

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	O2-他-F-19-0025_改2
提出年月日	2021年 5月 14日

# 女川原子力発電所第2号機 建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の 耐震評価について

2021年5月14日  
東北電力株式会社

1. はじめに
2. 設置許可段階での説明内容及び審査会合における指摘事項
3. 詳細設計送り事項及び指摘事項への今回工認での対応
4. 今回工認における対応
  - 4.1 今回工認の耐震評価結果を踏まえた耐震設計反映事項の妥当性確認
  - 4.2 機器・配管系の疲労評価を実施する場合の配慮
  - 4.3 建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の耐震評価
5. まとめ

参考1 東北地方太平洋沖地震後の設備健全性確認

参考2 東北地方太平洋沖地震等の影響を踏まえた建屋耐震評価

参考3 機器・配管系の耐震設計への影響検討

# 1. はじめに

- 建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の耐震評価について、第876回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（2020年7月14日）での詳細設計申送り事項，設置変更許可段階からの詳細設計進捗を反映した事項及び第970回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（2021年4月27日）での指摘事項を踏まえた今回工認における対応を説明する。

第876回審査会合（2020年7月14日）資料1抜粋（赤枠追加）

9

## 3. 2 詳細設計申送り事項の分類(3/3)

表-2 詳細設計申送り事項(分類A, B)

No.	項目	概要	分類	工認図書提出時期
2-6	建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の耐震評価	機器・配管系の耐震評価においては、乾燥収縮及び地震影響による建屋コンクリート部材のひび割れの影響を踏まえた地震応答解析結果に基づいた機器・配管系の耐震評価により、設計成立性を説明する。	B	2020年9月・11月
2-7	後施工せん断補強筋(CCb工法)の適用性	設置許可段階において、詳細設計段階における設計方針を説明しているCCb工法について、面内・面外荷重作用時の影響を数値実験の結果に基づき説明する。	B	2020年11月
2-8	防潮堤の詳細設計結果	設置許可段階において、構造成立性及び詳細設計段階における設計方針を説明している防潮堤について、断層横断部の影響や、地盤物性のばらつき影響評価等の詳細設計の結果を説明する。	B	2020年9月
2-9	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	設置許可段階において説明した扉方式を採用するなど詳細設計方針に変更はないものの、加振試験等の詳細設計の結果について説明する。	B	2020年11月

## 2. 設置許可段階での説明内容及び審査会合における指摘事項

### (1) 設置許可段階での主な説明内容「第705回審査会合(2019年4月16日ほか)」

- 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づく、東北地方太平洋沖地震(3.11/4.7地震)後の設備健全性確認結果を踏まえた機器・配管系の耐震設計への反映事項の検討結果。【参考1】

#### ①地震後の設備健全性確認結果(設備点検, 地震応答解析(構造強度評価等))

耐震Sクラス設備に損傷はなく, 弾性応答範囲内であったこと等から, 機器・配管系の設備健全性確認の観点からは, 機器・配管系の耐震設計へ反映する事項はない。

#### ②機器・配管系の疲労評価を実施する場合の配慮

地震による疲労影響が十分に小さいことを確認した。ただし, 疲労評価を実施する場合は, 許容限界に対して余裕があることに留意する。

#### ③機器・配管系の耐震評価に用いる地震応答解析モデル

乾燥収縮及び地震の影響による建屋初期剛性低下を考慮した地震応答解析モデル(建屋地震応答解析モデル, 建屋-大型機器連成解析モデル)を反映する。

### (2) 設置許可段階での審査会合における指摘事項「第705回審査会合(2019年4月16日)」

- 新規制に基づく工認対象設備(Sクラスの未改造設備)について, 耐震裕度を工認段階で確認し, 評価対象として選定した設備への影響を考察すること。【上記①関連】

### (3) 工認段階での審査会合における指摘事項「第970回審査会合(2021年4月27日)」

- 初期剛性低下を考慮した不確かさケースも含めた建屋の地震応答解析結果を踏まえた機器側の耐震評価について, 対象とする建屋についても整理して説明すること。

【上記③関連】

### 3. 詳細設計申送り事項及び指摘事項への今回工認での対応

#### ①地震後の設備健全性確認結果(設置許可段階での指摘事項)

- 今回工認の耐震評価結果を踏まえた耐震設計反映事項の妥当性として、耐震Sクラスの未改造設備の基準地震動 $S_s$ に対する最小裕度部位が、3.11/4.7地震に対する構造強度評価の最小裕度部位と相違する場合、今回工認の当該部位が3.11/4.7地震に対して弾性応答範囲内であること(設備の健全性)を確認する。【4.1項で説明】

#### ②機器・配管系の疲労評価を実施する場合の配慮

- 設置許可段階での対応方針(疲労評価の許容限界に対して余裕があること)について、3.11/4.7地震の疲労評価結果(疲労累積係数)を踏まえ、機器・配管系の疲労評価に係る具体的な評価方法を設定する。【4.2項で説明】

#### ③機器・配管系の耐震評価に用いる地震応答解析モデル(工認段階での指摘事項)

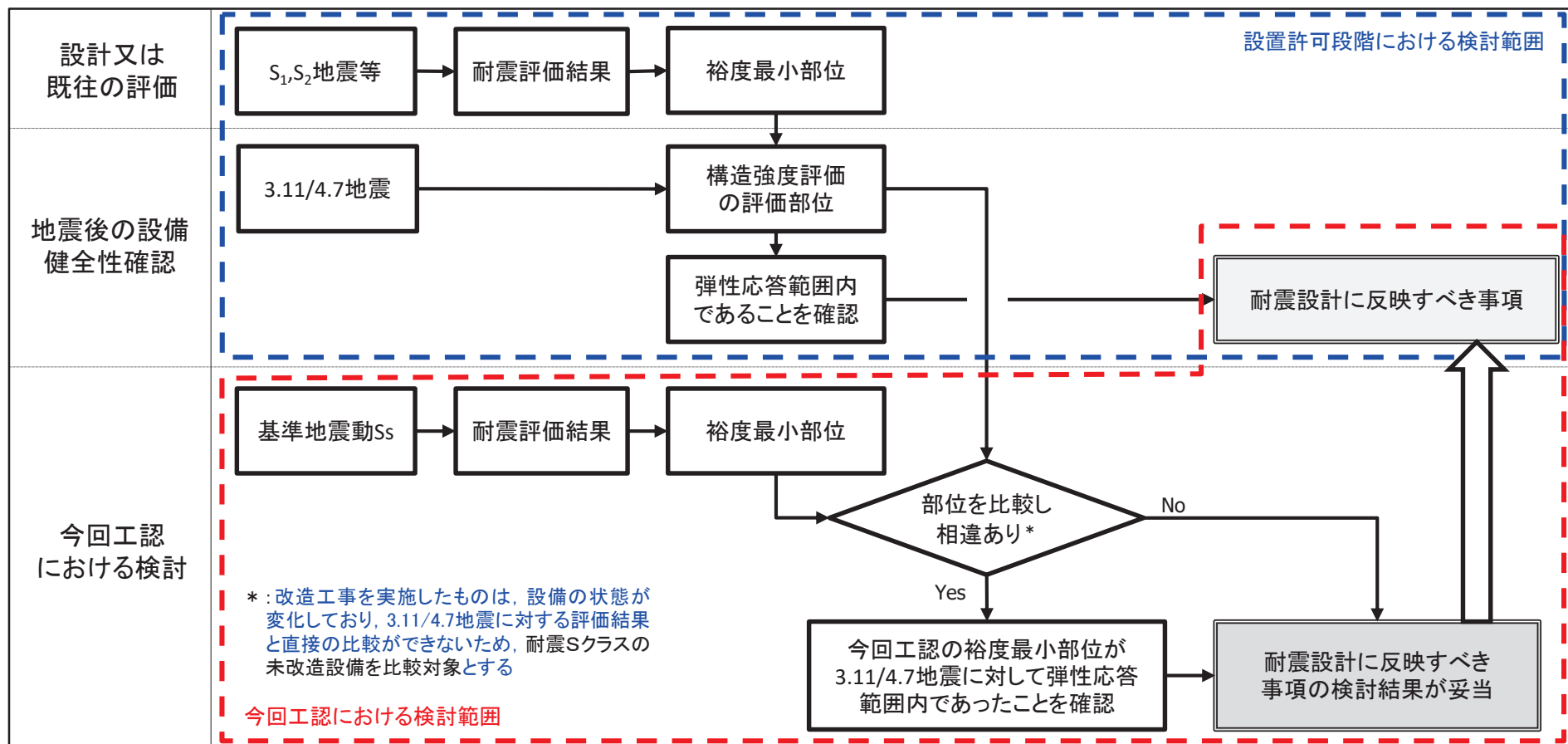
- 建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の耐震評価にあたっては、地震影響を踏まえた建屋耐震評価の検討結果を適用する。【4.3項で説明】
  - 初期剛性低下を考慮した基本モデル及び基準地震動 $S_s$ による剛性低下を考慮した不確かさケースの設定。
  - 建屋入力地震動の算定に係る建屋ごとに表層地盤の影響の考慮/非考慮を設定。

## 4. 今回工認における対応

## 4.1 今回工認の耐震評価結果を踏まえた耐震設計反映事項の妥当性確認(1)

## 【妥当性確認の概要】

- 地震後の設備健全性確認における構造強度評価は、設計又は既往評価の裕度最小部位を代表としており、評価用地震動によっては裕度最小部位が変わる可能性があるため、今回工認の耐震評価結果(裕度最小部位)と比較・検討した。
- 裕度最小部位が相違する今回工認の裕度最小部位については、3.11/4.7地震に対して弾性応答範囲内であることを確認し、設備健全性確認結果に基づく耐震設計に反映すべき事項の検討結果が妥当であることを判断した。

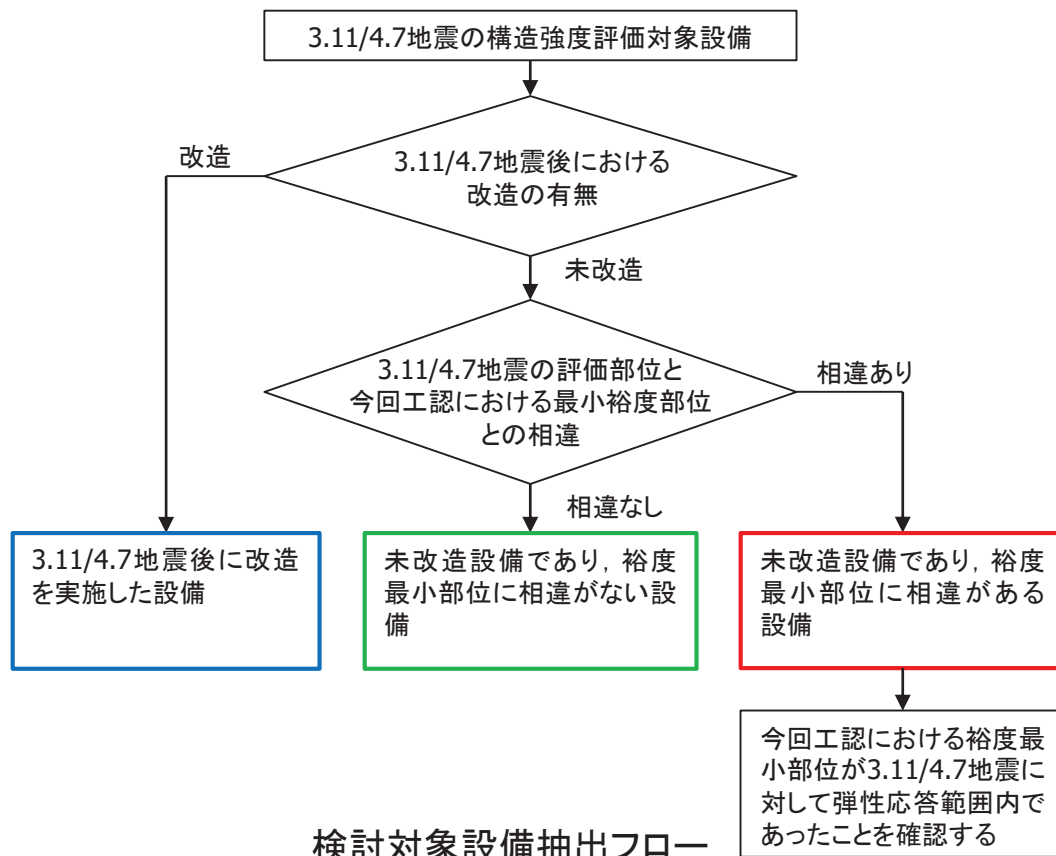


## 4. 今回工認における対応

## 4.1 今回工認の耐震評価結果を踏まえた耐震設計反映事項の妥当性確認(2)

## 【妥当性確認手順】

- 3.11/4.7地震の構造強度評価対象設備について、検討対象設備抽出フローに基づき、3.11/4.7地震後における改造の有無、3.11/4.7地震の評価部位と今回工認における裕度最小部位との相違に着目し、3区分(青枠, 緑枠, 赤枠)で分類する。
- 未改造設備であり、裕度最小部位に相違がある設備(赤枠の分類)を検討対象として、今回工認の耐震評価における裕度最小部位が3.11/4.7地震に対して弾性応答範囲内であったことを確認する。

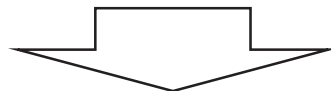


## 4. 今回工認における対応

## 4.1 今回工認の耐震評価結果を踏まえた耐震設計反映事項の妥当性確認(3)

## 【妥当性確認結果】

- 未改造設備であり、裕度最小部位に相違がある設備(赤枠の分類)について、3.11/4.7地震の構造強度評価結果と今回工認における耐震評価結果の比較例を下表に示す。
- 簡易評価(下表①)による高圧及び低圧炉心スプレイスパージャは、今回工認の基準地震動 $S_s$ による算出値(裕度最小部位:ヘッダ)が許容応力状態 $III_A S$ に対する評価基準値以下であることを確認しており、3.11/4.7地震は基準地震動 $S_s$ に包絡されることから、今回工認における裕度最小部位は、3.11/4.7地震においても弾性応答範囲内となる。
- 設計時と同等の評価(下表②)による炉心シュラウドは、今回工認の弾性設計用地震動 $S_d$ 及び基準地震動 $S_s$ それぞれの裕度最小部位(下部胴及び上部サポート支持面)についても3.11/4.7地震の算出値が弾性応答範囲内になることを確認した。



今回工認の耐震評価における裕度最小部位が3.11/4.7地震に対しても弾性応答範囲内である(参考1-3)ことから、設備健全性確認結果に基づく耐震設計に反映すべき事項の検討結果は妥当である。

A. 3.11/4.7地震による耐震評価結果								B. $S_d$ 及び $S_s$ それぞれにおける裕度最小部位の耐震評価結果						C. B.の評価部位、評価項目での3.11/4.7地震による耐震評価結果							
評価対象設備及び評価箇所		評価用地震動	評価部位	評価項目(応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値 ( $III_A S$ ) [MPa]	評価	評価方法※1	評価用地震動	評価部位	評価項目(応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値※2 [MPa]	評価	評価用地震動	評価部位	評価項目(応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値 ( $III_A S$ ) [MPa]	評価	
原子炉本体	原子炉圧力容器内部構造物	高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ	3.11地震	ティー	一次一般膜応力	10	92	○	①	$S_d$	ヘッダ	一次膜+一次曲げ応力	16	139	○	3.11地震	S <sub>s</sub> による算出値が $III_A S$ 以下であり、3.11/4.7地震に対しても $III_A S$ 以下となる				
			4.7地震	ティー	一次一般膜応力	15	92	○	①												$S_s$
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	3.11地震	下部胴	一次一般膜応力	69	92	○	②	$S_d$	下部胴	一次一般膜応力	56	92	○	3.11地震	上部サポート支持面	支圧応力	34	158	
			4.7地震	下部胴	一次一般膜応力	71	92	○	②	$S_s$	上部サポート支持面	支圧応力	160	210	○	4.7地震	上部サポート支持面	支圧応力	35	158	○
	⋮								⋮						⋮						

※1 評価方法：①簡易評価、②設計時と同等の評価

※2 評価用地震動が $S_d$ の場合は許容応力状態 $III_A S$ 、 $S_s$ の場合は許容応力状態 $IV_A S$

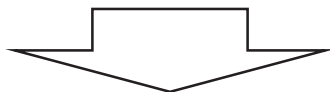
3.11/4.7地震の構造強度評価対象と異なる評価部位及び評価項目を赤字で示す。



## 4. 今回工認における対応

## 4.2 機器・配管系の疲労評価を実施する場合の配慮

- 地震後の設備健全性確認では、既往評価を踏まえて、疲労の影響が大きいと考えられる配管等を選定し、3.11地震及び4.7地震に対する疲労評価を実施している。
- 疲労評価の結果、地震による疲労累積係数は、3.11地震及び4.7地震を合計しても0.01未満であることを確認している。



- 機器・配管系の疲労評価では、疲労累積係数の評価結果が評価基準値1.0に近接する場合(判断目安は0.99)には、3.11地震及び4.7地震の影響も考慮した詳細評価(等価繰り返し回数の個別設定又は耐震性向上対策による耐震性の確保)を実施する。

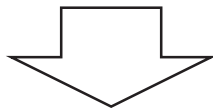
疲労評価結果 (第734回審査会合(2019年6月25日) 資料1-3-4抜粋)

対象設備	評価用地震動	地震による疲労累積係数[-]	合計[-]
給水系配管	3.11地震	0.0001	0.0002
	4.7地震	0.0001	
残留熱除去系配管	3.11地震	0.0027	0.0036
	4.7地震	0.0009	
原子炉補機冷却海水系配管	3.11地震	0.0008	0.0014
	4.7地震	0.0006	
給水ノズル	3.11地震	0.0002	0.0019
	4.7地震	0.0017	

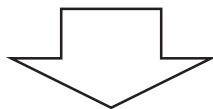
#### 4. 今回工認における対応

### 4.3 建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の耐震評価

- 地震影響を踏まえた建屋耐震評価に対する第970回審査会合(2021年4月27日)で示した既設各建屋の地震応答解析応答モデル及び入力地震動の設定方法(参考2-1)に基づき、機器・配管系の耐震評価を実施する。



- ・初期剛性低下を反映した地震応答解析モデル(参考2-2)
  - ・基準地震動 $S_s$ による剛性低下を反映した地震応答解析モデル(参考2-3)
  - ・各建屋のシミュレーション解析を踏まえて設定した入力地震動(参考2-4)
- なお、コンクリートに関連する機器・配管系の地震応答解析モデル及び許容限界に対して反映すべき事項はないが、原子炉本体の基礎については、念のため原子炉建屋と同様に初期剛性低下を考慮した地震応答解析モデルによる評価を実施する(参考3)



上記の地震応答解析モデルを用いて機器・配管系の設計用地震力を設定し、各機器・配管系の耐震評価結果として今回工認の耐震計算書にて説明する

## 5. まとめ

設置許可段階での詳細設計申送り事項「建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の耐震評価」及び審査会合での指摘事項に対して、今回工認における対応を検討した。

### 【今回工認の耐震評価結果を踏まえた耐震設計反映事項の妥当性確認】

- 今回工認の基準地震動 $S_s$ に対する耐震評価における裕度最小部位を確認し、地震後の設備健全性確認と相違する部位については、3.11/4.7地震に対して弾性応答範囲内であることを確認し、設備健全性確認結果に基づく耐震設計に反映すべき事項の検討結果が妥当であると判断した。

### 【今回工認において疲労評価を実施する場合の配慮】

- 機器・配管系の疲労評価では、疲労累積係数の評価結果が評価基準値1.0に近接する場合(判断目安は0.99)には、3.11地震及び4.7地震の影響も考慮した詳細評価(等価繰り返し回数の個別設定もしくは耐震性向上対策による耐震性の確保)を実施する。

### 【建屋の地震影響を踏まえた機器・配管系の耐震評価】

- 建屋コンクリートの初期剛性低下については、建屋側の工認審査を踏まえて、建屋側と同様の地震応答解析条件(地震応答解析モデル、入力地震動)を機器・配管系の耐震設計に適用し、各機器・配管系の耐震評価結果として今回工認の耐震計算書にて説明する。
- なお、原子炉本体の基礎については、原子炉建屋と同様に初期剛性低下を考慮した地震応答解析モデルによる評価を実施する。

# 【参考1】 東北地方太平洋沖地震後の設備健全性確認

## 1-1 機器・配管系の耐震設計への反映事項の検討概要

第705回審査会合(2019年4月16日)資料1-1-9抜粋  
赤点線部追記

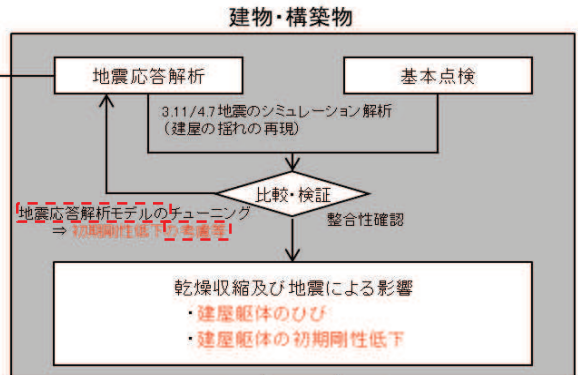
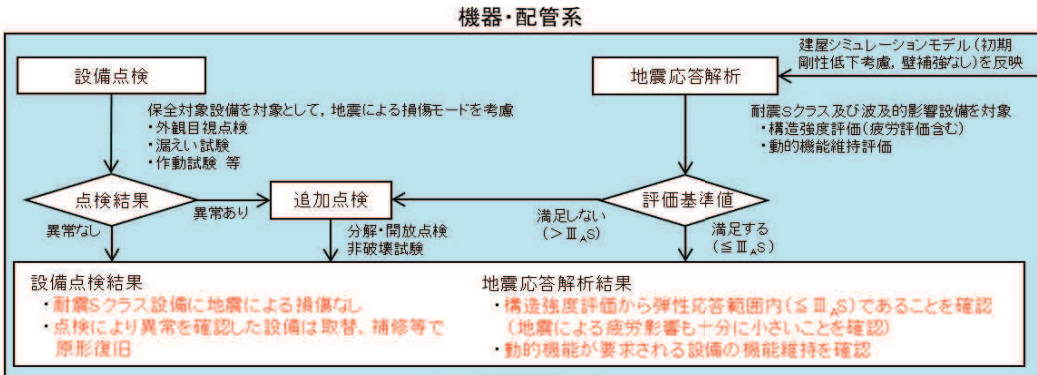
機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項の検討方針

東北地方太平洋沖地震等(3.11/4.7地震)の影響を踏まえた女川2号炉の機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(以下「実用炉規則」という。)に基づき実施した地震後の設備健全性確認※(特別な保全計画)における設備点検結果及び地震応答解析結果を考慮するとともに、機器・配管系が設置される建物・構築物の地震影響を踏まえ、検討する。

機器・配管系の耐震設計へ反映が必要となるのは、施設が地震影響によって損傷(変形、割れなど)し、補修、取替等が困難で、その状態のまま再使用する場合であつて、その損傷が地震応答解析及び構造強度評価に影響を与える場合である。(詳細については別紙参照)

※1 実用炉規則に基づき実施した地震後の設備健全性確認の結果は、発電所における保安検査等に確認するとの見解が示されている(第68回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合、平成26年1月16日)

地震後の設備健全性確認(特別な保全計画)



耐震設計への反映事項

・設備健全性確認結果より、耐震Sクラス設備に地震による損傷はなく、地震応答は弾性応答範囲内である。  
 ・また、耐震B、Cクラス設備のうち異常を確認した設備については、原形に復旧するため、地震による損傷は残らない。  
 (3.11/4.7地震は、設計地震力を超過)

したがって、機器・配管系の設備健全性確認の観点からは、機器・配管系の耐震設計へ反映事項はない。  
 (なお、疲れ累積係数による疲労評価を実施する場合は、許容限界に対して余裕があることに留意する。)

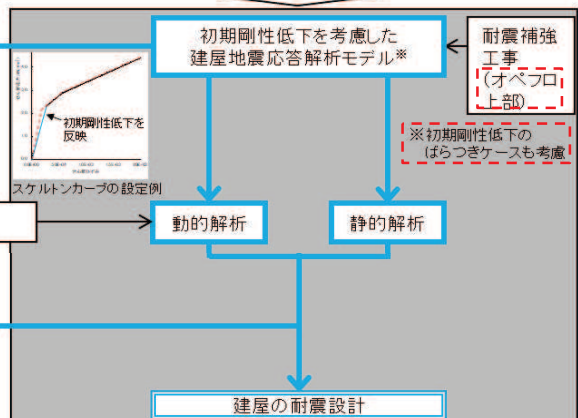
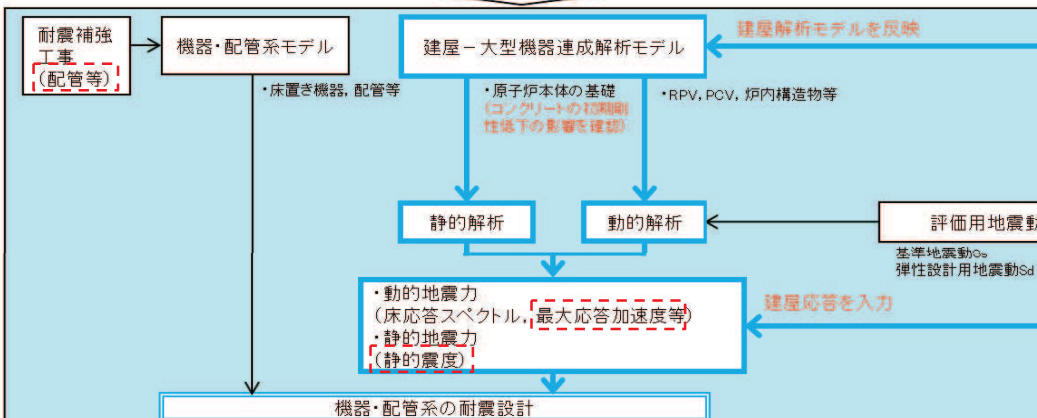
建屋の乾燥収縮及び地震による影響の観点からは、機器・配管系の耐震設計について、建屋初期剛性低下を考慮した地震応答解析モデル(建屋地震応答解析モデル、建屋-大型機器連成解析モデル)を反映する。

(建屋の適合性審査で説明済み)

乾燥収縮及び地震による影響を踏まえて、建屋地震応答解析モデルに初期剛性低下を反映する。

(土木構造物については、点検及び地震応答解析の結果から、損傷がないことを確認したため耐震設計への反映事項なし)

地震影響を踏まえた耐震設計(工認段階)



# 【参考1】 東北地方太平洋沖地震後の設備健全性確認

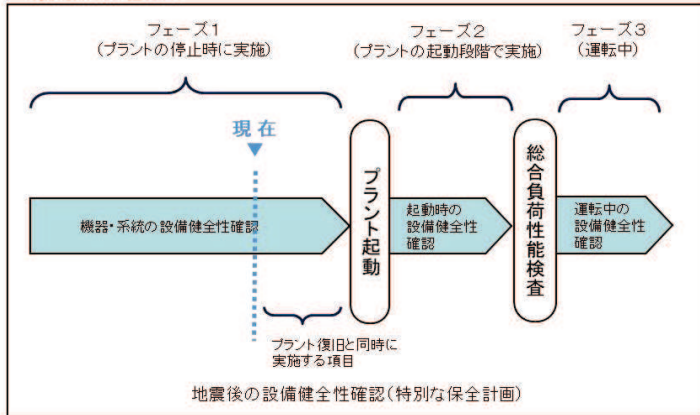
## 1-2 機器・配管系の地震後の設備健全性確認の概要

### 【地震後の設備健全性確認(特別な保全計画)の全体像】

プラントの状態に応じて、段階的に地震後の設備健全性を確認

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

(設備点検の全体像)

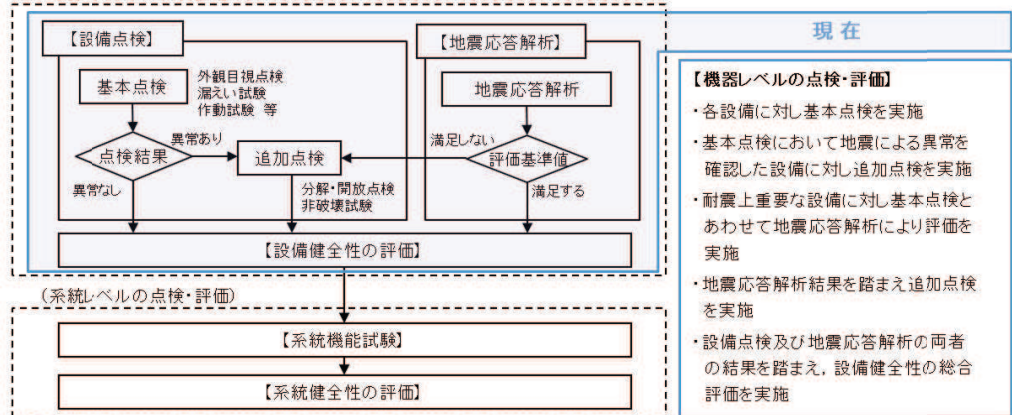


### 【機器・配管系の地震後の設備健全性確認(フェーズ1)の概要】

個々の機器に対する「機器レベルの点検・評価」、機器の組合せによる「システムレベルの点検・評価」により健全性を確認

- ・耐震安全上重要な機器について、設備点検と地震応答解析を実施し、両者の結果を照合し健全性を評価
- ・基本点検で異常が確認された場合、あるいは地震応答解析で評価基準値を満足しない場合は、追加点検を実施
- ・設備の健全性評価後、システム単位による機能試験を実施し、システムの健全性を評価

(機器レベルの点検・評価)



### 【機器レベルの点検結果】

- ・これまで実施した機器・配管系の地震後の設備健全性確認において、耐震Sクラス設備に損傷はなく、プラントの安全性に影響を与える所見はない
- ・設備点検において異常を確認した設備については、いずれも原子炉安全を阻害する可能性はなく、取替、補修、手入れにより原形に復旧
- ・下位クラスの異常により、耐震Sクラス設備への波及的影響がないことを確認

地震による異常を確認した代表的な設備

確認内容	耐震クラス
蒸気タービン動翼の損傷	B
蒸気タービン中間軸受箱の基礎ボルト曲がり	B
蒸気タービン中間軸受箱の基礎の損傷	B
原子炉建屋クレーン運転鋼材等の損傷	B
原子炉格納容器内遮へい扉 留め具の変形	B
制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ	C
変圧器選圧弁の油面変動に伴う動作	C
起動用変圧器放熱器油漏れ	C

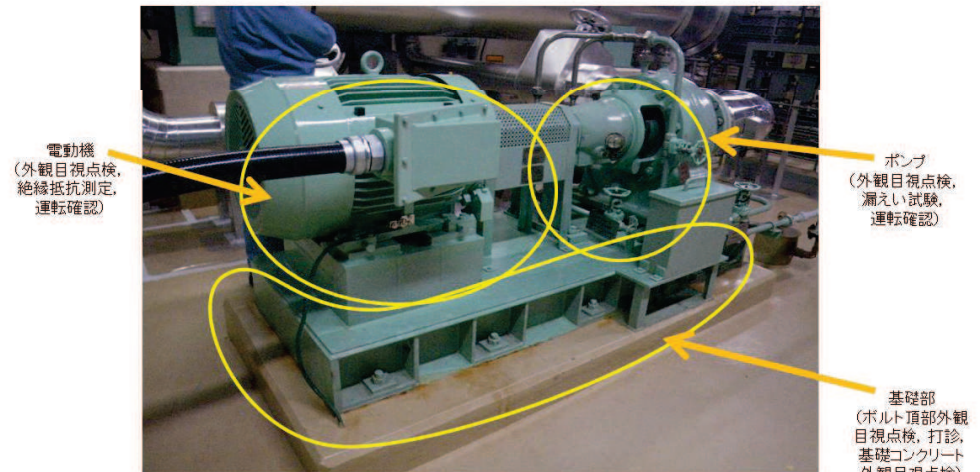
機器レベルの点検・評価の状況

項目	対象数	状況
基本点検	約 33,000設備	完了※1
地震応答解析	構造強度評価:125設備 動的機能維持評価:35設備	完了

※1 今後のプラント復旧と同時に実施する点検(例:復水給水系の漏えい試験)を除く

### 【点検の概要】

- ・各設備に共通して実施する基礎部及び本体の外観目視点検、動的機器の軸受損傷を考慮した運転確認など、地震の影響が及ぶ可能性のある部位に着目した基本点検を実施
- ・点検の結果、異常を確認した場合、分解点検、非破壊試験などの追加点検を実施



横型ポンプの基本点検個所と点検内容の例

# 【参考1】東北地方太平洋沖地震後の設備健全性確認

## 1-3 3.11/4.7地震の構造強度評価結果と今回工認における耐震評価結果の比較

A. 3.11/4.7地震による耐震評価結果										B. S d及びS sそれぞれにおける裕度最小部位の耐震評価結果										C. B.の評価部位、評価項目での3.11/4.7地震による耐震評価結果									
評価対象設備及び評価箇所			評価用地震動	評価部位	評価項目(応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値 (III <sub>S</sub> ) [MPa]	評価	評価方法 <sup>※1</sup>	評価用地震動	評価部位	評価項目(応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値 <sup>※2</sup> [MPa]	評価	評価用地震動	評価部位	評価項目(応力分類)	算出値 [MPa]	評価基準値 (III <sub>S</sub> ) [MPa]	評価								
原子炉本体	原子炉圧力容器付属構造物	原子炉格納容器スタビライザ	3.11地震	外側ファイミールシヤラグ本体(溶接部)	一次応力(組合せ)	143	176	○	②	S d	外側ファイミールシヤラグ本体(溶接部)	一次応力(組合せ)	117		○	3.11地震	3.11による地震応答解析結果からIII <sub>S</sub> 以下であることを確認済み				○								
		4.7地震	ガセットプレート	一次応力(組合せ)	116	176	○	②	S s	外側ファイミールシヤラグ本体(溶接部)	一次応力(組合せ)	211		○	4.7地震	外側ファイミールシヤラグ本体(溶接部)	一次応力(組合せ)	104	176	○									
	原子炉圧力容器内部構造物	高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ	3.11地震	ティー	一次一般膜応力	10	92	○	①	S d	ヘッダ	一次膜+一次曲げ応力	16	139	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる												
		4.7地震	ティー	一次一般膜応力	15	92	○	①	S s	ヘッダ	一次膜+一次曲げ応力	23	223	○	4.7地震					○									
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	3.11地震	下部胴	一次一般膜応力	69	92	○	②	S d	下部胴	一次一般膜応力	56	92	○	3.11地震	上部サポート支持面	支圧応力	34	158	○								
			4.7地震	下部胴	一次一般膜応力	71	92	○	②	S s	上部サポート支持面	支圧応力	160	210	○	4.7地震	上部サポート支持面	支圧応力	35	158	○								
		炉心シュラウド支持ロッド	3.11地震	上部タイロッド	一次膜+一次曲げ応力	366	455	○	②	S d	トグルピン	一次応力(せん断)	190	289	○	3.11地震	トグルピン/トグルクレビス	一次応力(せん断)	68	289	○								
			4.7地震	上部タイロッド	一次膜+一次曲げ応力	366	455	○	②	S s	トグルクレビス	一次一般膜応力	515	585	○	4.7地震	トグルピン/トグルクレビス	一次応力(せん断)	70	289	○								
	原子炉本体の基礎	外筒、内筒、縦リブ	3.11地震	外筒	一次応力(組合せ)	262	427	○	②	S d	縦リブ	一次応力(組合せ)	186		○	3.11地震	縦リブ	一次応力(組合せ)	193	427	○								
			4.7地震	外筒	一次応力(組合せ)	206	427	○	②	S s	縦リブ	一次応力(組合せ)	261		○	4.7地震	縦リブ	一次応力(組合せ)	168	427	○								
	計測制御系施設	制御材駆動装置	水圧制御ユニット	3.11地震	取付ボルト	一次応力(引張)	169	475	○	①	S d	フレーム	一次応力(組合せ)	219	241	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる											
			4.7地震	取付ボルト	一次応力(引張)	149	475	○	①	S s	フレーム	一次応力(組合せ)	219	276	○	4.7地震					○								
ほう酸水注入設備		ほう酸水注入系ポンプ	3.11地震	ポンプ取付ボルト	一次応力(せん断)	33	118	○	①	S d	基礎ボルト	一次応力(引張)	67	173	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる												
		4.7地震	ポンプ取付ボルト	一次応力(せん断)	43	118	○	①	S s	基礎ボルト	一次応力(引張)	67	207	○	4.7地震					○									
原子炉冷却系施設	残留熱除去設備	残留熱除去系ポンプ	3.11地震	原動機台取付ボルト	一次応力(引張)	26	444	○	①	S d	バルクケーシング	一次一般膜応力	44	190	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる												
		4.7地震	原動機台取付ボルト	一次応力(引張)	25	444	○	①	S s	バルクケーシング	一次一般膜応力	44	218	○	4.7地震					○									
	原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却海水ポンプ	3.11地震	原動機取付ボルト	一次応力(引張)	95	475	○	①	S d	原動機取付ボルト	一次応力(せん断)	14	122	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる												
		4.7地震	原動機取付ボルト	一次応力(引張)	126	475	○	①	S s	原動機取付ボルト	一次応力(せん断)	14	146	○	4.7地震					○									
	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	3.11地震	基礎ボルト	一次応力(せん断)	29	133	○	②	S d	基礎ボルト	一次応力(せん断)	40	133	○	3.11地震	3.11による地震応答解析結果からIII <sub>S</sub> 以下であることを確認済み					○							
		4.7地震	胴板	一次応力	82	415	○	②	S s	基礎ボルト	一次応力(せん断)	40	159	○	4.7地震	基礎ボルト	一次応力(せん断)	19	133	○									
核施設及び燃料貯蔵施設	使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料貯蔵ラック(110体ラック)	3.11地震	ラック本体	一次応力(組合せ)	59	205	○	①	S d	補強板 d	一次応力(組合せ)	140	205	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる												
		4.7地震	ラック本体	一次応力(組合せ)	61	205	○	①	S s	補強板 d	一次応力(組合せ)	140	205	○	4.7地震					○									
		3.11地震	ラック本体	一次応力(組合せ)	79	205	○	①	S d	補強板 d	一次応力(組合せ)	168	205	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる													
その他発電用原子炉の附属施設	非常用発電装置	非常用ディーゼル発電設備 空気だめ	3.11地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	S d	基礎ボルト	一次応力(引張)	74	173	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる												
			4.7地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	S s	基礎ボルト	一次応力(引張)	74	207	○	4.7地震					○								
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	3.11地震	基礎ボルト	一次応力(引張)	123	254	○	②	S d	機関取付ボルト	一次応力(引張)	213	254	○	3.11地震	機関取付ボルト	一次応力(引張)	13	254	○								
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力(引張)	89	254	○	②	S s	機関取付ボルト	一次応力(引張)	213	292	○	4.7地震	機関取付ボルト	一次応力(引張)	17	254	○								
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	ディーゼル発電機	3.11地震	基礎ボルト	一次応力(せん断)	58	195	○	①	S d	反直結側軸受台取付ボルト	一次応力(引張)	37	180	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる											
			4.7地震	基礎ボルト	一次応力(せん断)	63	195	○	①	S s	反直結側軸受台取付ボルト	一次応力(引張)	79	204	○	4.7地震					○								
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 燃料ディタンク	燃料ディタンク	3.11地震	スカート	座屈	0.31 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①	S d	基礎ボルト	一次応力(引張)	46	158	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる												
		4.7地震	スカート	座屈	0.42 (単位なし)	1 (単位なし)	○	①	S s	基礎ボルト	一次応力(引張)	46	190	○	4.7地震					○									
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 空気だめ	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 空気だめ	3.11地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	S d	基礎ボルト	一次応力(引張)	74	173	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる												
		4.7地震	胴板	一次一般膜応力	91	241	○	①	S s	基礎ボルト	一次応力(引張)	74	207	○	4.7地震					○									
	その他の電源装置	125V充電器2A	3.11地震	取付ボルト	一次応力(せん断)	14	133	○	①	S d	取付ボルト	一次応力(引張)	50	176	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる												
			4.7地震	取付ボルト	一次応力(せん断)	15	133	○	①	S s	取付ボルト	一次応力(引張)	108	210	○	4.7地震					○								
静止形無停電電源装置		3.11地震	取付ボルト	一次応力(せん断)	12	133	○	①	S d	取付ボルト	一次応力(引張)	40	176	○	3.11地震	S sによる算出値がIII <sub>S</sub> 以下であり、3.11/4.7地震に対してもIII <sub>S</sub> 以下となる													
		4.7地震	取付ボルト	一次応力(せん断)	13	133	○	①	S s	取付ボルト	一次応力(引張)	86	210	○	4.7地震					○									

# 【参考1】 東北地方太平洋沖地震後の設備健全性確認

## 1-4 機器・配管系の耐震設計に反映すべき事項

### ➤ 機器・配管系の設備健全性確認の観点

- 耐震Sクラス設備に地震による損傷なし
- 点検により異常を確認した設備は取替, 補修等で原形復旧
- 構造強度評価から弾性応答範囲内 ( $\leq$  許容限界  $\Pi_A S$ ) であることを確認  
(地震による疲労影響も十分に小さいことを確認)

### ➤ 建屋の乾燥収縮及び地震による影響の観点

- 機器・配管系の評価のインプットとなる建屋応答については, 建屋のひび割れに関する議論を踏まえた地震応答解析モデルを用いて算定する。

耐震設計への反映事項(第734回審査会合(2019年6月25日)資料1-3-4抜粋)

#### 機器・配管系

- 設備健全性確認結果より, 耐震Sクラス設備に地震による損傷はなく, 地震応答は弾性応答範囲内である。
- また, 耐震B, Cクラス設備のうち異常を確認した設備については, 原形に復旧するため, 地震による損傷は残らない。(3.11/4.7地震は, 設計地震力を超過)

したがって, 機器・配管系の設備健全性確認の観点からは, 機器・配管系の耐震設計へ反映事項はない。  
(なお, 疲れ累積係数による疲労評価を実施する場合は, 許容限界に対して余裕があることに留意する。)

建屋の乾燥収縮及び地震による影響の観点からは, 機器・配管系の耐震設計について, 建屋初期剛性低下を考慮した地震応答解析モデル(建屋地震応答解析モデル, 建屋-大型機器連成解析モデル)を反映する。

#### 建物・構築物

乾燥収縮及び地震による影響を踏まえて, 建屋地震応答解析モデルに初期剛性低下を反映する。

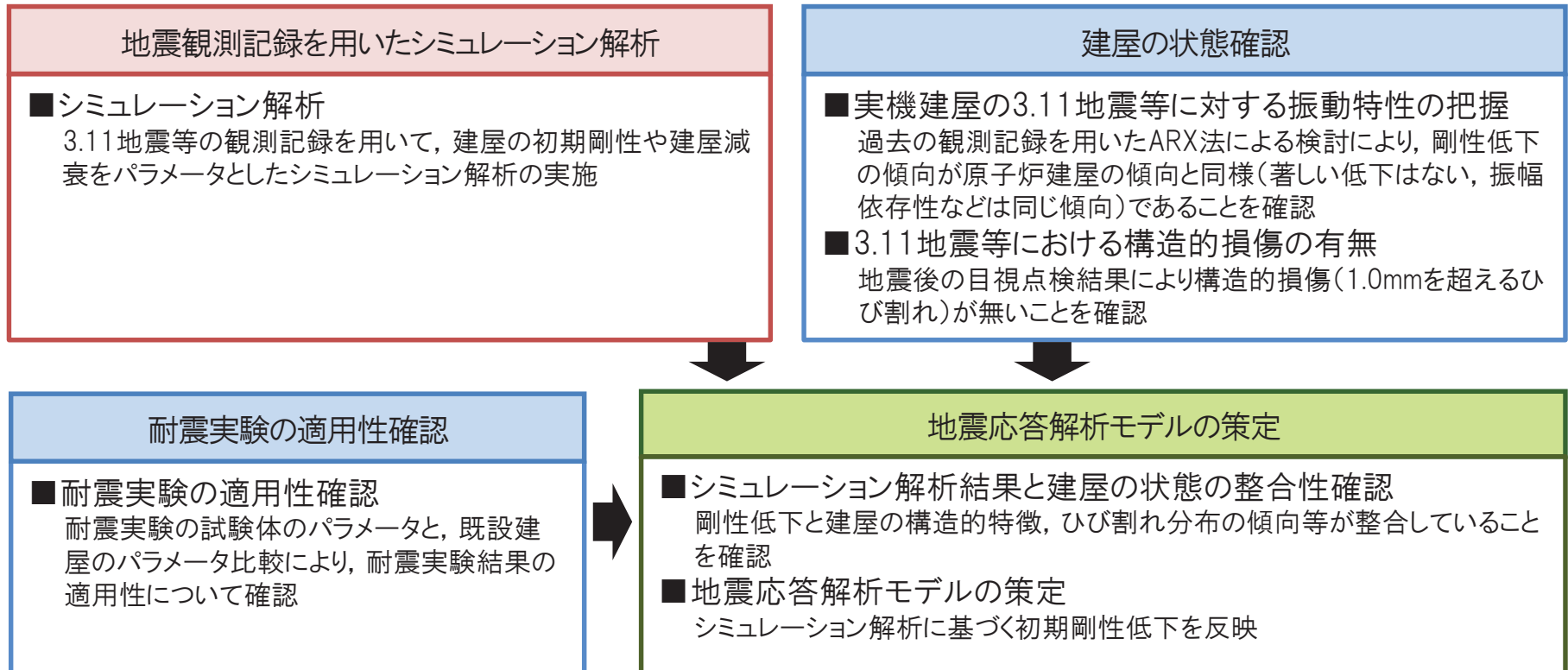
# 【参考2】 東北地方太平洋沖地震等の影響を踏まえた建屋耐震評価

## 2-1 既設建屋への初期剛性低下反映フロー

第970回審査会合(2021年4月27日)資料1-2抜粋

- 原子炉建屋(主にオペフロ上部)を代表に3.11地震等の施設への影響を踏まえた設計体系に反映すべき事項の検討を実施し、初期剛性低下の要因分析とその要因が終局耐力等に与える影響について確認を行った。
- **原子炉建屋以外の既設建屋**についても、地震観測記録によって算定された剛性低下率は、構造的特徴も踏まえると、原子炉建屋上部や下部の検討結果と同様の特徴・傾向を有していること、過去の観測記録の検討により剛性低下の傾向も同様であることから、**地震観測記録を踏まえた剛性低下を地震応答解析モデルに反映する方針**としている。
- 既設建屋への反映にあたっては、以下のフローにて実施した。

### 既設建屋への反映フロー





## 【参考2】 東北地方太平洋沖地震等の影響を踏まえた建屋耐震評価

## 2-2 地震応答解析モデルの策定

第970回審査会合(2021年4月27日)資料1-2抜粋

- 原子炉建屋は、質点系シミュレーション解析に基づき建屋初期剛性を評価し、過去の地震観測記録の傾向分析や点検結果等を踏まえて、設計値に対する補正係数を0.3～0.8と設定し、地震応答解析モデルに反映している。
- 原子炉建屋以外の既設建屋についても同様な検討を行い、剛性低下と建屋の構造的特徴、ひび割れ分布の傾向等が整合していることを確認の上、設計値に対する補正係数を設定した。

今回工認における既設建屋の初期剛性の設計値に対する補正係数

建屋		補正係数								(参考)建屋に要求される機能 (今回工認)	
		0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0		
原子炉建屋	地上3階及びクレーン階 (O.P.33.2mより上部)	NS ●		EW ●							Sクラス (原子炉建屋原子炉棟:二次格納施設) Sクラス設備の間接支持機能
	地下3階～地上2階 (O.P.33.2mより下部)						NSEW ●●				
制御建屋				NSEW ●●							Sクラス(中央制御室しゃへい壁) Sクラス設備の間接支持機能
タービン建屋	地上2階及びクレーン階 (O.P.24.8mより上部)	NSEW ●●									Bクラス(補助しゃへい壁) Bクラス設備(Sd機能維持設備含む)の 間接支持機能 原子炉建屋、制御建屋へ波及的影響を 与えないこと
	地下2階～地上1階 (O.P.24.8mより下部)		NSEW ●●								
補助ボイラー建屋									NS・EW ◆		Cクラス設備の間接支持機能 制御建屋へ波及的影響を与えないこと
第3号機海水熱交換器建屋							NS・EW ●				浸水防護施設の間接支持機能
第1号機制御建屋		NS ●		EW ●							制御建屋へ波及的影響を与えないこと

●: 原子炉建屋オペフロ上部と同様の大架構的特徴を有した部位 ●: 原子炉建屋オペフロ下部と同様の耐震壁の配置が密な部位

◆: 補助ボイラー建屋は、地震計が設置されていなく、シミュレーション解析が実施できないことから、設計剛性を採用

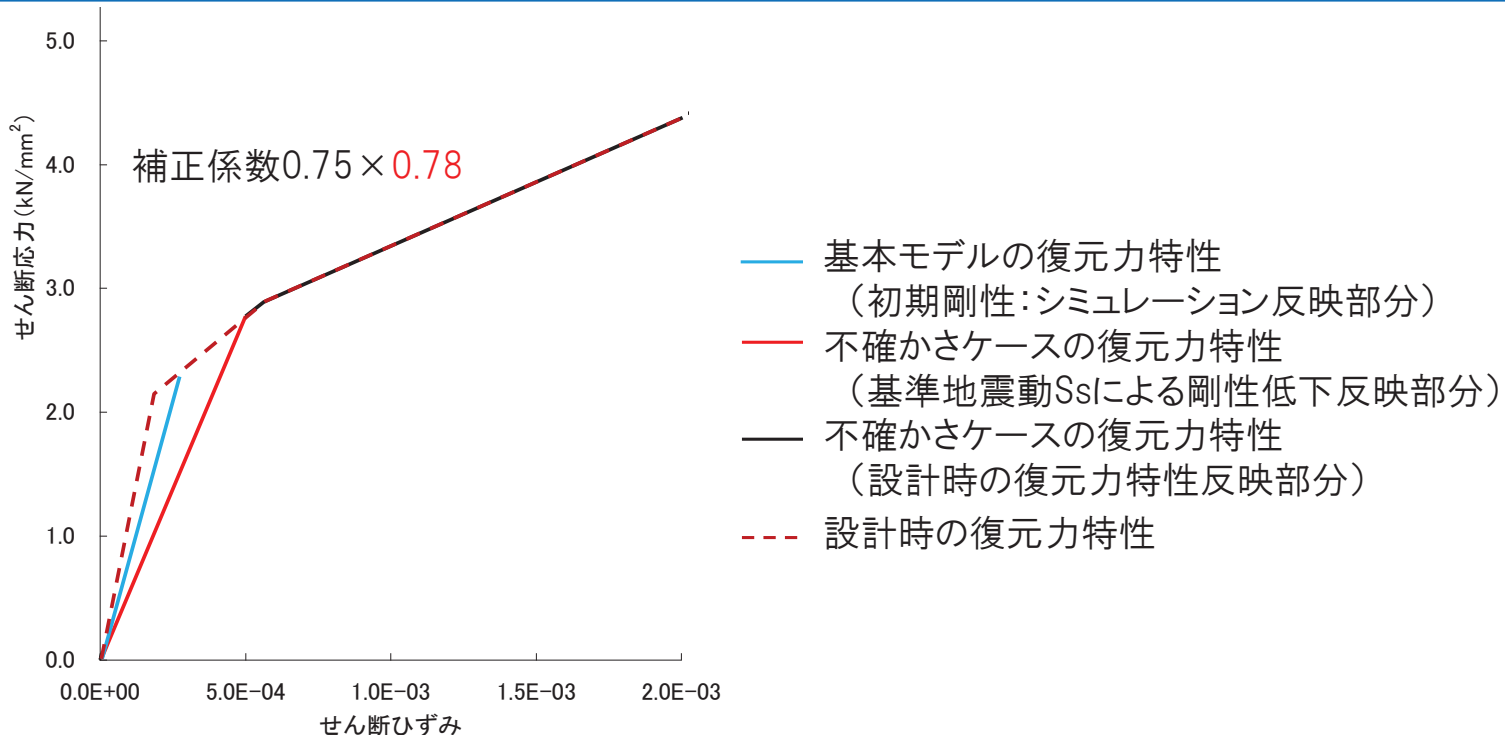
# 【参考2】 東北地方太平洋沖地震等の影響を踏まえた建屋耐震評価

## 2-3 地震応答解析モデル(不確かさケース)の設定

第970回審査会合(2021年4月27日)資料1-2抜粋

### 【原子炉建屋の基準地震動Ss評価に対する不確かさケース】

- 過去の中小地震も含めた記録では時間経過に伴い剛性が低下する傾向の他に、過去の観測よりも大きな加速度となる更新地震によっても剛性が低下する傾向が認められていることから、初期剛性低下の影響を保守的に反映するモデルを不確かさケースとして採用する。
- 不確かさケースの初期剛性は、基準地震動Ss入力前後の1次固有振動数の比( $f_{Ss後}/f_{Ss前}$ )から剛性比を算定し、それを基本モデルの初期剛性に掛けることによって算定する。(原子炉建屋の場合、基本ケースの0.78倍)
- 不確かさケースは、応答が小さい耐震壁の剛性も含めて一律に低下させるため、基本モデルに基準地震動Ssを繰り返し入力する応答よりも変形が進み、保守的評価となる。



不確かさケースのせん断力復元力特性  
(原子炉建屋:補正係数0.75の例)

## 【参考2】 東北地方太平洋沖地震等の影響を踏まえた建屋耐震評価

## 2-4 原子炉建屋以外の既設建屋の入力地震動の算定方法

第970回審査会合(2021年4月27日)資料1-2抜粋

➤ 表層地盤の影響を考慮する建屋は以下の手順で選定した。

**建屋の周辺状況から検討対象建屋を選定 ⇒ 3.11地震等によるシミュレーション解析からE+F効果について確認**

➤ 建屋の周辺状況からの検討対象建屋の選定では、埋込み深さがある程度深く、かつ、2～3面程度周辺地盤と接している建屋を選定した。その上で、シミュレーション解析の結果、2E入力よりもE+F入力の方が観測記録との整合性が良い結果を与えた建屋については、今回工認において表層地盤の影響を考慮する。

## 今回工認におけるE+F入力を考慮する既設建屋の選定

建屋	埋込み深さ (基礎底面位置)	地盤 状況	シミュレーシ ョン解析	表層地盤の 影響考慮 (E+F入力)	(参考) 建屋に要求される機能 (今回工認)
原子炉建屋	約29m (O.P.-14.1m)	3面接地	2Eに比べ E+F入力 がより整合	<b>考慮</b>	Sクラス(原子炉建屋原子炉棟) Sクラス設備の間接支持機能
制御建屋	約16m (O.P.-1.5m)	1～2面 接地	—	非考慮* (既工認と同じ)	Sクラス(中央制御室しゃへい壁) Sクラス設備の間接支持機能
タービン建屋	約17m (O.P.-2.2m)	2～3面 接地	2Eに比べ E+F入力 がより整合	<b>考慮</b>	Bクラス(補助しゃへい壁) Bクラス設備(Sd機能維持設備含む)の 間接支持機能 原子炉建屋、制御建屋へ波及的影響を 与えないこと
補助ボイラー建屋	約7m (O.P.+8.0m)	2面接地	—	非考慮*	Cクラス設備の間接支持機能 制御建屋へ波及的影響を与えないこと
第3号機 海水熱交換器建屋	約27m (O.P.-12.5m)	4面接地	2Eに比べ E+F入力 がより整合	<b>考慮</b>	浸水防護施設の間接支持機能
第1号機 制御建屋	約15m (O.P.0m)	2面接地	—	非考慮* (既工認と同じ)	制御建屋へ波及的影響を与えないこと

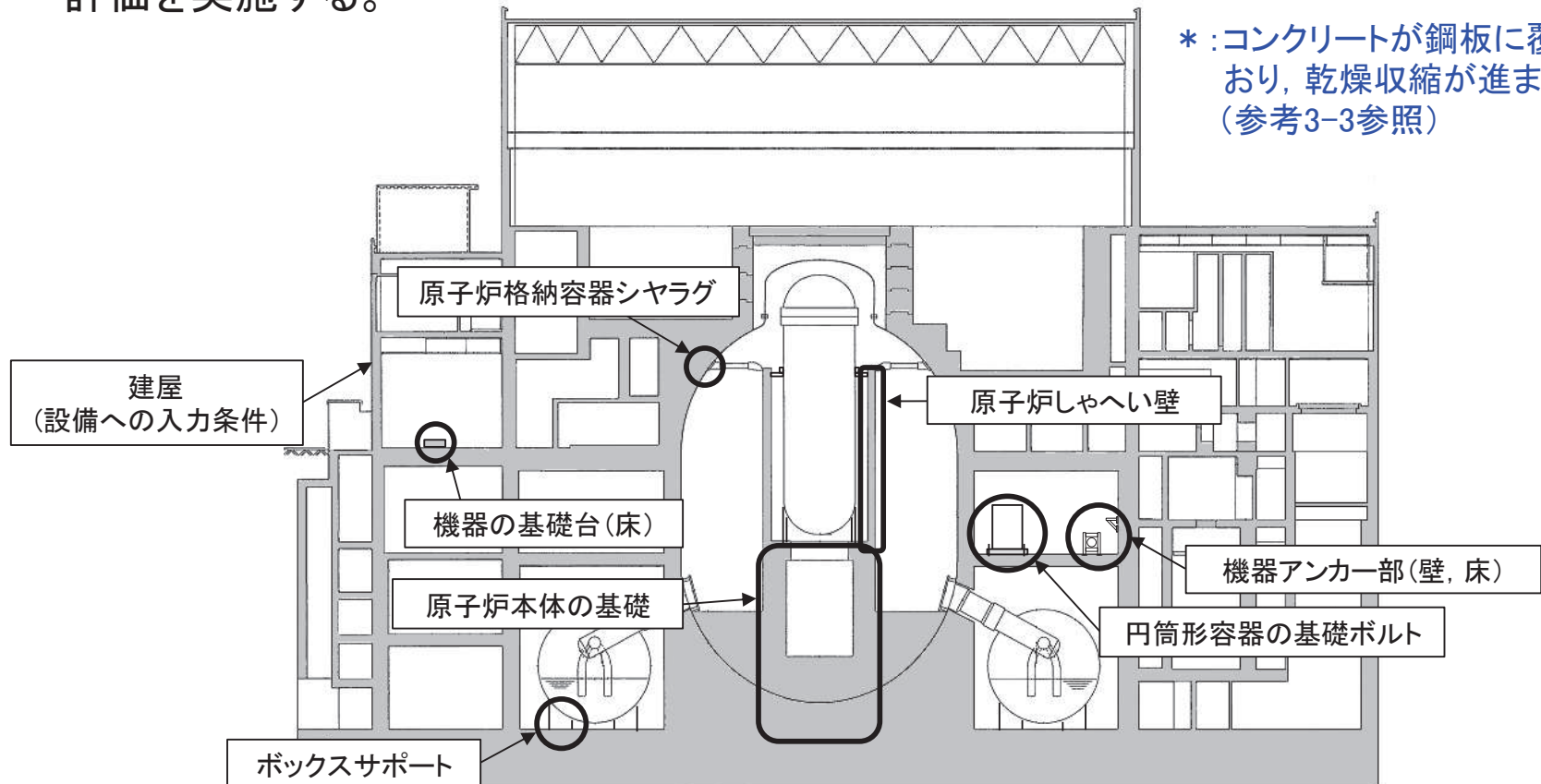
\* :「非考慮」としている建屋の入力地震動は、基準地震動Ss又は弾性設計用地震動Sdを直接入力としている。

# 【参考3】 機器・配管系の耐震設計への影響検討

## 3-1 コンクリートと関連する機器・配管系の抽出

第698回審査会合(2019年4月2日)資料1-3-2抜粋, 青字追記

- 建屋コンクリートのひび割れを踏まえ、機器・配管系の耐震評価への影響を構造的な分類で抽出し、検討した結果、コンクリートに関連する機器の基礎台や機器アンカー一部等については十分な剛性を有しており、地震応答解析モデル及び許容限界に対して反映すべき事項はないことを確認した。
- 原子炉本体の基礎については、コンクリートのひび割れの影響はない\*と考えられるが、念のため、原子炉建屋と同様に初期剛性低下を考慮した地震応答解析モデルによる評価を実施する。



# 【参考3】 機器・配管系の耐震設計への影響検討

## 3-2 コンクリートと関連する機器・配管系の影響整理結果

### 第680回審査会合(2019年2月14日)資料1-3及び第698回審査会合(2019年4月2日)資料1-3-2を統合・整理

- 乾燥収縮及び地震影響によるコンクリートのひび割れを踏まえ、評価への影響の可能性が考えられる機器・配管系の設備を構造的な分類により抽出し、抽出された設備の耐震評価において考慮すべき内容を整理する。
- 耐震評価において考慮すべき内容は、評価対象部位ごとにコンクリートのひび割れに係る影響検討結果(建屋の初期剛性が低下していること、建屋躯体の耐力への影響が小さいこと)、設備の構造特徴等を踏まえて検討を行う。

評価対象部位	地震応答解析, 発生応力算出に対する考慮	許容限界に対する考慮
建屋(設備評価への入力条件)	・建屋の初期剛性低下や地盤物性の不確かさを考慮した建屋モデルを用いた地震応答解析を実施する。	—
原子炉本体の基礎	・コンクリートが鋼板で覆われており、乾燥収縮によるひび割れの影響はないと考えられるが、念のため、剛性低下を考慮した地震応答解析を行い、影響を確認して設計へ反映する。	・内部に充填されたコンクリートには、強度を期待せず、鋼板のみで耐える設計としている。【従来同様】
機器の基礎台	・機器の基礎台は、剛性が十分に大きくなるように設計していることから、コンクリートのひび割れが地震応答解析モデルに与える影響はない。	・建屋躯体と同様の構造であり、耐力への影響はないことから、JEAG4601に基づく設計とする。【従来同様】
機器アンカ一部	・機器アンカ一部は、建屋躯体と十分深い位置で定着させる設計であり、建屋躯体と一体となって挙動するため、コンクリートのひび割れが地震応答解析モデルに与える影響はない。	・JEAG4601に基づく設計とする(コンクリートのコーン状破壊の評価において、建屋の面内せん断ひずみ度に応じた低減係数を考慮)。【従来同様】
円筒形容器の基礎ボルト	・円筒形容器の基礎ボルトは、建屋躯体と十分深い位置で定着させる設計であり、建屋躯体と一体となって挙動するため、コンクリートのひび割れが地震応答解析モデルに与える影響はない。	・鋼材のみの物性値により評価を実施している【従来同様】
原子炉しゃへい壁	・原子炉しゃへい壁は、鋼板の剛性のみを考慮した地震応答解析を実施しているため、コンクリートのひび割れが地震応答解析モデルに与える影響はない。【従来同様】	・内部に充填されたモルタルには強度を期待せず、鋼板のみで耐える設計とする。【従来同様】
原子炉格納容器シヤラグ	・原子炉格納容器シヤラグの地震応答解析に用いるばね定数は、鋼材の物性値により設定されるため、コンクリートのひび割れが地震応答解析モデルに与える影響はない。【従来同様】	・コンクリートの圧縮に係る評価には、ひび割れの影響は無視できること、建屋躯体の耐力への影響はないことから、JEAG4601に基づく設計とする。【従来同様】
ボックスサポート	・ボックスサポートの基礎ボルトは、建屋躯体と十分深い位置で定着させる設計であり、建屋躯体と一体となって挙動するため、コンクリートのひび割れが地震応答解析モデルに与える影響はない。	・コンクリートの圧縮に係る評価には、ひび割れの影響は無視できること、建屋躯体の耐力への影響はないことから、JEAG4601に基づく設計とする。【従来同様】

# 【参考3】 機器・配管系の耐震設計への影響検討

## 3-3 鋼板で覆われているコンクリートの乾燥収縮に関する文献レビュー

第655回審査会合(2018年11月29日)資料1-1-2抜粋

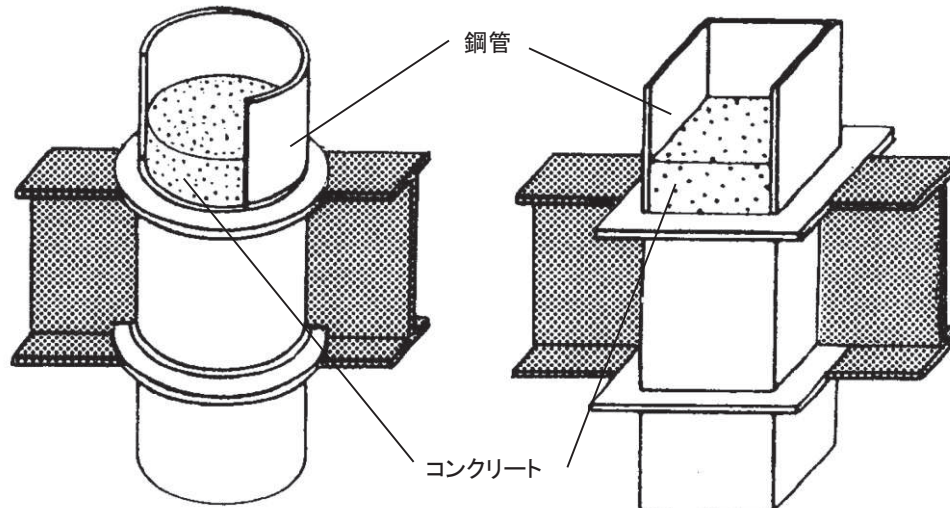
- ▶ 「鋼・コンクリート複合構造の理論と設計 (1)基礎編:理論編」(土木学会)によると、コンクリートが鋼管によって密閉されている状況のCFT構造(Concrete Filled Steel Tube:コンクリート充填鋼管構造)では、乾燥収縮の影響は無視できるとされており、類似の状況である鋼板で覆われているペDESTAL等のコンクリートも乾燥収縮の影響が無視できると考えられる。

### ■ 鋼板で覆われているコンクリートの乾燥収縮の影響 ※1

#### (d) 充填したコンクリートの乾燥収縮の影響

コンクリート充填鋼管柱の場合、実験<sup>リ</sup>によれば、乾燥収縮ひずみはコンクリートのみでできている柱の9%( $28 \times 10^{-6}$ )にしか達していない。このように乾燥収縮ひずみが著しく小さいのは、鋼管によって密閉された状況のもとで固結するとき、乾燥が進まず、ほとんど収縮が起こらないためであると考えられている。したがって、コンクリートの乾燥収縮を無視して差しつかえない。

※1 土木学会:鋼・コンクリート複合構造の理論と設計 (1)基礎編:理論編,1999.4 P.132記載抜粋,加筆



CFT構造のイメージ※