は、曲げ応力であることから、プラットフォーム梁の変形を想定し、詳細な目視点検(維持規格VT-1相当)を実施した。

## ■点検結果

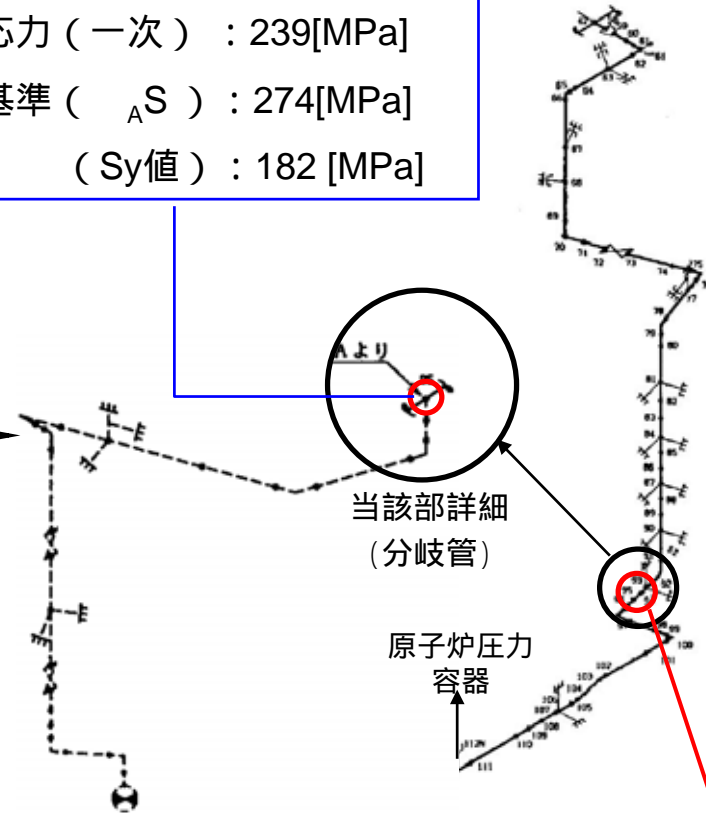
表面に強度に影響を及ぼすような傷、割れ、変形等は確認されず、異常なかった。

# 残留熱除去系配管

## ■点検箇所



- 発生応力(一次) : 239[MPa]
- 評価基準 (  $A_S$  ) : 274[MPa]  
( $S_y$ 値) : 182 [MPa]



- 地震応答解析の結果、評価基準値に対して裕度が小さいと評価された箇所は、配管分岐管の部位である。

# 残留熱除去系配管

## ■点検方法

- 当該部に発生した応力は曲げ応力であることから、配管の変形を想定し、**詳細な目視点検(維持規格VT-1相当)**を実施。
- 当該部の点検として、浸透探傷試験(PT)、超音波探傷試験(UT)、硬さ測定等についても検討したが、高線量区域(雰囲気線量約6 mSv/h)での作業となることを勘案し、配管保温を取り外した状態での詳細な目視点検を選定した。

## ■点検結果

表面に強度に影響を及ぼすような傷、割れ、変形等は確認されず、異常なかった。なお、通常運転圧力による漏えい確認は別途実施予定。



分岐管継手部 目視点検状況

## 目視試験 V T - 1、2、3 の主な相違点

- V T - 1  
機器表面の磨耗、き裂、腐食、浸食等の強度に影響を与える異常を検出するために行う試験。(眼から被験面までの距離は6 0 0 mm以下)
- V T - 2  
系の漏えい試験の場合に、耐圧機器からの漏えいを検出するための試験。(眼から被験面までの距離は1 8 0 0 mm以内)
- V T - 3  
機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締付部の緩み、部品の破損、脱落および機器表面における異常の検出するために行う試験。(眼から被験面までの距離は1 2 0 0 mm以内) (直接目視試験の場合)  
遠隔目視点検にて、炉内構造物について過度の変形、心合わせ不良、傾き、部品の破損および脱落を検出するために行う試験を含む。
- M V T - 1  
炉内構造物の表面について、磨耗、き裂、腐食、浸食等の異常を検出するために行う遠隔目視試験。(水中カメラ等のキャリブレーションが必要)

(発電用原子力設備規格 維持規格 2 0 0 4 年版より抜粋)

R C C V 電気配線貫通部、燃料取替機については、機器表面の変形、塗装割れの有無を確認する表面検査を行うため、これらを参考に V T - 1 相当による目視点検を実施。

# 硬さ測定結果について



東京電力

---

# はじめに：地震により発生が想定される損傷モード

損傷モード	検出・評価の方法
延性破断	目視点検
塑性崩壊	目視点検
座屈	目視点検
過大な変形	目視点検
<b>疲労</b> 塑性ひずみが疲労寿命に及ぼす影響	・地震応答解析結果による累積損傷評価 ・予ひずみを付与した材料の疲労試験

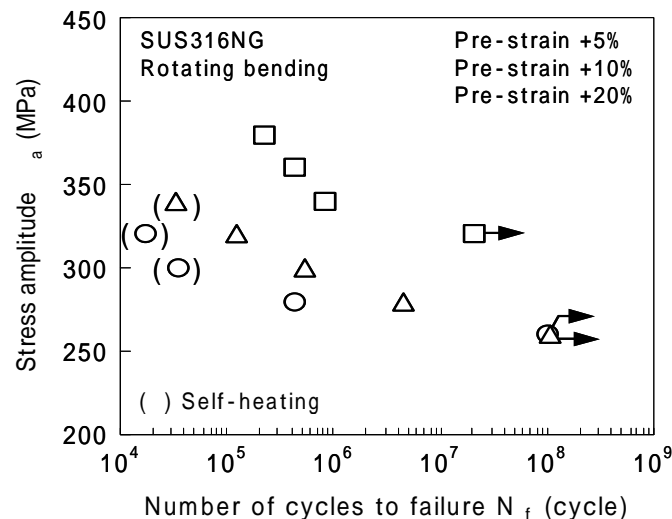
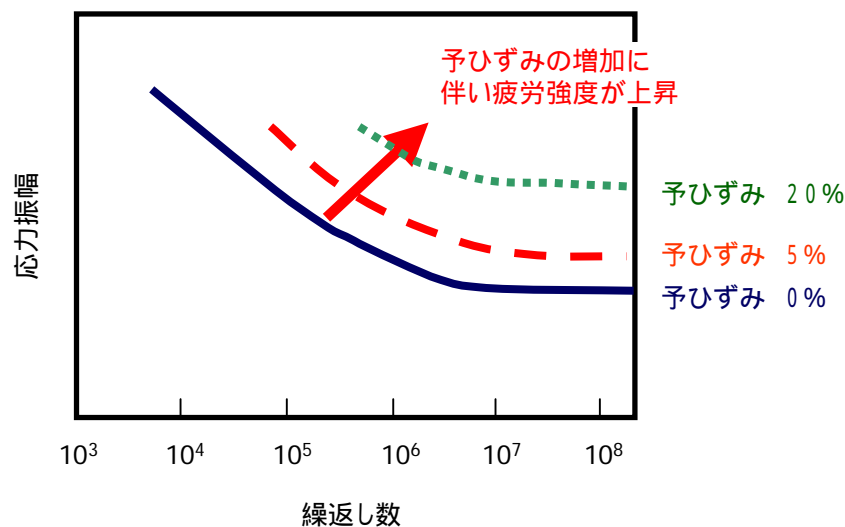
# はじめに：予ひずみ材の疲労強度に対する知見

## ■荷重履歴の効果

変動荷重を受ける部材の疲労強度は荷重の順序（履歴）の影響を受ける場合があるため、地震荷重（予ひずみ）が機器部材の疲労強度におよぼす影響を調査した。

## ■高サイクル疲労

オーステナイト系ステンレス鋼のように顕著なひずみ硬化を示す材料は、予ひずみにより疲労強度は増加するので、現行設計疲労曲線を用いた累積損傷評価は保守的な評価となる。



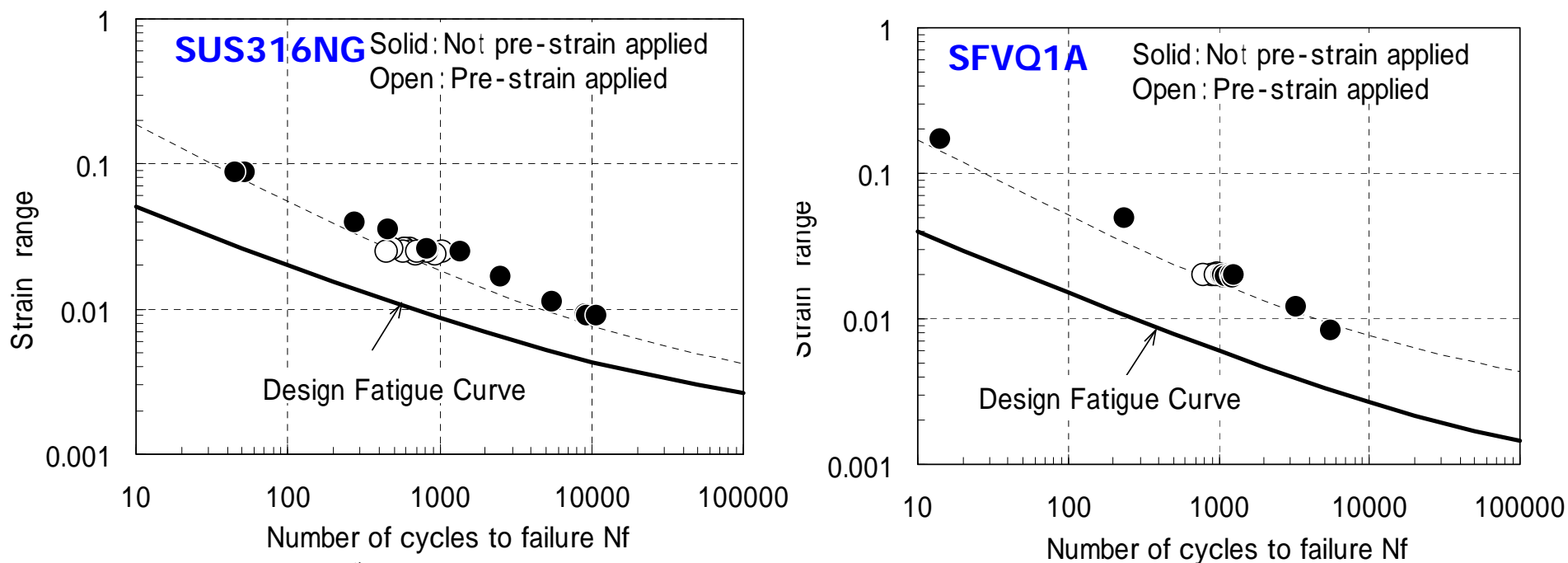
\*：小川ら、H19年度日本高圧力技術協会秋季講演会

予ひずみ材の高サイクル疲労強度(左：イメージ，右：実測)

# はじめに：予ひずみを受けた材料の低サイクル疲労強度試験結果

## ■低サイクル疲労

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、材料特性に影響を与えない塑性ひずみ量を確認した。



予ひずみサイクル付与材の疲労試験結果の例(  $\epsilon_{pre}=16\%$  )

- 予ひずみが付与された場合でも、上記材料の疲労強度は設計疲労曲線に対して余裕を有しており、現行設計疲労曲線を用いた累積損傷評価（UF）結果は保守性を有する
- 8%までの塑性ひずみ量は、材料特性に有意な影響を与えないことを確認した。



# はじめに：塑性ひずみ検出手法

		フェライト鋼 (炭素鋼、低合金鋼)	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			-
バルク超音波法			

：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

# 硬さ測定的位置付け

## 地震による塑性ひずみ発生の確認

- 日本原子力技術協会（JANTI）では「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」を設置し、重要機器に地震により微小な塑性変形が発生していない事を確認するための方法について検討を実施

### 実機での塑性ひずみ検出の問題点

- ◆ 構造物は、製造時に曲げ・溶接等により加工が施されている。
- ◆ 地震前の初期値が不明のため、製造時の影響か判断が難しい。

### 材料特性に影響を与えない塑性ひずみ量

- ◆ 予ひずみ付疲労試験の結果などから、8%までの塑性ひずみは、材料特性に有意な影響を与えない事を確認

- 同委員会では、材料特性に影響を与えない程度（数%～8%）の塑性ひずみを検出する方法として、解析結果で地震の影響が大きかった場所と小さかった場所の硬さを比較する方法を提案。

同委員会の提案を受け、東京電力において、地震応答解析の結果で許容応力を下回る箇所に対しても有意な塑性ひずみが生じていない事を念のために確認するために、**予め計画する追加点検の一部として硬さ測定を実施**

# 実施方法

---

## ■ 測定前準備

- 表面状態の影響を排除するため、対象箇所の研磨を # 4 0 0 まで実施。

## ■ 硬さ測定

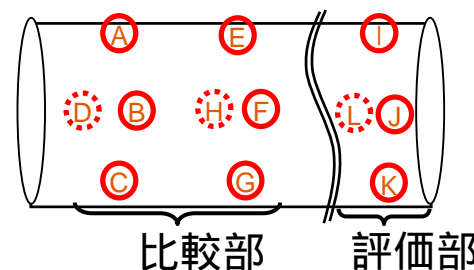
- ポータブルビッカース硬さ計（50N（5kgf））にて測定を行う。
- 測定点数は1箇所あたり、40点とし、40点の平均値を測定値とした。

## ■ 評価

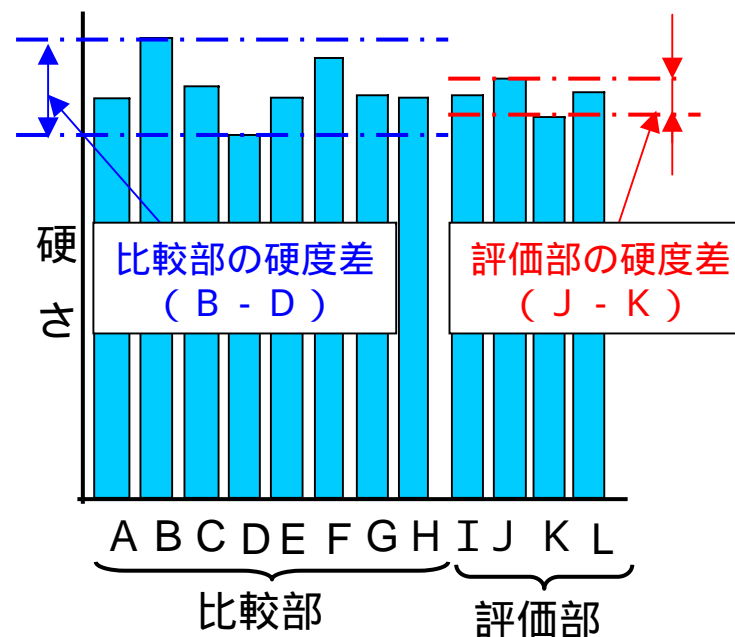
- 評価部と比較部の硬さを比較し、以下の可能性を考慮し総合評価を実施
  - ◆ 測定結果のばらつきの可能性
  - ◆ 製造履歴の影響の可能性
  - ◆ 材料の不均一性の可能性                    等
- 各材料の硬さと塑性ひずみの相関から強度への影響を評価

# 評価方法（用語の定義）

用語	意味
測定部位	ティー、サポート部等、硬さ測定を行う部位
測定箇所	硬さ測定部位内の測定場所 図中のA,B, ...L
評価部	地震応答解析の結果、裕度が少なかった硬さ測定部位
比較部	地震応答解析の結果、評価部より裕度が大きかった硬さ測定部位
硬さ	各測定箇所内での硬さ測定値の平均値 (40点の平均値)
硬度差	評価部、比較部内での平均値の最大と最小の差

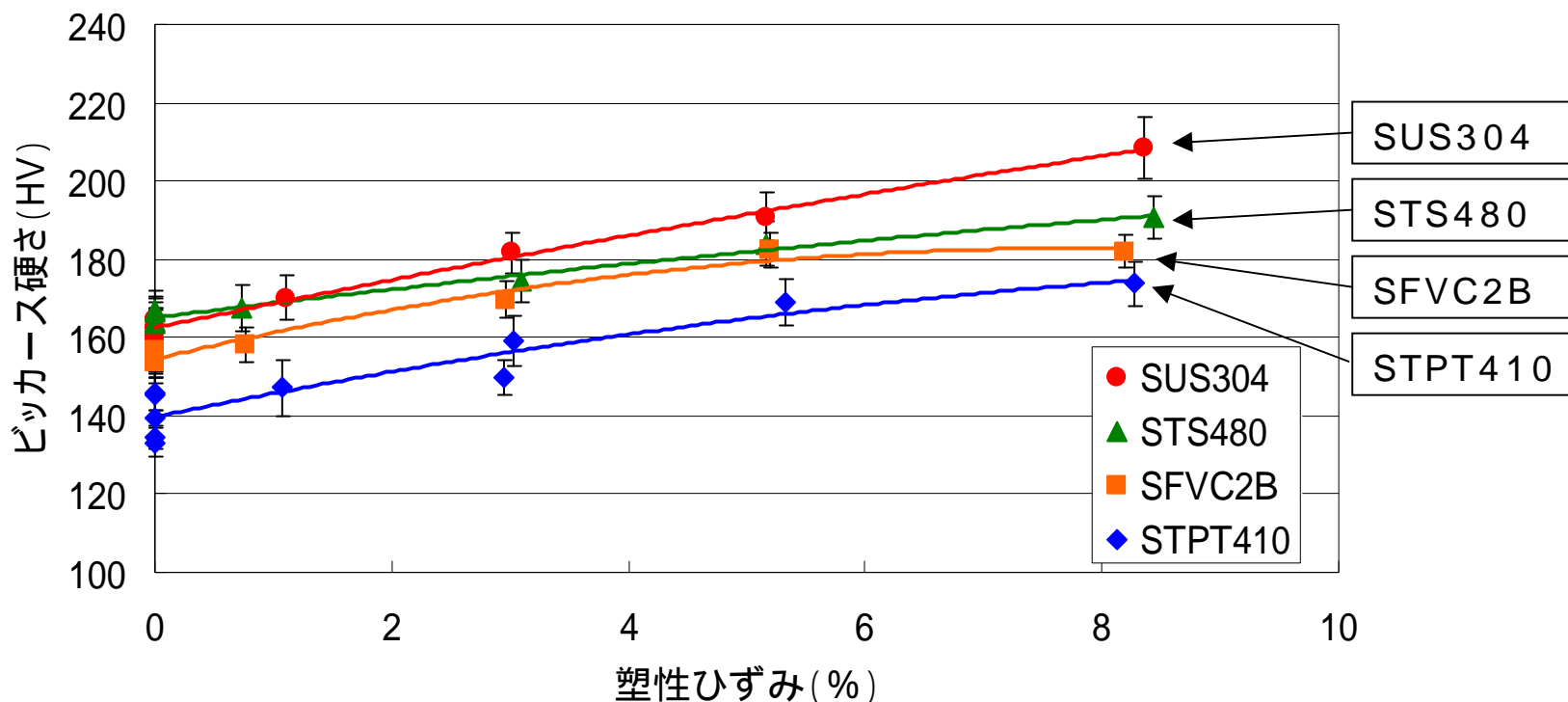


○ 各測定箇所  
(1箇所あたりの測定点数：40点)



# 各材料の硬さと塑性ひずみの相関

- 材料により加工硬化の割合が異なるため、測定に先立ち、ラボ試験にて各材料の硬さと塑性ひずみの相関を確認（下図）。



- 上記相関から、地震により材料特性に影響を与えるような塑性ひずみが発生したか否かを判断。

# 実施場所

- 現場調査の結果、線量等作業環境、及び製造履歴の影響<sup>1</sup>を考慮し、柏崎刈羽原子力発電所7号機では以下の系統で実施
  - 1：高周波誘導加熱+曲げ等

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	裕度最小点、比較部	直管部
非常用ガス処理系	炭素鋼	製造履歴の影響が少なく裕度が少ない点、比較部	直管部
原子炉隔離時冷却系	炭素鋼	裕度最小点、比較部	直管部
主蒸気系	炭素鋼	製造履歴の影響が少なく裕度が少ない点、比較部	ティー

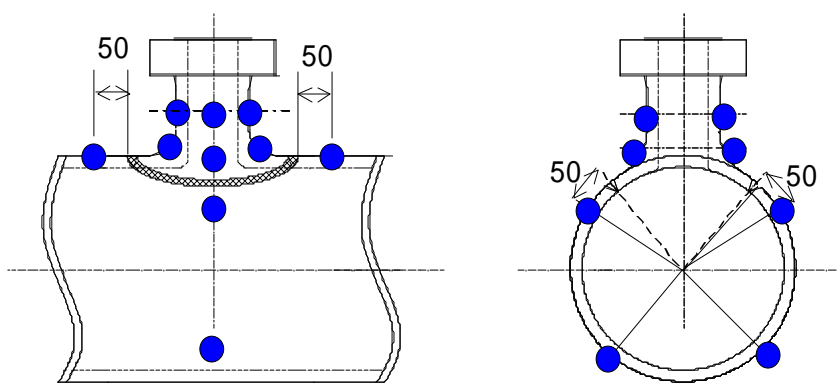
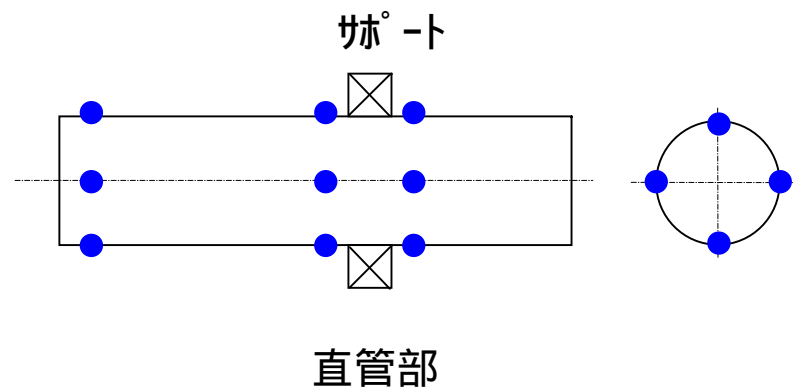
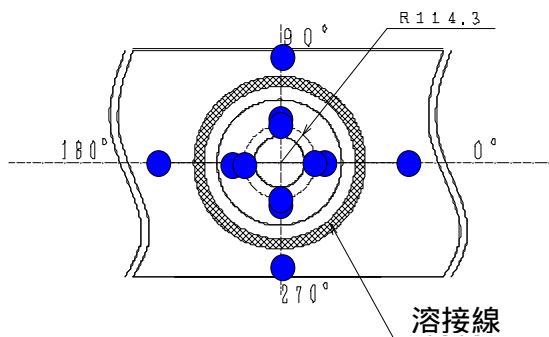
2：裕度の順位は、同一系統内で順位



# 実施場所

## ■ 測定場所

- ティー部及び直管部の測定位置は下記の通りとする。
- 解析上，地震荷重による応力が高い部位と低い部位を測定・比較し，両者に有意な差があるか否かを確認。



ティー部

# 測定結果（ほう酸水注入系配管）

評価対象部  
(材質：SUS304)

一次応力 (MPa)	45	59	73	70
許容応力 (MPa)	132	132	132	132
裕度	2.94	2.23	1.81	1.90

●: 評価部  
⊗: 比較部

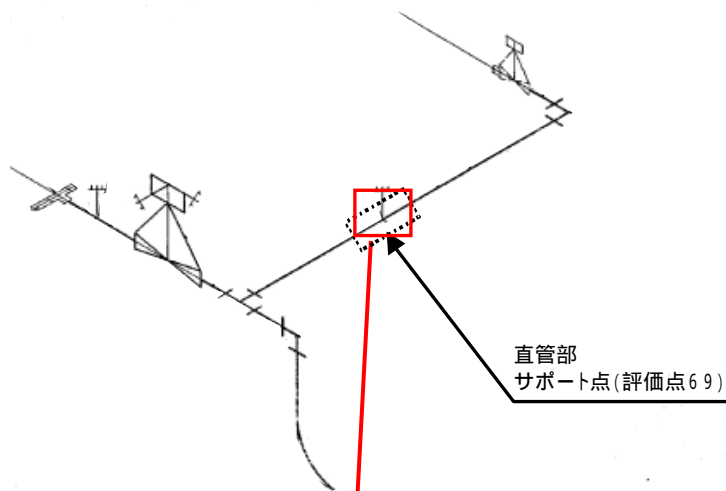


図1 評価対象部

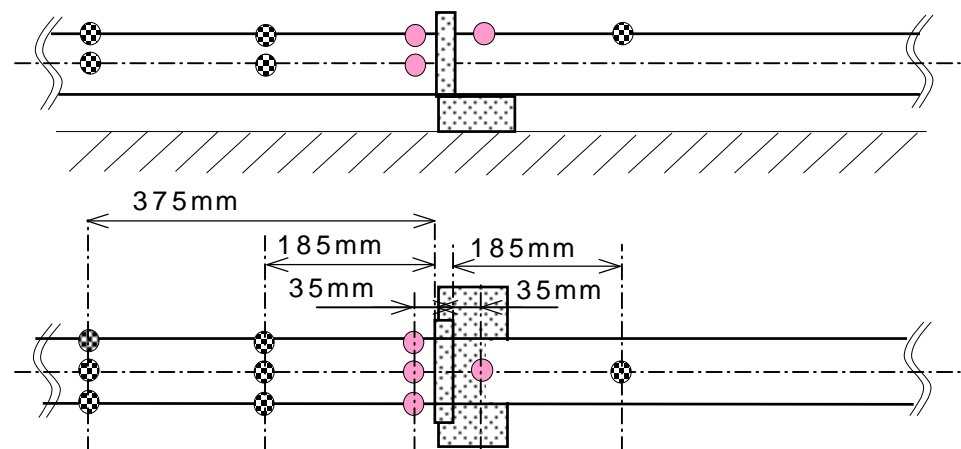


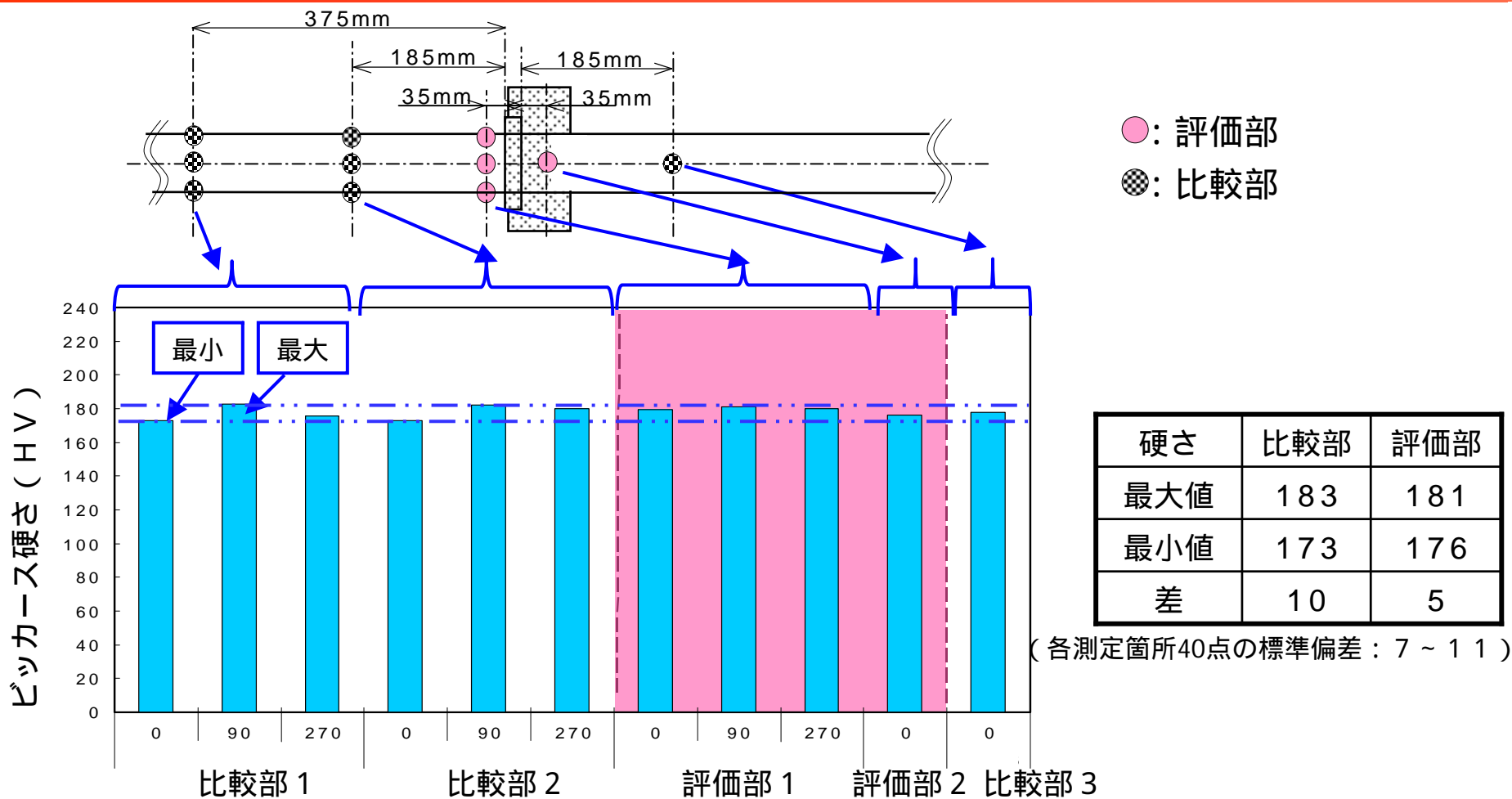
図2 測定箇所



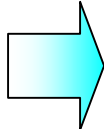
図3 硬さ測定の様子



# 測定結果（ほう酸水注入系配管）



- 評価部の硬さの最大値は、比較部の硬さの最大値より小さい。
- 評価部の硬度差は、比較部の硬度差より小さい。



評価部の硬さの最大値及び硬度差は比較部より小さく、地震による有意な塑性ひずみはないと考えられる。

# 測定結果（非常用ガス処理系配管）

評価対象部  
 (材質：STPT410)

一次応力 (MPa)	13	24	30	27
許容応力 (MPa)	214	214	214	214
裕度	15.86	8.81	7.13	8.05

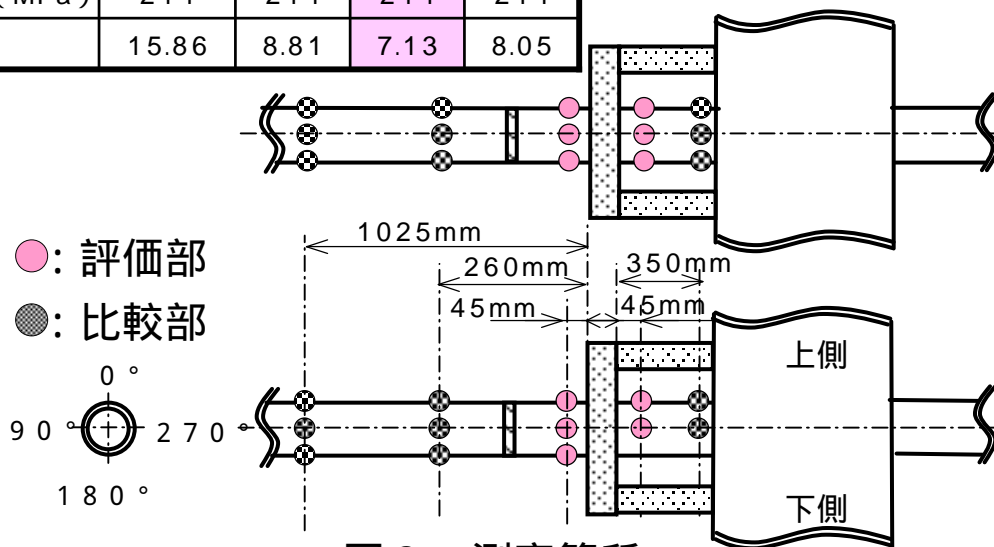
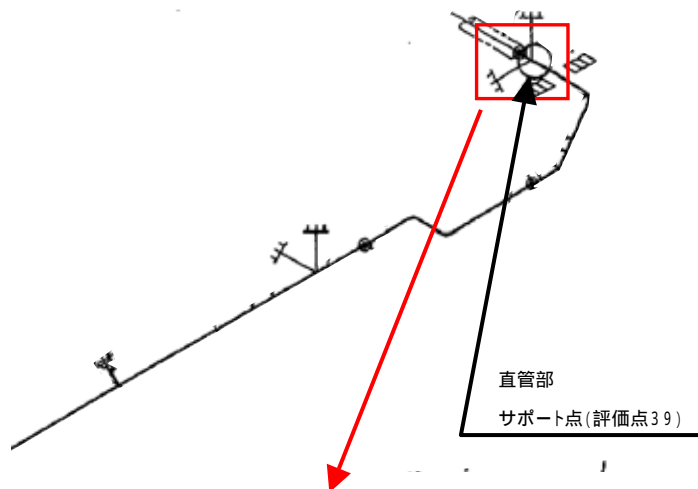


図2 測定箇所

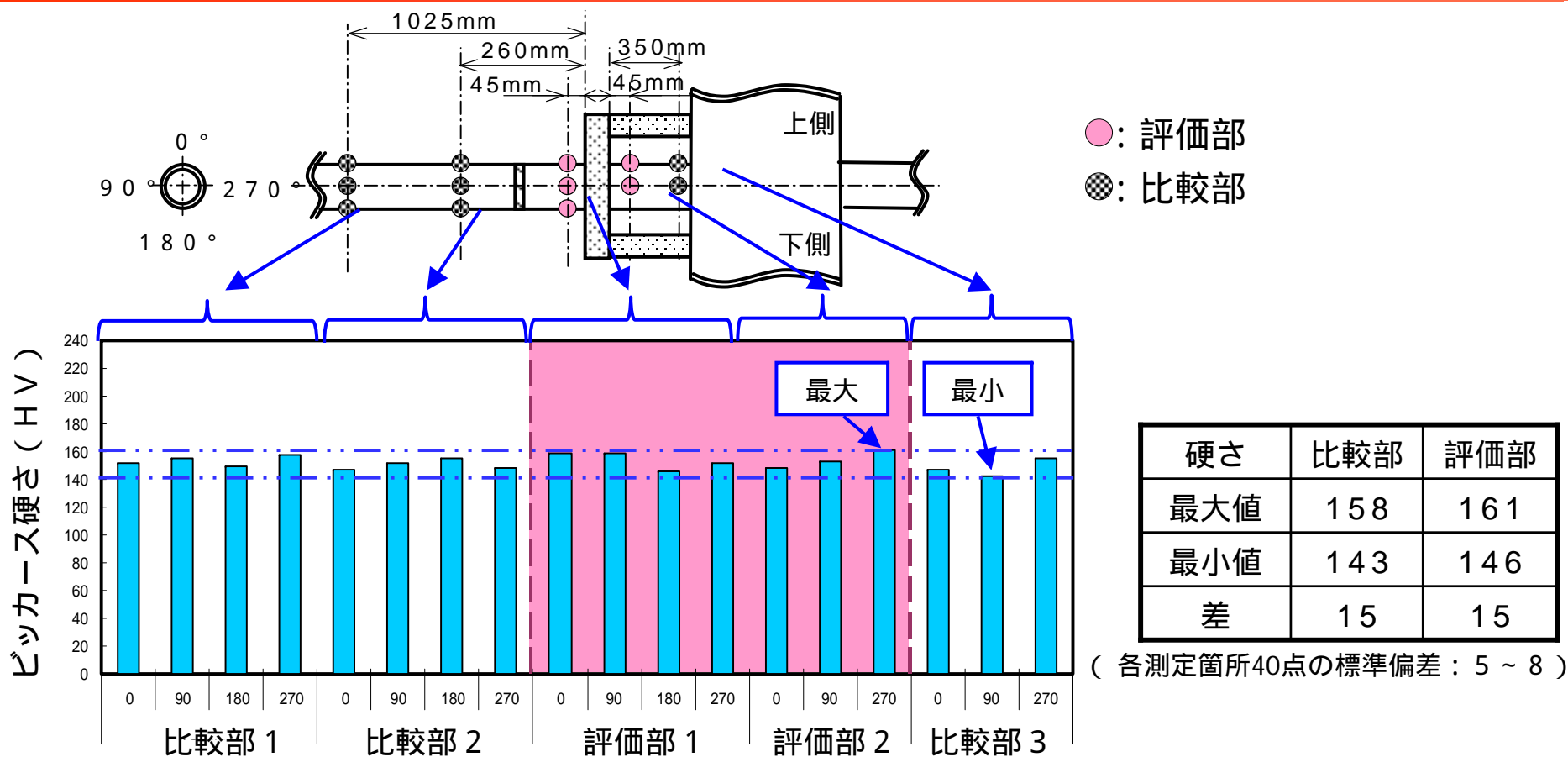


図1 評価対象部



図3 硬さ測定の様子

# 測定結果（非常用ガス処理系配管）



- 評価部の硬さの最大値は、比較部の硬さの最大値より僅かに大きい。
- 評価部の硬度差は、比較部の硬度差と同等。

測定値のばらつきを考慮すると、硬さの最大値は、ほぼ同等であり、また硬度差も同等である。よって、地震による有意な塑性ひずみはないと考えられる。

# 測定結果（原子炉隔離時冷却系配管）

## 評価対象部

（材質：STPT410）

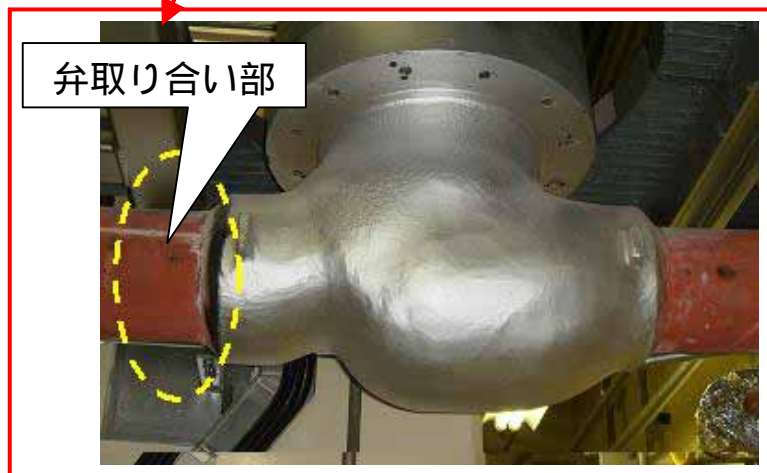
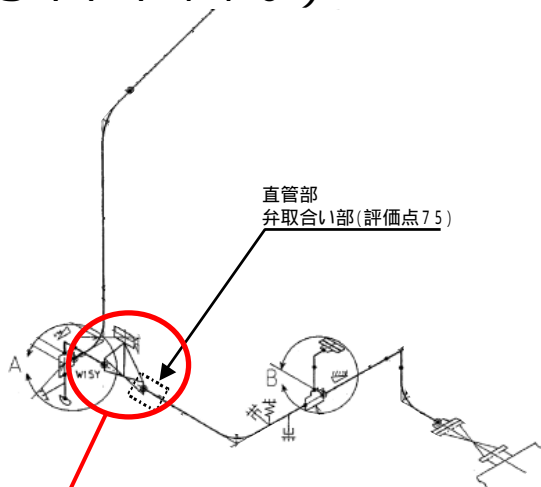


図1 評価対象部

一次応力 (MPa)	50	88	94
許容応力 (MPa)	182	182	182
裕度	3.62	2.08	1.94

●: 評価部  
 ●: 比較部

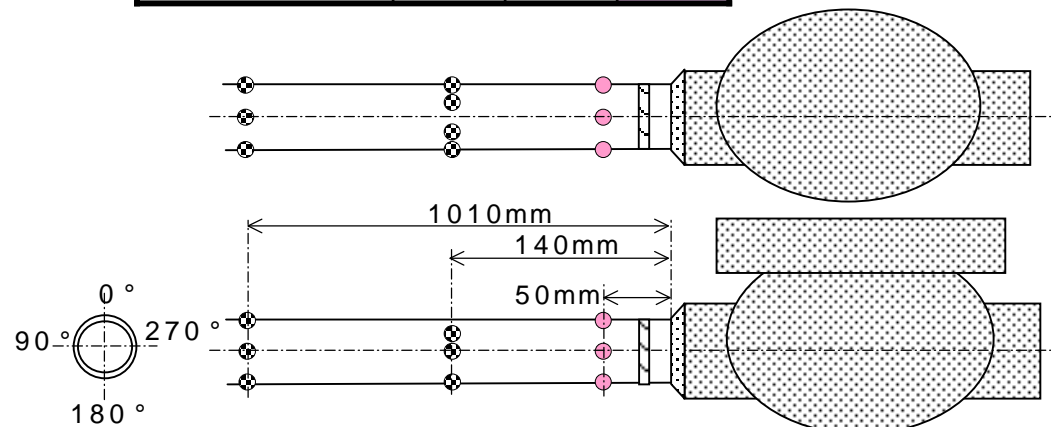
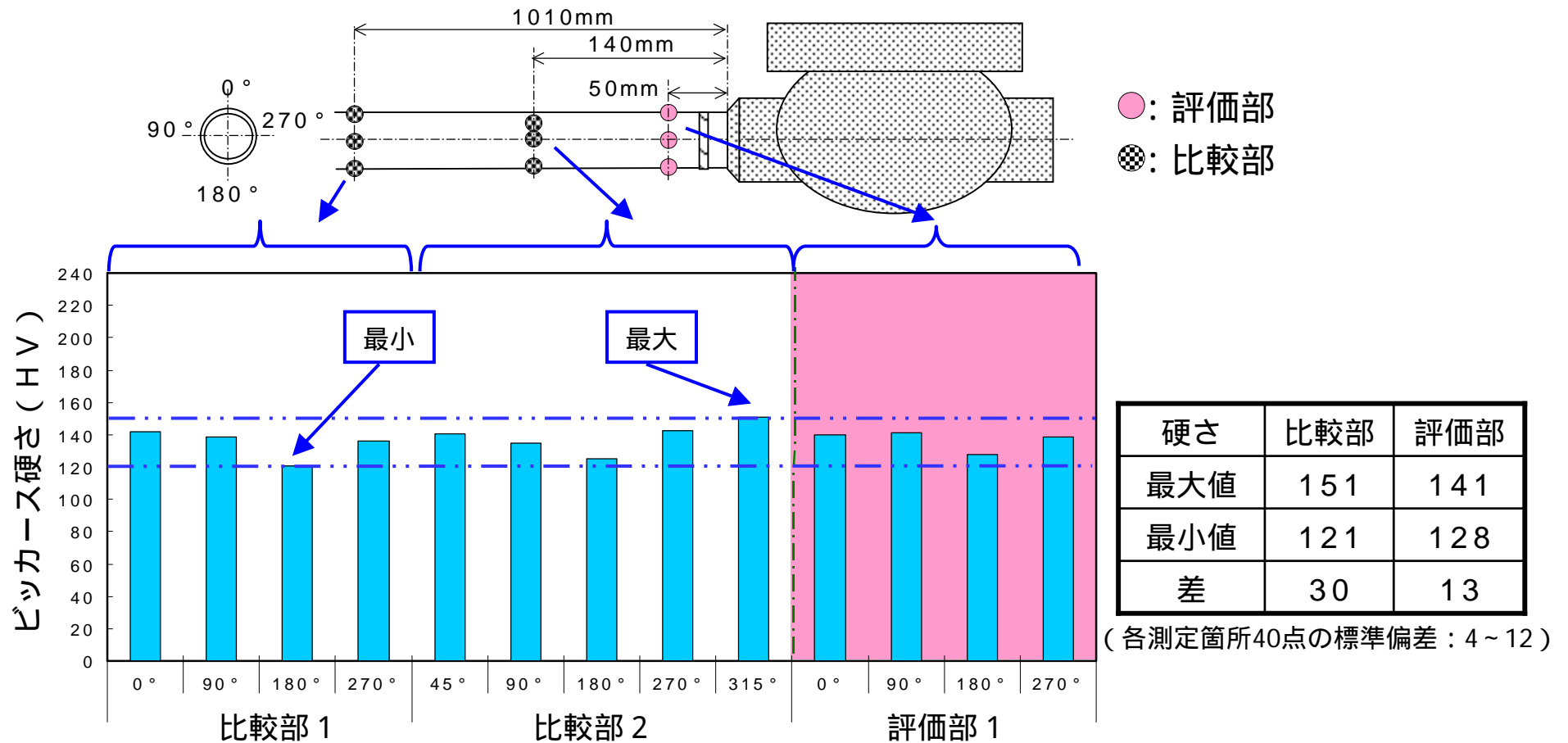


図2 測定箇所



図3 硬さ測定の様子

# 測定結果（原子炉隔離時冷却系配管）

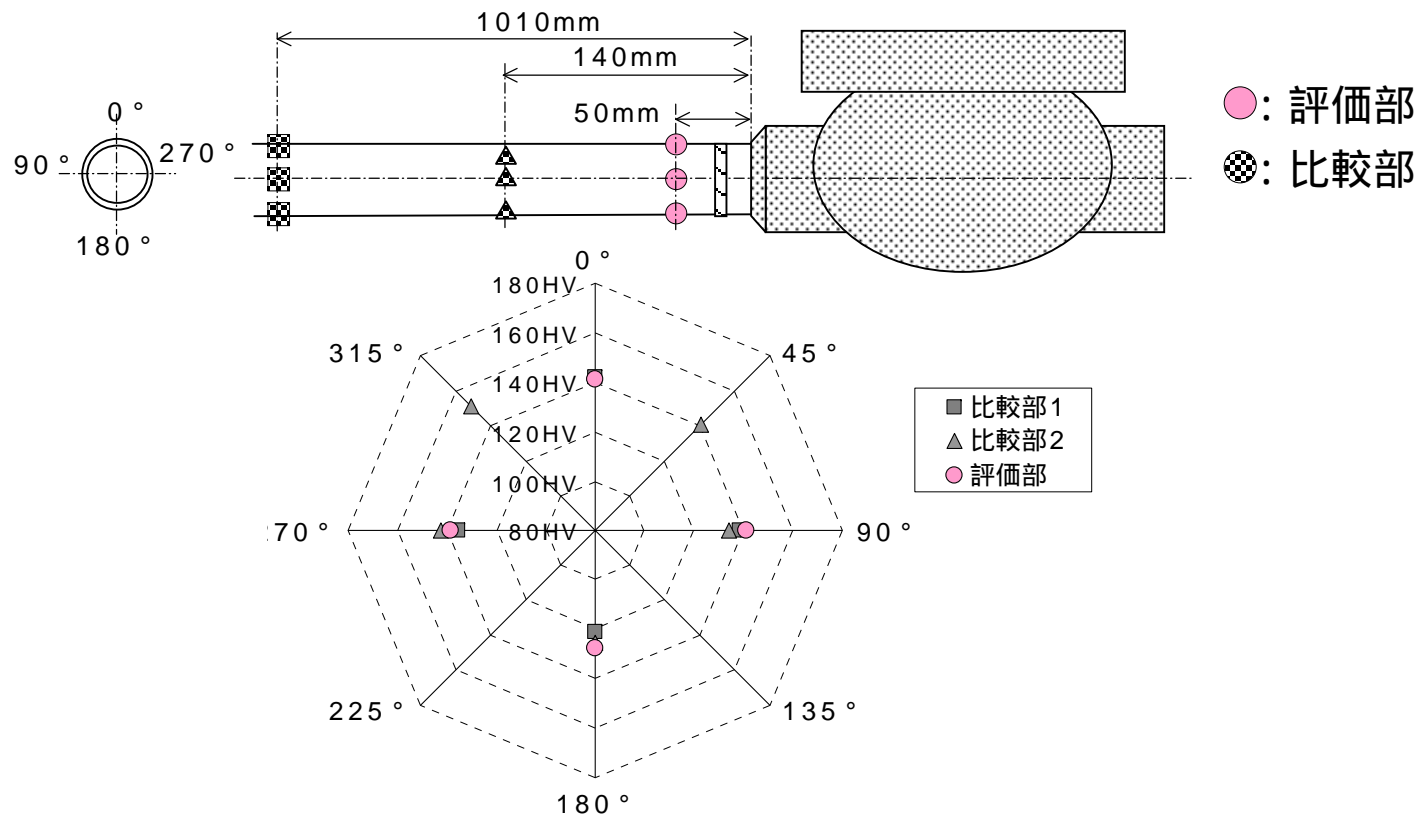


- 評価部の硬さの最大値は、比較部の硬さの最大値より小さい。
- 評価部の硬度差は、比較部の硬度差より小さい。

評価部の硬さの最大値及び硬度差は比較部より小さく、地震による有意な塑性ひずみはないと考えられる。

# 測定結果（原子炉隔離時冷却系配管）

- 比較部において、硬さのばらつきが大きかった事から、硬度差の原因について検討を行った。
- 材料の不均一性の可能性を考慮し、周方向同一角度で測定値の再評価を実施。



周方向同一角度の評価部と比較部の硬度差は少ないことから、配管製造時より、周方向に硬さが分布していた（材料の不均一性）可能性が考えられる。

# 測定結果（主蒸気系配管）

管台部と母管で材料が異なることから、各々で評価を実施した。

（管台材質：SFVC2B、母管材質：STS480）

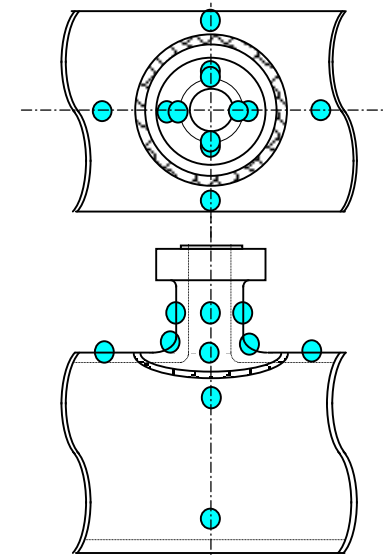
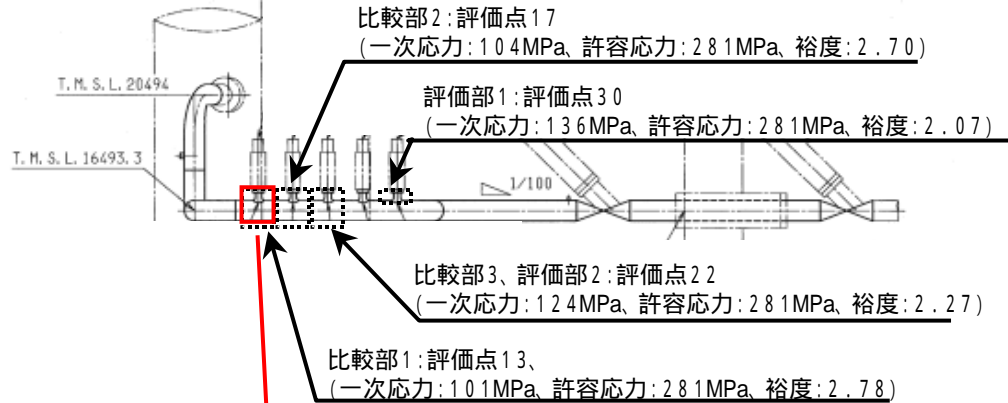


図2 測定箇所



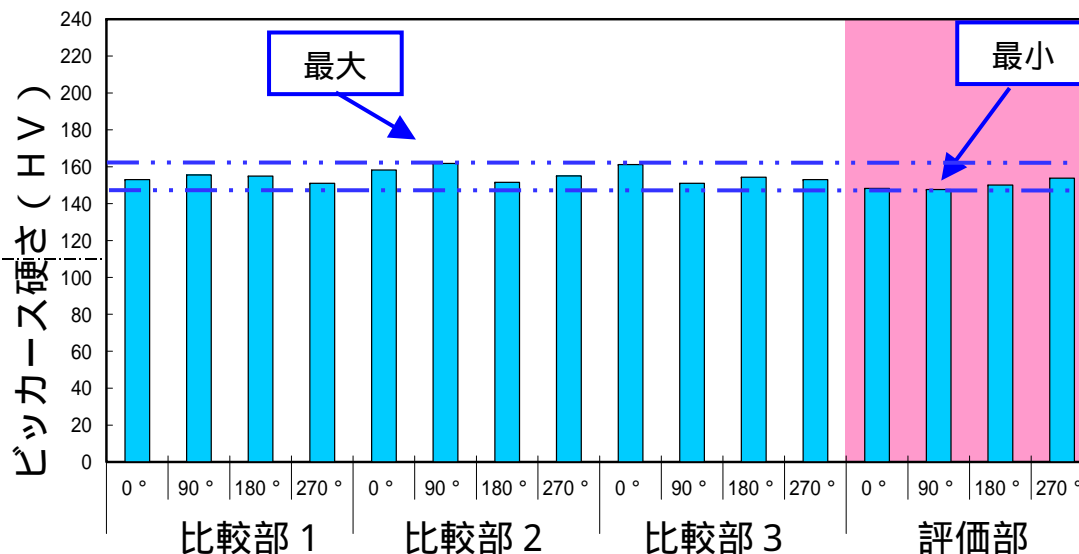
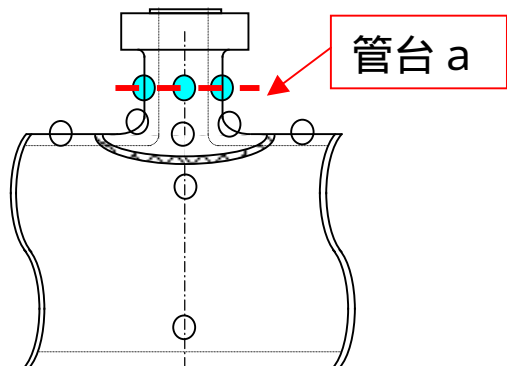
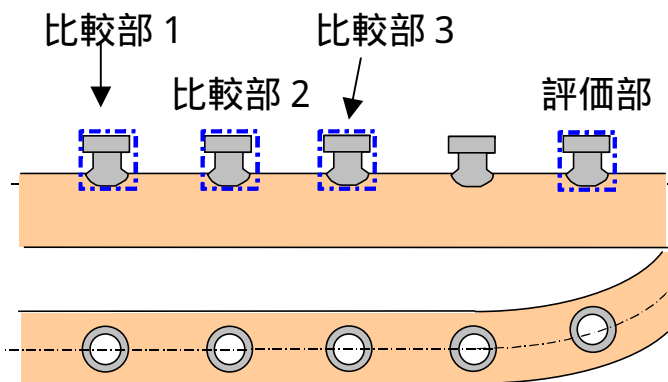
図1 評価対象部



図3 硬さ測定の様子

# 測定結果（主蒸気系配管・管台部）

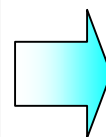
管台部は形状を考慮し、同一位置で評価を実施した。



硬さ	比較部	評価部
最大値	162	154
最小値	151	148
差	11	6

(各測定箇所40点の標準偏差：7～13)

- 評価部の硬さの最大値は、比較部の硬さの最大値より小さい。
- 評価部の硬度差は、比較部の硬度差より小さい。

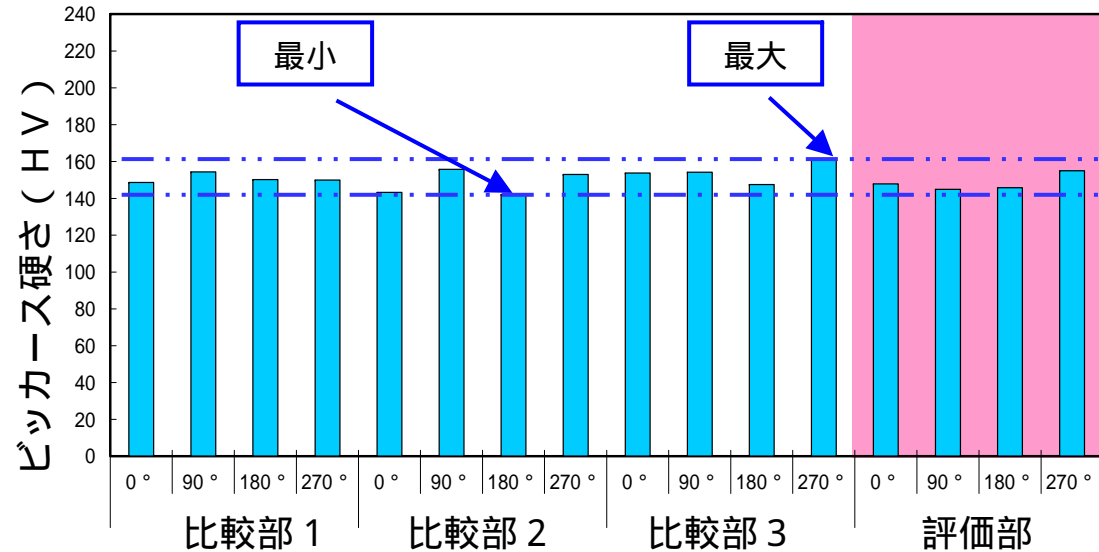
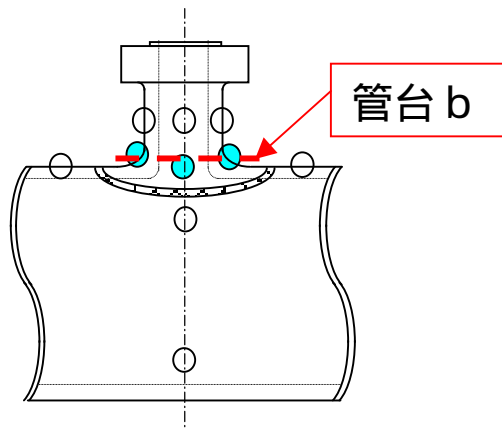
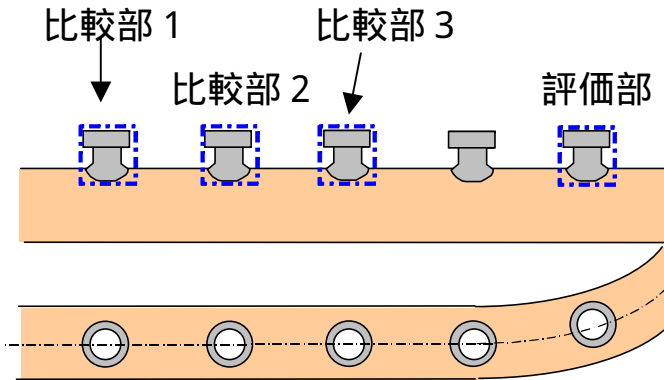


評価部の硬さの最大値及び硬度差は比較部より小さく、地震による有意な塑性ひずみはないと考えられる。



# 測定結果（主蒸気系配管・管台部）

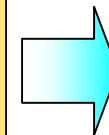
管台部は形状を考慮し、同一位置で評価を実施した。



硬さ	比較部	評価部
最大値	161	155
最小値	142	145
差	19	10

(各測定箇所40点の標準偏差：5～12)

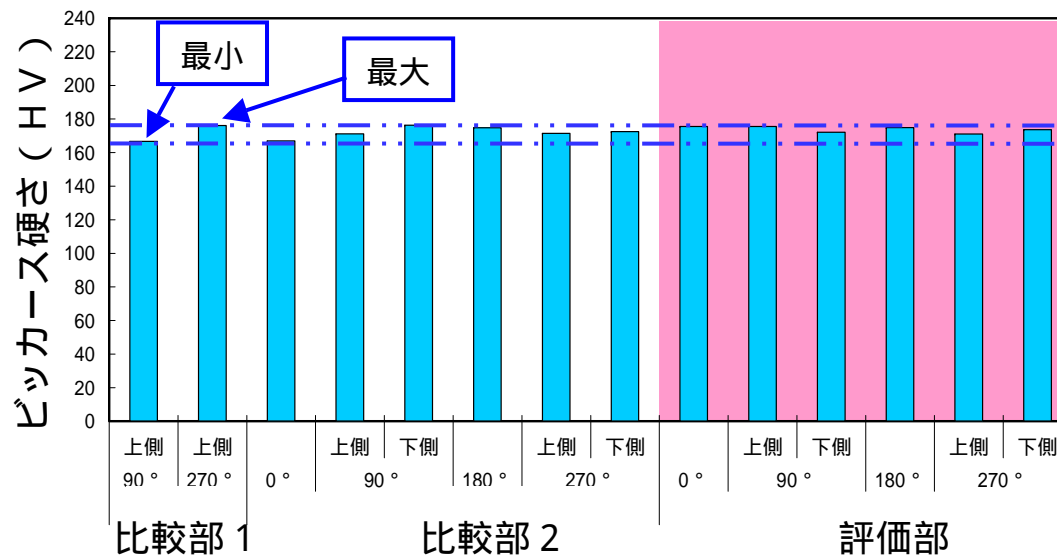
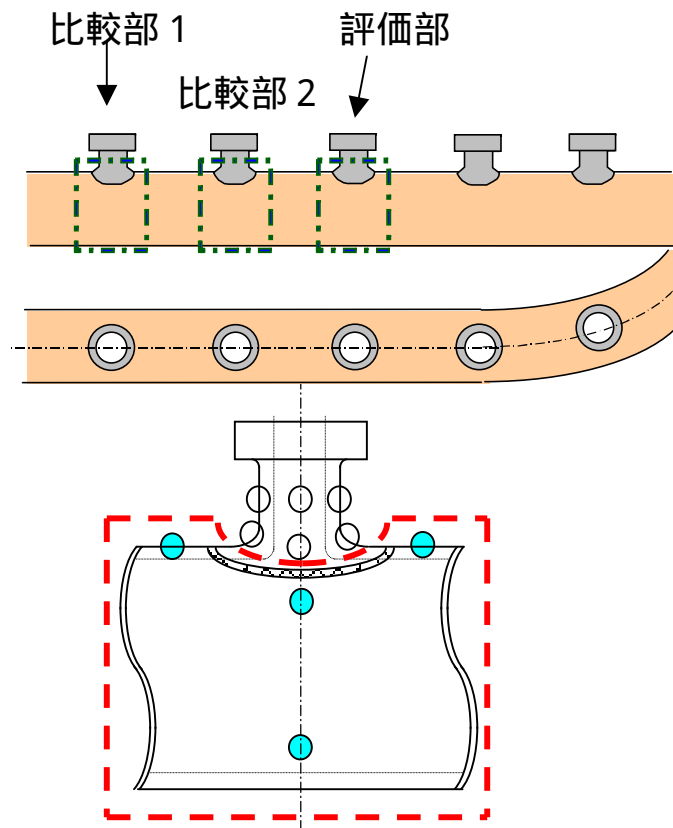
- 評価部の硬さの最大値は、比較部の硬さの最大値より小さい。
- 評価部の硬度差は、比較部の硬度差より小さい。



評価部の硬さの最大値及び硬度差は比較部より小さく、地震による有意な塑性ひずみはないと考えられる。

# 測定結果（主蒸気系配管・母管）

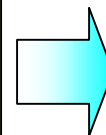
管台部と母管で材料が異なることから、各々で評価を実施した。



硬さ	比較部	評価部
最大値	176	176
最小値	167	171
差	9	5

(各測定箇所の標準偏差：3～10)

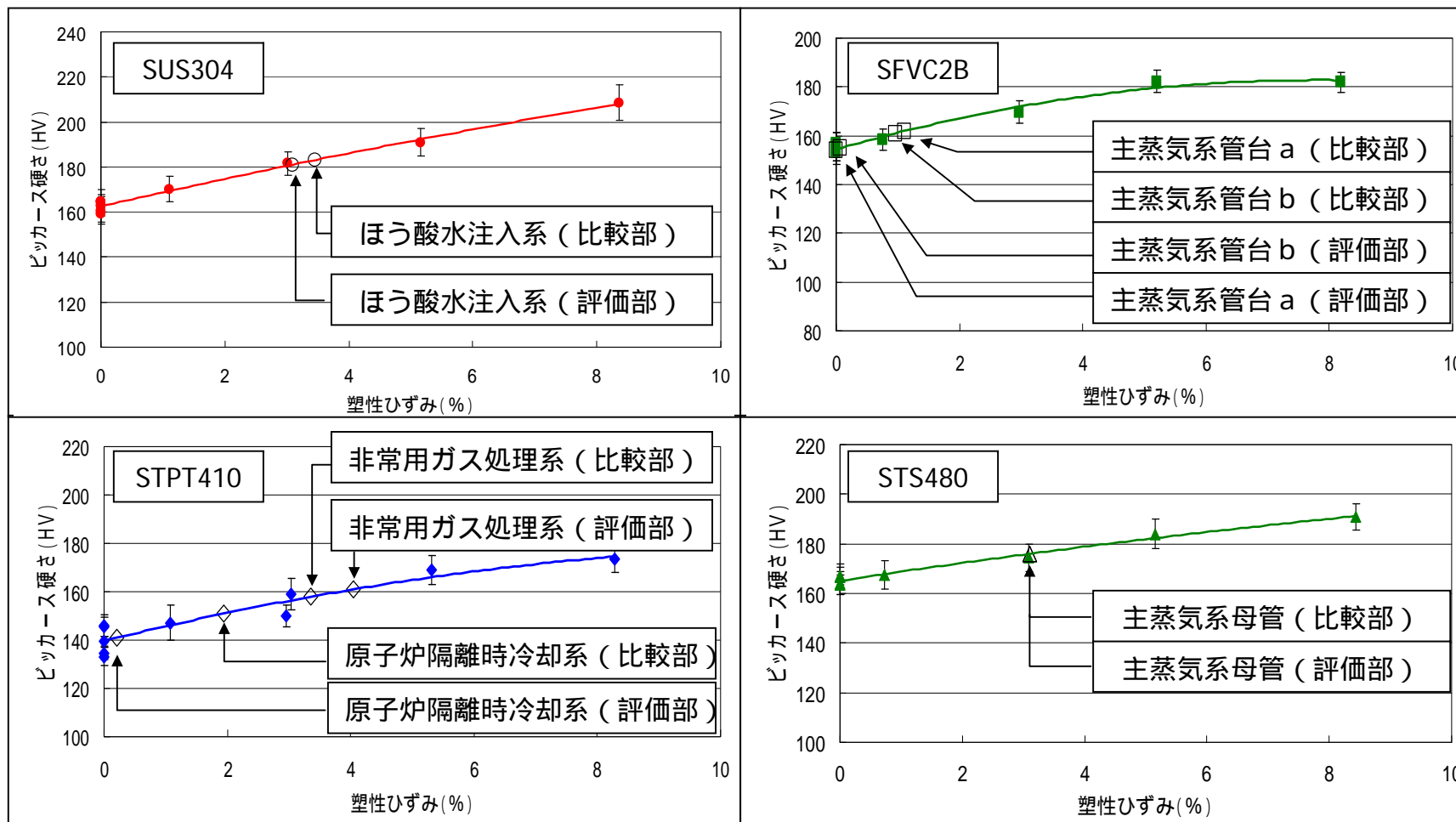
- 評価部の硬さの最大値は、比較部の硬さの最大値と同等。
- 評価部の硬度差は、比較部の硬度差より小さい。



評価部の硬さの最大値及び硬度差は比較部と同等もしくは小さく、地震による有意な塑性ひずみはないと考えられる。

# 各測定部位の最大値と塑性ひずみの相関

- 地震による塑性ひずみの影響は認められなかったが、実機硬さ測定の最大値とラボデータとを比較すると、製造時の影響等を考慮しても、材料特性に影響を与えるような塑性ひずみはないと考えられる。



各測定部位の最大値と塑性ひずみの相関

# 測定結果（ろ過水タンク）

- 座屈をしたろ過水タンクに対し、サンプルを切り出し、硬さ測定による塑性ひずみの検出確認を実施した。
- サンプルは、座屈した部位（評価部）、及び座屈していない部位（比較部）とし測定を実施した。



座屈したろ過水タンク

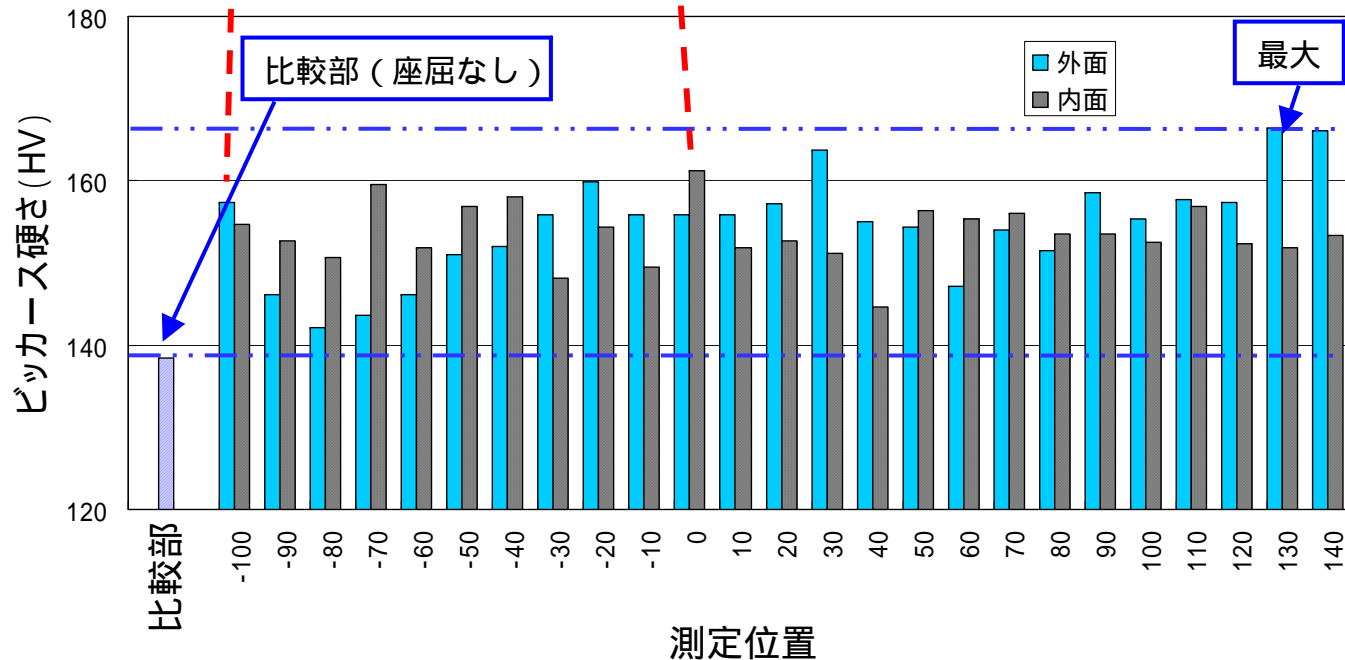
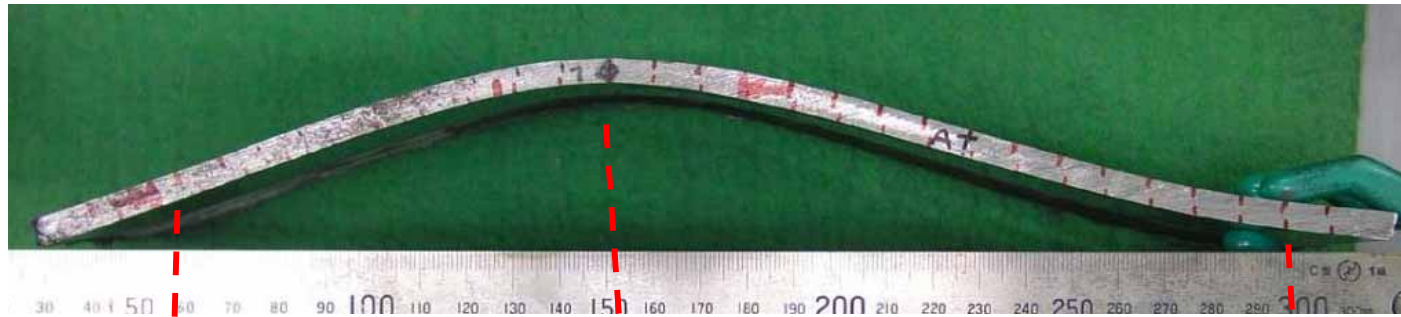


座屈した部位  
（評価部）



座屈していない部位  
（比較部）

# 測定結果（ろ過水タンク）



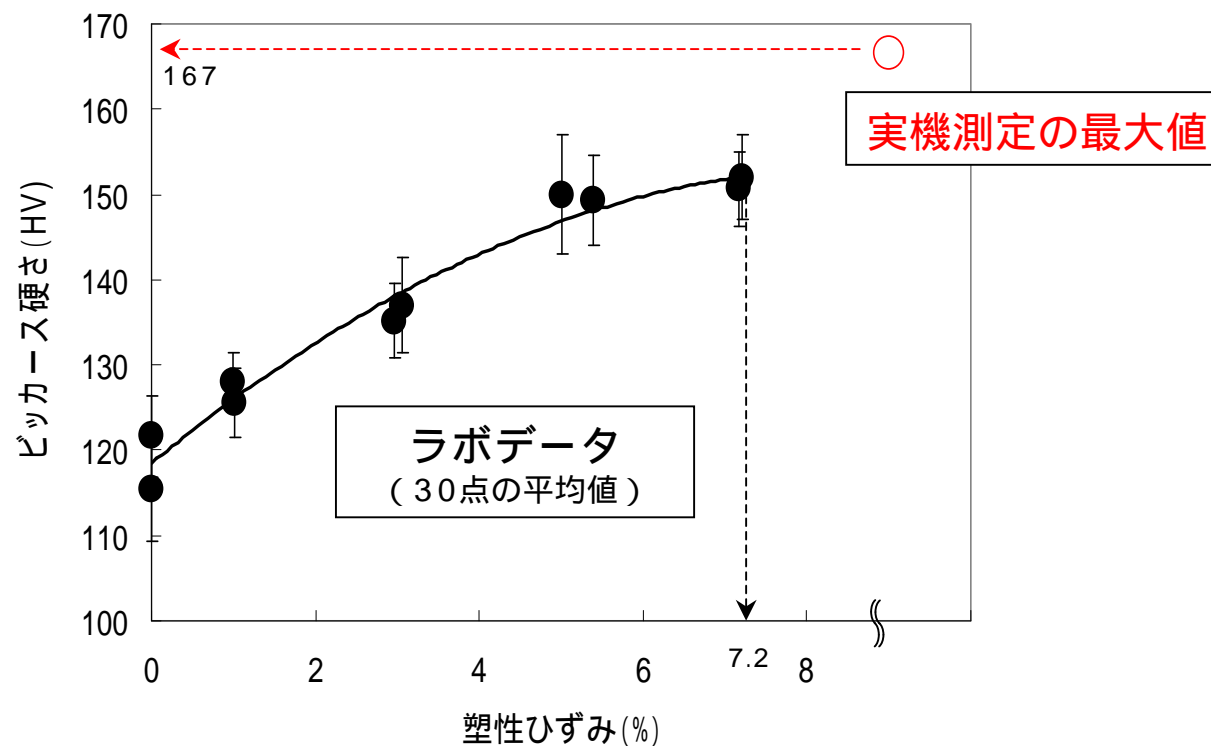
	硬さ
評価部の最大値 (座屈あり)	167
比較部 (座屈なし)	138
差	29

(各測定箇所10点の標準偏差：2~9)

座屈により変形したサンプルは、比較部と比べ、相対的に硬さが上昇しているため、地震により大きな塑性ひずみが生じてた可能性がある。

## 【参考】ろ過水タンクの硬さ最大値と塑性ひずみの相関

- 測定に先立ち、ラボ試験にてSS400材の硬さと塑性ひずみの相関を確認（下図）。

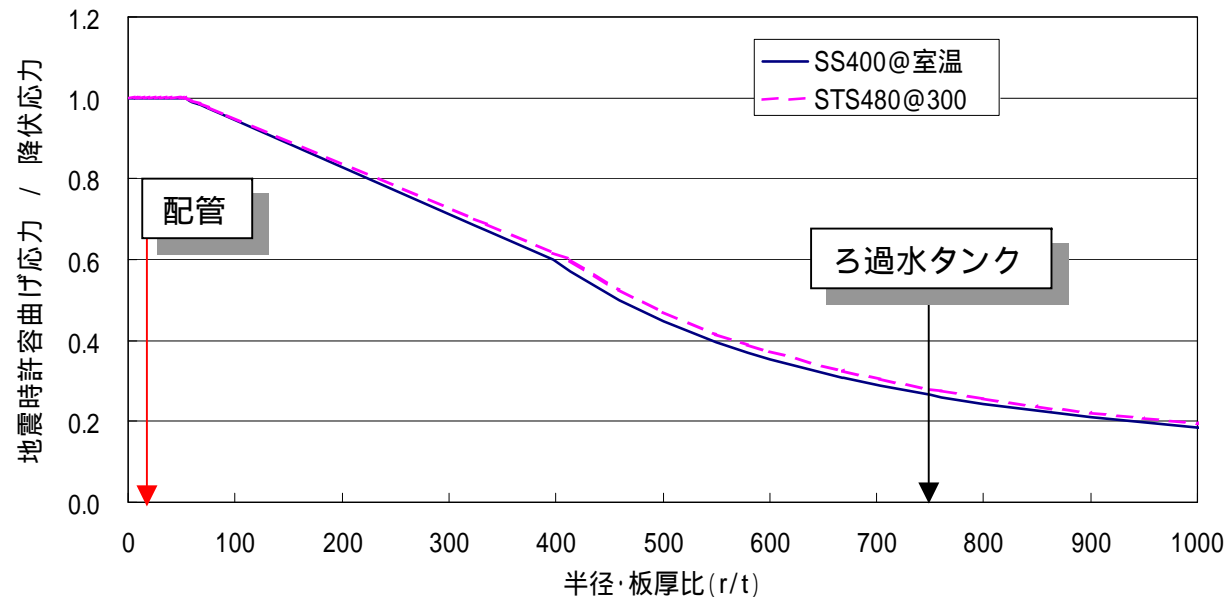


塑性ひずみと硬さの相関

- 実機硬さ測定の最大値とラボデータとを比較すると、硬さ167HVに相当する塑性ひずみ量は、製造時の影響等を含むが、7.2%以上と考えられる。

## 【参考】タンクと配管の座屈

- ろ過水タンクは、地震により座屈し、基部が変形した。タンクは、半径対して板厚が薄いため、配管に比べて小さいひずみで座屈しやすい。



### 地震時に対する座屈の許容応力（イメージ、内圧なし、曲げ）

- 評価条件（配管）：容器構造設計指針・同解説（地震時許容曲げ応力度）において、仮に配管の半径・板厚を入力し、評価を実施。
- 地震時許容曲げ応力：地震で発生する曲げ応力に対する許容値。

- グラフの線より高い応力が配管・タンクに発生した時に損傷が発生。

# まとめ

---

- 評価部（解析で許容応力に対し裕度の小さい部位）の硬さの最大値は、比較部（解析で裕度の大きい部位）の硬さの最大値と、ほぼ同等、もしくは小さかった。
- 評価部の硬度差は、比較部の硬度差と同等もしくは小さかった。
- 以上より、測定した配管には、材料特性に影響を与える塑性ひずみは、地震によって発生していないと考えられる。