

平成23年東北地方太平洋沖地震による  
福島第一及び福島第二原子力発電所の  
原子炉建屋等への影響・評価について

～中間取りまとめ～

平成24年2月16日  
経 済 産 業 省  
原子力安全・保安院



I.	はじめに.....	1
1.	調査・検討の目的.....	1
2.	調査・検討の進め方.....	2
3.	調査・検討の方法.....	4
II.	地震による福島第一及び福島第二の影響・評価結果.....	5
1.	影響・評価.....	5
1.1	検討方針及び検討条件.....	5
1.2	福島第一1～6号機の影響・評価結果.....	9
1.3	福島第二1～4号機の影響・評価結果.....	18
1.4	地震の影響に関する個別指摘事項に係る配管等の影響・評価結果..	22
1.5	主要7施設等以外の施設の影響・評価結果.....	23
1.6	保安院の現地調査.....	26
1.7	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見 聴取会との合同開催(平成23年12月9日開催).....	27
2.	地震観測記録の一部中断による影響.....	27
2.1	観測記録の一部中断による影響.....	27
2.2	観測装置の不具合に係る調査及び改修.....	28
III.	福島第一の現状の原子炉建屋の耐震安全性の検討.....	30
1.1	原子炉建屋の状況.....	30
1.2	現状の損傷状況を踏まえた影響の検討方針及び検討条件.....	32
1.3	耐震安全性の評価結果.....	33
IV.	まとめ及び今後の対応.....	38
1.	地震による福島第一及び福島第二の影響・評価と今後の対応.....	38
2.	福島第一の現状の原子炉建屋の耐震安全性.....	39
	別紙1～30.....	40



## I. はじめに

### 1. 調査・検討の目的

平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震（以下「今回の地震」という。）が発生した。東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）福島第一原子力発電所（以下「福島第一」という。）及び福島第二原子力発電所（以下「福島第二」という。）各号機の原子炉建屋基礎版上における今回の地震時に観測された最大加速度と耐震安全性評価において策定した基準地震動 $S_s$ から求めた基礎版上の最大応答加速度を比較すると、福島第一2号機、3号機及び5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動 $S_s$ による最大応答加速度を上回っていた。

各号機の原子炉建屋基礎版上で観測された最大加速度値と  
基準地震動 $S_s$ から求めた最大応答加速度値との比較

観測点 (原子炉建屋基礎版上)		観測記録			基準地震動 $S_s$ に対する 最大応答加速度値 (ガル)		
		最大加速度値 (ガル)			NS方向	EW方向	UD方向
		NS方向	EW方向	UD方向			
福島第一	1号機	480*	447*	258*	487	489	412
	2号機	348*	550*	302*	441	438	420
	3号機	322*	507*	231*	449	441	429
	4号機	281*	319*	200*	447	445	422
	5号機	311*	548*	256*	452	452	427
	6号機	298*	444*	244	445	448	415
福島第二	1号機	254	230*	305	434	434	512
	2号機	243	196*	232*	428	429	504
	3号機	277*	216*	208*	428	430	504
	4号機	210*	205*	288*	415	415	504

※：記録開始から130～150秒程度で記録が中断している。

このような状況を踏まえ、原子力安全・保安院（以下、「当院」という。）は、今回の地震による福島第一及び福島第二の耐震安全上重要な施設・機器への影響について、地震時及び地震直後の安全機能が保持できる状態にあったかどうか調査・検討を行うこととした。

また、福島第一の原子炉建屋においては、水素爆発や火災等により、外壁等が損傷しているプラントがあることから、今後、発生する可能性のある地震に対する現状の原子炉建屋の耐震性について、損傷状況を反映した解析モデルを

用いた地震応答解析により評価を行い、耐震補強の必要性を含めて調査・検討を行うこととした。

本「平成23年東北地方太平洋沖地震による福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価について～中間とりまとめ～」は、この調査・検討の結果を中間的にとりまとめたものである。

## 2. 調査・検討の進め方

### (1) 今回の地震による福島第一及び福島第二の施設・機器への影響

今回の地震による福島第一及び福島第二の耐震安全上重要な施設・機器への影響について、東京電力の報告を基に、地震時及び地震直後の安全機能が保持できる状態にあったかどうかについて、当院による現地調査を含め、次のように調査・検討を行うこととした。

#### ①対象施設

各号機について、地震時及び地震直後において、安全機能が保持できる状態にあったかどうかを確認するため、全ての耐震Sクラスの施設・機器を検討の対象とした。

なお、耐震クラスの低いタンク、配管等の一部に地震の影響によるものと考えられる歪みや破損が確認されているところであるが、これらは直接各号機の安全機能の保持に係わるものでないため、対象から除外した。

#### ②調査・検討の方法

一般的に、地震により施設・機器の健全性を評価する際には、対象とする地震の地震動を入力した地震応答解析の実施と評価基準値との比較とともに、現地における目視等による破損状況等の確認を併用する。一方、福島第一の各号機、特に1、2、3、4号機においては、水素爆発や津波の影響に加え放射能のレベルが高い状況にあり、このような現地調査は困難である。

このため、調査・検討を次のように行うこととした。

#### [地震観測記録の一時中断による影響]

今回、福島第一では、53箇所地震計のうち29箇所で、福島第二では、43箇所地震計の全てで地震観測記録が得られている。地震観測記録を調べたところ地震計の不具合により、福島第一では、7箇所、福島第二では、11箇所の観測点において130秒～150秒程度で観測記録が中断していたが、後述するように中断した観測記録と完全な観測記録の床応答スペクトルを比較すると各周期帯の応答に顕著な差はないこと、疲労評価に与える影響は僅かであ

ることから、中断した観測記録を入力地震動として解析に用いることは妥当と評価し、次の調査・検討を行うこととした。

#### [福島第一及び福島第二の主要施設の評価]

まず、原子炉建屋及び原子炉建屋内の評価対象施設として、安全性の観点から原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する耐震Sクラスのうち主要な7施設（原子炉圧力容器、主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、残留熱除去系ポンプ、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性））を、耐震バックチェック中間報告と同様に選定した。また、これらに加え、福島第一1号機の非常用復水器系配管、福島第一3号機の高圧注水系配管等を評価対象に加えた。

7施設の代表箇所等について、今回の地震の地震動を入力した地震応答解析を行い、評価基準値と比較することとした。

検討の手順としては、今回の地震による既往の耐震バックチェックモデルを用いた地震応答解析から各設備に加わるせん断力や加速度等の応答値等（以下「応答値等」という）を求める。その結果から評価基準値（許容値）を上回る可能性のある設備を選定し、これらの設備について応力解析を実施し、計算値（応力等）と評価基準値との関係を確認した。

#### [福島第一5号機の地震応答解析と現地調査]

上記7施設等以外の耐震Sクラスの施設、機器が、地震時及び地震直後の安全機能を保持できる状態にあったかどうか確認するため、基準地震動 $S_s$ を上回る地震動が観測された福島第一2、3、5号機の中から、水素爆発や放射能汚染等の影響がなく、地震による損傷状況を現場で確認することが可能な福島第一5号機を代表機として評価を行った。

まず、5号機の全ての耐震Sクラスの施設、機器について、今回の地震の地震動を入力した地震応答解析を行い（ただし、後述のように、配管の解析は基準地震動 $S_s$ を用いた。）、評価基準値と比較することとした。なお、原子炉建屋内に設置されている設備であって、耐震Sクラスに波及的影響を生じさせるおそれのあるB及びCクラス設備も対象とする。

検討の手順としては、今回の地震の応答値等を求め、その結果から評価基準値を上回る可能性のある設備を選定し、これらの設備については、応力解析を実施し、計算値と評価基準値との関係を確認した。

ただし、配管の解析については、基準地震動 $S_s$ による検討が進んでいたこと及び今回の地震と基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルを比較すると配管の固有周期帯では、ほとんどの周期で基準地震動 $S_s$ が上回っており、保守的な結果

が得られると考えられることから、基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルを用いた解析を実施した。基準地震動 $S_s$ を用いた解析の結果、計算値が評価基準値（許容値）を下回る場合は、地震時及び地震直後の安全機能が保持できると推定した。

次に、地震による損傷状況を直接把握するため、福島第一5号機について、地震応答解析結果が評価基準値を超えている箇所を中心に現地調査を行い、地震による影響の程度を目視により確認した。

## （2）福島第一の現状の原子炉建屋の耐震安全性

福島第一の原子炉建屋においては、水素爆発や火災等により、外壁等が損傷しているプラントがあることから、今後、発生する可能性のある地震に対する現状の原子炉建屋の耐震性について、東京電力の報告を基に、損傷状況を反映した解析モデルを用いた地震応答解析により評価を行い、耐震補強の必要性を含めて、調査・検討を行うこととした。

検討は、今後発生する可能性のある地震として、基準地震動 $S_s$ の地震動があるものと想定し、現状の原子炉建屋に同地震動を入力した地震応答解析を行い、得られた耐震壁のせん断ひずみと耐震壁の終局限界に対応した評価基準値を比較することにより行った。

## 3. 調査・検討の方法

当院は、前述の調査・検討に当たっては、「建築物・構造に関する意見聴取会」を開催し、専門家の意見を聴取しつつ検討を行った。

加えて、独立行政法人原子力安全基盤機構の技術的助言を得つつ、検討を進めたところである。

また、今回の地震による福島第一の施設・機器への影響については、当院において、別途、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会」を開催し、プラント・パラメータの分析やプラント挙動解析等により調査・検討を行っている。この調査・検討の結果、地震により「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」の基本的な安全機能を損なうような損傷等が生じたことを示す情報は得られていないとしている。本中間とりまとめにおいては、ここでの調査・検討の結果等も参考としつつ、取りまとめたものである。

なお、設備の被害状況や影響については、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会」において、事故の発生及び事象

進展について現時点までに判明している事実関係及び経緯を再整理し、それらを基に事故の原因及び事象進展の各段階における技術的課題を体系的にまとめた上で、これまでの対策の有効性の評価及び主に施設・資機材等に係る必要な見直しの方向性を分析・検討している。

また、建物に対する波力の評価については、「地震・津波に関する意見聴取会」での検討を踏まえ、「地震・津波に関する報告書」において取りまとめられる。

## Ⅱ. 地震による福島第一及び福島第二の影響・評価結果

福島第一及び福島第二について、今回の地震により、地震時及び地震直後の安全機能が保持できる状態にあったかどうかを、東京電力からの報告を基にした地震動評価と原子力安全・保安院（以下「当院」という。）による現地調査により調査検討を行った。

### 1. 影響・評価

#### 1.1 検討方針及び検討条件

##### (1) 検討方針

##### 1) 検討対象施設、設備

地震時及び地震直後において要求される安全機能（原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等）を保持できる状態にあったかどうかを判断する観点から原子炉建屋、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系、タービン建屋及びタービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系を検討の対象とする。

##### 2) 原子炉建屋

基礎版上の今回の地震観測記録を用いた原子炉建屋の地震応答解析を実施し、解析結果の耐震壁のせん断ひずみと機能維持限界値との関係を確認する。

##### 3) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

基礎版上の今回の地震観測記録を用いた原子炉建屋の地震応答解析及び原子炉建屋と原子炉等の大型機器を連成させた地震応答解析（以下「大型機器連成地震応答解析」という。）を実施し、各設備の応答値等を求める。その結果から評価基準値を上回る可能性のある設備<sup>\*</sup>を選定し、これらの設備については、応力解析を実施し、計算値と評価基準値（許容値）との関係を確認する。

※今回の地震による応答値等が基準地震動 $S_s$ による応答値等を上回る設備

#### 4) タービン建屋

タービン建屋では、建屋内の一部に耐震安全上重要な機器・配管系が設置されていることから、その部位を機能維持部位として影響評価を行う。基礎版上の今回の地震観測記録を用いたタービン建屋の地震応答解析を実施し、解析結果の機能維持部位のせん断ひずみと機能維持限界値との関係を確認する。

なお、タービン建屋の基礎版上において、今回の地震観測記録が得られていない場合は、原子炉建屋の基礎版上の今回の地震観測記録を基に算出した原子炉建屋基礎版下端における地震動からタービン建屋の基礎版下端等における地震動を求める。

#### 5) タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

タービン建屋の地震応答解析で得られた応答値等を用いて、耐震安全上重要な機能を有する機器・配管系のうち地震による外部電源喪失直後の電源設備として機能した非常用ディーゼル機関及びその関連設備の耐震安全性評価を実施する。

なお、福島第一4号機タービン建屋に設置される非常用ディーゼル機関は、地震時に分解点検中であったため評価対象から除く。また、福島第一6号機及び福島第二全号機において、非常用ディーゼル機関はタービン建屋に設置されていないため、耐震安全性評価は実施しない。

### (2) 検討条件

#### 1) 原子炉建屋

水平方向及び鉛直方向の地震応答解析モデル及び解析定数については、耐震バックチェックと同様に既往評価等の実績があるものを採用するとともに、定期検査等、地震時のプラントの状態を必要に応じて反映させる。水平方向の解析用地盤モデルについては、今回の地震動の大きさに応じた非線形性を考慮し、せん断ひずみレベルに応じた剛性低下等を考慮する。

地震応答解析については、水平方向及び鉛直方向共に弾性応答解析を基本とするが、耐震壁の水平方向の応答が塑性域であった場合には弾塑性応答解析を実施する。

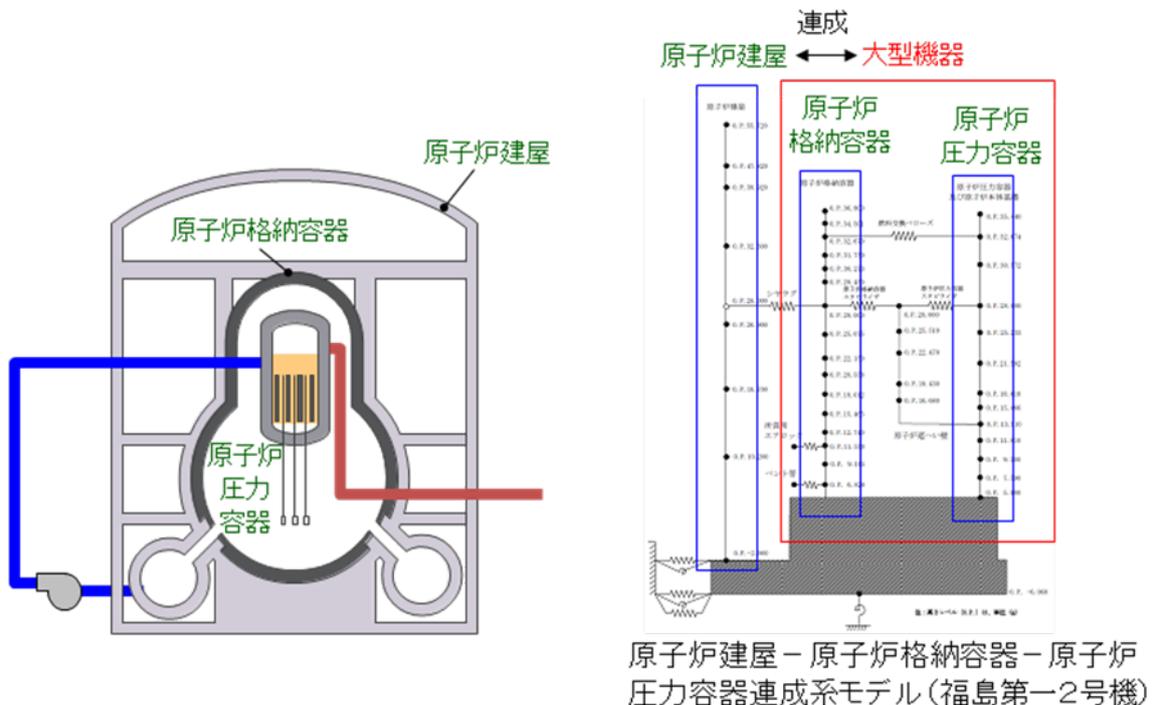
地震動の入力条件については、既往の地震観測記録に基づくシミュレーション解析の実績を踏まえ、基礎版上で得られた地震観測記録を解析モデルの基礎版上に入力することを基本とするが、弾塑性応答解析では基礎版上で得られた地震観測記録を再現できるように基礎下端レベルの地盤ばねへの入力地震動を推定した上で、それを地盤ばね位置に入力する。

評価基準値については、耐震壁の機能維持限界値として既往評価等の実績のあるせん断ひずみ ( $2.0 \times 10^{-3}$ ) を採用する。

## 2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

### ①地震応答解析の手法

水平方向及び鉛直方向の大型機器連成地震応答解析モデルのうち機器・配管系のモデル及び解析定数については、耐震バックチェックと同様であり、既往評価等の実績があるものを採用するとともに、定期検査等、地震時のプラントの状態を必要に応じて反映させる。また、大型機器連成地震応答解析モデルのうち建屋の部分については、原子炉建屋のモデルに基づき設定する。



地震応答解析については、水平方向及び鉛直方向共に機器・配管系の弾性モデルと原子炉建屋のモデルを連成させた地震応

答解析を実施していること。また、入力位置は原子炉建屋の地震応答解析と同一である。

## ②影響評価の方法

第一段階として、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備ごとに以下の評価項目（指標）を選定し、地震応答解析により応答値等を求める。

- ・原子炉建屋床に設置されている機器・配管系（残留熱除去系ポンプ・配管等）：設置床レベルの震度及び床応答スペクトル
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ配管（主蒸気系配管等）：原子炉遮へい壁の床応答スペクトル
- ・原子炉圧力容器及び原子炉格納容器本体：モデルの各部材のせん断力、モーメント、軸力
- ・制御棒の挿入性：燃料集合体の相対変位
- ・炉心支持構造物：気水分離器及び炉心シュラウドのせん断力、モーメント、軸力

第二段階として、今回の地震の応答値等から評価基準値を上回る可能性のある設備<sup>※</sup>を選定し、これらの設備について応力解析を実施し、計算値と評価基準値との関係を確認する。

評価基準値については、機能維持限界値として既往評価等の実績のあるものとして、強度評価では許容応力状態 $IV_A S$ の許容値、制御棒挿入性では、規定時間内の制御棒の挿入が確認されている、燃料集合体の相対変位40mmを採用する。

※今回の地震による応答値等が基準地震動 $S_s$ による応答値等を上回る設備

## 3) タービン建屋

水平方向及び鉛直方向の地震応答解析モデル及び解析定数については、耐震バックチェックと同様に既往評価等の実績があるものを採用するとともに、定期検査等、地震時のプラントの状態を必要に応じて反映させる。水平方向の解析用地盤モデルについては、今回の地震動の大きさに応じた非線形性を考慮し、せん断ひずみレベルに応じた剛性低下等を考慮する。

地震応答解析については、水平方向及び鉛直方向共に弾性応答解析を基本とするが、耐震壁の水平方向の応答が塑性域であった場合には弾塑性応答解析を実施する。

地震動の入力条件については、既往の地震観測記録に基づくシミュレーション解析の実績を踏まえ、基礎版上で得られた地震観測記録を解析モデルの基礎版上に入力することを基本とするが、タービン建屋基礎版上の観測記録が得られていない場合は、原子炉建屋基礎版上の観測記録から算出した基礎下端レベルの地盤ばねへの入力地震動を推定した上で、それを地盤ばね位置に入力する。

評価基準値については、耐震壁の機能維持限界値として既往評価等の実績のあるせん断ひずみ ( $2.0 \times 10^{-3}$ ) を採用する。

#### 4) タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

タービン建屋の地震応答解析で得られた応答値等を用いて、設置床レベルの震度や床応答スペクトルにより、非常用ディーゼル機関及びその関連設備の耐震性評価を実施する。

耐震安全性評価については、耐震バックチェック等の既往評価において実績のある手法により算定した設備の計算値と評価基準値との関係を確認する。

評価基準値については、機能維持限界として既往評価等の実績のあるものとして、強度評価では許容応力状態  $IV_A S$  の許容値、非常用ディーゼル機関の動的機能維持評価では、機能確認済加速度を採用する。

## 1.2 福島第一 1～6号機の影響・評価結果

### 1.2.1 1号機

#### (1) 原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能(放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等)を保持できる状態にあったと推定した。(別紙1)

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、 $0.14 \times 10^{-3}$  (NS方向、1階)であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の全ての階において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

(2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価については、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 地震応答解析の結果から評価基準値を上回る可能性のある設備（炉心支持構造物、原子炉停止時冷却系ポンプ、原子炉停止時冷却系配管、原子炉圧力容器、主蒸気系配管及び原子炉格納容器）を選定し、これらの施設の代表箇所について、応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を全て下回った。
- 制御棒挿入性評価を実施した結果、燃料集合体相対変位の計算値は、評価基準値を下回った。
- サプレッションチェンバ支持脚の耐震性についても、至近の工事計画認可において実績のあるモデルを用い、基礎版上の観測記録の水平方向及び鉛直方向の最大応答加速度値を1.2倍した震度を用いた静的解析及び当該記録の床応答スペクトルを入力とした動的解析による計算値を求めた結果、計算値が評価基準値を下回った。

(3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価については、以下のとおり確認し、タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されている耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさない状態にあったと推定した。

- 原子炉建屋基礎版上の地震観測記録を用いた地震応答解析の結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.11 \times 10^{-3}$  (NS方向、1階)であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の機能維持部位において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

(4) タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価については、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 耐震安全上重要な機能を有する機器・配管系のうち地震による外

部電源喪失直後の電源設備として機能したディーゼル機関、燃料サービスタンク、始動空気槽及びディーゼル発電機について耐震性評価を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を下回った。

- 非常用ディーゼル機関の設置場所における本震における最大応答加速度が、機能確認済加速度に対して余裕があった。

## 1.2.2 2号機

### (1) 原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能(放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等)を保持できる状態にあったと推定した。(別紙2)

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、 $0.43 \times 10^{-3}$  (EW方向、5階)であり、評価基準値以下である。
- EW方向の5階を除く全ての階において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。
- 第一折れ点を越えた部位にあっても、第二折れ点は下回っており、建屋の機能維持の観点からは、構造上の問題はない。

### (2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 地震応答解析の結果から評価基準値を上回る可能性のある設備(炉心支持構造物、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系配管、原子炉圧力容器、主蒸気系配管及び原子炉格納容器)を選定し、これらの施設の代表箇所について応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を全て下回った。
- 制御棒挿入性評価を実施した結果、燃料集合体相対変位の計算値は、評価基準値を下回った。

### (3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、

タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されている耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさない状態にあったと推定した。

- 原子炉建屋基礎版上の地震観測記録を用いた地震応答解析の結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.21 \times 10^{-3}$ （EW方向、地下1階）であり、評価基準値以下である。
- EW方向の地下1階を除いた機能維持部位において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。
- 第一折れ点を越えた部位にあっても、第二折れ点は下回っており、建屋の機能維持の観点からは、構造上の問題はない。

#### （4）タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 耐震安全上重要な機能を有する機器・配管系のうち地震による外部電源喪失直後の電源設備として機能したディーゼル機関、燃料油タンク、始動空気槽及びディーゼル発電機について耐震性評価を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を下回った。
- 非常用ディーゼル機関の設置場所における本震における最大応答加速度が、機能確認済加速度に対して余裕があった。

### 1.2.3 3号機

#### （1）原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能（放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等）を保持できる状態にあったと推定した。（別紙3）

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、 $0.17 \times 10^{-3}$ （EW方向、5階）であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の全ての階において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

(2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 地震応答解析の結果から評価基準値を上回る可能性のある設備（炉心支持構造物、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系配管、原子炉圧力容器、主蒸気系配管及び原子炉格納容器）を選定し、これらの施設の代表箇所について応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を全て下回った。
- 制御棒挿入性評価を実施した結果、燃料集合体相対変位の計算値は、評価基準値を下回った。

(3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されている耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさない状態にあったと推定した。

- 原子炉建屋基礎版上の地震観測記録を用いた地震応答解析の結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.36 \times 10^{-3}$ （EW方向、地下1階）であり、評価基準値以下である。
- EW方向の地下1階の一軸と中地下1階の一軸を除いた機能維持部位において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。
- 第一折れ点を越えた部位にあっても、第二折れ点は下回っており、建屋の機能維持の観点から構造上の問題はない。

(4) タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 耐震安全上重要な機能を有する機器・配管系のうち地震による外部電源喪失直後の電源設備として機能したディーゼル機関、燃料ディタンク、始動空気槽及びディーゼル発電機について耐震性評価を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を下回った。
- 非常用ディーゼル機関の設置場所における本震における最大応答

加速度が、機能確認済加速度に対して余裕があった。

#### 1.2.4 4号機

4号機については、地震時にシュラウド取替工事中であり、それに伴い、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器が開放され、炉内構造物が撤去されていたこと、主蒸気系配管が安全措置により隔離されていたこと、また、全燃料が炉心から取り出され使用済燃料貯蔵プールに移設されていたことから、地震応答解析モデルの重量分布を変更する等、地震時のプラントの状態を反映した評価が実施されている。制御棒挿入性については、地震時に全燃料が炉心から取り出されていたことから、動的機能維持評価は実施しないとしている。(別紙4)

##### (1) 原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能(放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等)を保持できる状態にあったと推定した。

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、 $0.15 \times 10^{-3}$  (EW方向、5階)であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の全ての階において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

##### (2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 地震時のプラントの状態を反映した地震応答解析の結果から評価基準値を上回る可能性のある設備(残留熱除去系配管)を選定し、この設備の代表箇所について応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を下回った。

##### (3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されている耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさな

い状態にあったと推定した。

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.10 \times 10^{-3}$ （EW方向、地下1階）であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の機能維持部位において、せん断スケルトン曲線の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

- (4) タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系  
ディーゼル機関は、地震時に分解点検中であつたため、耐震性評価は、実施しない。

#### 1.2.5 5号機

5号機については、地震時に定期検査中で、原子炉格納容器が開放されていたことから、地震応答解析モデルの重量分布を変更する等、地震時のプラントの状態を反映した評価が実施されている。制御棒挿入性については、地震時にプラントが停止中であつたため、動的機能維持評価は、実施しないとしている。（別紙5）

##### (1) 原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能（放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等）を保持できる状態にあつたと推定した。

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、 $0.36 \times 10^{-3}$ （EW方向、5階）であり、評価基準値以下である。
- EW方向のクレーン階及び5階を除く全ての階において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。
- 第一折れ点を越えた部位にあつても、第二折れ点は下回っており、建屋の機能維持の観点からは、構造上の問題はない。

##### (2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機

能を保持できる状態にあったと推定した。

- 地震時のプラントの状態を反映した地震応答解析の結果から評価基準値を上回る設備（炉心支持構造物、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系配管、原子炉圧力容器、主蒸気系配管及び原子炉格納容器）を選定し、これらの設備の代表箇所について応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を全て下回った。

### (3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されている耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさない状態にあったと推定した。

- 原子炉建屋基礎版上の地震観測記録を用いた地震応答解析の結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.37 \times 10^{-3}$ （EW方向、地下1階）であり、評価基準値以下である。
- EW方向の地下1階の一軸を除いた機能維持部位において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。
- 第一折れ点を越えた部位にあっても、第二折れ点は下回っており、建屋の機能維持の観点からは、構造上の問題はない。

### (4) タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 耐震安全上重要な機能を有する機器・配管系のうち地震による外部電源喪失直後の電源設備として機能したディーゼル機関、燃料油ディタンク、始動空気槽及びディーゼル発電機について耐震性評価を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を下回った。
- 非常用ディーゼル機関の設置場所における本震における最大応答加速度が、機能確認済加速度に対して余裕があった。

#### 1.2.6 6号機

6号機については、地震時に定期検査中であったが、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の上蓋は復旧された状態であったことから、地

震応答解析モデルは、耐震安全性評価で用いた原子炉等の大型機器の解析モデルを連成させている。制御棒挿入性については、地震時にプラントが停止中であつたため、動的機能維持評価は、実施しないとしている。(別紙6)

#### (1) 原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能(放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等)を保持できる状態にあつたと推定した。

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、 $0.16 \times 10^{-3}$  (EW方向、4階)であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の全ての階において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

#### (2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあつたと推定した。

- 地震時のプラントの状態を反映した地震応答解析の結果から評価基準値を上回る可能性のある設備(主蒸気系配管及び残留熱除去系配管)を選定し、これらの設備の代表箇所について応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を下回った。

#### (3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されている耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさない状態にあつたと推定した。

- タービン建屋基礎版上の地震観測記録を用いた地震応答解析を実施した結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.16 \times 10^{-3}$  (EW方向、地下1階)であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の機能維持部位において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留

まっている。

- (4) タービン建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系  
ディーゼル機関は、タービン建屋に設置されていないため、耐震  
性評価は、実施しないとしている。

### 1.3 福島第二1～4号機の影響・評価結果

#### 1.3.1 1号機

##### (1) 原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、  
原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能(放  
射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接  
支持する機能等)を保持できる状態にあったと推定した。(別紙7)

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみ  
の最大値は、 $0.09 \times 10^{-3}$  (NS方向、6階)であり、評価  
基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の全ての階において、せん断スケルトン曲  
線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっ  
ている。

##### (2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の評価

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系  
の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有  
する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機  
能を保持できる状態にあったと推定した。

- 地震応答解析の結果から評価基準値を上回る可能性のある設備  
(主蒸気系配管及び残留熱除去系配管)を選定し、これらの設備  
の代表箇所について応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算  
値は評価基準値を下回った。
- 制御棒挿入性評価を実施した結果、燃料集合体相対変位の計算値  
は、評価基準値を下回った。

##### (3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、  
タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されて

いる耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさない状態にあったと推定した。

- タービン建屋基礎版上の地震観測記録を用いた地震応答解析を実施した結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.10 \times 10^{-3}$ （NS方向、地下1階）であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の機能維持部位において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

### 1.3.2 2号機

#### (1) 原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能（放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等）を保持できる状態にあったと推定した。（別紙8）

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、 $0.10 \times 10^{-3}$ （NS方向、6階）であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の全ての階において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

#### (2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 地震応答解析の結果から評価基準値を上回る可能性のある設備（主蒸気系配管及び残留熱除去系配管）を選定し、これらの設備の代表箇所について応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を下回った。
- 制御棒挿入性評価を実施した結果、燃料集合体相対変位の計算値は、評価基準値を下回った。

#### (3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されて

いる耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさない状態にあったと推定した。

- タービン建屋基礎版上の地震観測記録を用いた地震応答解析を実施した結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.14 \times 10^{-3}$ （NS方向、地下1階）であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の機能維持部位において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

### 1.3.3 3号機

#### (1) 原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能（放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等）を保持できる状態にあったと推定した。（別紙9）

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、 $0.11 \times 10^{-3}$ （NS方向、4階）であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の全ての階において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

#### (2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 地震応答解析の結果から評価基準値を上回る可能性のある設備（主蒸気系配管及び残留熱除去系配管）を選定し、これらの設備の代表箇所について応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を下回った。
- 制御棒挿入性評価を実施した結果、燃料集合体相対変位の計算値は、評価基準値を下回った。

#### (3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されて

いる耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさない状態にあったと推定した。

- タービン建屋基礎版上の地震観測記録を用いた地震応答解析を実施した結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.10 \times 10^{-3}$ （EW方向、地下2階）であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の機能維持部位において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

#### 1.3.4 4号機

##### (1) 原子炉建屋の影響評価

当院は、原子炉建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、原子炉建屋が地震時及び地震直後において、要求される安全機能(放射性物質を「閉じ込める」機能、安全上重要な機器・配管系を間接支持する機能等)を保持できる状態にあったと推定した。(別紙10)

- 今回の地震を用いた地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、 $0.09 \times 10^{-3}$ （NS方向、6階）であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の全ての階において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

##### (2) 原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系

当院は、原子炉建屋に設置される耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価について、以下のとおり確認し、安全上重要な機能を有する主要な設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 地震応答解析の結果から評価基準値を上回る可能性のある設備（主蒸気系配管及び残留熱除去系配管）を選定し、これらの設備の代表箇所について応力解析を実施し、当該設備の地震時の計算値は評価基準値を下回った。
- 制御棒挿入性評価を実施した結果、燃料集合体相対変位の計算値は、評価基準値を下回った。

##### (3) タービン建屋の影響評価

当院は、タービン建屋の影響評価について、以下のとおり確認し、タービン建屋が地震時及び地震直後において、建屋内に設置されて

いる耐震安全上重要な機器・配管系に対して波及的影響を及ぼさない状態にあったと推定した。

- タービン建屋基礎版上の地震観測記録を用いた地震応答解析を実施した結果、機能維持部位のせん断ひずみの最大値は、 $0.08 \times 10^{-3}$ （NS方向、地下2階）であり、評価基準値以下である。
- NS方向及びEW方向の機能維持部位において、せん断スケルトン曲線上の最大応答値は第一折れ点を下回り弾性範囲の応答に留まっている。

1.4 地震の影響に関する個別指摘事項に係る配管等の影響・評価結果  
安全上重要な設備・機器等について、今回の事故発生当初から地震により被害等が生じ、これが事故の拡大に繋がったのではないかなどの指摘があった。このため、当院は、今回の地震の地震動により設備が受けた影響について、以下のとおり確認し、これらの設備が地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。（別紙11）

①福島第一1号機の非常用復水器系配管

非常用復水器（IC）が自動起動した後、地震の揺れが収まり運転員が停止操作を行うまでの間に原子炉圧力が約4.7MPaまで低下していることに着目し、ICの配管破損があったのではないかなどの指摘があった。このため、地震応答解析を行い、配管の応力は、評価基準値を下回ることを確認した。

②福島第一1号機の原子炉再循環系配管

今回の地震により原子炉再循環系配管が破損し冷却材喪失事故が起きたのではないかなどの指摘があった。このため、地震応答解析の結果、配管の応力は評価基準値を下回ることを確認した。

③福島第一1号機のバント管、ダウンカマ、リングヘッド

一般的な概念として、長く激しい地震動により圧力抑制室の接合部等が破損し、抑制機構が機能しなかったのではないかなどの指摘があった。このため、地震応答解析の結果、これらの設備の応力は評価基準値を下回ることを確認した。

④福島第一2号機のバント管、ダウンカマ、サプレッションチェンバ

一般的な概念として、長く激しい地震動により圧力抑制室の接合部等が破損し、抑制機構が機能しなかったのではないかなどの指摘があった。このため、地震応答解析の結果、これらの設備の応力は評価基準値を下回ることを確認した。

⑤福島第一2号機の炉心スプレイ系配管

地震発生後、津波到来前に、1、2号機中央制御室のホワイトボードに「15:16CS(B)室 漏洩 ANN(警報)発生中」との記載があることから、炉心スプレイ系の配管に破損があったのではないかと指摘があった。このため、地震応答解析の結果、配管の応力は評価基準値を下回ることを確認した。

#### ⑥福島第一3号機の高圧注水系配管

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の停止後、RCICに使用されたものとは別系統の直流電源により、原子炉水位低で高圧注水系(HPCI)が自動起動した後、原子炉圧力は除々に低下し、約1MPaで推移し、運転員がHPCIを停止すると再び約7MPaに戻っている。このHPCIの運転時に原子炉圧力が低下したことに着目し、HPCIの配管破損があったのではないかと指摘があった。このため、地震応答解析の結果、配管の応力は、評価基準値を下回ることを確認した。

### 1.5 主要7施設等以外の施設の影響・評価結果

#### (1) 福島第一5号機の原子炉建屋に設置されている設備の影響評価

主要7施設等以外の耐震Sクラスの施設、機器が、地震時及び地震直後の安全機能が保持できる状態にあったかどうか確認するため、基準地震動 $S_s$ を上回る地震動が観測された福島第一2、3、5号機の中から、水素爆発や放射能汚染等の影響がなく、地震による損傷状況を現場で確認することが可能な福島第一5号機を代表機として評価を行った。なお、耐震Sクラス設備に波及的影響を生じさせるおそれのあるB及びCクラス設備も評価対象とする。

#### 1) 原子炉建屋に設置されている設備の影響評価方針

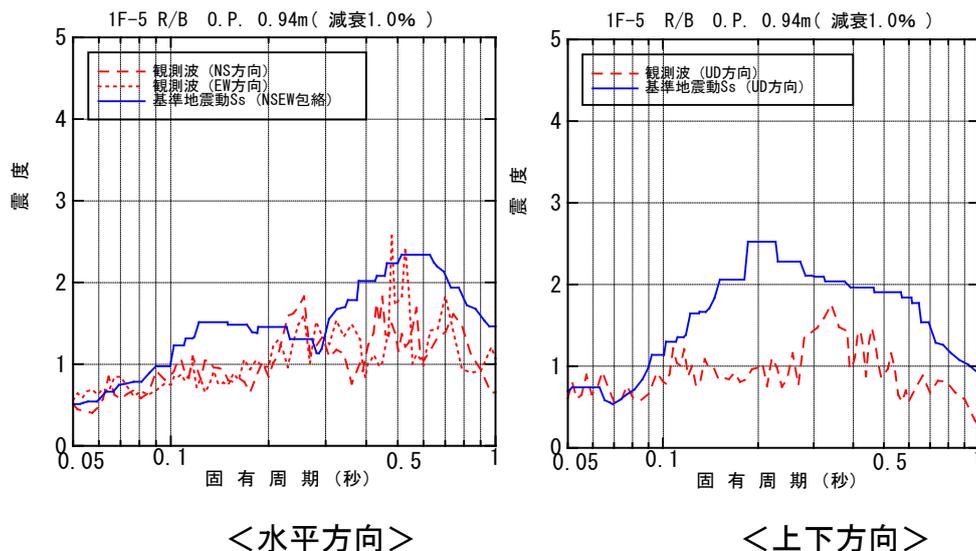
- 地震応答解析の結果から今回の地震の応答値等を求め、評価基準値を上回る可能性のある設備<sup>\*</sup>を選定し、これらの施設について応力解析を実施し、計算値と評価基準値との関係を確認する。

※今回の地震による応答値等と設計時における応答値の比が、設計時の裕度(評価基準値/計算値)を上回る設備

- 解析的検討により評価基準値を上回るものについては、現場との照合を行い有意な損傷がないことを確認する。
- 配管の解析については、基準地震動 $S_s$ による検討がすでに進

抄していたこと及び今回の地震と基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルを比較すると配管の固有周期帯では、ほとんどの周期で基準地震動  $S_s$  が上回っており、保守的な結果が得られると考えられることから、基準地震動  $S_s$  による応答スペクトルを用いた解析を実施する。

- 動的機能維持評価については、設備の応答加速度が、評価基準値の加速度以下であることを確認する。



観測記録と基準地震動  $S_s$  の基礎版上の床応答スペクトルの比較

## 2) 影響・評価

当院は、原子炉建屋に設置されている設備の影響・評価結果について、以下のとおり確認し、評価対象設備が一部の配管本体及び配管サポートを除き、地震時及び地震直後において、要求される安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

- 評価基準値を上回る可能性のある設備として選定されなかった設備は、今回の地震による応答値等と設計時における応答値等との比が、設計時の裕度以下であった。(別紙 12)
- 評価基準値を上回る可能性がある設備として選定された設備について、応力解析を実施し、一部の配管本体及び配管サポートを除き、計算値が評価基準値を下回った。(別紙 13)
- 解析的検討により計算値が評価基準値を上回る設備は、現場との照合を行い有意な損傷がなかった。
- 動的機能維持評価の対象設備の応答加速度は、評価基準値を下回った。(別紙 14)

以下の設備については基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルを用いた解析から得られた計算値が、評価基準値を上回る。このため、当院は、後述するように当該設備について、目視により、配管等に有意な損傷又は変形が無く、流路も確保されていることを確認したことから安全機能を保持できる状態にあったと類推するが、今後、当該設備について、今回の地震による解析を実施する等、詳細な評価を行うものとする。

- 残留熱除去系配管サポート
- 原子炉冷却材再循環系配管サポート
- 給水系配管サポート
- 給水系配管本体
- 高圧注水系配管サポート
- 原子炉隔離時冷却系配管サポート
- 不活性ガス系配管サポート
- 残留熱除去海水系配管サポート

なお、福島第一においては、耐震バックチェック最終報告書が未提出であり、国の評価もなされておらず、結果として基準地震動 $S_s$ に対応した耐震補強工事が、ほとんど実施されていなかった。このため、一部の配管本体及び配管サポートの評価において基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルを用いた解析から得られた計算値が評価基準値を上回った事例が見られたところである。

## (2) 福島第一5号機以外の耐震Sクラスの施設、機器の影響

福島第一1～4号機の施設、機器については、後述するように別途行ったプラント・パラメータの分析やプラント挙動解析等による調査・検討の結果、基本的な安全機能を損なうような損傷等が生じたことを示す情報は得られていない。このような状況であるが、福島第一1号機から4号機の耐震Sクラスの機器・配管について、更にデータを補充する観点から今回の地震による地震応答解析を行っていないものについては、今後、このような解析を行うものとする。

## 1.6 保安院の現地調査

- (1) 福島第一の耐震安全上重要な機能を有する主要7施設については、今回の地震による地震応答解析の結果、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定されるが、福島第一の被害の状況について、プラントの物理的状态を目視による調査を行い、地震による影響の有無を確認することとした。

5号機は、津波や水素爆発の影響を受けておらず、実機の現状確認が可能なことから目視により調査を実施し、当院が確認した範囲では、建物の構造に影響を及ぼすようなひび割れ及び機器・配管に安全機能を損なう有意な変形は認められなかった。(別紙15)

実施時期：平成23年12月1日

実施概要：今回の地震による福島第一原子力発電所の取水路及び海水ポンプ周辺等の津波による被害状況、5号機原子炉建屋及びタービン建屋並びに機器・配管系の地震による影響等について

- (2) 福島第一5号機の耐震安全上重要な全ての耐震Sクラス設備に対する影響評価において、基準地震動 $S_s$ に対する配管本体及び配管サポートの計算値が、一部の箇所において評価基準値を上回ったことから、当院は、当該箇所を目視により調査を実施し、安全機能を損なう有意な損傷がないことを確認した。(別紙16)

実施時期：平成24年1月27日

実施箇所：残留熱除去系サポート、原子炉冷却材再循環系サポート、給水系配管本体・サポート、原子炉隔離時冷却系サポート、高圧注水系サポート、不活性ガス系サポート、残留熱除去海水系サポート

- (3) 福島第二の耐震安全上重要な機能を有する主要7施設については、今回の地震による地震応答解析の結果、地震時及び地震直後の安全機能は保持できる状態にあったと推定しているが、福島第二の被害の状況について、プラントの物理的状态を目視により調査を実施し、地震による影響の有無を確認することとした。

当院が確認した範囲では、建物の構造に影響を及ぼすようなひび割れ及び機器・配管に安全機能を損なう有意な変形は認められなかった。(別紙17)

実施時期：平成24年2月9日

実施概要：4号機原子炉建屋ドライウエル内(配管貫通部、主蒸

気系配管、ペDESTAL)、1号機原子炉建屋(天井クレーン、燃料交換機、使用済み燃料プール)の地震による影響及び1号機原子炉建屋付属棟、1号機側取水路の津波による影響について

## 1.7 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会との合同開催(平成23年12月9日開催)

現時点までに明らかになっている知見を、様々な角度から分析した上で、今回の地震による福島第一の建築物・構造及び主要機器・配管への影響を整理することを目的として、プラントパラメータの解析結果より、関連機器の挙動に係る現象面から議論している「東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会」と合同の意見聴取会を開催した。プラント状態からみた設備・機器等への影響評価は以下のとおり。

- 地震により、各号機のプラントパラメータの挙動等を総体的に見れば「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」の基本的な安全機能を損なうような被害があったことを示す情報は得られていない。
- ただし、耐震クラスの低いタンク、配管等の一部に地震の影響によるものと考えられる歪みや破損が確認されている。

## 2. 地震観測記録の一部中断による影響

### 2.1 観測記録の一部中断による影響

観測記録の一部が中断している影響について当院は、本震で得られた観測記録のうち、一部の記録について記録開始から130秒~150秒程度で記録が中断していたことから、地震応答解析に与える影響について、以下の検討を行った。その結果、中断した観測記録と完全な観測記録による床応答スペクトルを比較すると各周期帯の応答に顕著な差が見られないこと、疲労評価に与える影響はわずかであることから、中断した観測記録を入力地震動として解析を行うことは妥当なものと判断した。

#### [床応答スペクトルの比較]

- 福島第一6号機原子炉建屋基礎版上では、近接する2つの観測点において、中断した記録(観測点名:6-R2、継続時間:約138秒)と完全な記録(観測点名:P3、継続時間:約250秒)の両方が取得されており、それらの最大応答加速度及び応答スペクトルを比較すると顕著な差は認められない。(別紙18)

- 完全な記録（P3）を用いたシミュレーション解析結果とP3の観測記録の継続時間（約250秒）を6-R2の観測記録の継続時間（約138秒）でカットした記録を用いたシミュレーション解析結果を比較すると、最大応答加速度及び応答スペクトルに顕著な差は認められない。（別紙19）

なお、原子炉建屋基礎版上に設置した地震観測装置については、中断以降の時間の範囲においても最大加速度値のみは記録されており、分析の結果、中断記録しか得られていない号機における最大加速度値は、時刻歴データが得られている時間で発生していることを確認した。

#### [疲労評価に与える影響]

- 中断した観測記録を用いた疲労評価については、地震時の大型機器間（原子炉圧力容器—原子炉格納容器）の相対変位による影響が大きいと想定される福島第一1号機の主蒸気配管ノズル部において評価したところ、評価点における疲れ累積係数は、0.0001となり評価基準値1に対して十分小さい。（別紙20）
- また、地中観測記録は、正常な記録が得られていることから、この記録を用いて疲労による影響が大きいと想定される福島第一5号機の給水系配管（分岐部）について評価したところ、評価点における、疲れ累積係数は、0.00001以下で評価基準値1に対して十分小さい。

## 2.2 観測装置の不具合に係る調査及び改修

当院は、東京電力が、同社所有の福島第一、福島第二及び柏崎刈羽原子力発電所に設置している全ての機種 of 収録装置を対象として、同様の不具合の有無に関する調査を実施し、その結果に応じて改修した結果について以下を確認した。その結果、不具合が発生する可能性に応じて収録装置を分類、抽出したこと及び現在観測が可能な状態にある収録装置について全て改修を完了したことは妥当なものと判断した。

- 調査・改修の考え方としては、今回の不具合が2つの要因の重畳により発生したことを踏まえ、2つの要因の双方が該当する装置については、同様の不具合が発生する可能性が高く「改修の優先度は高く、早期に改修を実施」としていること。また1つの要因のみ該当する装置については、同様の不具合が発生する可能性が低く「改修の優先度は低いが、信頼性向上のため適宜改修を実施」としている。
- 福島第一、福島第二及び柏崎刈羽原子力発電所において設置されてい

る地震計（合計 87 台の収録装置）について調査した結果、改修が不要と判断された収録装置が 3 台（福島第一 2 台、福島第二 1 台）、早期に改修が必要と判断された収録装置が 79 台（福島第一 29 台、福島第二 19 台、柏崎刈羽原子力発電所 31 台）、信頼性向上のために適宜改修すると判断された収録装置が 5 台（福島第一 1 台、福島第二 1 台、柏崎刈羽原子力発電所 3 台）確認された。

- 改修作業については、これらのうち、現在観測が可能な状態にあるものを対象として、早期に改修が必要と判断された 49 台（福島第二 18 台、柏崎刈羽原子力発電所 31 台）及び信頼性向上のために適宜改修すると判断された 3 台（柏崎刈羽原子力発電所 3 台）について、平成 23 年 6 月 14 日までに完了している。
- 現在観測ができない状態にあり作業環境等により改修ができない収録装置 32 台（福島第一 30 台、福島第二 2 台）については、作業環境に留意しつつ観測再開の可否も含めて取扱いを検討するとしている。

### Ⅲ. 福島第一の現状の原子炉建屋の耐震安全性の検討

福島第一の原子炉建屋においては、水素爆発、火災等により、外壁等が損傷しているプラントがある。今後、発生する可能性のある地震に対して施設の現状の耐震安全性を評価するため、平成23年4月13日に核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条第1項の規定に基づき、東京電力に対し、福島第一の原子炉建屋について、今後発生する可能性のある地震を入力地震動に用いた耐震安全性評価を実施した結果及びその結果によって耐震安全性が確保できないおそれのある箇所に係る耐震補強工事等の対策に関する検討結果について報告を求め、順次※、評価書を取りまとめた。

※評価書とりまとめ

- ・ 福島第一 1号機及び4号機（平成23年5月28日）
- ・ 福島第一 3号機（平成23年7月13日）
- ・ 福島第一 2号機、5号機及び6号機（平成23年8月26日）

#### 1.1 原子炉建屋の状況

当院は、原子炉建屋の損傷状況について、写真等を基に以下のとおり把握していることを確認した。

##### 1.1.1 1号機

- オペレーティングフロアより上部の鋼板、屋根鉄骨及び屋根スラブが水素爆発によって飛散し、それらの一部がオペレーティングフロア上に崩落したものと推定していること。なお、オペレーティングフロアより上部の鉄骨架構については、崩落せずに残存している。
- オペレーティングフロアより下階については、現状で得られている外観の写真を基に、ほぼ健全な状態を維持しているとしている。
- 1号機は5階以上が鉄骨構造に鋼板を取り付けた構造形式であり、内圧に対して壁の部分が非常に脆弱であったと推定しており、この部分が先行破壊して内圧を開放したことにより、5階より下の構造はほぼ健全な状態を維持していると評価している。（別紙21）

##### 1.1.2 2号機

- 建屋内部の線量が高く、立ち入りが制限されているため、建屋内部の状況が確認できていないものの、現状で得られている外観の写真を基に、外面の鉄筋コンクリート造の耐震壁等に損傷が確認できないことから、現時点で原子炉建屋には構造上の損傷はないものと推定している。

- 念のため変動要因を踏まえたパラメータ解析を実施している。  
(別紙 21)

#### 1.1.3 3号機

- 水素爆発と見られる事象によって、原子炉建屋の上部の外壁及び屋根が損傷しており、損傷部位については下階に崩落したものと推定している。
- 使用済み燃料プールを構成する壁及び床については、壁、床の厚さが1400～1850mmであり、損傷が確認されていない外壁の厚さ(900mm)と比べて十分に厚いことから大きな損傷を受けていないと推定していること。オペレーティングフロアの北西側の床等において4号機と比べて爆発の影響と考えられる損傷状況が顕著であることから、部分的な損傷を受けている可能性が考えられるとしている。また、機器仮置プールを構成する壁及び床については、西側の壁が健全な状態であることが部分的に確認されているが、オペレーティングフロアの北西側の床等と同様に部分的な損傷を受けている可能性が考えられるとしている。(別紙 22)

#### 1.1.4 4号機

- 水素爆発と見られる事象によって、原子炉建屋の上部の外壁及び屋根が損傷しており、損傷部位については下階に崩落したものと推定している。
- オペレーティングフロアより下部の床のうち、1階の床と2階の床については、建屋内の調査を基に上面、下面共に損傷がないこと。3階の床については、建屋内の調査を基に下面に損傷がない。4階及びオペレーティングフロアの床については、建屋内の調査結果が得られていないことから、周囲の外壁の損傷状況(厚さ650mmまでの耐震壁が破損)を考慮して、原子炉格納容器周りのシェル壁頂部、使用済み燃料プール、機器仮置プール周辺を除く部分(厚さ300mm程度)が損傷している可能性が高いとしている。(別紙 23)
- 使用済み燃料プールを構成する壁及び床については、コンクリートポンプ車に取り付けられたカメラより撮影されたプール内の写真等から、内部の燃料ラックの形状が維持されプール水が安定した状態にあること。建屋内の調査を基に燃料プール下部にあたる2階において漏水等が認められていないことから、損傷が無いとしている。
- 1階、2階のシェル壁については、建屋内の調査により損傷がないことが確認できている。損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも65

0mmであり、厚さ1000mmの外壁については損傷が無いことが確認できている。3階のシェル壁は、厚さが1850mmであることから損傷は無いとしている。(別紙23)

#### 1.1.5 5号機及び6号機

- 既に冷温停止状態を維持しており、現状で得られている建屋内部の写真及び外観の写真を基に、内部及び外面のRC造耐震壁等に損傷が確認できないことから、現時点で原子炉建屋には構造上の損傷はないものと推定している。(別紙23)
- 5号機においては、耐震バックチェックに対応した耐震補強工事が完了しておらず、基準地震動 $S_s$ による耐震Sクラス設備の地震応答解析の結果、一部の配管本体及び配管サポートの計算値が評価基準値を上回っていた。

#### 1.2 現状の損傷状況を踏まえた影響の検討方針及び検討条件

東京電力は、今後、発生する可能性のある地震に対して、現状の原子炉建屋の損傷状況を踏まえた解析モデルを用いて、原子炉建屋の耐震安全性評価を実施している。原子炉建屋の損傷状況は、写真等を基に推定した上で質点系モデルやFEMモデルに損傷状況を反映するとともに、今後、発生する可能性のある地震としては、基準地震動 $S_s$ を用いることとしている。

当院は、原子炉建屋の構造への影響及び耐震性の評価について、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値との比較により検討する。

##### (1) 検討方針

- 原子炉建屋の損傷状況を考慮した上で、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(平成18年9月19日原子力安全委員会決定。以下「新耐震指針」という。)に基づく基準地震動 $S_s$ に対し、原子炉建屋の耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかが確認する。
- 評価に用いる地震動については、「今後発生する可能性のある地震」として適切と考えられる、新耐震指針に基づき、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があるものを考慮して策定した基準地震動 $S_s$ とする。

## (2) 検討条件

- 水素爆発と見られる事象により建屋上部が損傷した1、3、4号機の原子炉建屋の質点系モデルは損傷状況を反映し、上階の崩れた部分の重量は、下階の床で支持する等の仮定を行う。
- 建屋上部が複雑に損傷している3、4号機は、3次元FEMモデルより、使用済み燃料プールを中心とした局部評価を実施する。
- 建屋内部の線量レベルが高いため損傷状況の調査が詳細に実施できなかった箇所については、安全側の評価条件とする。
- 評価に適用した手法については、耐震バックチェックと同様とする。
- 適用した評価基準値については、耐震安全上重要な設備を破損させるような影響を及ぼさないとの観点から、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した許容値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) を用いる。

### 1.3 耐震安全性の評価結果

当院は、今後、発生する可能性のある地震に対して現状の損傷状況を踏まえた原子炉建屋の耐震安全性については、以下のとおり確認し、耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと推定した。なお、四号機の使用済み燃料プールは、底部の支持性能を向上するため、耐震補強工事を実施しており、補強前と補強後について評価を実施する。

#### 1.3.1 1号機

- 基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で  $0.12 \times 10^{-3}$  ( $S_s - 1$  及び  $S_s - 2$ 、NS方向、1階) であり、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応するせん断ひずみ ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して余裕があることから、原子炉建屋が、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、使用済み燃料プール等の耐震安全上重要な設備に影響を及ぼすおそれはないと考えられる。

(別紙 24)

- また、耐震安全性評価の結果として、耐震安全性が確保できないおそれのある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は不要と考えられる。

#### 1.3.2 2号機

- 耐震バックチェックにおいて、基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で  $0.17 \times 10^{-3}$  ( $S_s - 1$ 、EW方向、5階) であり、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応するせん断ひずみ ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して余裕があることから、原

子炉建屋が、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、使用済燃料プール等の耐震安全上重要な設備に影響を及ぼすおそれはないと考えられる。

(別紙 30)

- 耐震安全性評価の結果として、耐震安全性が確保できないおそれのある箇所はなかったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は不要と考えられる。

### 1.3.3 3号機

#### 1) 地震応答解析による評価

- 基準地震動 $S_s$ に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で $0.14 \times 10^{-3}$  ( $S_s - 2$ 、NS方向、1階)であり、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応するせん断ひずみ ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して余裕があることから、原子炉建屋が、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、使用済み燃料プール等の耐震安全上重要な設備に影響を及ぼすおそれはないと考えられる。  
(別紙 25)

- また、耐震安全性評価の結果として、耐震安全性が確保できないおそれのある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は不要と考えられる。

#### 2) 3次元FEM解析による局部評価

- 基準地震動 $S_s$ によって作用する応答値等とその他の荷重を組み合わせたシェル壁及び使用済み燃料プールの局部評価を実施した結果、鉄筋の最大ひずみは $1.303 \times 10^{-3}$ であり、評価基準値 ( $5.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分な余裕があること、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は $2,475 \text{ N/mm}$ であり、評価基準値 ( $3,270 \text{ N/mm}$ ) に対して余裕があることから、原子炉建屋が、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、使用済燃料プール等の耐震安全上重要な設備に影響を及ぼすおそれはないと考えられる。
- 爆発によって、残存する床や壁にひび割れが生じ、剛性が低下している可能性や地震後の原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、その剛性に影響を与えた可能性を考慮し、以下の要因について別途検討を行い、評価結果に顕著な影響を及ぼさないことを確認した。
  - ・爆発の影響として使用済燃料プール、機器仮置プール、原子炉ウエル及びシェル壁の剛性を50%低下させる。

- ・爆発の影響として半壊程度の外壁の剛性を50%低下させる。

### 3) クロスチェック解析結果

独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）が実施した現状の原子炉建屋に係るクロスチェック解析結果を検討したところ、耐震壁の最大せん断ひずみ、使用済み燃料プールの壁及び床の最大せん断力は、評価基準値を下回る。

## 1.3.4 4号機

### 1) 地震応答解析による評価（補強前）

- 基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で  $0.17 \times 10^{-3}$  ( $S_s - 1$  及び  $S_s - 2$ 、EW方向、1階) であり、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応するせん断ひずみ ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して余裕があることから、原子炉建屋が、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、使用済み燃料プール等の耐震安全上重要な設備に影響を及ぼすおそれはないと考えられる。（別紙 26）

### 2) 3次元FEM解析による局部評価（補強前）

- 基準地震動  $S_s$  によって作用する応答値等とその他の荷重を組み合わせた使用済み燃料プールの局部評価を実施した結果、鉄筋の最大ひずみは  $1.23 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値 ( $5.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分な余裕があること、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は  $800 \text{ N/mm}$  であり、評価基準値 ( $1,150 \text{ N/mm}$ ) に対して余裕があることから、原子炉建屋が、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、使用済み燃料プール等の耐震安全上重要な設備に影響を及ぼすおそれはないと考えられる。
- 損傷状況の評価及び荷重条件の設定における変動要因による影響については、以下の要因について別途検討を行い、評価結果に顕著な影響を及ぼさないことを確認した。（別紙 27）
  - ・爆発により屋根及び3階以上の外壁の大半が崩壊し、厚壁で構成されたプールの周辺部の半壊壁や床の剛性が低下している可能性を考慮し、4階及び5階の床剛性を50%低下、3階及び4階の半壊壁の剛性を50%低下させる。
  - ・火災により西面の使用済み燃料及び周辺部が損傷し、それらの剛性が低下している可能性を考慮し、4階の使用済み燃料プール壁、

- 4 階及び 5 階の周辺床スラブの剛性を 80% 低下させる。
- ・ 使用済燃料の発熱によりプール水温が上昇し、長時間高温環境下におかれることによりプール壁・床内側のコンクリートが損傷している可能性を考慮し、温度条件として、プール水温が 100℃ まで上昇し、なお、かつ外気温も冬場 0℃ と想定する。

### 3) クロスチェック解析結果（補強前）

JNES が実施した現状の原子炉建屋に係るクロスチェック解析結果を検討したところ、耐震壁の最大せん断ひずみ、使用済み燃料プールの壁及び床の最大せん断力は、評価基準値を下回る。

### 4) 4 号機の使用済燃料プール底部の補強工事について（補強後）

- 耐震安全性評価の結果として、使用済燃料プールについて耐震安全性が確保できないおそれのある箇所は無かったが、東京電力は裕度の向上を目的に、使用済み燃料プール底部の補強工事を実施している。地震時に 4 号機がシュラウド取替工事中であったため、現在も使用済燃料プールに使用済燃料のみならず炉内の燃料集合体が全て保管されている状況等を踏まえると、当該補強工事は、使用済燃料プールの支持性能を強化する対策として必要である。
- 使用済燃料プール底部の補強工事は、プール底部に鋼製の支柱を設置して上部からの荷重を支えるとともに、その機能を確実なものとするためコンクリート壁を設置している。（別紙 28）
- 使用済燃料プール底部に補強工事を実施しているが、この工事によって、同プール底版の応力が 2 割程度緩和される等、裕度向上効果が期待できる。（別紙 29）

### 1.3.5 5 号機、6 号機

- 耐震バックチェックにおいて、基準地震動  $S_s$  に対する第 5 号機及び第 6 号機の原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大でそれぞれ  $0.19 \times 10^{-3}$  ( $S_s - 1$ 、EW 方向、5 階)、 $0.33 \times 10^{-3}$  ( $S_s - 1$ 、NS 方向、2 階) であり、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応するせん断ひずみ ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分な余裕があることから、第 5 号機及び第 6 号機の原子炉建屋が、それぞれの原子炉圧力容器、原子炉格納容器、使用済燃料プール等の耐震安全上重要な設備に影響を及ぼすおそれはないと考えられる。（別紙 30）

- 耐震安全性評価の結果として、耐震安全性が確保できないおそれのある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は不要と考えられる。なお、今後、建屋内部の状況を確認するとともに、損傷が確認された場合には耐震性を維持するための補修を行うことが必要である。

今後、原子炉建屋の損傷状況の変動や解体撤去の進捗状況に応じ、適宜、影響検討を東京電力に対し、指示することとする。

なお、余震に伴う津波対策として仮設防潮堤を設置していることは、「東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋ステップ2完了報告書（平成23年12月16日）」において、取りまとめている

#### IV. まとめ及び今後の対応

##### 1. 地震による福島第一及び福島第二の影響・評価と今後の対応

1) 当院は、福島第一、福島第二全号機の①原子炉建屋、②タービン建屋、③原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する耐震Sクラスのうち主要な7施設及び④地震により被害等の可能性が指摘されている6設備(福島第一1号機の非常用復水器系配管等)について、地震応答解析により検討したところ、計算値は、評価基準値を満足しており、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した。

2) 主要7施設等以外の耐震Sクラスの機器・配管が今回の地震により受けた影響について、基準地震動 $S_s$ を上回る地震動が観測され、地震による損傷状況を現場で確認することが可能な福島第一5号機を代表機として評価を行った。地震応答解析に用いる地震動として、配管は、基準地震動 $S_s$ を、配管以外は、今回の地震を用いて検討した。一部の配管本体及び配管サポートを除き、耐震Sクラスの機器・配管の計算値は、評価基準値を満足しており、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した。一部の配管本体及び配管サポートの計算値が、評価基準値を上回った箇所については、目視により有意な損傷がないことを確認したことから、安全機能を保持できると類推したが、今後、今回の地震による解析を実施する等、詳細な評価を行うものとする。また、冷温停止機能を維持する必要があることから、今回の地震応答解析結果や現地調査結果を踏まえ、必要な耐震補強を求めることとする。

3) 別途行ったプラント・パラメータの分析やプラント挙動解析等による調査・検討の結果、基本的な安全機能を損なうような損傷等が生じたことを示す情報は得られていない。このような状況であるが、上記以外の福島第一1号機から4号機の耐震Sクラスの機器・配管について、さらにデータを補充する観点から、今回の地震による地震応答解析を行っていないものについては、今後、このような解析を行うものとする。

4) 福島第一5号機と同様に、福島第一6号機及び福島第二1～4号機は、今後とも冷温停止機能を維持する必要があることから、これに関連する機器・設備について基準地震動 $S_s$ 又は今回の地震による地震動の影響を確認するため、地震応答解析による評価と現場点検が必要と考えており、その結果を踏まえ、必要に応じて耐震補強を求めることとする。

5) 女川原子力発電所及び東海第二原子力発電所についても、今後、今回の地震による影響・評価を取りまとめる。

## 2. 福島第一の現状の原子炉建屋の耐震安全性

今後発生する可能性のある地震に対する現状の損傷状況を踏まえた福島第一の原子炉建屋が、耐震安全上重要な設備に波及的影響を及ぼす影響を、地震応答解析結果（4号機の使用済み燃料プールについては、耐震補強前後について実施）から評価した。評価の結果、今後発生する可能性のある地震に対する原子炉建屋耐震壁のせん断ひずみは、鉄筋コンクリートの耐震壁の終局限界に対応するせん断ひずみに対して余裕があり、耐震安全上重要な設備に波及的影響を及ぼすおそれはないと推定した。また、建屋上部が複雑に損傷している3, 4号機は、3次元FEMモデルより、使用済み燃料プールを中心とした局部評価を実施し、鉄筋のせん断ひずみ及び面外せん断力は評価基準値に対して余裕があることを確認した。