

# 柏崎刈羽原子力発電所 1号機 点検評価状況について

平成21年10月6日



東京電力

---

# 本日の報告内容について

---

## 1 . 設備点検について

- ✓点検進捗状況
- ✓設備健全性の総合評価の状況について
- ✓設備点検で確認された主な不適合

## 2 . 地震応答解析について

- ✓地震応答解析の基本方針
- ✓構造強度評価
- ✓動的機能維持評価

## 3 . まとめ

---

# 1 . 設備点検について

# 点検進捗状況

点検・評価計画書に基づき実施している設備点検の進捗状況は、以下の通り。

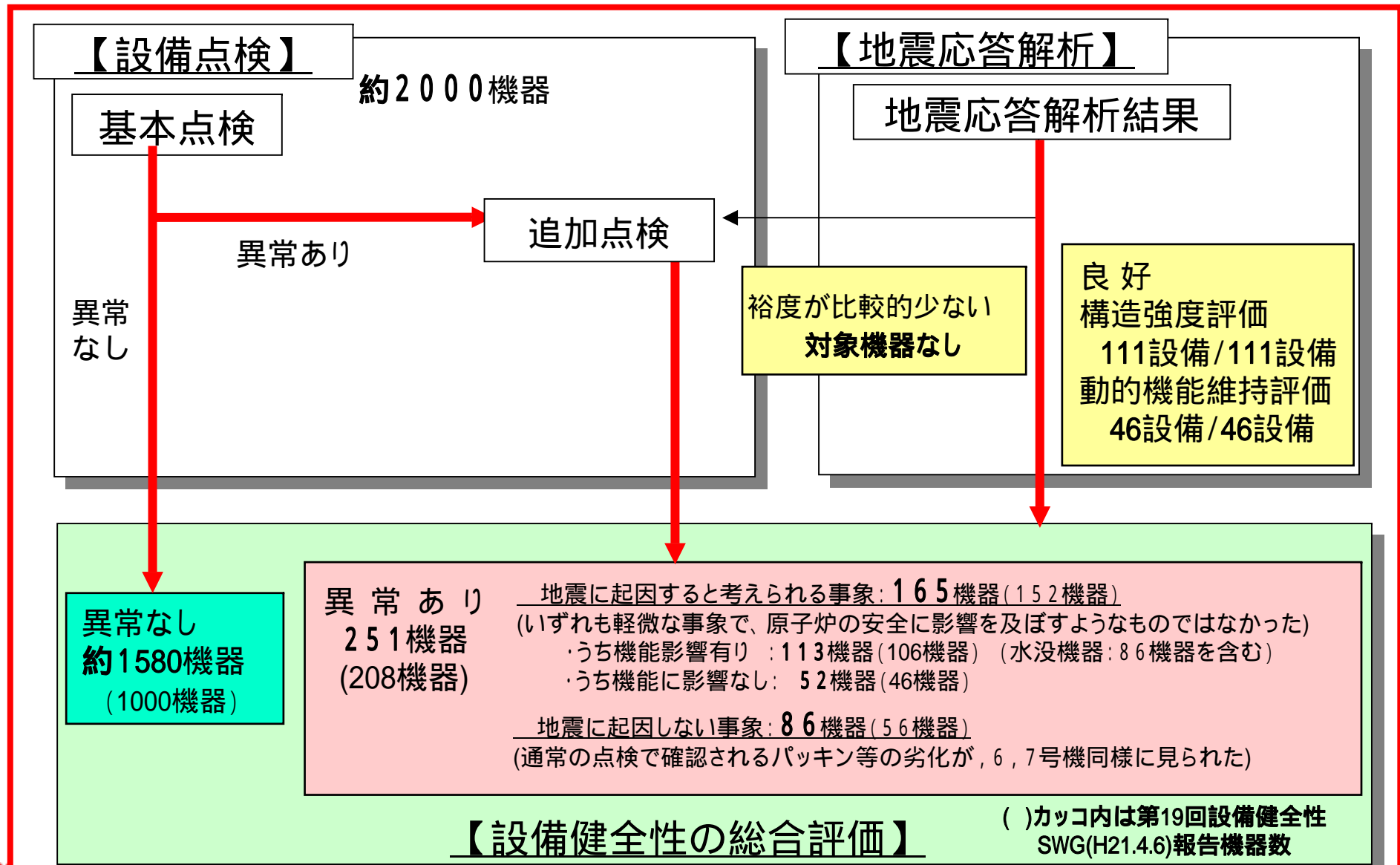
H21.10.5 現在

		進捗状況	
		点検実施済機器数 / 点検対象機器数	進捗率
基本点検 機器	目 視	約 1,990/2,000	約 99%
	作動試験 機能確認試験	約 1,340/1,470	約 91%
	漏えい試験	約 670/1,020	約 66%
	基本点検完了	約 1,660/2,000	約 83%
うち 安全上 重要な機器	目 視	約 780/780	約 99%
	作動試験・機能試験	約 560/580	約 97%
	漏えい確認	約 220/360	約 61%
	基本点検完了	約 640/780	約 82%

休止設備（固化設備等）を含まない機器数

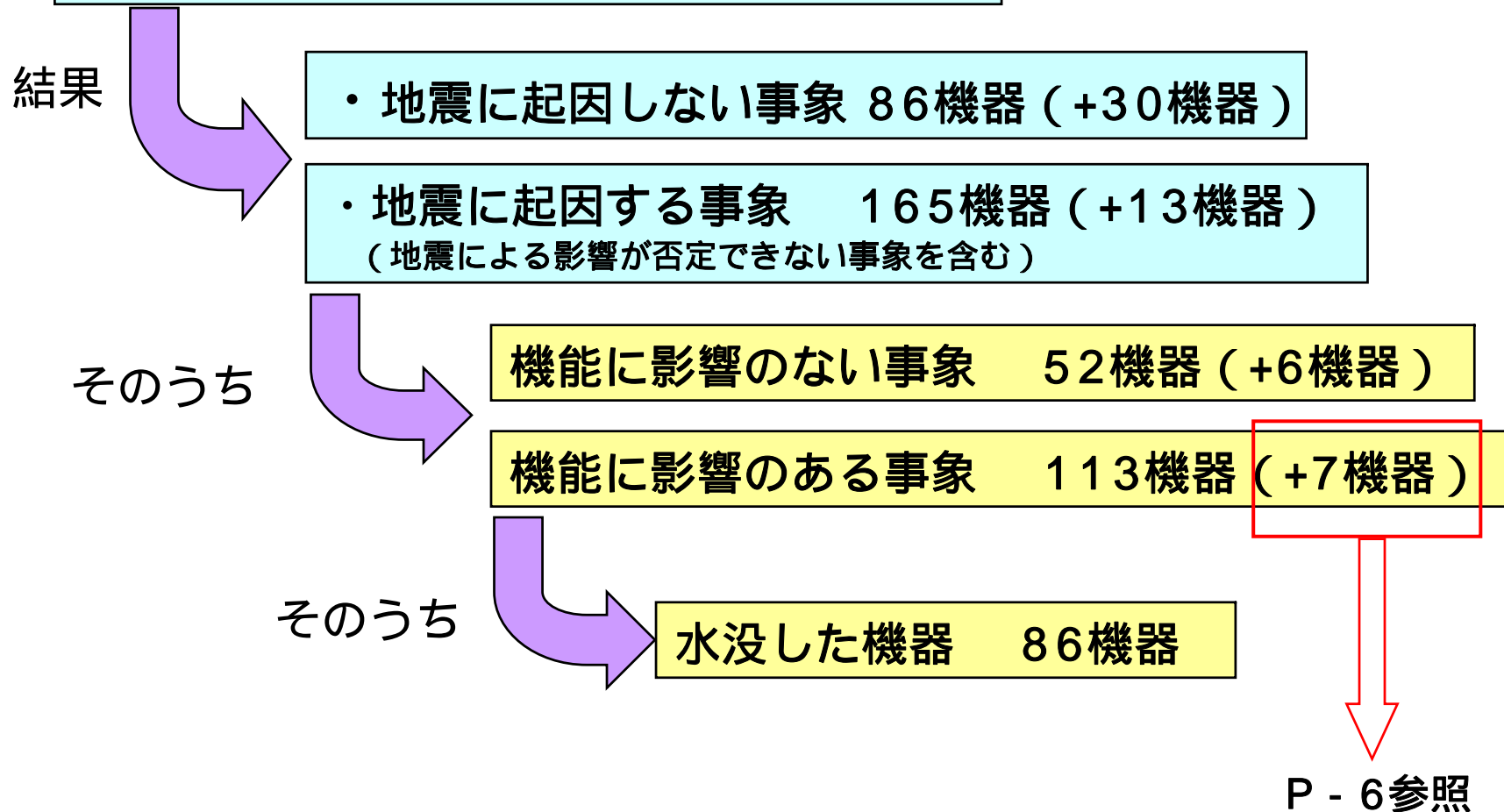
# 設備健全性の総合評価の状況について

H21.10.5現在



# 設備健全性の総合評価の状況について

異常あり：約251機器（+43機器）（ ）内は第19回設備健全性SWG(H21.4.6)からの増分



■現在までに約1660機器（83%）の設備点検が完了。

---

# 設備点検で確認した主な不適合

## (地震により機能に影響を及ぼした不適合事象)

# 地震により機能に影響を及ぼした不適合事象

## 第19回設備健全性SWG（H21.4.6）以降確認した機器（7機器）

No	機器	確認された不適合事象	評価及び復旧状況
	気体廃棄物処理系 主配管	屋外トレンチの地盤沈下に伴う配管サポート（Uプレート）変形を確認した。	地震による地盤沈下により、トレンチ内設置のUプレートが変形したものと評価した。Uプレートの交換を実施中。（8頁参照）
	所内蒸気系主配管	トレンチ内配管に凹みを確認した。	地震による地盤沈下により、サポートが下側に変位し、配管と干渉したものと評価した。配管・配管サポートの交換及び修理を実施中。（9、10頁参照）
	原子炉補機冷却中間 ループ系主配管	トレンチ内設置の配管及びサポートに変形を確認した。	地震による地盤沈下により、トレンチ内設置の配管及びサポートが変形したものと評価した。配管・配管サポートの交換及び修理を実施中。（10項参照）
	補給水系主配管		
	循環水ポンプ（A）	循環水ポンプ室が傾斜し、ポンプベース（基礎台）の傾斜に管理目標値を超える値を確認した。	地震による地盤沈下により、ポンプ室全体に傾きが生じたことにより、ポンプベースも傾いたものと評価した。ポンプ室下部にグラウト材を注入し傾きを補修する工法で傾斜の調整を実施中。（11、12頁参照）
	循環水ポンプ（B）		
	循環水ポンプ（C）		



# 地震により機能に影響を及ぼした不適合事象（その1）

## 気体廃棄物処理系主配管

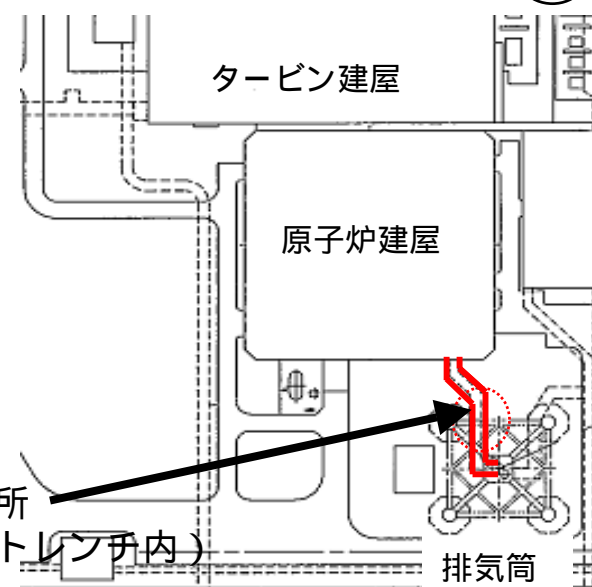
事象：基本点検における目視点検にて、Uプレートの変形を確認した。

評価：地震によるトレンチ設置地盤の変位に伴って、配管に対してUプレートが変位し、配管と干渉したことによりUプレートが変形したものである。

対策：現在、変形したUプレートの交換を実施中。なお、配管については、詳細点検により変形等異常のないことを確認した。



Uプレート変形



当該損傷配管の箇所  
(非常用ガス処理系トレンチ内)

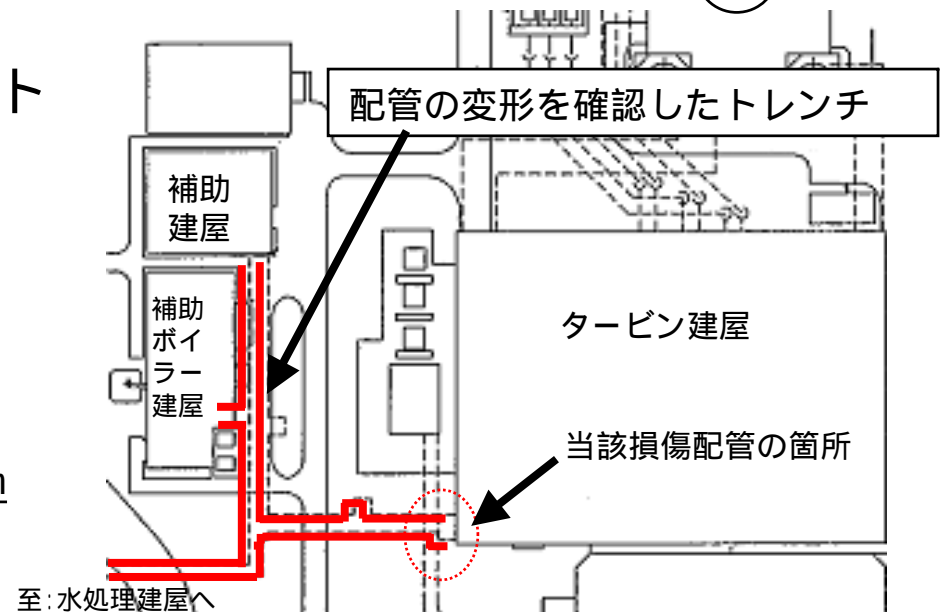
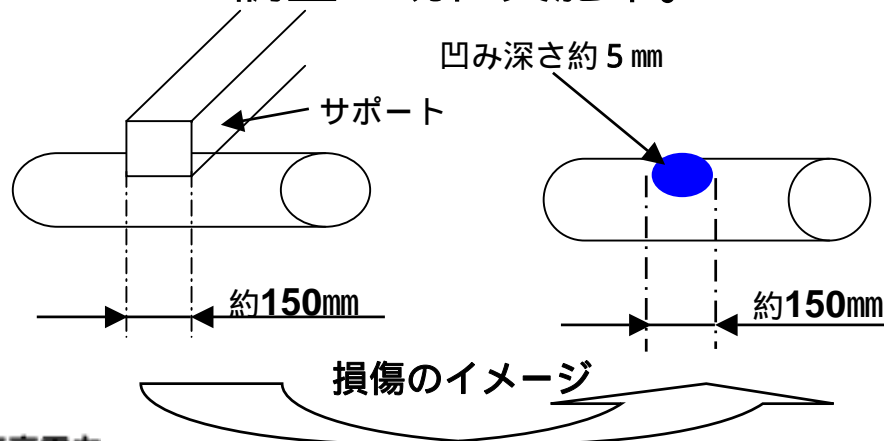
# 地震により機能に影響を及ぼした不適合事象（その2）

## 所内蒸気系主配管

事象：所内蒸気系配管とサポートが干渉し、配管側に変形（凹み）を確認した。

原因：地震によるトレンチ設置地盤の変位に伴って、配管に対してサポートが下側に変位し、配管と干渉したことにより配管が変形したものである。

対策：当該配管の新製交換とサポートの調整を現在実施中。



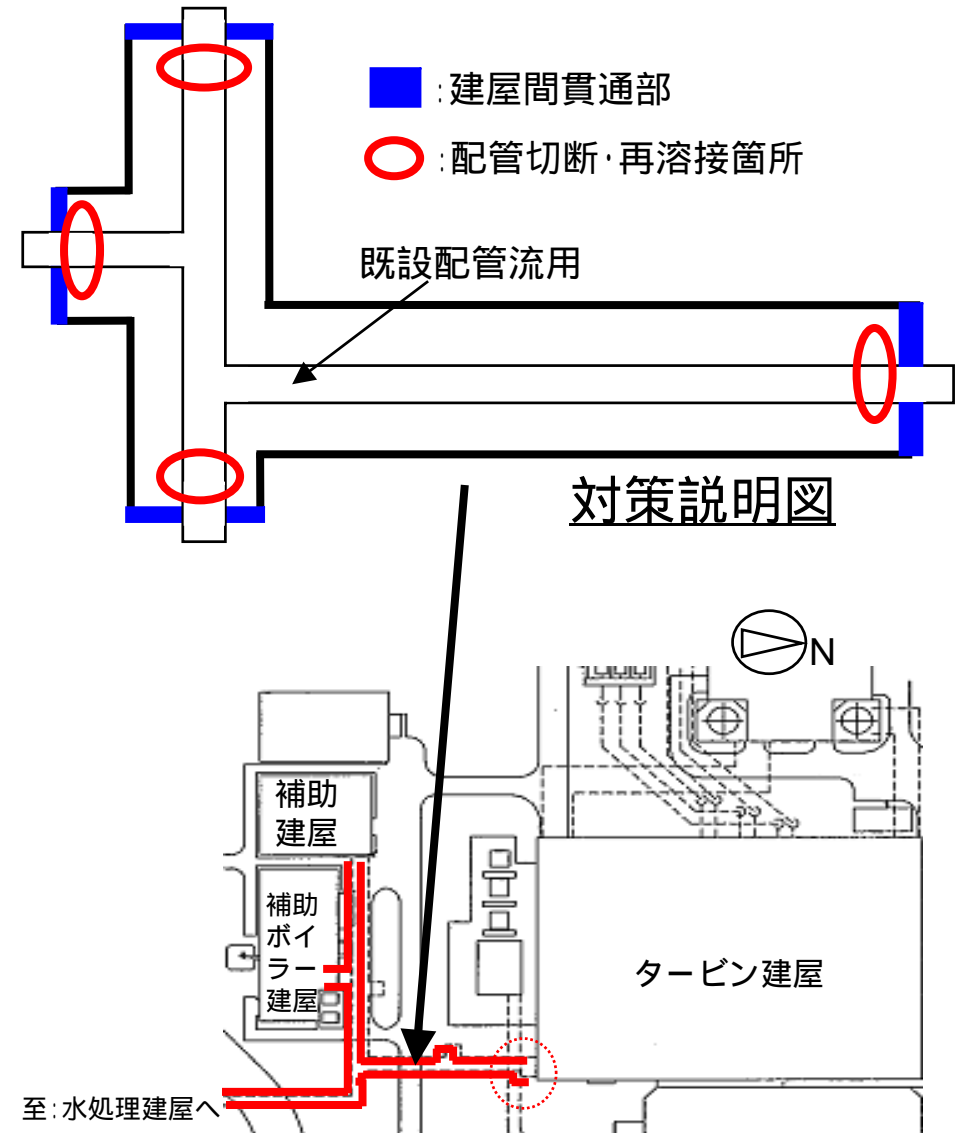
# 地震により機能に影響を及ぼした不適合事象（その3）

## 原子炉補機冷却中間ループ系主配管，補給水系主配管

事象：トレンチ内に設置されている，原子炉補機冷却中間ループ系主配管他とサポートが変形している状況を確認した。

原因：地震によるトレンチ設置地盤の変位に伴って、原子炉補機冷却中間ループ系主配管他とサポートが変形したものと判断した。

対策：右図通り、建屋間貫通部付近の配管部を切断し、地盤変位に伴う応力を解放した後、配管の合わせ溶接とサポートの調整を現在実施中。



# 地震により機能に影響を及ぼした不適合事象（その4）

No. , , 循環水ポンプ（A）（B）（C）

事象：循環水ポンプのA，B，C号機のポンプベース面のレベル計測を実施した結果、管理目標値を逸脱している（ポンプ及びモータベースが傾いている）ことを確認した。

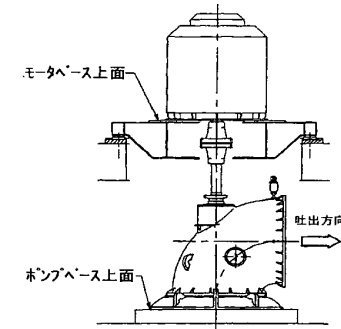
・ポンプベースレベルの計測結果{最大値(単位: mm/m)}

	ポンプベース面
A号機	3.31
B号機	3.25
C号機	3.19

基準値: 0.62mm/m

原因：地震による地盤変位により、ポンプ室全体が傾いたため、ポンプ室と一体となっているポンプベースとモータベースが傾いたものである。

対策：ポンプ室全体のレベル調整をポンプ室下部にグラウト材を注入し傾きを補修する工法で補修中。



A号機：ポンプベース上面写真（1）

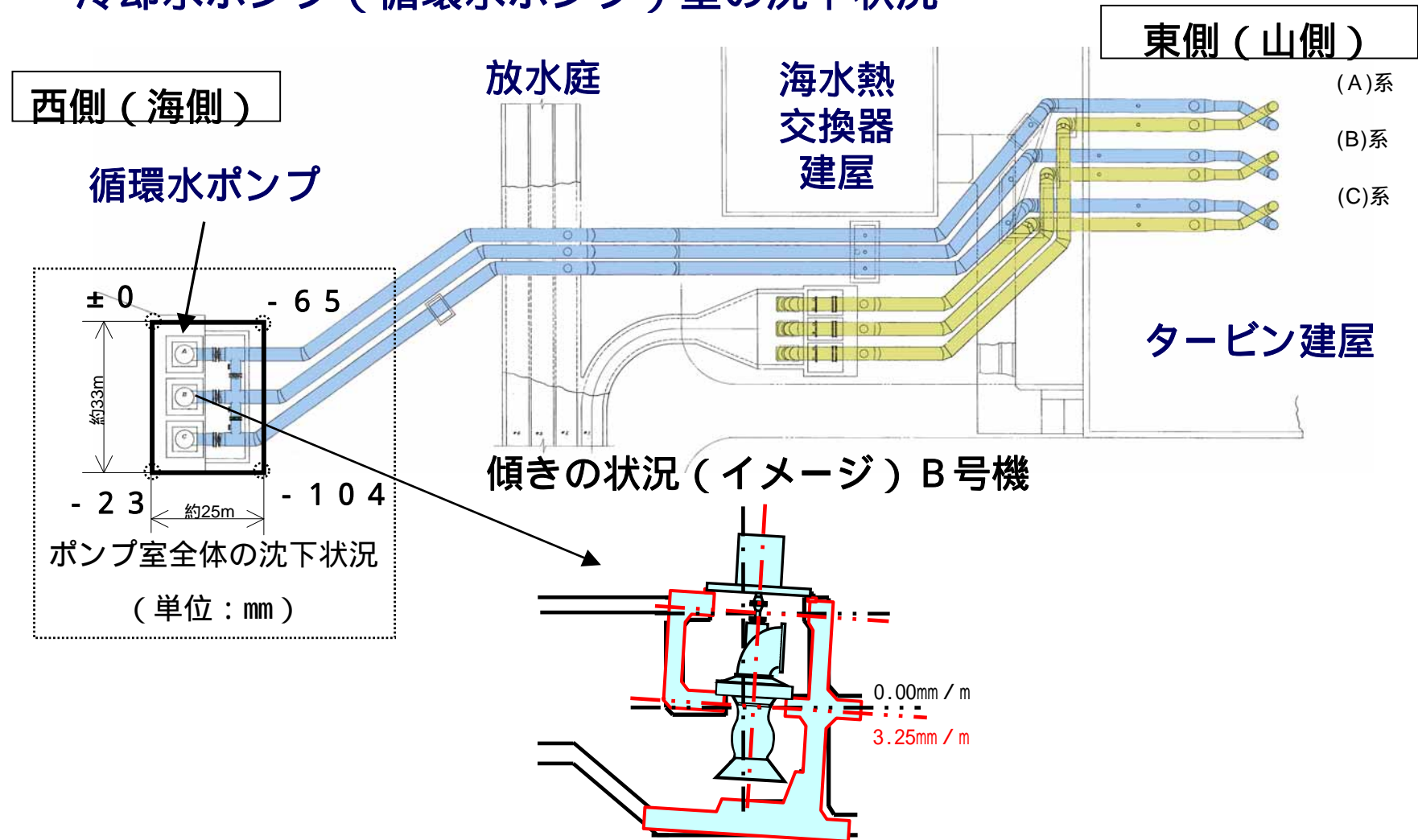


A号機：ポンプベース上面写真（2）

# 地震により機能に影響を及ぼした不適合事象（その5）

No. , , 循環水ポンプ（A）（B）（C）

## 冷却水ポンプ（循環水ポンプ）室の沈下状況



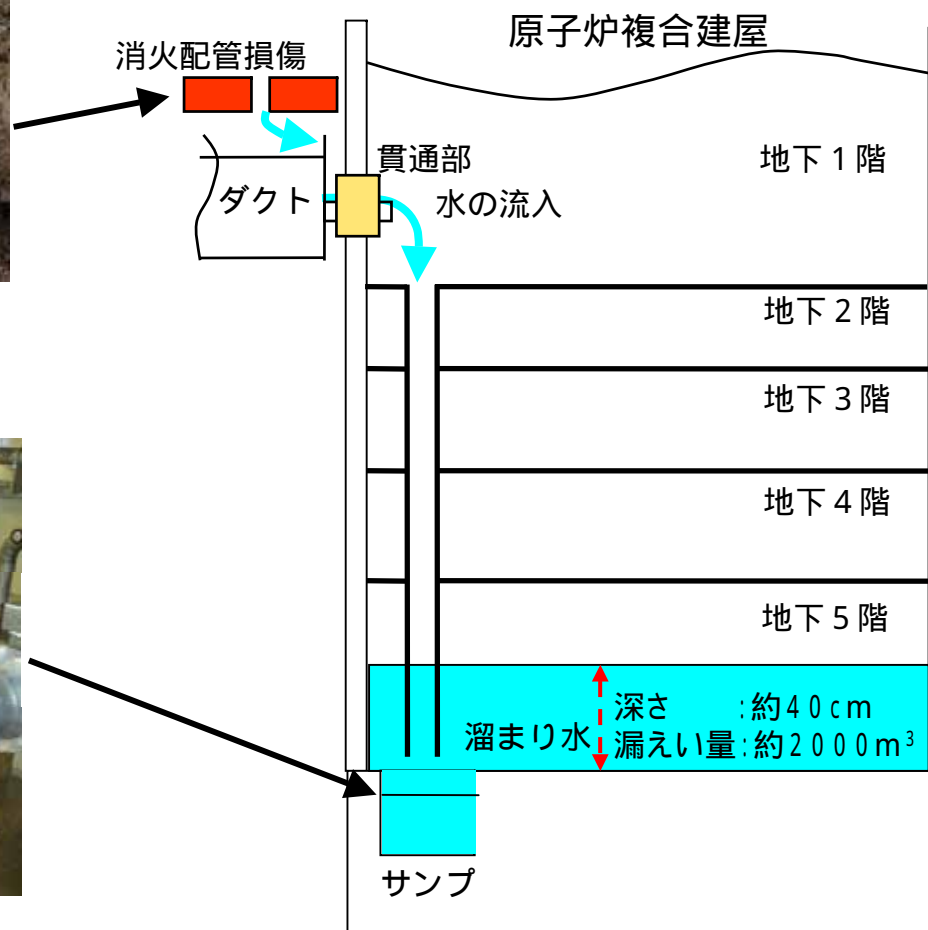
# 参考：消火配管が破損し消火水が建屋へ流入したことによる浸水事象

## (H2 1.4.6 報告済みの事象)



破損状況

屋外（土中）の消火配管が破損し、ダクトから消火水と土砂が流入した。このために、ポンプ、モータ等の86機器が浸水した。



浸水状況

## 参考：消火配管が破損し消火水が建屋へ流入したことによる浸水事象

( H2 1 . 4 . 6 報告済みの事象 )

### 放射線モニタ検出器の水没

事象：地震後のパトロールにおいて、放射線モニタ検出器が水没していることを確認した。取り出した検出器の外観上は異常は無かったが、絶縁抵抗測定を実施したところ、絶縁抵抗値の低下を確認した。

評価：地震により破断した消火配管の水がダクトを通して流入したことにより検出器が水没し、絶縁抵抗値の低下に至ったものと判断した。

対策：検出器の交換を実施した。なお、消火水の流入対策としては、消火配管の地上化にて対策を実施済みである。



( 安全上重要な機器 H20.5.16報告済みの事象 )

# 参考：分解点検中だった機器の転倒

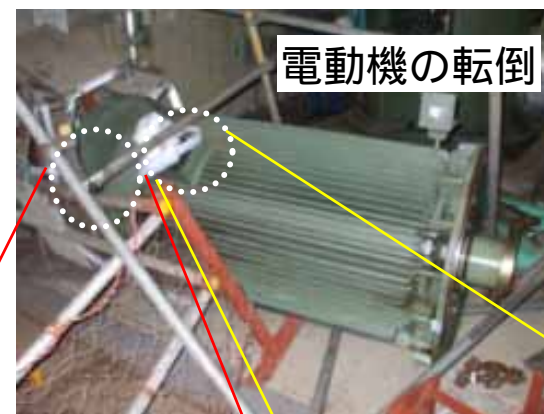
( H2 1.4.6 報告済みの事象 )

## 残留熱除去海水ポンプ電動機 ( A ) 仮置き中の転倒

事象：地震により、点検のため仮置き中であつた電動機が転倒し、上部カバーと端子箱が破損した。

評価：電動機の上部カバーと端子箱が破損しており、機能に影響あるものと判断した。

対策：上部カバー及び端子箱の交換を行った。組立後、試運転を行い、異常の無いことを確認した。



上部カバーの変形



端子箱の変形

( 安全上重要な機器 H20.5.16 報告済みの事象 )



# 参考：地震のゆれによる部品の破損

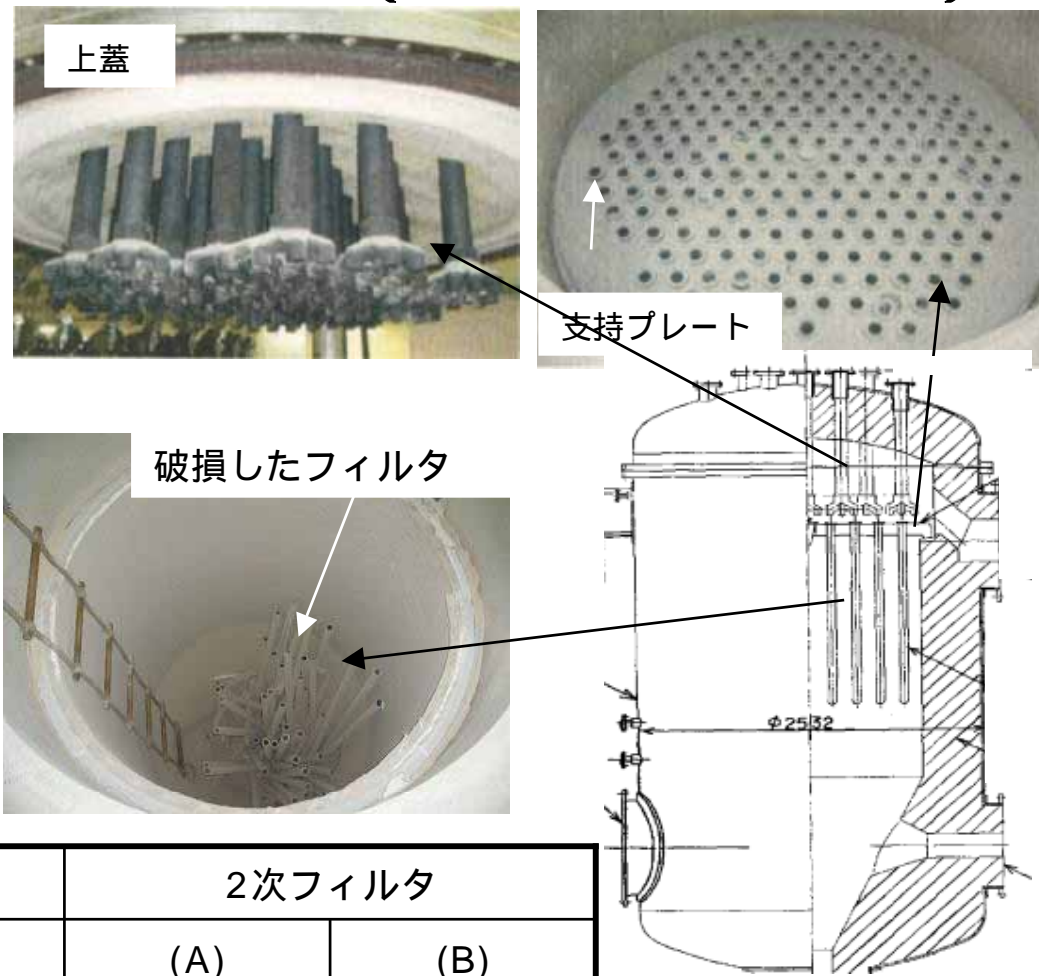
(H2 1.4.6 報告済みの事象)

## 1次、2次セラミックフィルタの破損（固体廃棄物処理系）

事象：1次、2次セラミックフィルタの破損を確認した。

評価：セラミックフィルタ破損は、地震発生時の揺れにより隣接フィルタどうしがぶつかりあい、支持プレート付け根より折損していた。フィルタ破損が生じていることから、機能維持への影響ありと判断した。

対策：フィルタの取替を実施後、試運転を行い、異常のないことを確認した。



フィルタ名	1次フィルタ		2次フィルタ	
	(A)	(B)	(A)	(B)
破損本数	93/206	63/206	26/206	6/206

# 参考：共用設備等屋外設備の地盤変位による損傷

(H2 1.4.6 報告済みの事象)

## 補助ボイラ煙突と連絡管の傾き事象について

事象：地震による地盤沈下の影響による煙突の傾き及び煙道の破損、変形を確認した。

評価：煙突の傾き・内部耐火物の脱落が生じていることから、構造・強度機能への影響有りと判断した。

対策：煙突の傾きについては、基礎下部にグラウト材を注入し傾きを補修した。また、煙突内部耐火材脱落補修および漏えい確認を行い、異常のないことを確認した。



---

## 2 . 地震応答解析について

# はじめに

---

## ■ これまでに報告済みの解析評価結果

- ✓ 構造強度評価 : 97 設備
- ✓ 動的機能維持評価 : 42 設備

(一部の配管系のスナツバは地震時に取り外されていたが、スナツバの取付状態によらず全て運転時の条件での解析評価結果を報告。)

## ■ 今回報告する解析結果

地震時にスナツバが取り外されていた配管系の解析評価結果およびその他の結果が得られた設備の解析評価結果について報告する。

- ✓ 構造強度評価 : 111 設備  
(配管支持構造物は含まない)
- ✓ 動的機能維持評価 : 46 設備

# 1号機地震応答解析の基本方針

- 1号機は地震時に定期検査中で停止し、ウェル満水状態であったことや一部のスナッパが定期検査のため取り外されていた状態であったことなど、運転状態とは大きく異なっていたことから、地震時の状態を反映した以下の評価を実施した。

## 地震時の状態が運転状態と大きく異なる場合

- 建屋・機器連成応答解析モデル

原子炉開放の状態（ウェル満水，原子炉格納容器および原子炉压力容器上蓋なし，蒸気乾燥器，気水分離器なし，燃料集合体なし）を解析に反映

## 設計時条件での評価が必ずしも安全側の評価にならないと考えられる場合

- 一部のスナッパが取外されていた配管（9系統）

地震時にスナッパが外されていた配管は，スナッパが外れた状態を解析に反映するとともに，他の地震時の状態も解析に反映

（物性値および評価基準値を常温で設定，水抜き状態および弁駆動部取外し状態の荷重を反映など）

- 炉内核計装装置（SRM/IRMドライチューブ，LPRM検出器集合体）

炉内に燃料集合体がない状態を解析に反映

# 1 号機地震応答解析の基本方針

停止時温度や地震時の荷重、機器配置を反映できる場合

- ✓物性値および評価基準値を停止時温度（常温）で設定
- ✓地震時の荷重や機器配置（クレーンのトロリ等）を解析に反映

■ それ以外の設備については，運転状態を想定した設計時条件の方が厳しい条件と考えられることから，設計時と同等の条件での解析評価を実施した。

- ✓ 放射性ドレン移送系配管

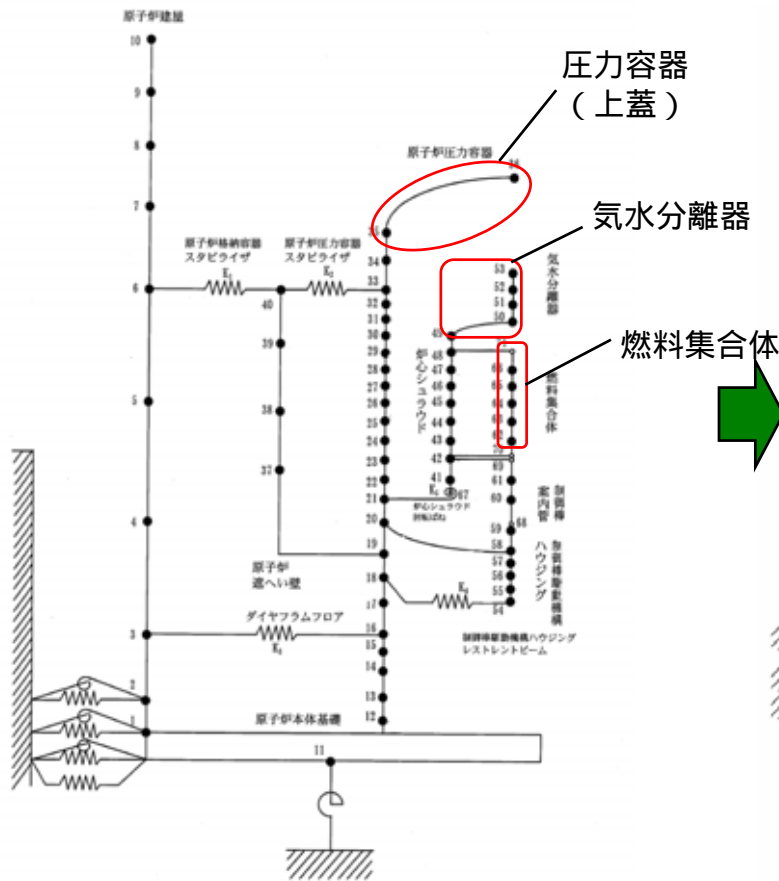
運転時条件（高温）による評価結果と停止時条件（常温）による評価結果を比較し，前者が厳しい条件であることを確認する（添付1）

# 1号機地震応答解析の基本方針

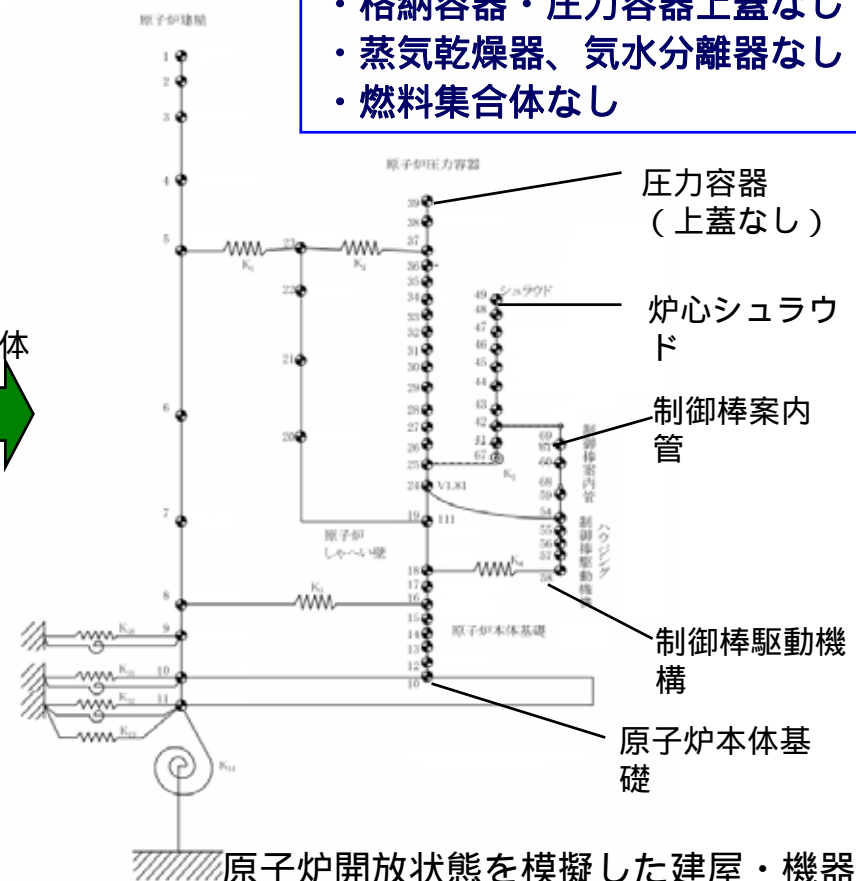
地震時の状態が運転状態と大きく異なる場合

建屋・機器連成応答解析モデルに、地震時の状態（ウェル満水，原子炉格納容器および原子炉压力容器上蓋なし，蒸気乾燥器，気水分離器なし，燃料集合体なし）を反映

- ・ ウェル満水
- ・ 格納容器・压力容器上蓋なし
- ・ 蒸気乾燥器、気水分離器なし
- ・ 燃料集合体なし



建屋・機器連成応答解析モデル（水平方向）



原子炉開放状態を模擬した建屋・機器連成  
応答解析モデル（水平方向）

# 1号機地震応答解析の基本方針

設計時条件での評価が必ずしも安全側の評価にならないと考えられる場合

- 一部のスナッパが取外されていた配管（9系統，下記表）  
→ スナッパの取付状態と合わせて下記地震時の状況を反映

	スナッパ取外し数 (スナッパ総数)	縦弾性係数・ 評価基準値	内圧	荷重条件
主蒸気系配管	24 (215)	常温で設定	無し	主蒸気隔離弁駆動部取外し(1弁)
原子炉再循環系配管	6 (53)	常温で設定	無し	一部水抜き
原子炉冷却材浄化系配管				
残留熱除去系配管	2 (5)	常温で設定	無し	-
高圧炉心スプレイ系配管	1 (7)	常温で設定	無し	-
低圧炉心スプレイ系配管	1 (7)	常温で設定	無し	全システム水抜き
ほう酸水注入系配管	1 (5)	常温で設定	無し	-
給水系配管	2 (12)	常温で設定	無し	-
原子炉補機冷却 中間ループ系配管	1 (2)	常温で設定	無し	-

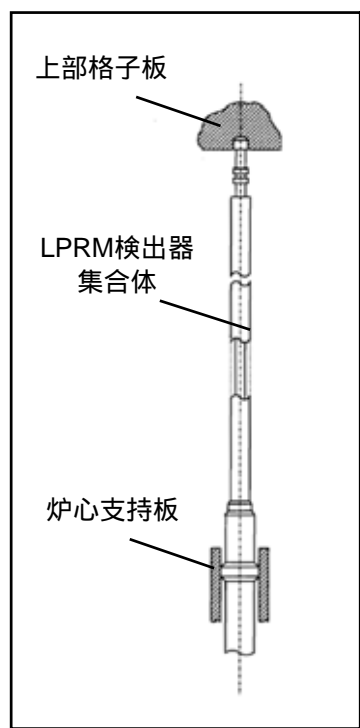


# 1号機地震応答解析の基本方針

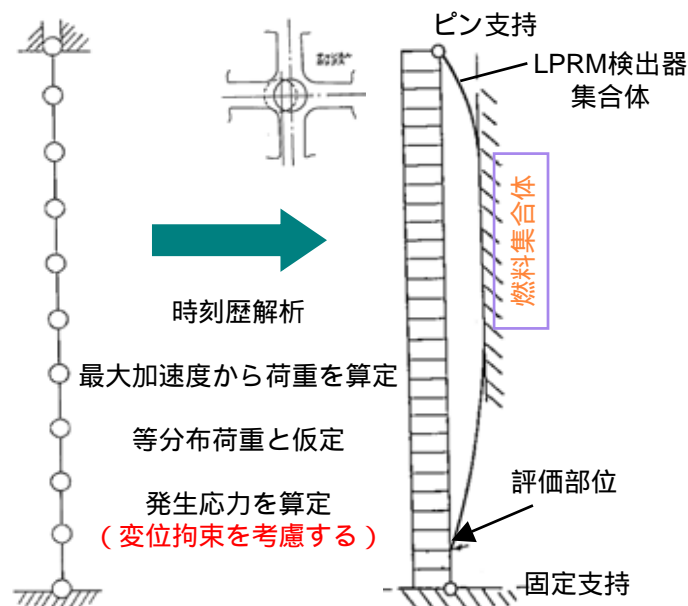
設計時条件での評価が必ずしも安全側の評価にならないと考えられる場合

- 炉内核計装装置 (SRM/IRMドライチューブ, LPRM検出器集合体)
  - ➔ 燃料集合体による変位が拘束されない条件で解析を実施

例) LPRM検出器集合体

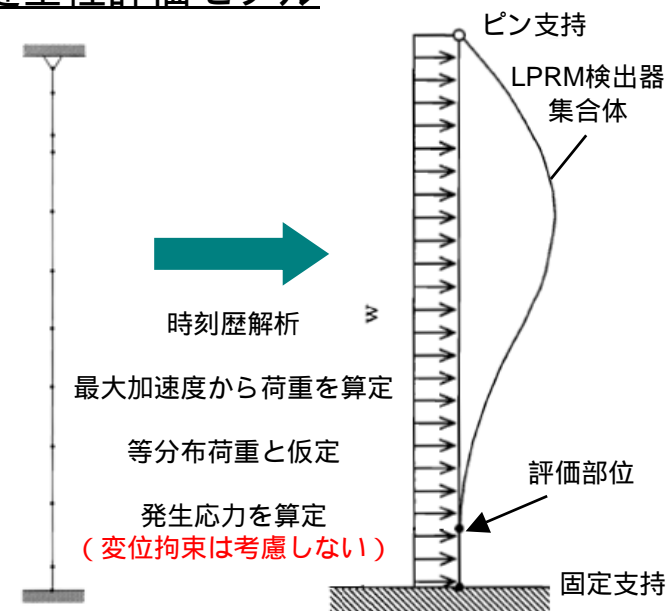


設計時モデル



時刻歴解析で算定した荷重が等分布荷重として作用すると仮定して発生応力を算定 (燃料集合体による変位拘束あり)

健全性評価モデル



時刻歴解析で算定した荷重が等分布荷重として作用すると仮定して発生応力を算定 (燃料集合体による変位拘束なし)

# 1号機地震応答解析の基本方針

---

停止時温度や地震時の荷重、機器配置を反映できる場合

- ✓ 炉内核計測装置，低圧及び高圧炉心スプレイ系配管，中性子束モニタ案内管  
（設計時と同等の評価を実施した炉内構造物）  
縦弾性係数，評価基準値を常温で設定
- ✓ 上部シヤラグ，原子炉格納容器スタビライザ  
評価基準値を常温で設定
- ✓ 天井クレーン，燃料交換機  
地震時のトロリ位置，及び吊り荷のない状態を反映

# 1号機地震応答解析に用いる建屋の地震応答

## ■ 地震応答解析に用いる建屋の地震応答

### ● 原子炉建屋

新潟県中越沖地震時に観測された記録に基づいた地震応答解析。ただし、新潟県中越沖地震が観測された階については観測記録を用いる。

### ● タービン建屋

原子炉建屋基礎版上で得られた観測記録を地盤を介してタービン建屋の基礎版上にあらためて定義したもの。

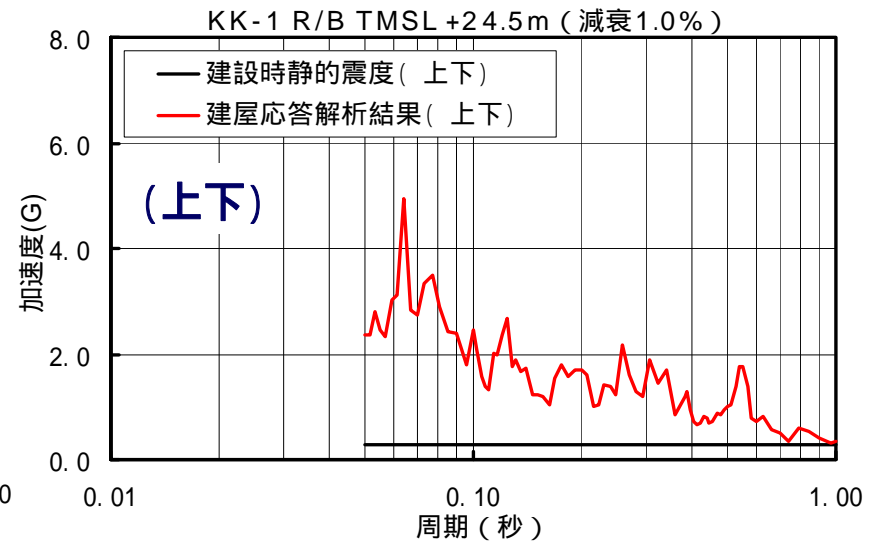
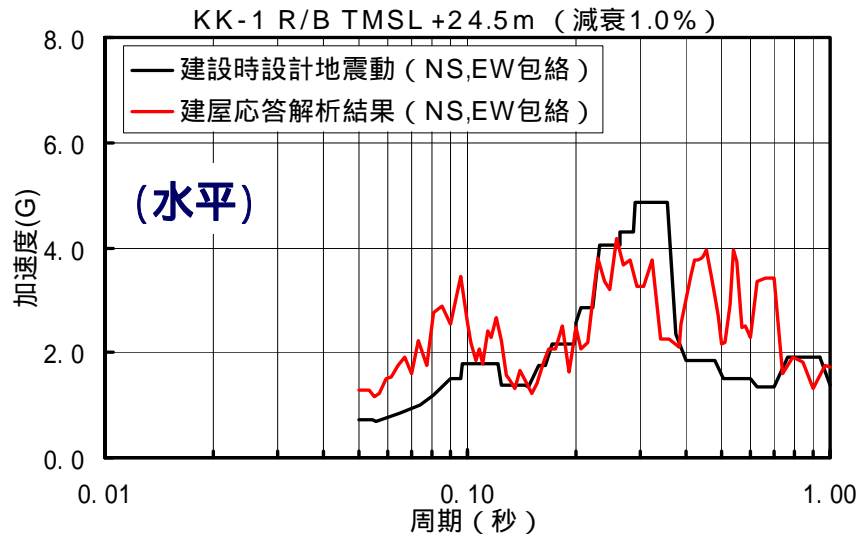
### ● 海水機器建屋

原子炉建屋基礎版上で得られた観測記録を地盤を介して海水機器建屋の基礎版上にあらためて定義したもの。

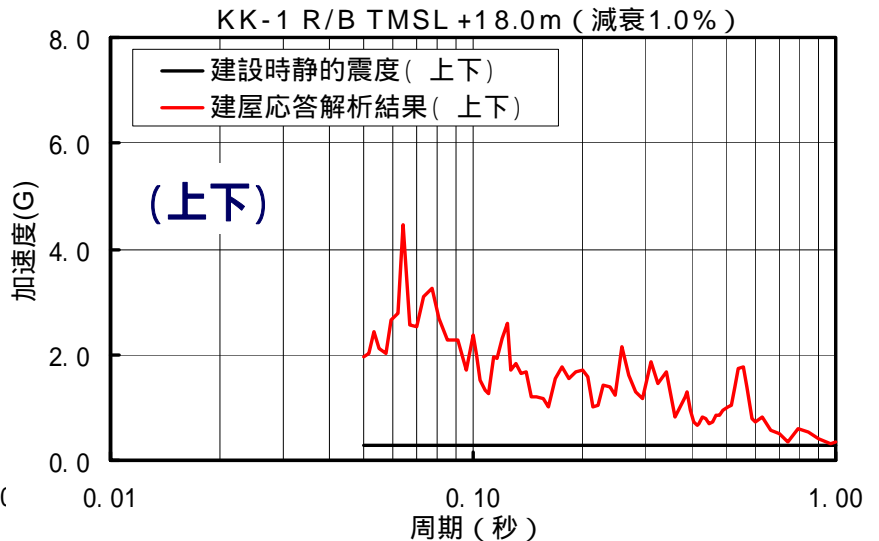
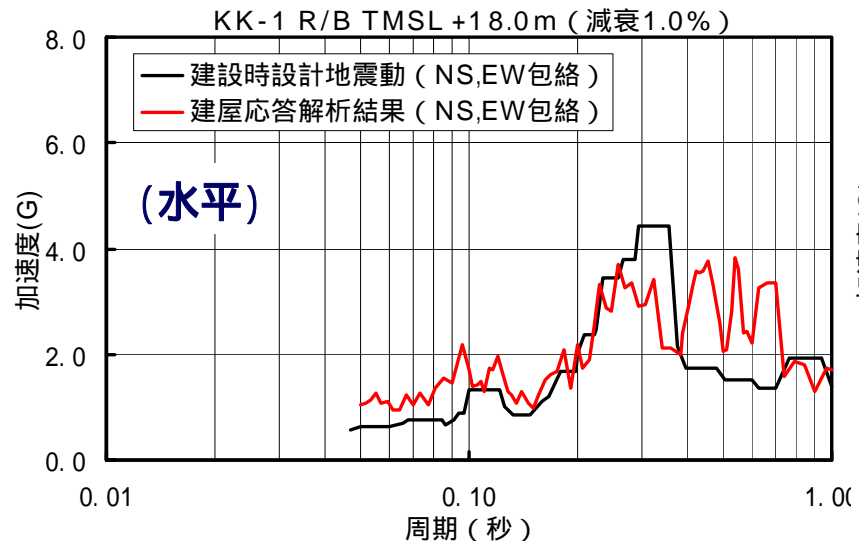
# 1号機地震応答解析に用いる床応答スペクトル例

## ● 1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

天井  
クレーン階

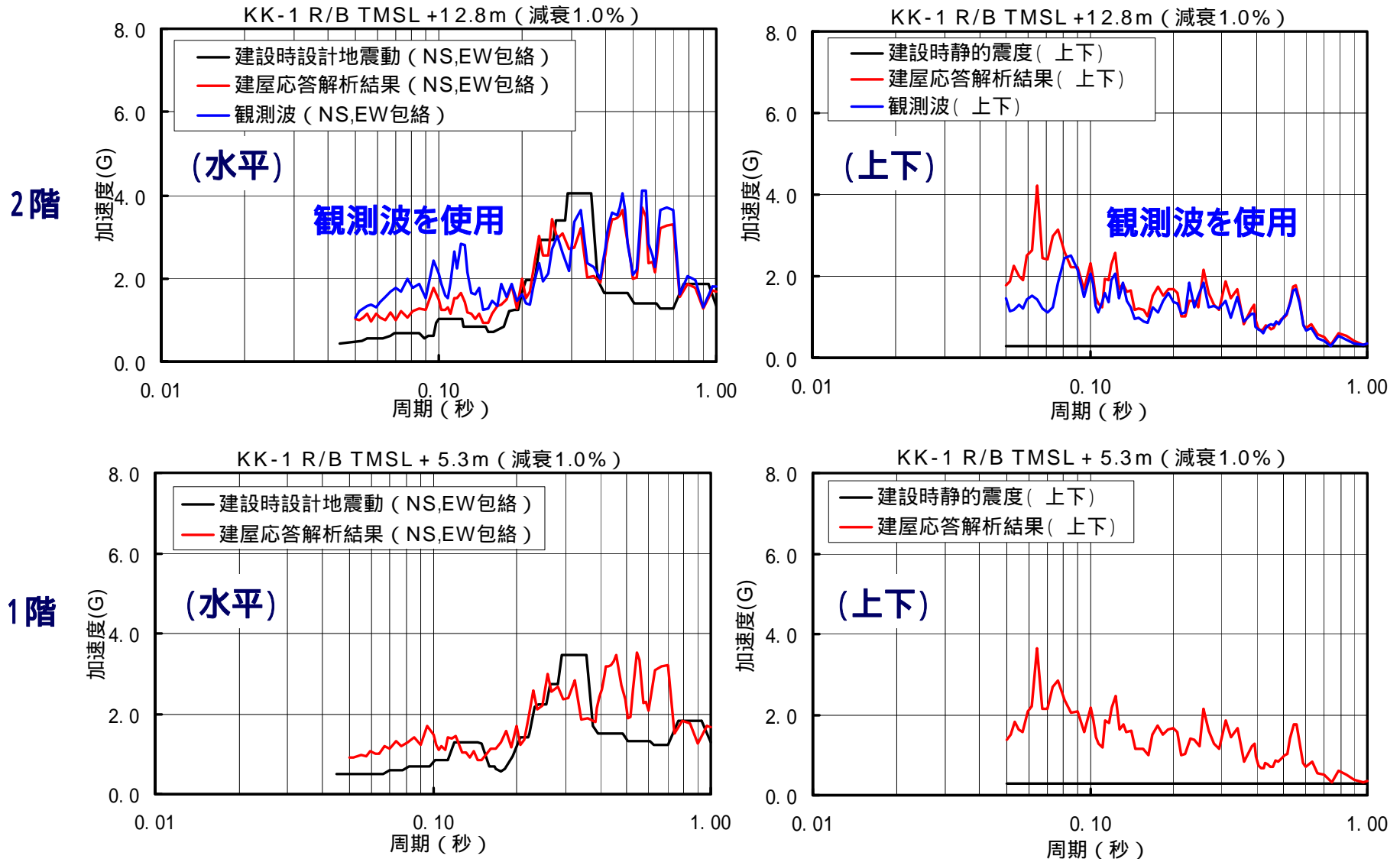


3階



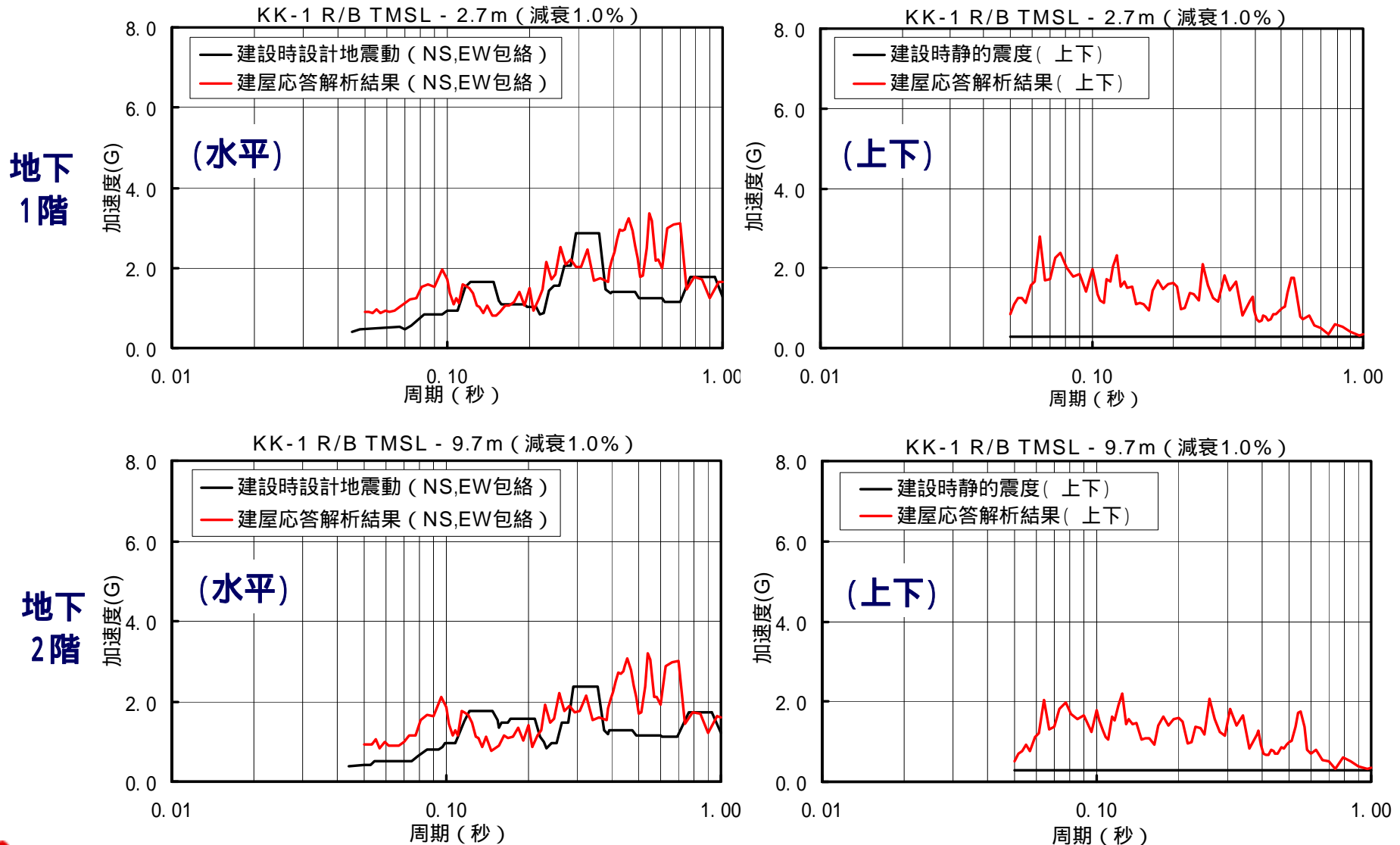
# 1号機地震応答解析に用いる床応答スペクトル例

## ● 1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）



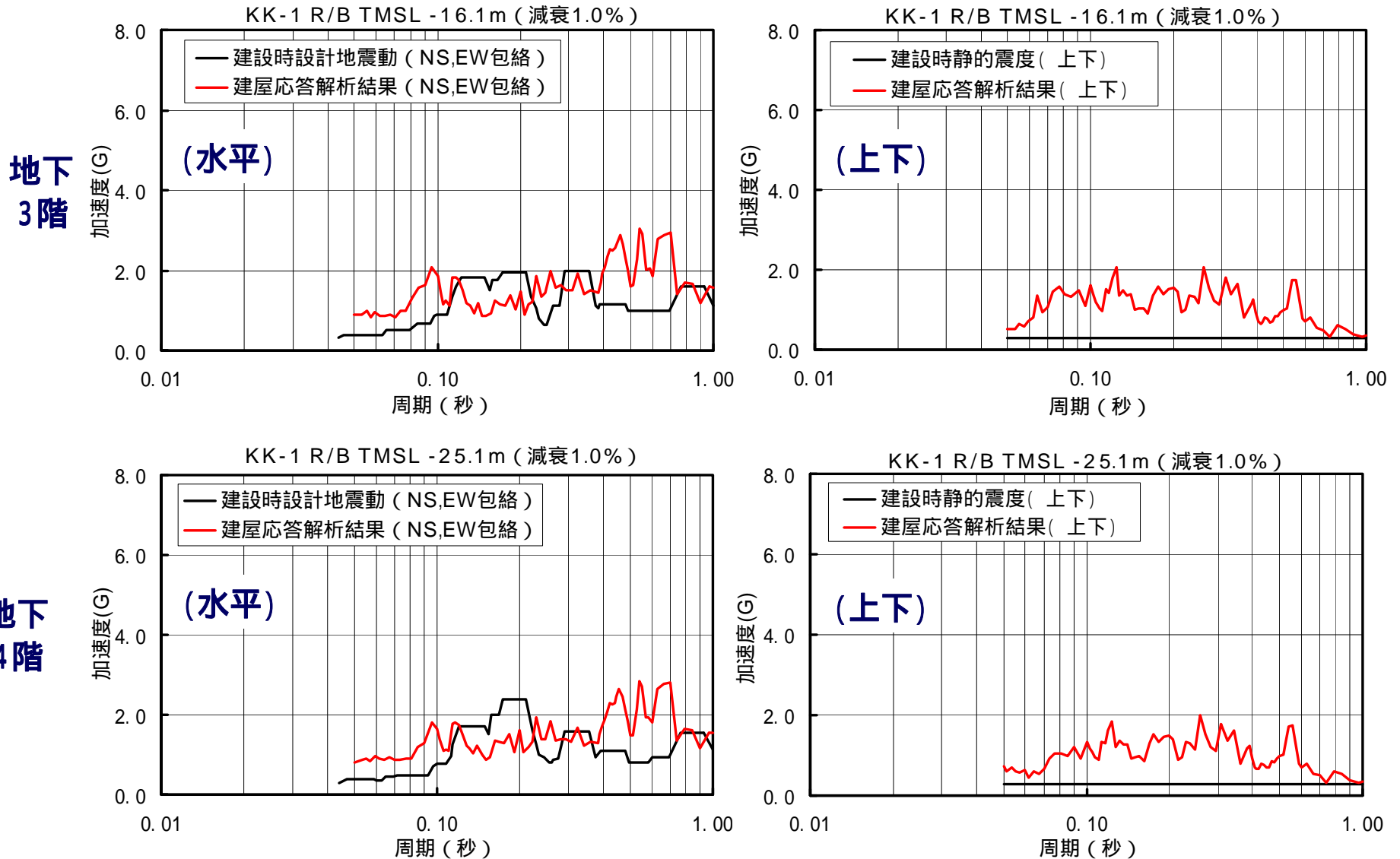
# 1号機地震応答解析に用いる床応答スペクトル例

## ● 1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）



# 1号機地震応答解析に用いる床応答スペクトル例

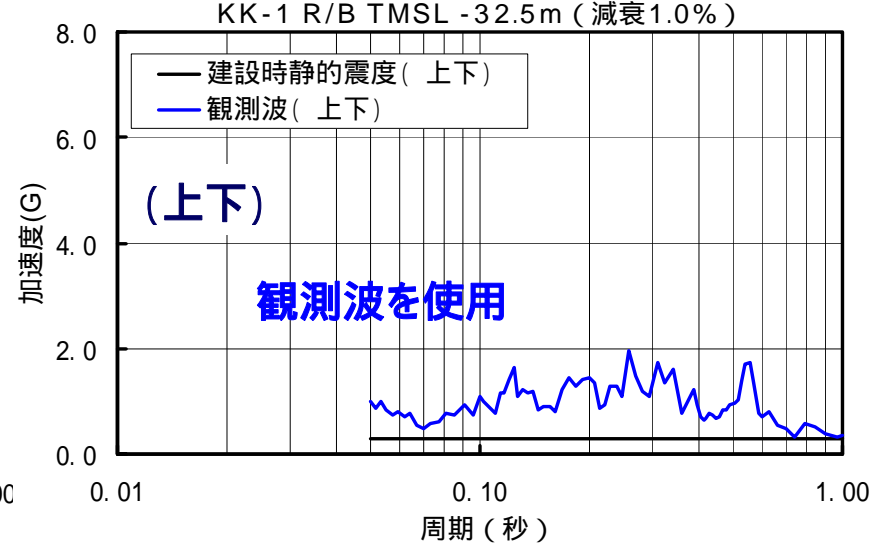
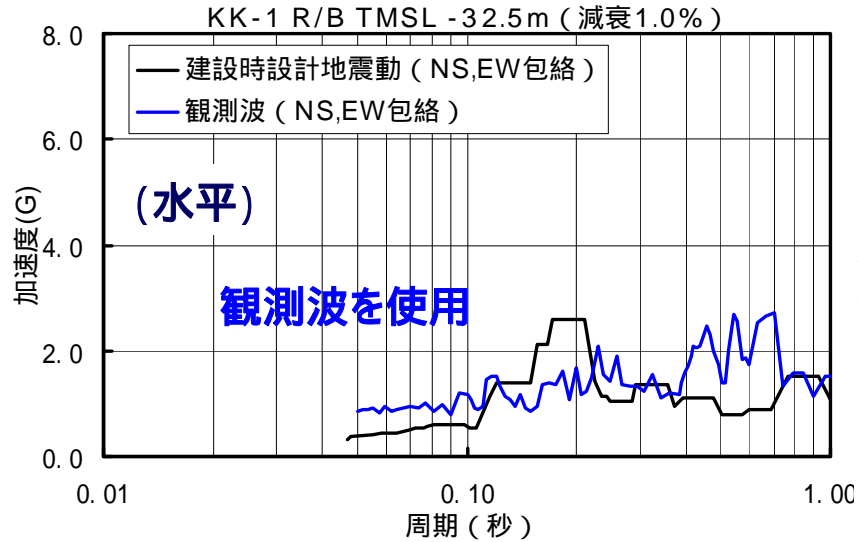
## ● 1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）



# 1号機地震応答解析に用いる床応答スペクトル例

## ● 1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

基礎版  
上

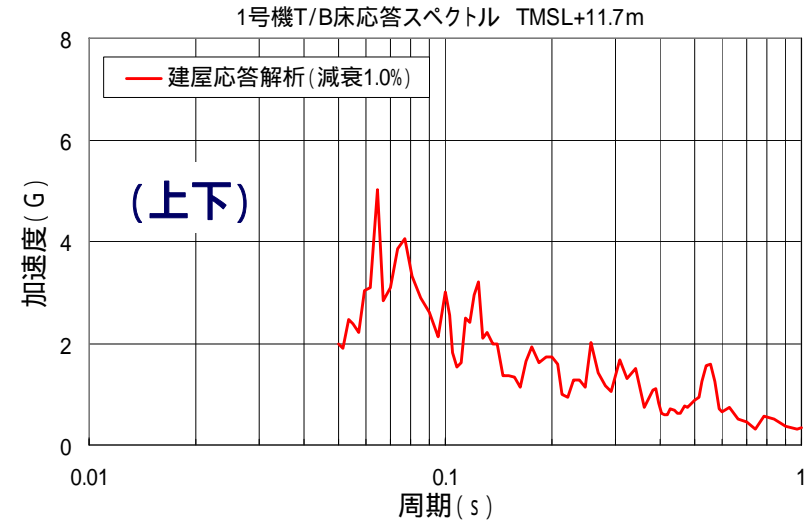
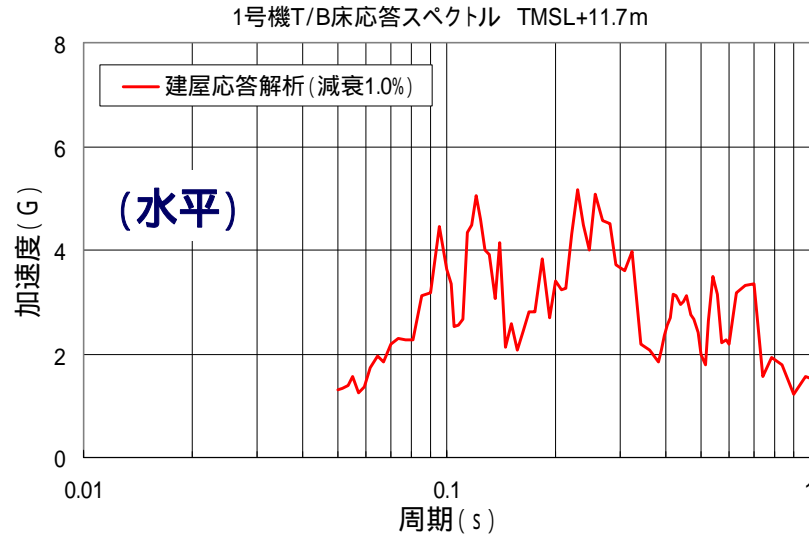




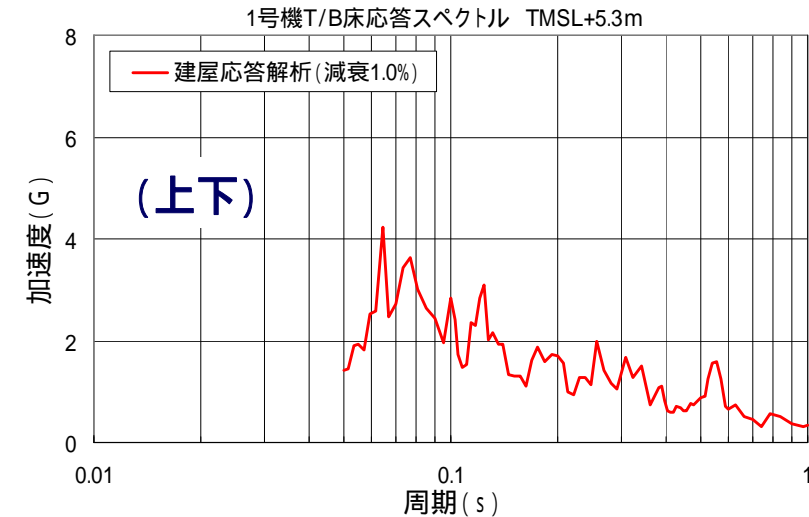
# 1号機地震応答解析に用いる床応答スペクトル例

- 1号機タービン建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

中間階



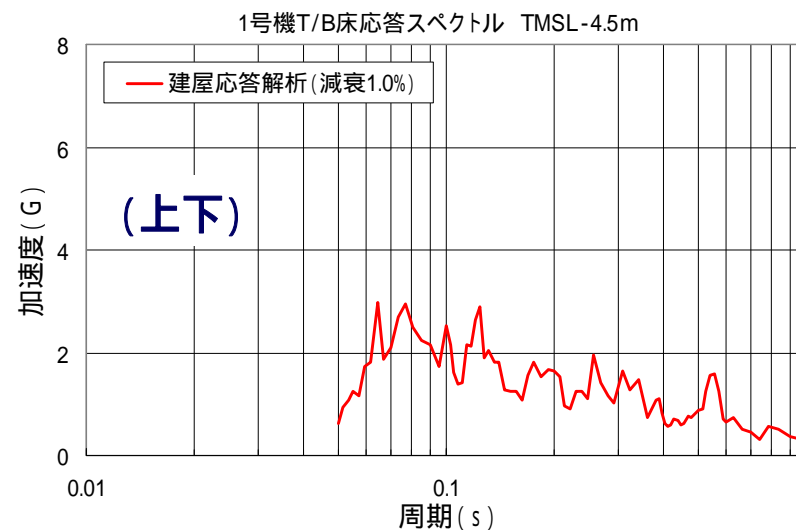
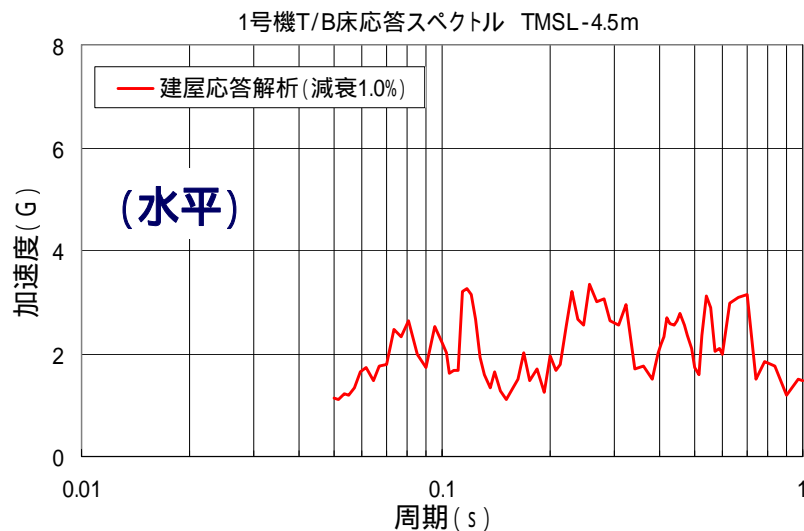
1階



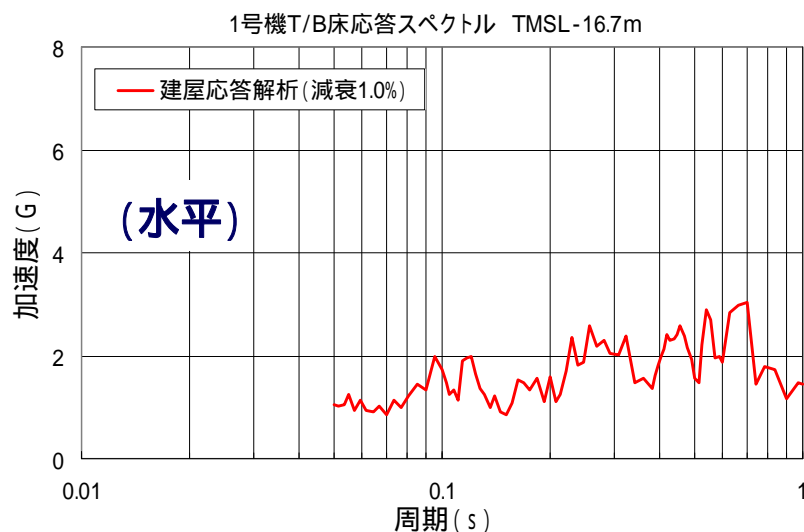
# 1号機地震応答解析に用いる床応答スペクトル例

- 1号機タービン建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

地下  
1階



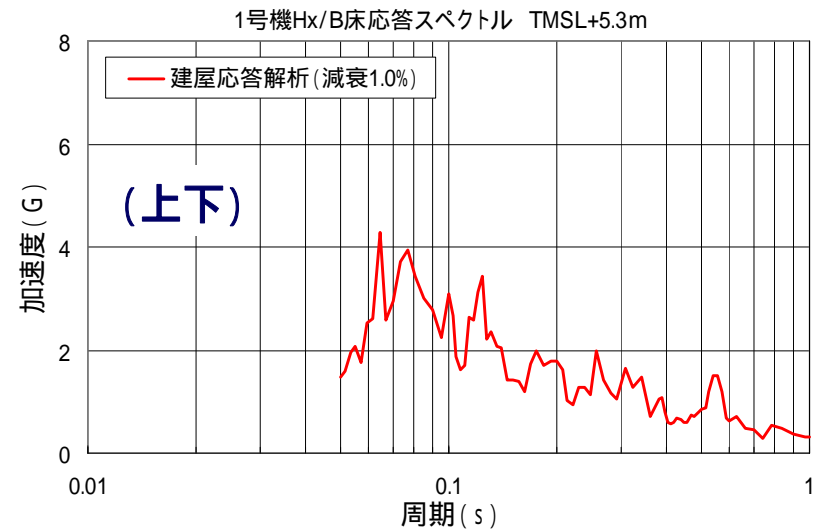
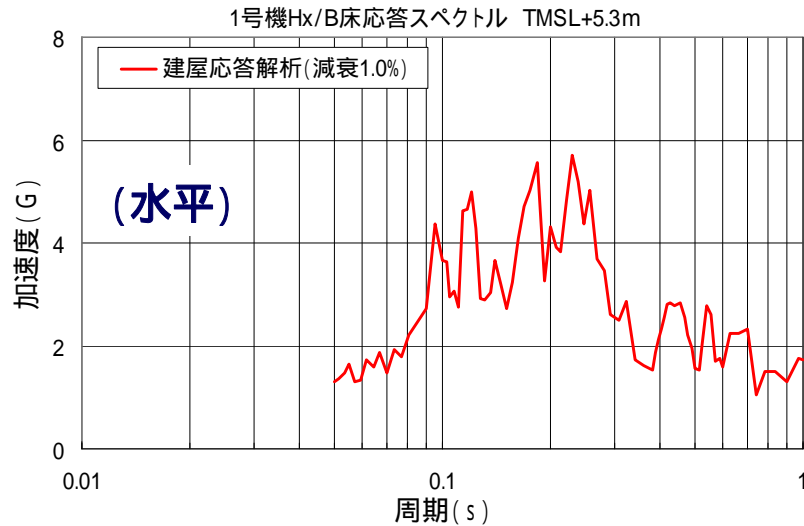
地下  
2階



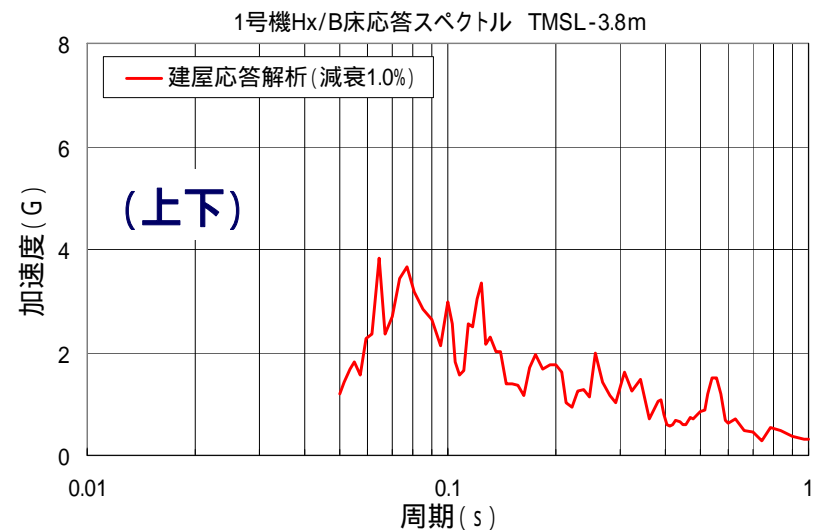
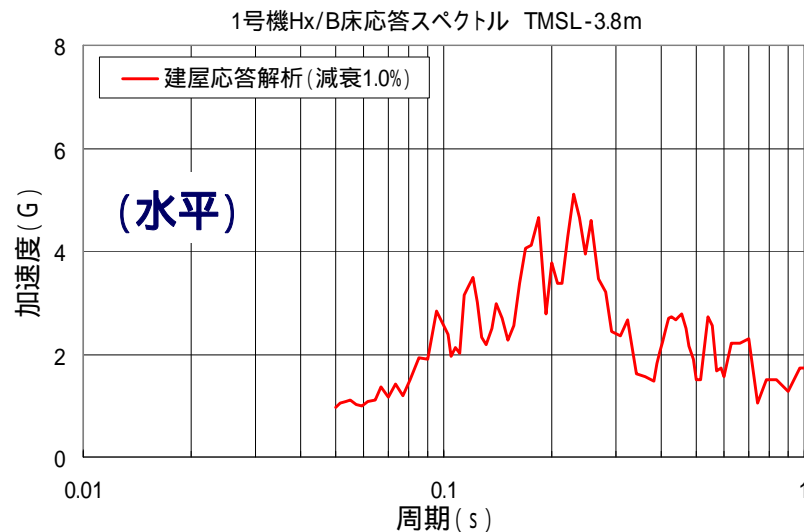
# 1号機地震応答解析に用いる床応答スペクトル例

## ● 1号機海水機器建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

1階

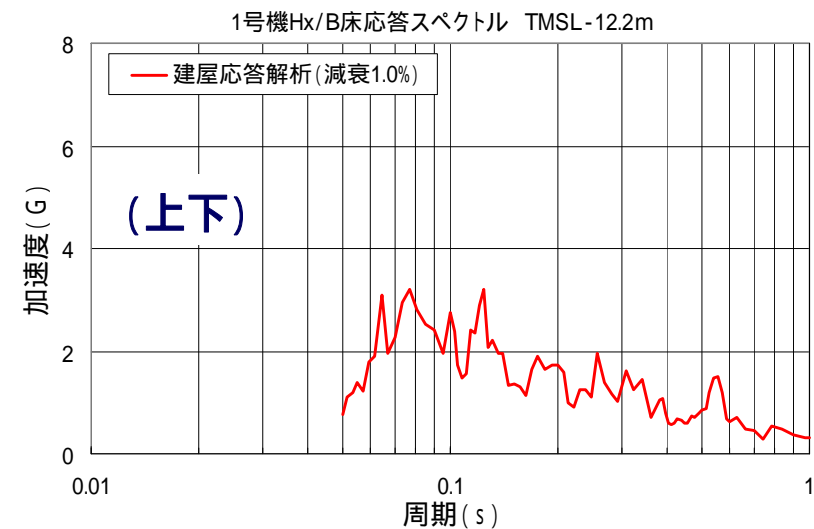
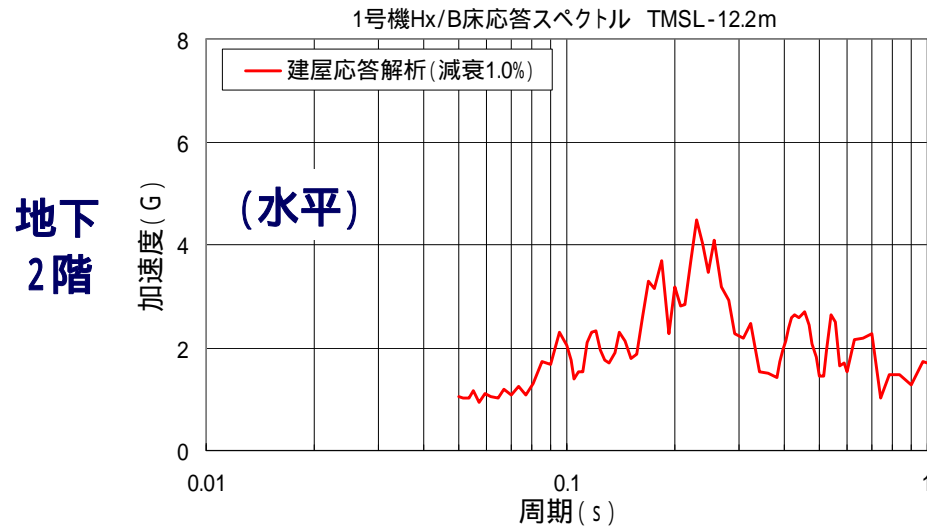


地下  
1階



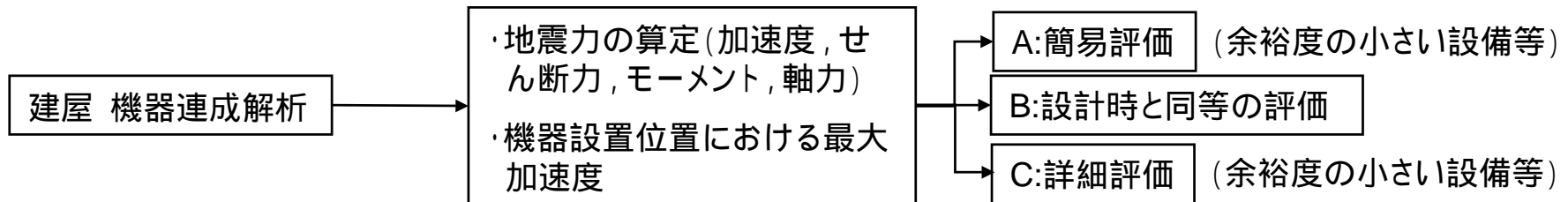
# 1号機地震応答解析に用いる床応答スペクトル例

- 1号機海水機器建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

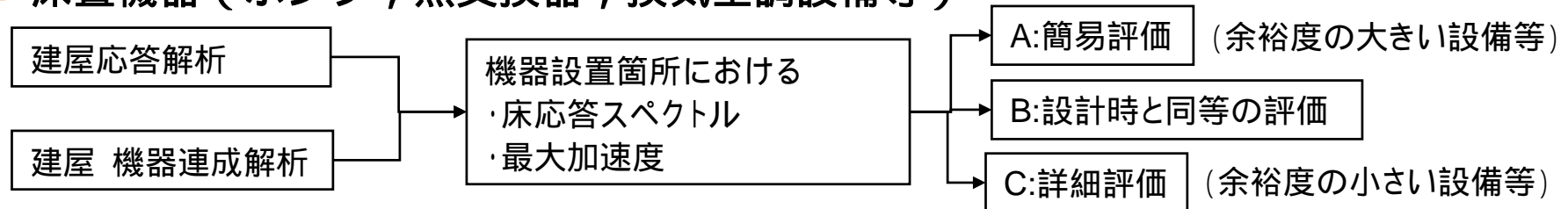


# 1号機地震応答解析評価の概要

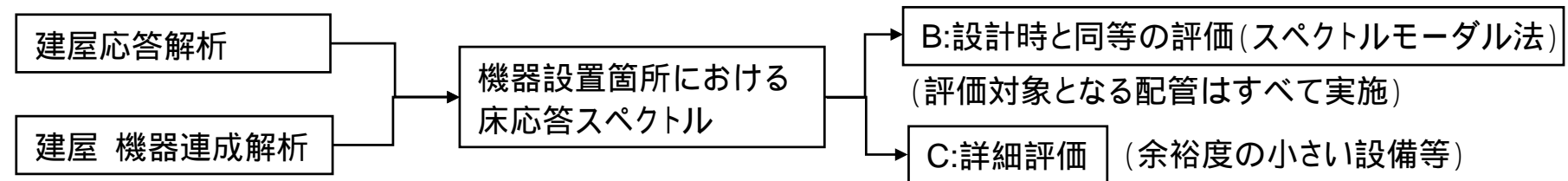
## ■ 大型機器（格納容器，圧力容器，炉内構造物）



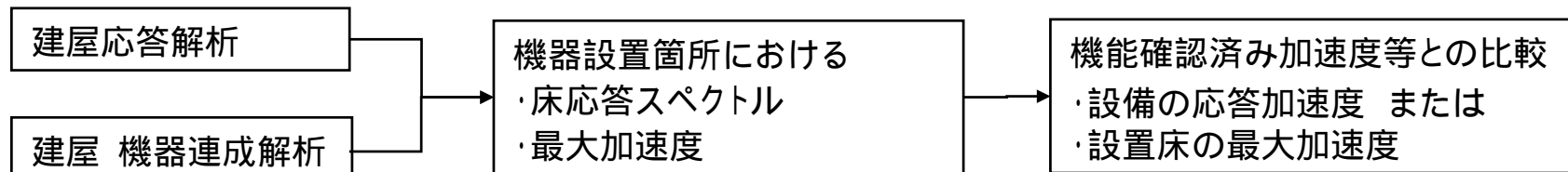
## ■ 床置機器（ポンプ，熱交換器，換気空調設備等）



## ■ 配管系



## ■ 動的機能維持（ポンプ，ファン，弁等）



# 1号機構造強度評価の方法

## ■ A . 簡易評価 ( 応答倍率法等による評価 )

- 大型機器 ( 格納容器 , 圧力容器 , 炉内構造物 )
  - ✓ 建屋 - 機器連成応答解析で地震力 ( 加速度 , せん断力 , モーメント , 軸力 ) を算出
  - ✓ 上記地震力と設計時の地震力との比を設計時の応力に乗じて評価基準値と比較
- 床置機器
  - ✓ 本地震と設計時のそれぞれの床応答スペクトルの比を設計時の応力に乗じて評価基準値と比較

## ■ B . 設計時と同等な評価

- 大型機器 , 床置機器
  - ✓ 簡易評価の結果 , 詳細評価が必要と判断された設備は , 設計時と同等の評価を行う
- 配管系
  - ✓ スペクトルモーダル法による解析を行い , 算出値を評価基準値と比較

なお , 必要に応じて下記の条件を考慮する。

- ・ 燃料装荷の有無等 , 運転状態を考慮した条件の適用
- ・ これまでの試験 , 研究等により妥当性が確認された評価手法 , 評価パラメータの適用
- ・ 床応答加速度の方向成分 (NS/EW)
- ・ 解析モデルの精緻化

## ■ C . 詳細評価

- 設計時と同等な評価の結果 , さらなる詳細評価が必要と判断された設備は , 有限要素法の適用 , 時刻歴応答解析の実施 , 減衰定数の見直し等 , 規格基準の範囲内で詳細評価を行う。

---

# 1号機地震応答解析結果 (構造強度評価)

# 構造強度評価結果：大型機器（1 / 3）

## 原子炉压力容器

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法 <sup>1</sup>
原子炉压力容器円筒胴	円筒胴	膜	184	303	A
制御棒貫通孔	スタブチューブ	膜+曲げ	200	271 <sup>2</sup> <del>268</del>	A
支持スカート	スカート	座屈	0.17 <sup>3</sup>	1 <sup>3</sup>	A
原子炉压力容器基礎ボルト	基礎ボルト	組合せ	23	499	A
再循環水出口ノズル(N1)	セーフエンド	膜	81	143	A
主蒸気ノズル(N3)	セーフエンド	膜	111	188	A
給水ノズル(N4)	セーフエンド	膜	99	188	A
低圧注水ノズル(N6)	セーフエンド	膜	91	188	A
原子炉压力容器スタビライザ	ガセット	曲げ	153	228	A
原子炉格納容器スタビライザ	トラス members 補強板	せん断	114	135	A
制御棒駆動機構ハウジング支持金具	レストリント members	圧縮	110	192	A

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 適用する評価式の適正化(オーステナイト系ステンレスおよび高ニッケル合金に適用する評価式により算定)。

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。



# 構造強度評価結果：大型機器（2 / 3）

## 炉内構造物

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法 <sup>1</sup>
給水スパーチャ	エンドプレート	膜+曲げ	9	214	A
低圧及び高圧炉心スプレイ スパーチャ	パイプ	膜+曲げ	36	139	A
低圧及び高圧炉心スプレイ系配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜+曲げ	30	172 <sup>2</sup> <del>139</del>	B
残留熱除去系(低圧注水系)配管 (原子炉圧力容器内部)	スリーブ	膜+曲げ	9	214	A
差圧検出ほう酸水注入系配管	パイプ	膜+曲げ	156	214	A
ジェットポンプ	ライザー中央部	膜+曲げ	52	174	A
中性子束モニタ案内管	案内管	膜+曲げ	94	106 <sup>3</sup>	B

## 炉心支持構造物

炉心シュラウド	下部胴	膜	21	92	A
シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	35	216	A
炉心支持板	炉心支持板	膜+曲げ	77	161	A
制御棒案内管	制御棒案内管中央部	膜+曲げ	26	139	A

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 評価基準値を算定する温度を, 最高使用温度から地震時の温度(常温)に変更。

3 評価基準値を常温で算定

# 構造強度評価結果：大型機器（3 / 3）

## 原子炉本体の基礎

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 <sup>A</sup> (MPa)	評価 方法 <sup>1</sup>
アンカボルト	アンカボルト部	引抜力	4186 (kN/6°40')	4943 (kN/6°40')	B
ベアリングプレート	ベアリングプレート	曲げ	294	492	B

## 格納施設

原子炉格納容器（ドライウエル）	下部円すい胴部	膜	21	229	A
サプレッションチェンバ	サプレッションチェンバ 基部	座屈	0.27 <sup>2</sup>	1 <sup>2</sup>	A
上部シヤラグ	内側フィニッシュシヤラグ	曲げ	255	265 <sup>3</sup>	C <sup>4</sup>
下部シヤラグ	ダイヤフラムフロアシート 取付部側板	組合せ	163	229	A
配管貫通部	管台	膜	50	180	A
電線ケーブル貫通部	電線ケーブル貫通部	膜+曲げ	223	271	A
サプレッションチェンバ スプレイ管	サプレッションチェンバ スプレイヘッド	膜+曲げ	63	186	B
ベント管	ベント管	膜+曲げ	24	229	B
ダイヤフラムフロア	シヤコネクタ	せん断	59kN	75kN	B

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 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。

3 評価基準値を常温で算定

4 添付2に詳細を示す。

# 構造強度評価結果：床置機器（1 / 7）

## 制御棒駆動水系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法
水圧制御ユニット	フレーム	曲げ	29	209	A

## 残留熱除去系

残留熱除去系熱交換器	基礎ボルト	引張	94	169	A
残留熱除去系ポンプ	ディスチャージヘッド 取付ボルト	引張	37	456	A

## 残留熱除去冷却中間ループ系

残留熱除去冷却中間ループ系 熱交換器	胴板	組合せ	163	373	A
残留熱除去冷却中間ループ ポンプ	基礎ボルト	せん断	5	133	A

## 残留熱除去海水系

残留熱除去海水ポンプ	揚水管	引張	82	154	A
残留熱除去海水系ストレーナ	基礎ボルト	せん断	44	366	A

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

# 構造強度評価結果：床置機器（2 / 7）

## 原子炉隔離時冷却系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 <sub>A</sub> S (MPa)	評価方法 <sup>1</sup>
原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	せん断	24	130	A
原子炉隔離時冷却系 蒸気駆動タービン	基礎ボルト	引張	23	169	A

## 高压炉心スプレイ系

高压炉心スプレイ系ポンプ	ディスチャージヘッド 取付ボルト	引張	48	474	A
--------------	---------------------	----	----	-----	---

## 低压炉心スプレイ系

低压炉心スプレイ系ポンプ	ディスチャージヘッド 取付ボルト	引張	37	474	A
低压炉心スプレイ系 ストレーナ	多孔プレート ポケットシート	膜+曲げ	150 <sup>2</sup>	169	A

## 主蒸気系

主蒸気逃がし安全弁用 アキュムレータ	ボルト	せん断	17	117	A
-----------------------	-----	-----	----	-----	---

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 設計時には過渡現象との組合せによる評価を実施しており、地震時の荷重が設計時の荷重を下回ることから、設計時の値を記載。

# 構造強度評価結果：床置機器（3 / 7）

## ほう酸水注入系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法
ほう酸水注入系ポンプ	基礎ボルト	せん断	10	133	A
ほう酸水注入系貯蔵タンク	胴板	膜	50	188	A

## 可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロウ	ブレース	圧縮	10	162	A
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置構造物	基礎ボルト	せん断	31	130	A

## 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系排風機	基礎ボルト	せん断	33	130	A
非常用ガス処理系冷却送風機	基礎ボルト	せん断	11	130	A
前置非常用ガス処理装置	スライドボルト	せん断	227	342	A
後置非常用ガス処理装置	スライドボルト	せん断	168	342	A

A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

# 構造強度評価結果：床置機器（4 / 7）

## 換気設備

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法 <sup>1</sup>
C / A送風機	基礎ボルト	引張	48	173	A
C / A排風機	基礎ボルト	引張	5	173	A
C / A再循環送風機	基礎ボルト	引張	40	173	A
C / A再循環空気浄化装置	基礎ボルト	せん断	32	133	A

## 放射線管理用計測装置

燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	引張	3	180	A
格納容器内雰囲気放射線モニタ	支持部固定ボルト	せん断	3	135	A

## 計測制御系統設備

S R M / I R Mドライチューブ	ドライチューブ	膜+曲げ	110	308 <sup>2</sup>	B
L P R M検出器集合体	カバーチューブ	膜+曲げ	100	200 <sup>2</sup>	B
ベンチ形制御盤	締付ボルト	引張	4	173	A
直立形制御盤	締付ボルト	引張	10	173	A
現場盤 原子炉系 A 計装ラック	締付ボルト	引張	5	173	A
格納容器内雰囲気モニタ	検出器取付ボルト	引張	105	180	A

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 評価基準値を常温で算定

# 構造強度評価結果：床置機器（5 / 7）

## 非常用ディーゼル発電設備

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 <sub>A</sub> S (MPa)	評価 方法
ディーゼル機関	基礎ボルト	引張	47	254	A
空気だめ	基礎ボルト	引張	15	173	A
燃料ディタンク	基礎ボルト	せん断	11	122	A
ディーゼル発電機	軸受台取付ボルト	引張	14	180	A

## 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備

ディーゼル機関	基礎ボルト	引張	44	254	A
空気だめ	基礎ボルト	引張	15	173	A
燃料ディタンク	基礎ボルト	せん断	7	122	A
ディーゼル発電機	基礎ボルト	せん断	15	195	A

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

# 構造強度評価結果：床置機器（6 / 7）

## 燃料設備

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法 <sup>1</sup>
原子炉複合建屋 原子炉棟クレーン	クレーンガーダ	曲げ	128	309	B
燃料交換機	構造物フレーム	組合せ	144	241	B
使用済燃料貯蔵ラック	ラック本体	引張	145	205	A
制御棒・破損燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張	60	455	A
使用済燃料貯蔵プール	プールライニング	ひずみ	0.0011 <sub>2</sub>	0.003 <sub>2</sub>	A

## 蓄電池及び充電器

125V 蓄電池	締付ボルト	せん断	12	133	A
125V 充電器	締付ボルト	引張	19	173	A

## バイタル交流電源設備

バイタル交流電源設備	締付ボルト	せん断	5	133	A
------------	-------	-----	---	-----	---

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 ひずみを記載。



# 構造強度評価結果：床置機器（7 / 7）

## 非常用補機冷却中間ループ系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法
非常用補機冷却中間ループ系 熱交換器	胴板	組合せ	104	415	A
非常用補機冷却中間ループ ポンプ	基礎ボルト	引張	6	173	A

## 高圧炉心スプレイディーゼル冷却中間ループ系

高圧炉心スプレイディーゼル 冷却中間ループ系熱交換器	胴板	組合せ	111	415	A
高圧炉心スプレイディーゼル 冷却中間ループポンプ	電動機取付ボルト	引張	6	173	A

## 高圧炉心スプレイディーゼル海水系

高圧炉心スプレイディーゼル 海水ポンプ	揚水管	引張	27	154	A
高圧炉心スプレイディーゼル 海水系ストレナ	基礎ボルト	せん断	17	366	A

A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

# 構造強度評価結果：配管（ 1 / 5 ）

## 配管系（スナツバが取り外された状態での解析評価結果）

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法 <sup>1</sup>	備考
主蒸気系	配管	一次	146	245	B	
原子炉冷却材 再循環系	配管	一次	151	360	B	時刻歴応答解析 PLR-001
原子炉冷却材浄化系	配管	一次	79	245	B	時刻歴応答解析
残留熱除去系	配管	一次	74	308	B	時刻歴応答解析
高圧炉心スプレイ系	配管	一次	132	308	B	
低圧炉心スプレイ系	配管	一次	42	308	B	

<sup>1</sup> A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

# 構造強度評価結果：配管（2 / 5）

## 配管系（スナッチャが取り外された状態での解析評価結果）

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法	備考
ほう酸水注入系	配管	一次	174	265	B	SLC-003
給水系	配管	一次	145	360	B	FDW-001
原子炉補機冷却中間 ループ系	配管	一次	79	215	B	RIW-001

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

# 構造強度評価結果：配管（3 / 5）

## 配管系（設計時の条件での解析評価結果）

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法 <sup>1</sup>	備考
原子炉隔離時冷却系	配管	一次	82	274	B	
給水系	配管	一次	107	281	B	FDW-002
放射性ドレン移送系	配管	一次	111	150	B	
非常用ガス処理系	配管	一次	26	209	B	
可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	81	211	B	
不活性ガス系	配管	一次	77 <del>103</del>	201	B	建設後の改造工事を反映して再評価
高圧炉心スプレイト ル海水系	配管	一次	52	239	B	

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

# 構造強度評価結果：配管（4 / 5）

## 配管系（設計時の条件での解析評価結果）

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法 <sup>1</sup>	備考
高圧炉心スプレィーセル 冷却中間ループ系	配管	一次	82	229	B	
原子炉補機冷却中間 ループ系	配管	一次	139	185	B	RIW-002
残留熱除去海水系	配管	一次	59	241	B	
主蒸気隔離弁漏えい抑 制系	配管	一次	93	182	B	
制御棒駆動系	配管	一次	86	129	B	
ほう酸水注入系	配管	一次	121	187 <sup>2</sup> <del>244</del>	B	SLC-004
原子炉冷却材再循環系	配管	一次	113	234 <sup>2</sup> <del>265</del>	B	PLR-002

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

2 JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規程（発刊準備中）により算定した値に統一。

# 構造強度評価結果：配管（ 5 / 5 ）

## 配管系（設計時の条件での解析評価結果）

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法 <sup>1</sup>	備考
燃料プール冷却浄化系	配管	一次	67	159	B	
非常用補機冷却中間 ループ系	配管	一次	95	229	B	
残留熱除去冷却中間 ループ系	配管	一次	133	233	B	
補給水系	配管	一次	81	188	B	

1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

---

# 1号機地震応答解析結果 (動的機能維持評価)

# 動的機能維持評価結果（床置設備：1 / 2）

評価対象設備	水平加速度 (G <sup>1</sup> )		鉛直加速度 (G <sup>1</sup> )	
	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>
ほう酸水注入系ポンプ	0.8	1.6	0.5	1.0
残留熱除去系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.8	1.4	0.5	1.0
原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	0.8	2.4	0.5	1.0
高圧炉心スプレイ系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0
低圧炉心スプレイ系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	0.9	2.6	0.6	1.0
非常用ディーゼル機関	0.8	1.1	0.5	1.0
高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	0.8	1.1	0.5	1.0

1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

2 適用する機能確認済加速度

JEAG4601-1991追補版

試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）



# 動的機能維持評価結果（床置設備：2 / 2）

評価対象設備	水平加速度 (G <sup>1</sup> )		鉛直加速度 (G <sup>1</sup> )	
	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>
残留熱除去冷却中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0
残留熱除去海水ポンプ	4.4	10.0	0.7	1.0
非常用補機冷却中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル冷却中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ	2.2	10.0	0.7	1.0
非常用ガス処理系排風機	1.0	2.3	0.5	1.0
非常用ガス処理系冷却送風機	1.0	2.3	0.5	1.0
C / A 送風機	0.9	2.6	0.6	1.0
C / A 排風機	0.9	2.6	0.6	1.0
C / A 再循環送風機	0.9	2.6	0.6	1.0

1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

2 適用する機能確認済加速度

JEAG4601-1991追補版

試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

# 動的機能維持評価結果（弁：1 / 3）

弁（スナッチが取り外された状態での解析評価結果）

評価対象設備	水平加速度（G <sup>1</sup> ）		鉛直加速度（G <sup>1</sup> ）	
	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>
主蒸気系（主蒸気外側隔離弁）	5.3	10.0	5.3	6.2
主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁）	5.7	9.6	4.0	6.1
高压炉心スプレイ系 （HPCS系注入ライン内側試験可能逆止弁）	2.4	6.0	2.2	6.0
低压炉心スプレイ系 （LPCS系注入ライン内側試験可能逆止弁）	2.7	6.0	1.9	6.0
原子炉冷却材再循環系 （原子炉冷却材再循環ポンプ吐出弁）	2.0	6.0	2.2	6.0
原子炉冷却材浄化系 （CUW系吸込ライン内側隔離弁）	1.7	6.0	0.9	6.0
残留熱除去系 （RHR系LPCI注入ライン試験可能逆止弁）	1.7	6.0	2.4	6.0

1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

2 適用する機能確認済加速度

JEAG4601-1991追補版

試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

# 動的機能維持評価結果（弁：2 / 3）

弁（スナッチが取り外された状態での解析評価結果）

評価対象設備	水平加速度 (G <sup>1</sup> )		鉛直加速度 (G <sup>1</sup> )	
	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>
給水系（給水ライン逆止弁）	1.4	6.0	3.8	6.0
ほう酸水注入系 （SLC系注入ライン外側逆止弁）	1.4	6.0	3.1	6.0
原子炉補機冷却中間ループ系 （RIW格納容器入口隔離弁）	3.1	6.0	1.9	6.0

1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

2 適用する機能確認済加速度

JEAG4601-1991追補版

試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

# 動的機能維持評価結果（弁：3 / 3）

## 弁（設計時の条件での解析評価結果）

評価対象設備	水平加速度（G <sup>1</sup> ）		鉛直加速度（G <sup>1</sup> ）	
	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>
原子炉隔離時冷却系 （RCIC系注入弁）	2.1	6.0	1.9	6.0
放射性ドレン移送系 （D/W高電導度廃液ライン第二隔離弁）	2.4	6.0	4.1	6.0
不活性ガス系 （PCVベント弁）	2.5 <del>1.0</del>	6.0	1.6 <del>2.3</del>	6.0
可燃性ガス濃度制御系 （入口隔離弁）	2.5	6.0	5.1	6.0
主蒸気隔離弁漏えい抑制系 （MSLCブリードライン放出弁）	1.5	6.0	1.1	6.0

1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

2 適用する機能確認済加速度

JEAG4601-1991追補版

試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

# 動的機能維持評価結果（計測制御系統・電気設備）

評価対象設備	水平加速度 (G <sup>1</sup> )		鉛直加速度 (G <sup>1</sup> )	
	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>	応答加速度	評価基準値 <sub>2</sub>
モニタ計器	0.91	3.0	0.41	2.0
温度監視計器	0.91	3.0	0.41	2.0
温度検出器	0.78	1.0	0.46	1.0
加速度検出器	0.91	3.0	0.41	1.5
水素濃度検出器	0.81	3.0	0.51	1.0
水位変換器	0.78	3.0	0.46	3.0
警報設定器	0.91	3.0	0.41	3.0
レベルスイッチ	0.78	3.0	0.46	2.0
位置スイッチ	0.84	4.9	0.48	4.9
圧力スイッチ	0.93	3.0	0.56	3.0
継電器	0.78	1.5	0.46	1.2
真空遮断器	0.78	2.0	0.46	1.2

1 G = 9.80665(m/s<sup>2</sup>)

2 既往の試験等をもとに定めた機能確認済加速度

# 地震応答解析結果（まとめ）

## ■ 現時点で以下の解析対象設備の評価を実施

構造強度評価 : 111 設備  
(配管支持構造物は含まない)

動的機能維持評価 : 46 設備

- ✓ 構造強度の評価結果より、機器・配管系の算出値はいずれも評価基準値以下であることを確認した。
- ✓ 動的機器の応答加速度は、いずれも機能確認済加速度以下であることを確認した。

## ■ 今後の予定

- ✓ 現在評価中の設備の継続評価  
(配管支持構造物の評価結果)
- ✓ 疲労評価の実施
- ✓ 比較的余裕の少ない設備については、観測記録と建屋応答解析結果の相違の影響について検討する(参考)

---

## ( 添付 1 ) 運転時条件による解析結果と停止時 条件による解析結果の相違について

## 運転時条件による解析結果と停止時条件による解析結果の相違について

■運転時の条件（高温）による解析と停止時の条件（低温）による解析では、次の相違がある。

●運転時条件（高温）と停止時条件（常温）の相違

✓運転時条件

高温 → 縦弾性係数：小（固有周期が長い。）  
評価温度：高（評価基準値が小さい。）

✓停止時条件

常温 → 縦弾性係数：大（固有周期が短い。）  
評価温度：低（評価基準値が大きい。）

■放射性ドレン移送系配管を対象に、運転時条件による解析結果と停止時条件での解析結果を比較することにより、運転時条件が停止時条件よりも厳しい条件であることを確認する。

解析条件       ：評価温度に応じた縦弾性係数を用いる。  
                  ：評価温度に応じた評価基準値を用いる。  
                  ：その他の条件は同一条件を用いる。



## 運転時条件による解析結果と停止時条件による解析結果の相違について

- 運転時条件による解析結果と停止時条件による解析結果を次表に比較して示す。

評価対象設備	評価条件	1次固有周期 [S]	発生応力 ( ) [MPa]	評価基準値 ( ) [MPa]	比率 ( / )
放射性ドレン 移送系配管	運転時条件 ( 171 )	0.099	111	150	1.35
	停止時条件 ( 40 )	0.098	110	205	1.86



縦弾性係数の  
影響は小さい



温度により材料物性が異なること  
から、評価基準値に違いがでる

SUS304TP Sy:150(171 ) , Sy:205(40 )

### ■ 考察

次の理由から、運転時条件は停止時条件に比較して厳しい条件である。

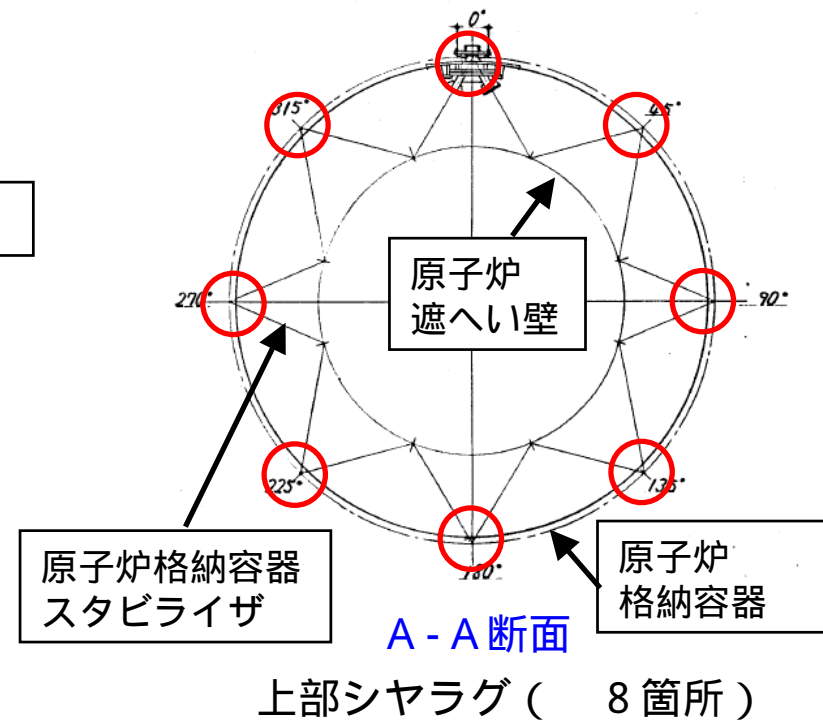
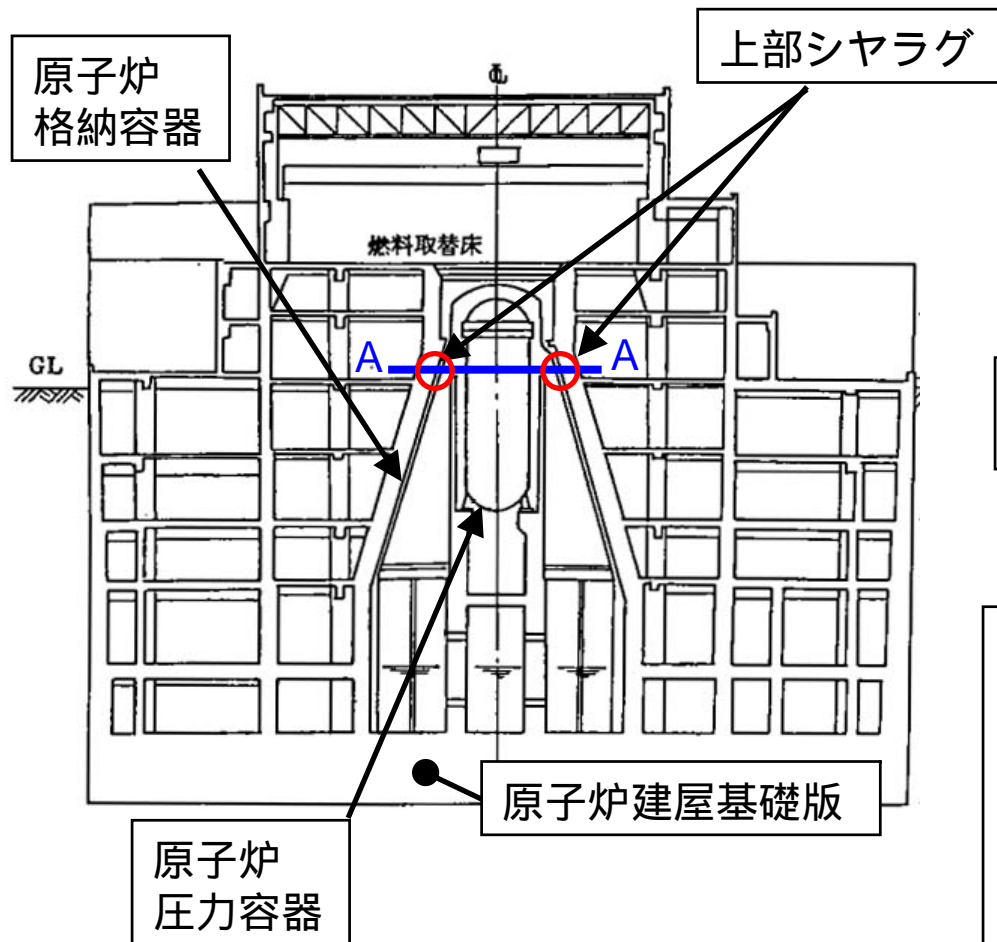
- 縦弾性係数の違いにより、運転時条件で算定した発生応力は停止時条件で算定した発生応力よりも大きい。
- 運転時条件の評価基準値は、停止時条件の評価基準値よりも小さい。

---

## ( 添付 2 ) 上部シヤラグの応力評価

# 上部シヤラグの応力評価

## ■ 上部シヤラグの設置位置と役割

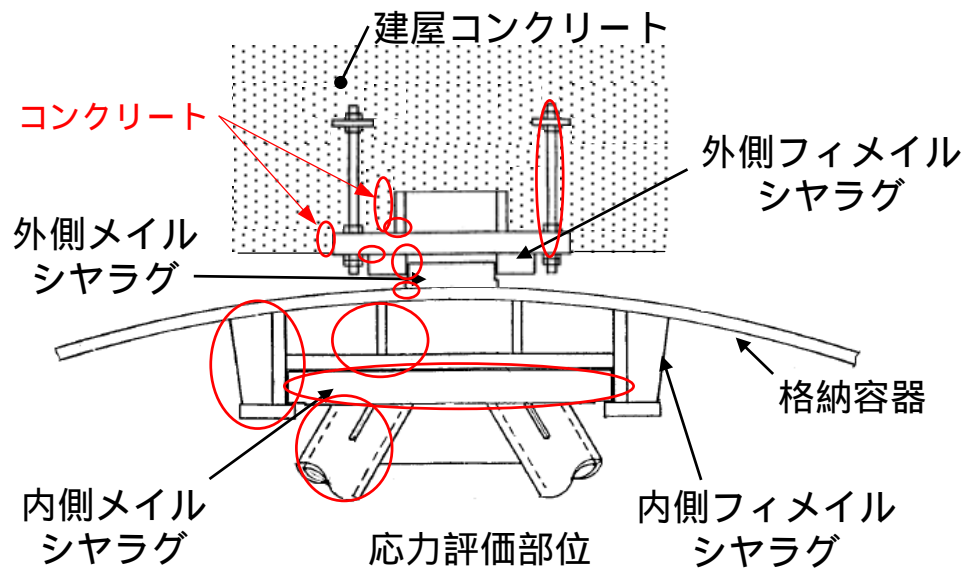
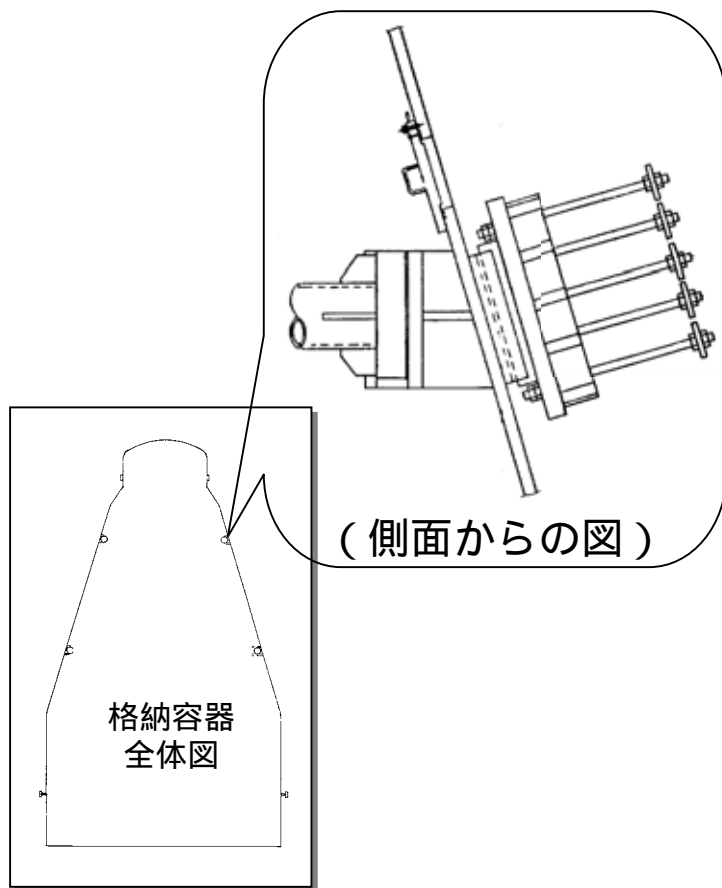


- 原子炉格納容器は，原子炉建屋基礎版に固定されている。
- 地震時に，原子炉格納容器の水平運動を止めるため，上部シヤラグ及び下部シヤラグが設置されている。

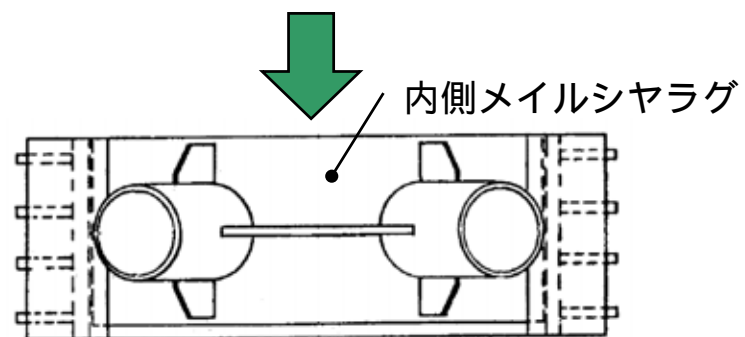
# 上部シヤラグの応力評価

## ■ 上部シヤラグの詳細構造

上部シヤラグの構造図



上方からの図



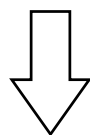
格納容器内側からの図

# 上部シヤラグの応力評価

## ■地震時に上部シヤラグに発生する応力の算出フロー

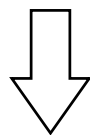
建屋 機器連成解析により、上部シヤラグに発生する荷重を算出

•地盤、原子炉建屋、原子炉格納容器、原子炉圧力容器等をモデル化した建屋 - 機器連成モデルに地震の時刻歴波を入力し、上部シヤラグに発生する荷重を算出する。



上部シヤラグ 1 箇所あたりに作用する荷重を算出

•連成解析により得られる荷重は、全ての上部シヤラグで受ける荷重となっているため、上部シヤラグ 1 箇所あたりの荷重を算出する。

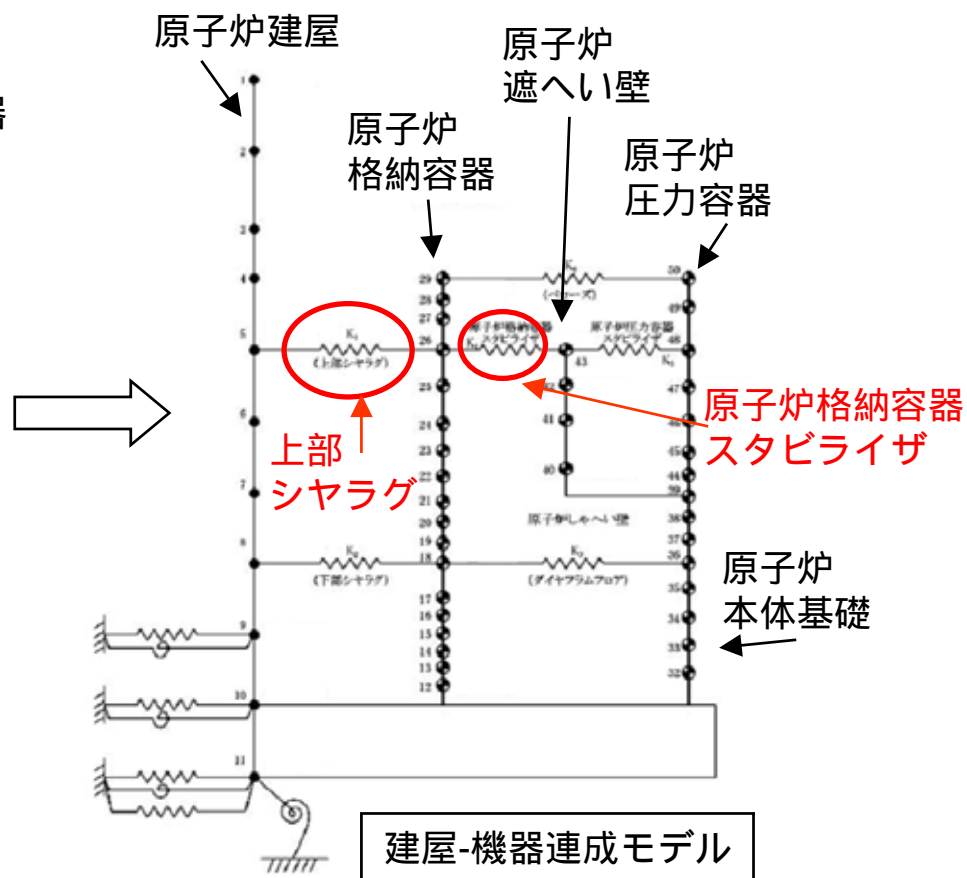
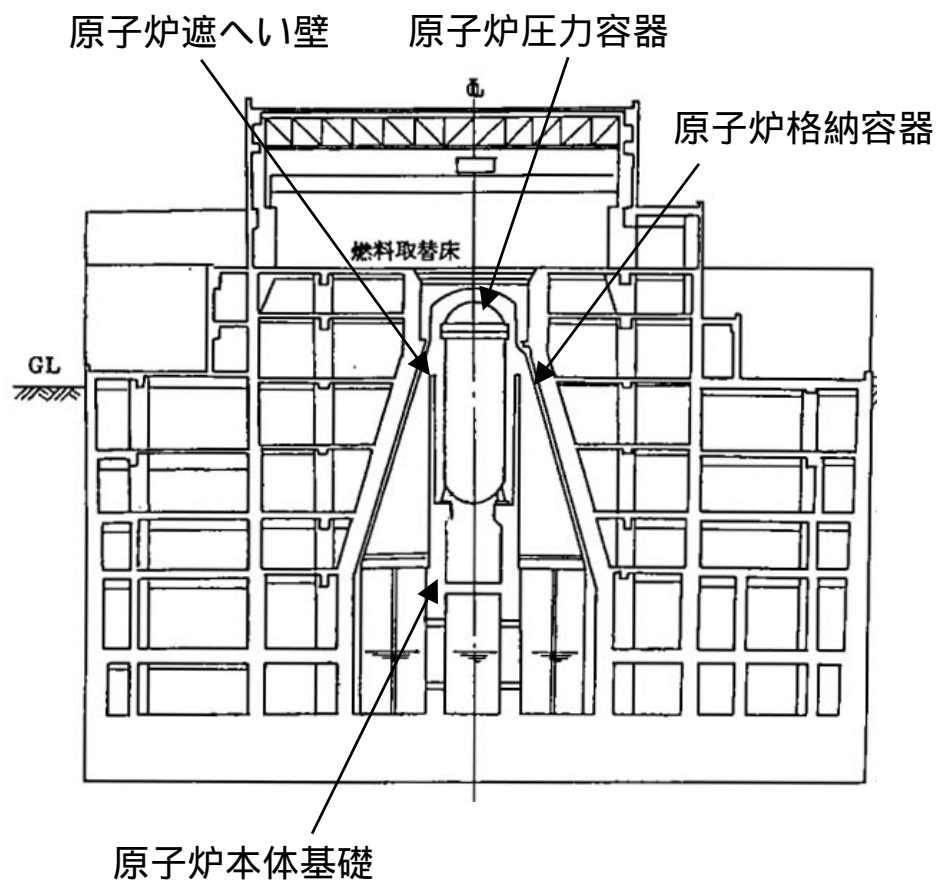


1 箇所あたりの荷重を用いて、各部位の応力を評価する

•1 箇所あたりの荷重を入力として、評価式または F E M 解析を用いて各部位の応力を算出する。

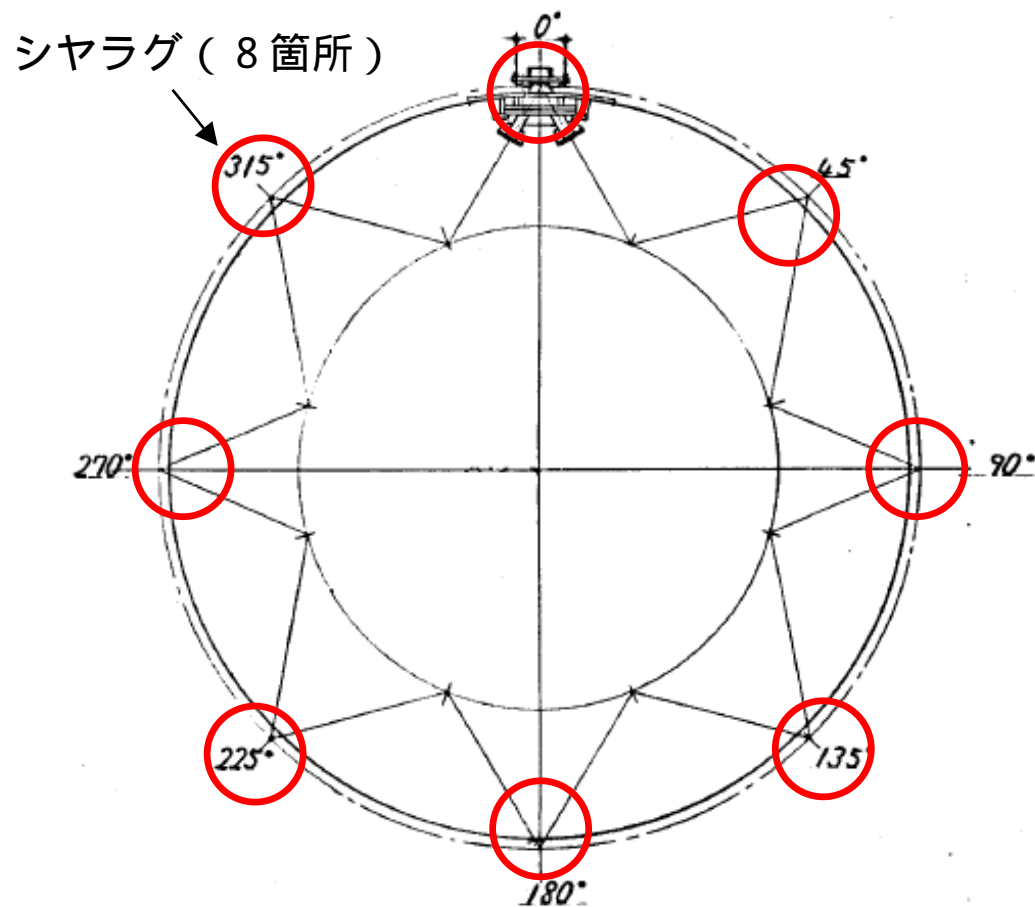
# 上部シヤラグの応力評価

## ■ 建屋-機器連成解析により荷重を算出



# 上部シヤラグの応力評価

## ■上部シヤラグ 1 箇所あたりの荷重を算出



•水平方向の地震荷重が原子炉格納容器に作用した時の、各シヤラグに作用する荷重を幾何学形状より算出する。

•内側のシヤラグに関しては、連成モデルの原子炉格納容器スタビライザの荷重を用いて算出する。

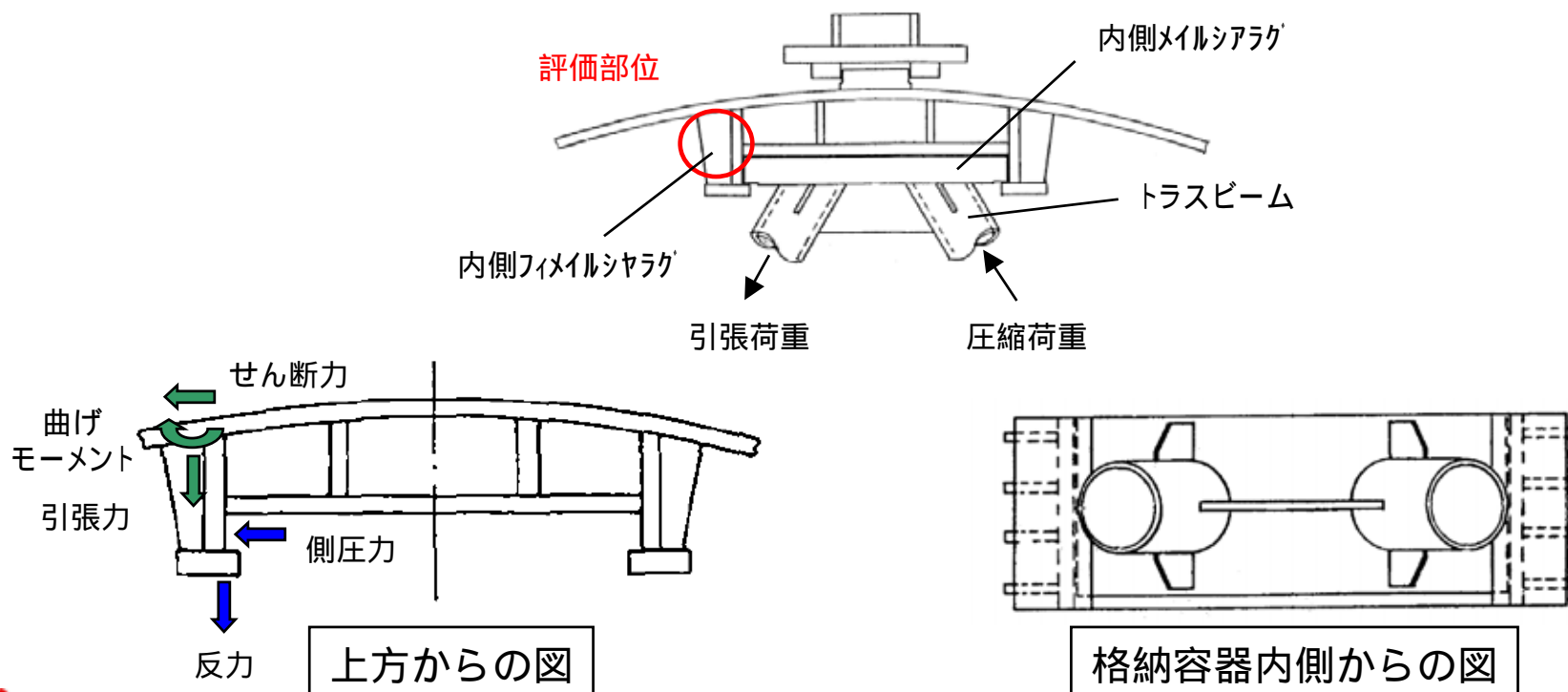
•外側のシヤラグに関しては、連成モデルの上部シヤラグの荷重を用いて算出する。

水平方向の地震荷重分担図

# 上部シヤラグの応力評価

## ■内側フィメールシヤラグの応力評価

- ✓ 原子炉格納容器スタビライザ（トラスビーム）からの荷重が，内側マイルシヤラグを介して，側反力および反力として内側フィメールシヤラグに伝達される。（反力はFEM解析により算出：次頁参照）
- ✓ 側圧力および反力から，フィメールシヤラグ付根部に生じる曲げモーメント，引張力，せん断力を算出。
- ✓ 付根部の曲げ応力，せん断応力，引張応力を算出し，組合せ応力を求める。

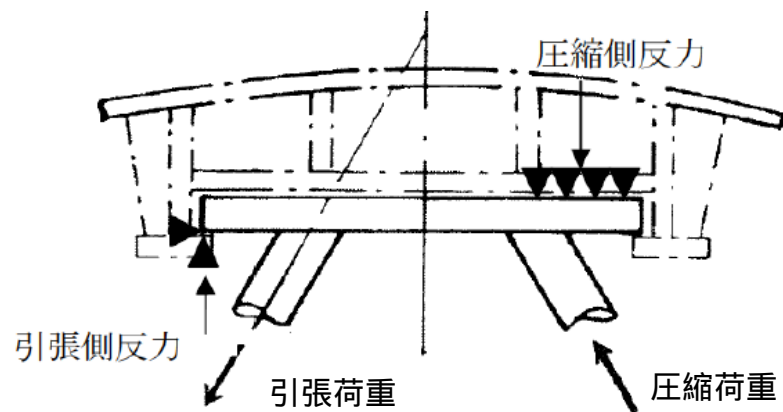
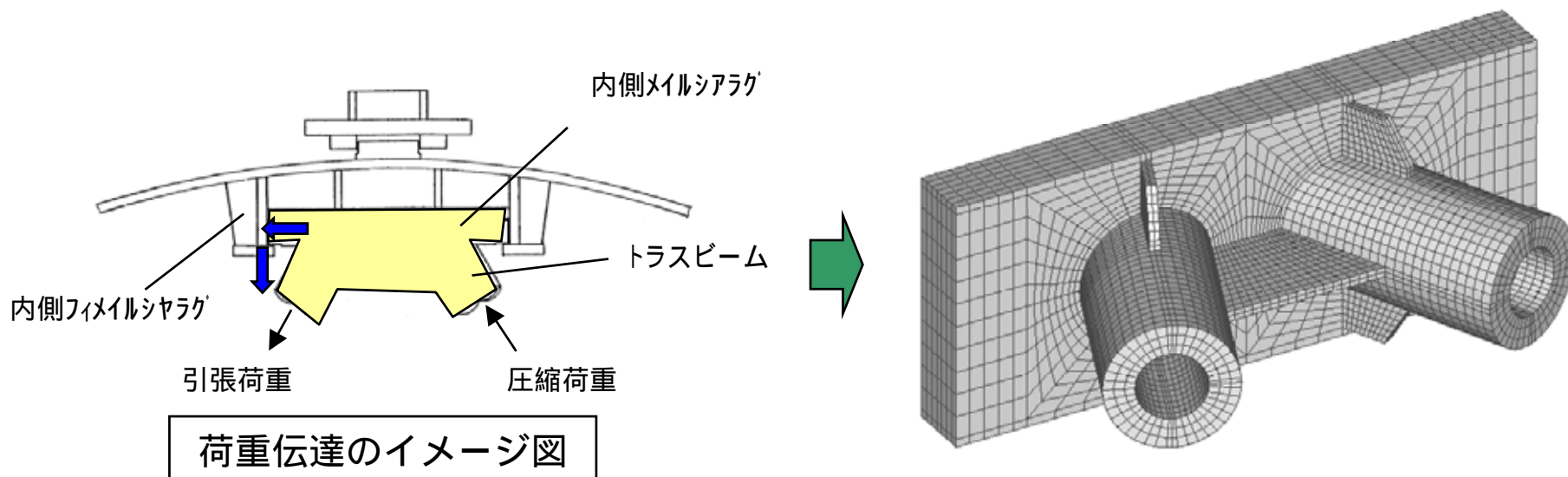




# 上部シヤラグの応力評価

## ■FEM解析による反力の算出

- ✓ 内側マイルシアラグのFEM3次元モデルにより、荷重の伝達をより詳細に再現し、内側フィメールシヤラグに加わる反力を算出した。



FEMモデルにおける  
境界条件のイメージ図

---

( 参考 )

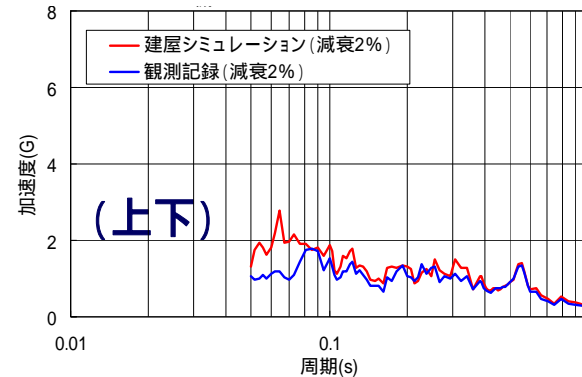
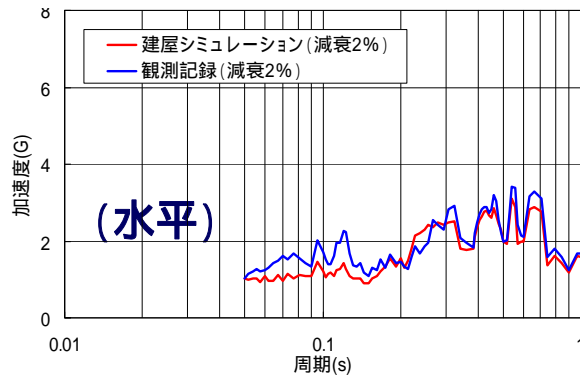
# 相違の影響に関する検討方針

## ■ 検討方針

- 耐震小委構造WGにて審議された建屋応答結果を用いた設備の地震応答解析結果を報告値として扱う。
- 比較的余裕の少ない設備については、観測記録と建屋応答解析結果の相違の影響について以下のように検討する。
  - ✓ 観測記録と建屋応答解析結果について、両者の比率A（次頁）を算定。
  - ✓ 建屋応答解析結果をもとに解析した設備の算出値に上記の比率Aを乗じて評価基準値と比較する。
  - ✓ 比較においては、1号機は地震時停止していたことを考慮して実際の圧力、温度、荷重条件等を反映した算出値あるいは評価基準値を用いる。

# 相違の影響に関する検討方針

## ■ 観測記録と建屋応答解析の相違について



- ✓ 主要モードの固有周期で、観測記録と建屋応答解析結果の加速度応答スペクトルから比率Aを計算  
**比率A = 観測記録による床応答加速度 / 建屋応答解析による床応答加速度**
- ✓ 報告値に比率Aを乗じて観測記録との相違を考慮した算定値を算出し、評価基準値と比較  
**(観測記録との相違を考慮した算定値) = (報告値) × (比率A) : 評価基準値と比較**

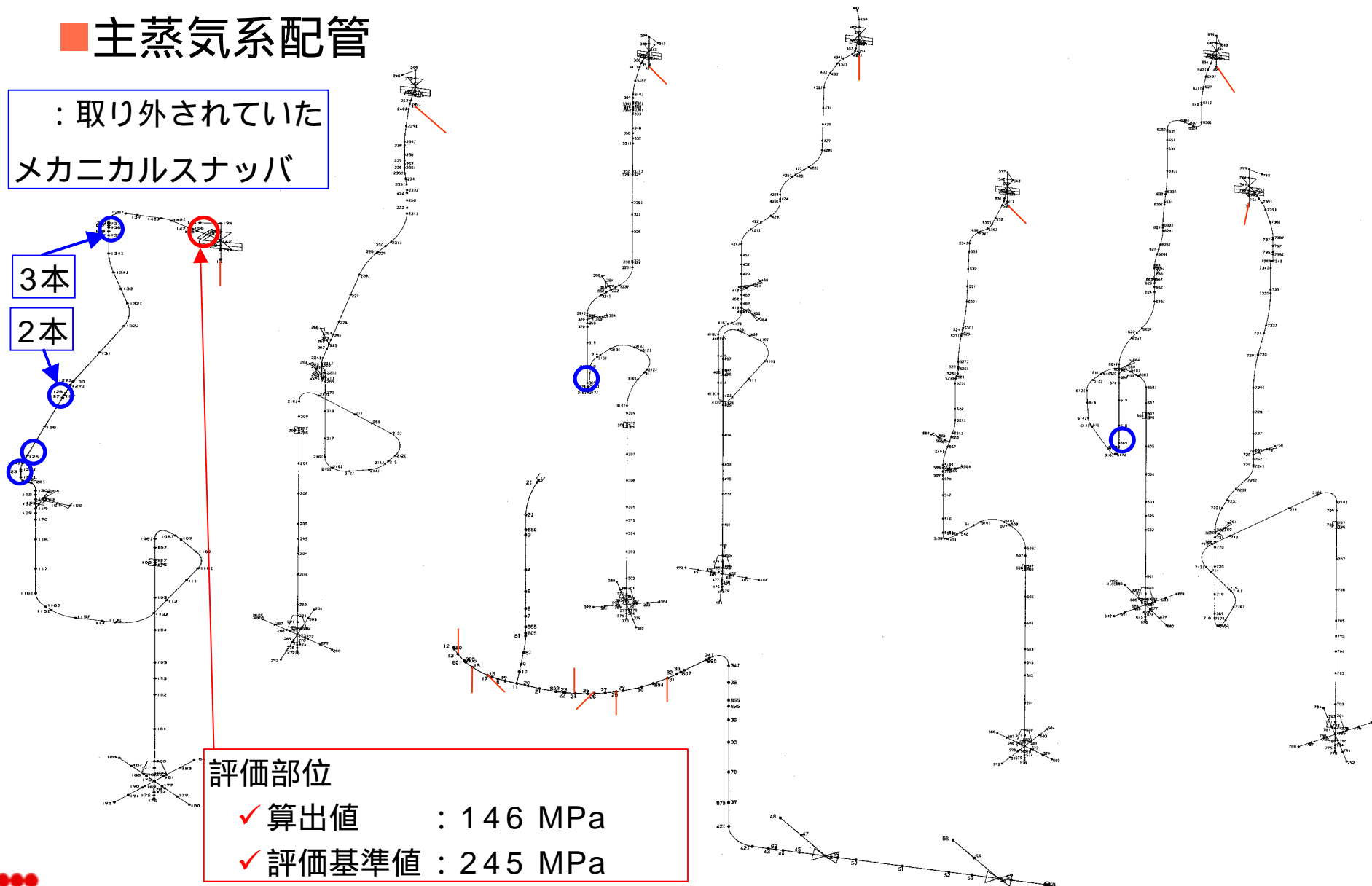
# 【参考】スナッチャが取り外された配管の解析（1 / 9）

## ■主蒸気系配管

：取り外されていた  
メカニカルスナッチャ

3本

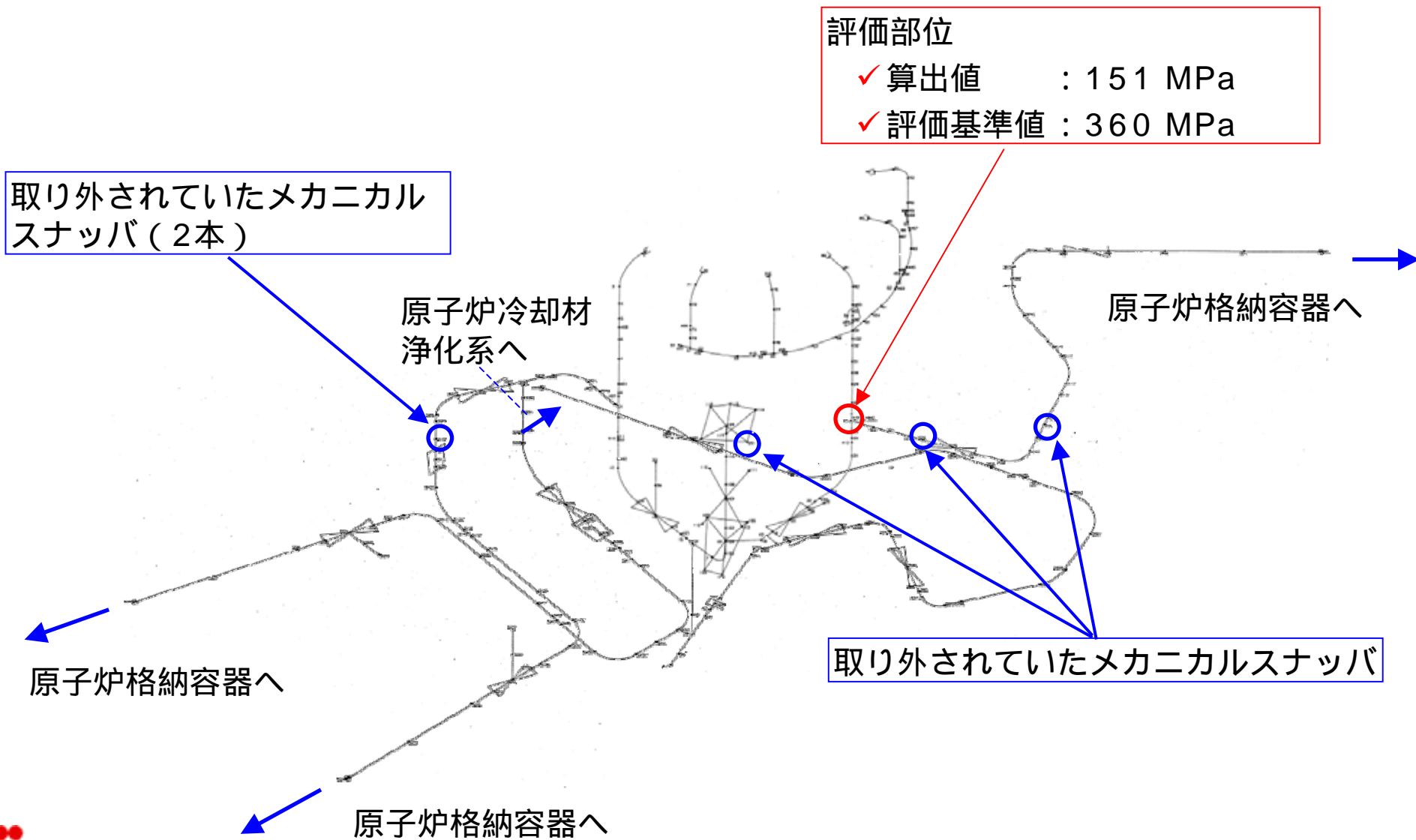
2本



評価部位  
✓ 算出値 : 146 MPa  
✓ 評価基準値 : 245 MPa

# 【参考】スナッチャが取り外された配管の解析（ 2 / 9 ）

## ■原子炉冷却材再循環系配管

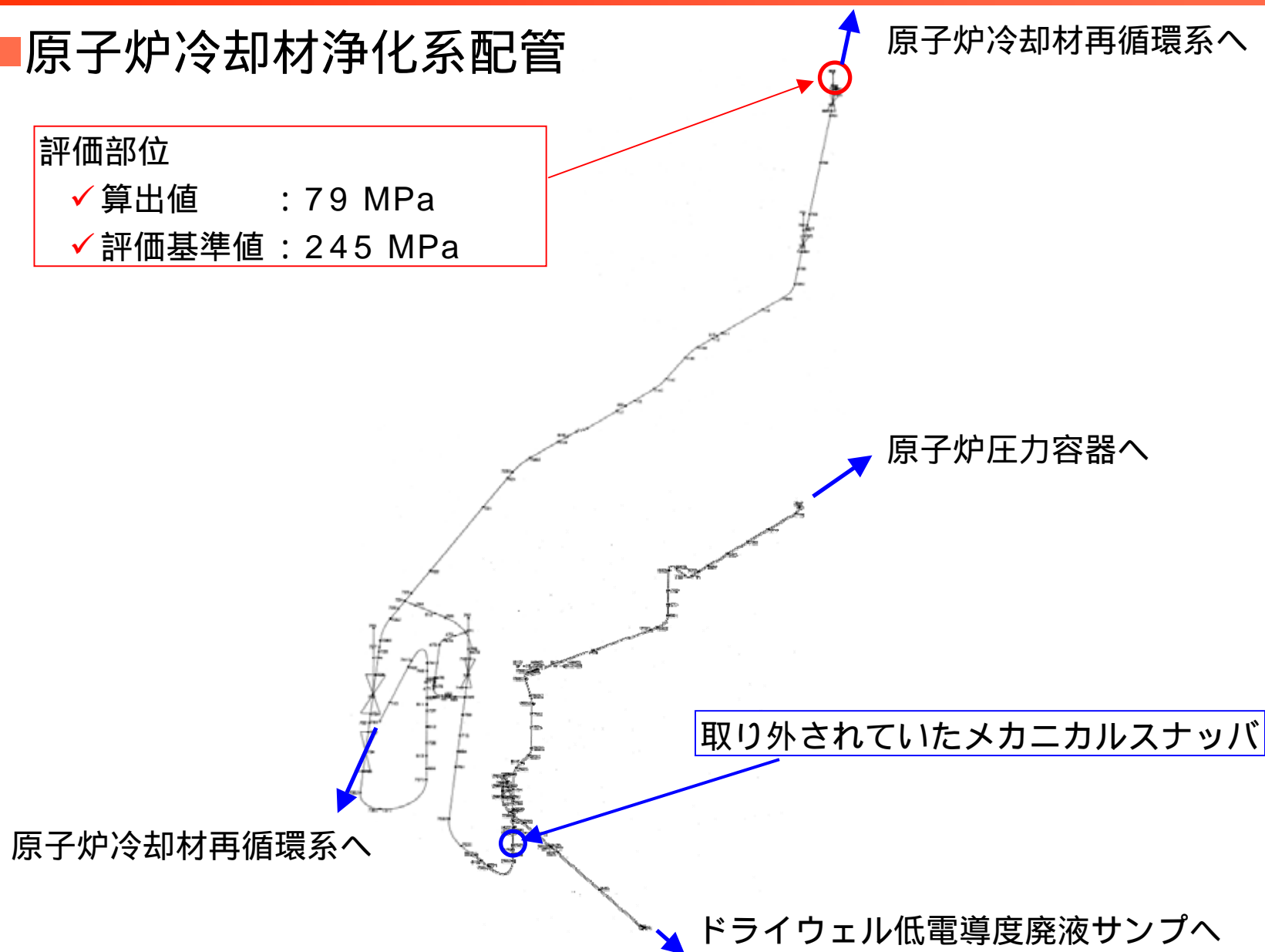


## 【参考】スナッチャが取り外された配管の解析（ 3 / 9 ）

### ■原子炉冷却材浄化系配管

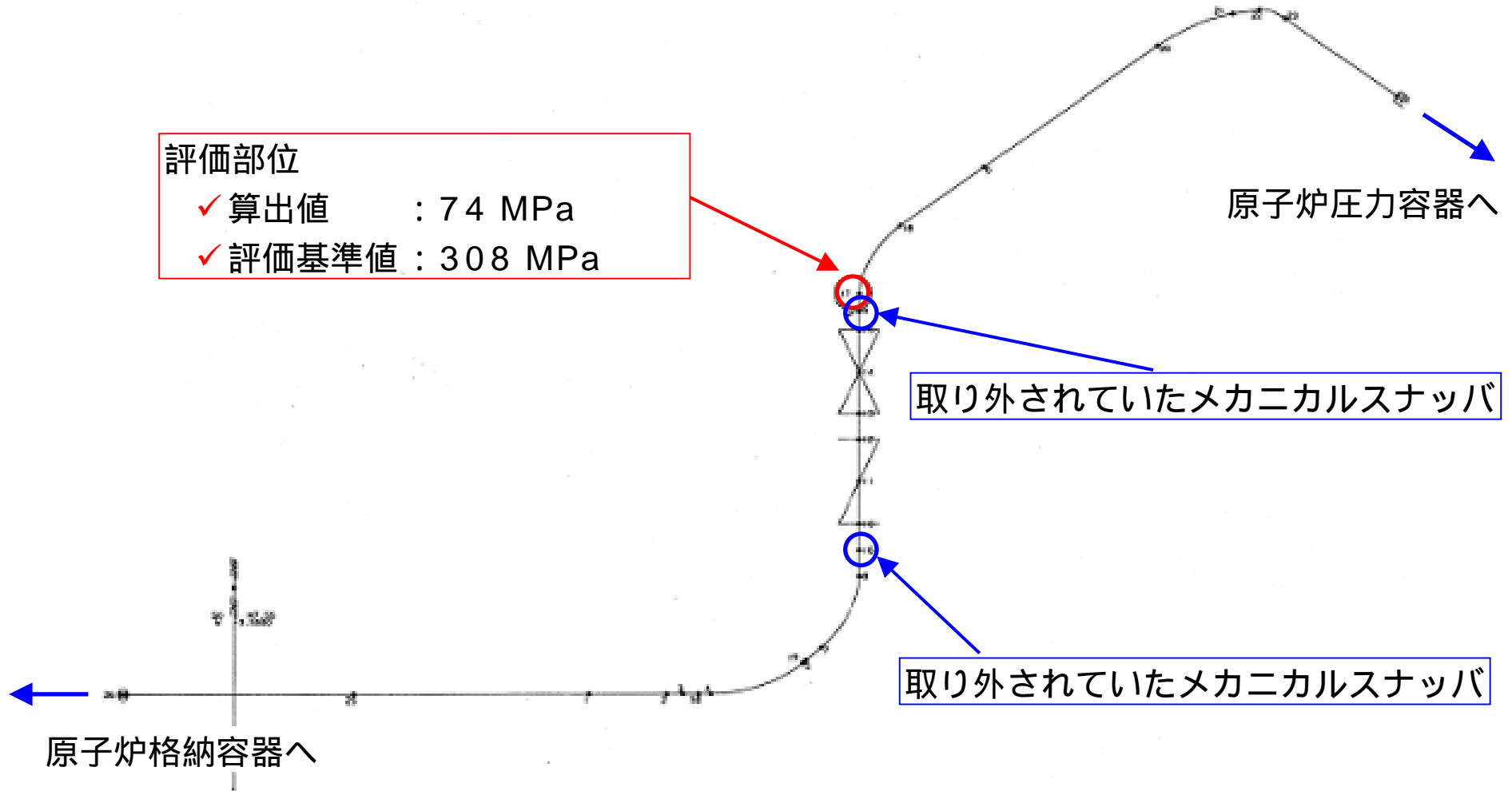
評価部位

- ✓ 算出値 : 79 MPa
- ✓ 評価基準値 : 245 MPa



# 【参考】スナッチャが取り外された配管の解析（ 4 / 9 ）

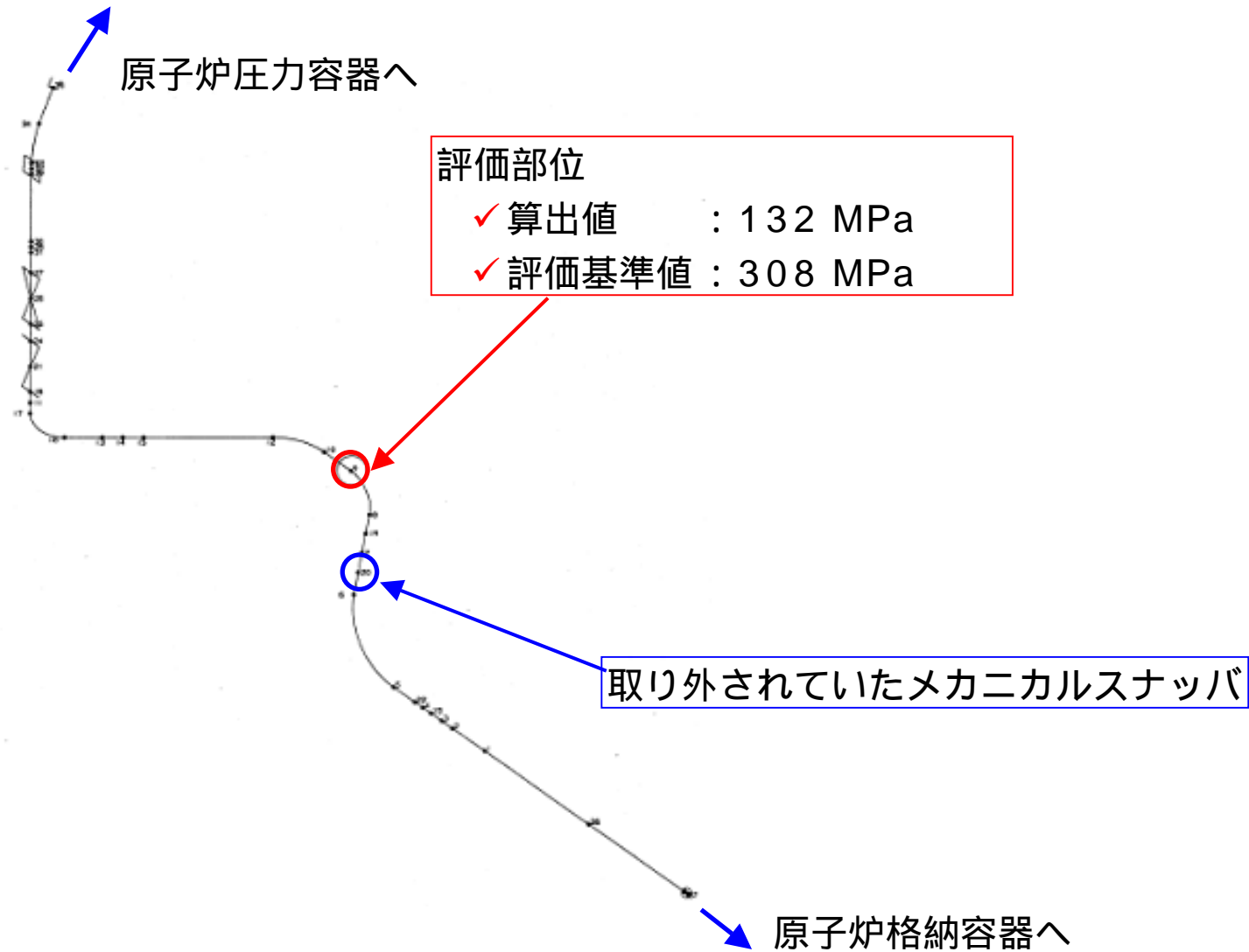
## ■ 残留熱除去系配管





# 【参考】スナッチャが取り外された配管の解析（ 5 / 9 ）

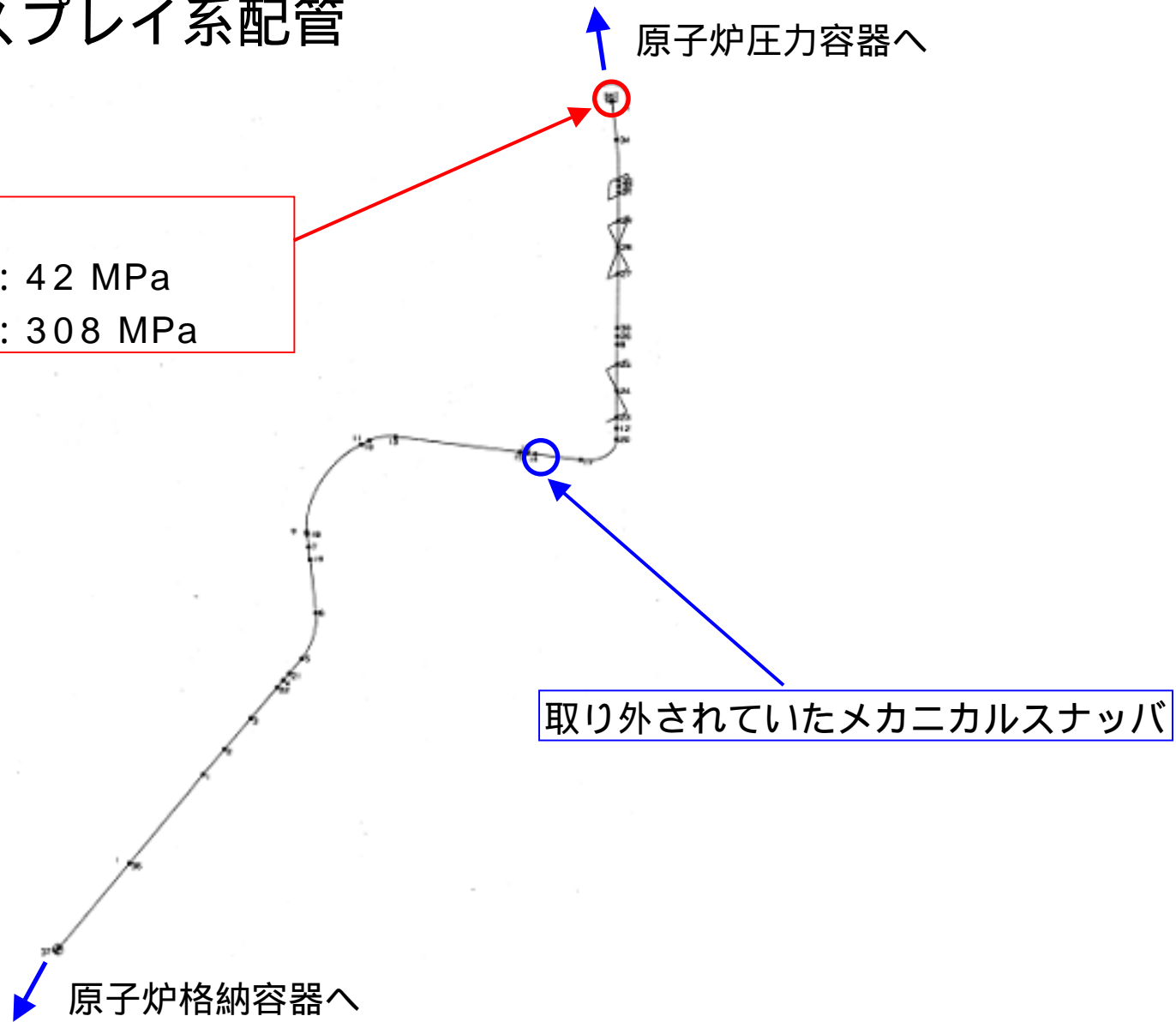
## ■高圧炉心スプレイ系配管



# 【参考】スナッチャが取り外された配管の解析（6 / 9）

## ■ 低圧炉心スプレイ系配管

評価部位  
✓ 算出値 : 42 MPa  
✓ 評価基準値 : 308 MPa



# 【参考】スナッチャが取り外された配管の解析（ 7 / 9 ）

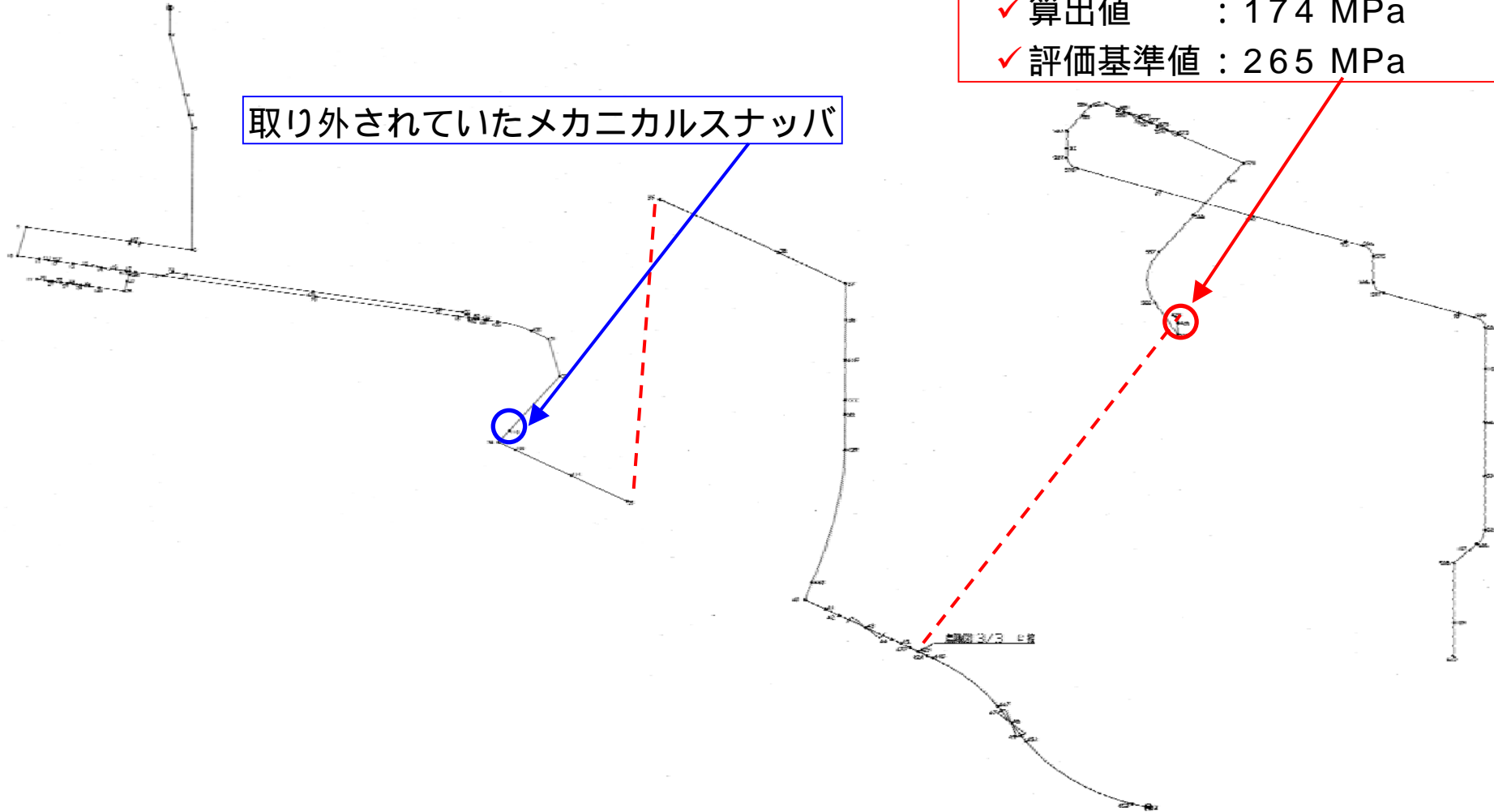
## ■ ほう酸水注入系配管

取り外されていたメカニカルスナッチャ

評価部位

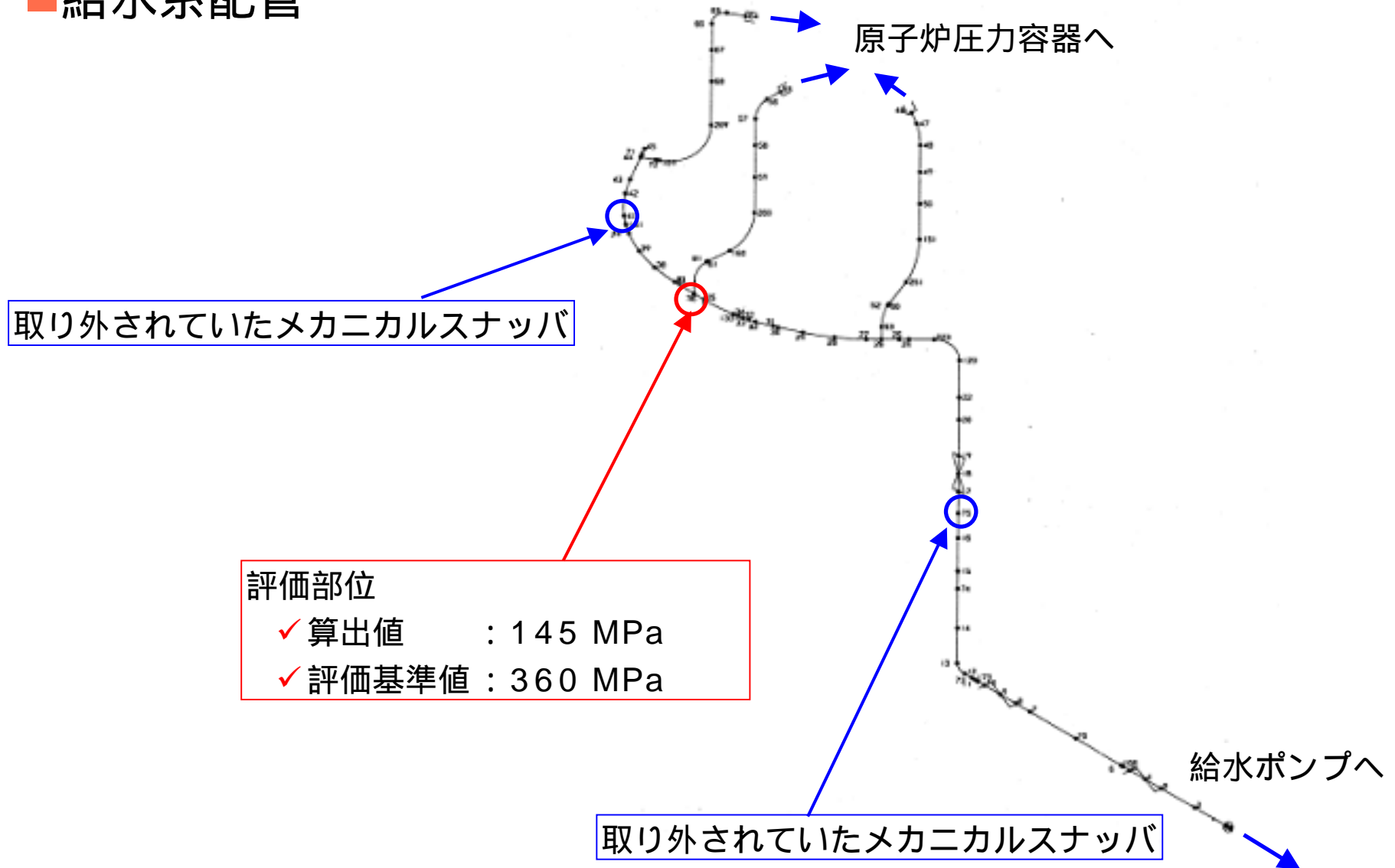
✓ 算出値 : 174 MPa

✓ 評価基準値 : 265 MPa



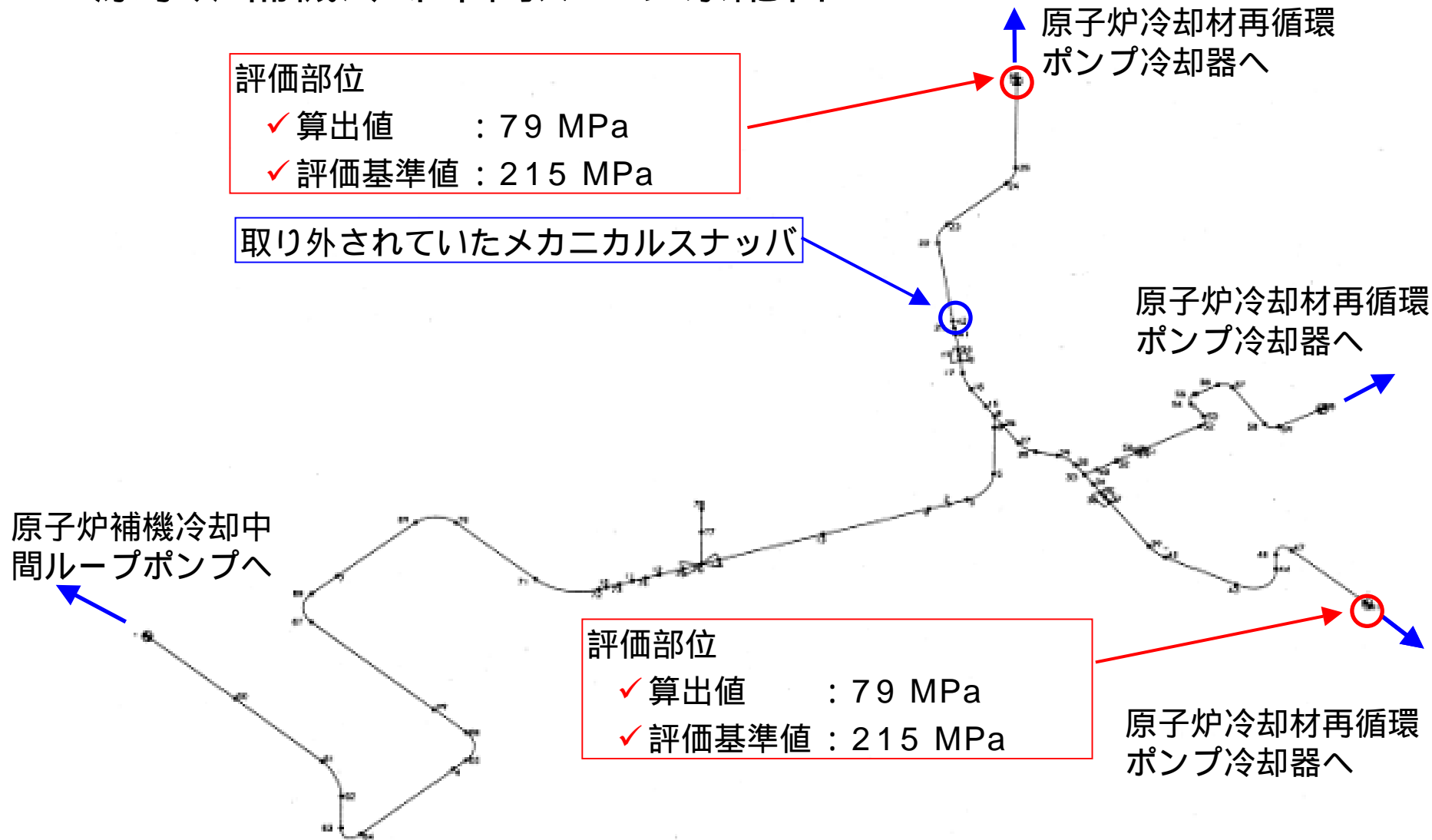
# 【参考】スナッチャが取り外された配管の解析（ 8 / 9 ）

## ■ 給水系配管



# 【参考】スナッチャが取り外された配管の解析（ 9 / 9 ）

## ■原子炉補機冷却中間ループ系配管



---

# 3 . ま と め

# まとめ

---

- 設備点検において、現時点で地震に起因した事象で機能に影響を及ぼした不適合が113機器で確認されている。これらは、手入れによる原型復旧や交換を実施して対応をしている。
- 2機器の安全上重要な機器において、地震により機能に影響を及ぼした事象を確認した。しかしながらこれら2機器は、地震により直接的に影響を受けたものではなく、仮置き中の電動機の転倒と屋外消火配管が破損し、消火水が建屋へ流入したことにより検出器が浸水したものであった。
- 地震応答解析において、現時点で構造強度評価（111設備）及び動的機能維持評価（46設備）が終了しているが、すべて評価基準値以下であることを確認している。
- 今後、設備健全性が確認された系統について、順次、系統機能試験による系統健全性の確認を実施していく。