

耐震設計審査指針の改訂に伴う

東京電力株式会社

福島第一原子力発電所3号機

耐震安全性に係る評価について

(主要な施設の耐震安全性評価)

平成22年7月26日

原子力安全・保安院

目 次

1. はじめに	1
2. 主な経緯	2
3. 検討結果	5
3. 1 耐震バックチェック中間報告に係る審議方針 及び審議のポイント	5
3. 2 施設の耐震安全性評価の妥当性	7
(1) 建物・構築物の耐震安全性評価	7
1) 原子炉建屋の地震応答解析モデル	7
2) 原子炉建屋の入力地震動の評価	12
3) 原子炉建屋の耐震安全性評価結果	14
(2) 機器・配管系の耐震安全性評価	15
1) 床応答スペクトル	16
2) 水平・鉛直方向地震力の組合せ方法	17
3) 地震応答解析手法及び応力評価手法	18
4) 減衰定数	21
5) 評価基準値	22
6) 機器・配管系の耐震安全性評価結果	23
4. まとめ（施設の耐震安全性評価の妥当性）	26
5. 今後の検討課題（本報告に反映すべき事項）	27
参考文献	41

1. はじめに

平成18年9月19日付けで原子力安全委員会により「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の耐震安全性に係る安全審査指針類が改訂された（改訂された後の耐震安全性に係る安全審査指針類を以下「新耐震指針」という。一方、改訂される前の耐震安全性に係る安全審査指針類を以下「旧耐震指針」という。）。

これを受け、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、平成18年9月20日、「新耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価及び確認に当たっての基本的な考え方並びに評価手法及び確認基準について」（以下「バックチェックルール」という。）を策定するとともに、各電力会社等に対して、稼働中及び建設中の発電用原子炉施設等について、改訂された耐震指針に照らした耐震安全性評価（以下「耐震バックチェック」という。）の実施とそのための実施計画の作成を求めた。

さらに平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震を踏まえ、可能な限り早期かつ確実に評価を完了できるよう、実施計画の見直しを求めた。

その結果、平成19年8月20日、実施計画が見直され、平成20年3月31日、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）から福島第一原子力発電所5号機及び福島第二原子力発電所4号機に係る耐震バックチェックの中間報告書が提出された。また、平成21年4月3日、福島第二原子力発電所1号機～3号機に係る耐震バックチェックの中間報告書が、さらに、平成21年6月19日、福島第一原子力発電所1号機～4号機及び6号機に係る耐震バックチェックの中間報告書が提出された。

当院においては、耐震バックチェックに係る審議を円滑に進めるため、「総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会」の下に設置されている「地震・津波ワーキンググループ」及び「地質・地盤ワーキンググループ」による「合同ワーキンググループ」並びに「構造ワーキンググループ」にサブグループを設置することとし、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所については「合同Aサブグループ」及び「構造Aサブグループ」において検討を行った。

各サブグループにおいては、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の耐震バックチェック中間報告の妥当性について、審議のポイントを明確にした上で検討を行うとともに、合同Aサブグループにおいては、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の敷地周辺及び敷地内の現地調

査を実施した。

さらに、当院は、東京電力が福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の敷地前面海域において実施した海上音波探査結果を独自の立場からチェックするため、念のため別途海上音波探査を実施した。

当院は、福島第一原子力発電所に係る地質・地質構造、基準地震動及び5号機の主要な施設の耐震安全性評価について、合同Aサブグループ及び構造Aサブグループでの検討結果を踏まえ、平成21年7月21日、当院としての評価結果をとりまとめ公表した。

本評価書は、福島第一原子力発電所に係る地質・地質構造、基準地震動の当院としての評価結果を考慮の上、3号機の主要な施設の耐震安全性評価について、構造Aサブグループでの検討結果を踏まえ、当院としての評価結果をとりまとめたものである。

2. 主な経緯

福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の耐震バックチェック報告に係る主な経緯は、以下のとおりである。

- (1) 平成18年9月19日 原子力安全委員会が新耐震指針を決定。
- (2) 平成18年9月20日 当院はバックチェックルールを策定するとともに、各電力会社等に対して、稼働中及び建設中の発電用原子炉施設等について、耐震バックチェックの実施とそのための実施計画の作成を求める。
- (3) 平成19年7月16日 新潟県中越沖地震発生。当院は本地震を踏まえ、各電力会社等に対して耐震バックチェック実施計画の見直しを求める。
- (4) 平成19年8月20日 東京電力は当院に耐震バックチェックの実施計画の見直し結果を報告。
- (5) 平成19年12月27日 当院は「新潟県中越沖地震を踏まえ原子力発電所等の耐震バックチェックに反映すべき事項の中間とりまとめについて」をとりまとめ、各電力会社等に対して、耐震バックチェックに反映するよう求める。
- (6) 平成20年3月31日 東京電力は当院に『福島第一原子力発電所「発

電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書』(5号機)及び『福島第二原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書』(4号機)を提出。

- (7) 平成20年4月14日 合同Aサブグループ会合を開催し、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所に係る地質調査結果、基準地震動 S_s の策定結果に係る妥当性確認を開始。平成21年5月25日までに、合計22回の合同Aサブグループ会合を開催し検討。
- (8) 平成20年4月～5月 当院は、福島沖の海上音波探査を実施。
- (9) 平成20年5月13日 構造Aサブグループ会合を開催し、福島第一原子力発電所5号機及び福島第二原子力発電所4号機の主要な施設の評価結果に係る妥当性確認を開始。平成21年5月28日までに、合計20回のワーキンググループ会合を開催し検討。
- (10) 平成20年9月4日 当院は「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について」(以下「中越沖地震を踏まえた反映事項」という。)をとりまとめ、各電力会社等に対して、耐震バックチェックに反映するよう求める。
- (11) 平成21年2月～同年4月 東京電力は、合同Aサブグループ及び構造Aサブグループに「中越沖地震を踏まえた反映事項」の検討結果を報告。
- (12) 平成20年9月26日～27日 合同Aサブグループ委員による福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の敷地周辺等の現地調査を実施。双葉断層について、地形の状況、断層露頭、ボーリングコア等の確認を行った。また、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所について、サイト内ボーリングコア、海上音波探査記録等の確認を行った。
- (13) 平成21年4月3日 東京電力は当院に『福島第二原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書』(1～3号機)を提出。
- (14) 平成21年6月19日 東京電力は当院に『福島第一原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書』(1～4号機及び6号機)を提出。
- (15) 平成21年6月24日及び同年7月13日 合同ワーキンググループ会合を開催し、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所に係る地質調査、基準地震動 S_s の策定に係る合同Aサブグループの検討結果を審議。

- (16) 平成21年6月17日及び同年7月15日 構造ワーキンググループ会合を開催し、福島第一原子力発電所5号機及び福島第二原子力発電所4号機の主要な施設の評価に係る構造Aサブグループの検討結果を審議。
- (17) 平成21年7月21日 福島第一原子力発電所の基準地震動 S_s の策定及び5号機の主要な施設の耐震安全性評価並びに福島第二原子力発電所の基準地震動 S_s の策定及び4号機の主要な施設の耐震安全性評価に係る当院の評価結果を東京電力に通知するとともに、その旨、公表。
- (18) 平成22年4月19日 東京電力は福島第一原子力発電所1～3号機、6号機および福島第二原子力発電所1～3号機の原子炉建屋の鉛直方向地震応答解析モデルに使用した解析用数値の一部に誤りを確認したことから、それらの中間報告書等の修正を行い、当院に提出。
- (19) 平成22年3月29日 福島県知事は、直嶋経済産業大臣を訪ね、福島第一原子力発電所3号機でのプルサーマル実施に同意するに当たって、必要不可欠な技術的条件の一つとして、同発電所3号機の耐震安全性の確認を行うよう要望。平成22年5月 経済産業省は、国として核燃料サイクルを含む原子力の利用を進める上で、福島第一原子力発電所のプルサーマル計画を推進することが重要であることにかんがみ、福島県から要望のあった技術的条件に関して対応を実施することを決定。その対応の一つとして、当院は、福島第一原子力発電所の代表号機である5号機について耐震バックチェック中間報告に係る評価を終えているところであるが、さらに3号機についても、耐震安全性評価作業の特別な扱いとして「中間報告書」の評価作業に着手。
- (20) 平成22年6月17日 構造Aサブグループ会合を開催し、上記(17)において当院が既に評価を終えている福島第一原子力発電所5号機の主要な施設の耐震安全性と対照させて、福島第一原子力発電所3号機の主要な施設の評価結果に係る妥当性確認を開始。平成22年7月6日までに、合計3回のワーキンググループ会合を開催し検討。
- (21) 平成22年7月16日 構造ワーキンググループ会合を開催し、福島第一原子力発電所3号機の主要な施設の評価に係る構造Aサブグループの検討結果を審議。

3. 検討結果

3. 1 耐震バックチェック中間報告に係る審議方針及び審議のポイント

当院は、福島第一原子力発電所3号機の耐震バックチェック中間報告について、あらかじめ審議に当たっての基本的な考え方、審議方針及び審議のポイントを明確にした上で、構造Aサブグループで検討することとした。

福島第一原子力発電所3号機に係る審議に当たっての基本的な考え方、審議方針及び審議のポイントは以下のとおりである。

(1) 審議に当たっての基本的な考え方

福島第一原子力発電所3号機（以下「3号機」という。）の主要な施設の耐震安全性に係る審議に当たっては、3号機と同原子力発電所5号機（以下「5号機」という。）の主要な施設の仕様、評価条件等の類似点、相違点を考察した上で、類似点を踏まえて、耐震設計審査指針の改訂に伴う5号機の耐震安全性に係る当院の評価結果（平成21年7月21日に公表）を最大限に活用するとともに、相違点に着目して審議の重点化を図ることとし、3号機の耐震安全性が確保されているか否かについて厳正に確認することとした。

なお、評価に用いる基準地震動 S_s については、平成21年7月の5号機の耐震安全性に係る評価のとりまとめ以降、変更を要するような知見が得られていないこと^{※1}から、5号機の評価に当たって策定した福島第一原子力発電所の基準地震動 S_s を用いることとした。福島第一原子力発電所の基準地震動 S_s の設計用応答スペクトル及び加速度時刻歴波形を図-1に示す。

※1 平成21年5月8日付け「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組について」（平成21・04・13 原院第3号）の指示に基づく、平成21年度の取組状況についての東京電力からの報告など

(2) 審議方針

「1. 審議に当たっての基本的な考え方」に基づく審議方針については、

以下のとおりとした。

- ・ 3号機と5号機の主要8施設に係る仕様、評価条件等の相違点に着目して、審議のポイントを抽出し、これらを重点的に検討する。
- ・ 3号機と5号機の主要8施設に係る仕様、評価条件等の類似点を踏まえて、5号機に係る当院の評価でカバーされる事項については、検討を省略できるものとするが、5号機に係る検討内容を踏まえ、信頼性向上の観点から確認しておくべき事項については、必要に応じて抽出し、その妥当性について確認する。

(3) 審議のポイント

3号機と5号機の主要8施設を対象に仕様、評価条件等の類似点、相違点を考察した結果（詳細は「添付：3号機と5号機の主要な施設の仕様、評価条件等の類似点、相違点に係る考察」を参照。）、建物・構築物の耐震安全性評価に関しては、類似点が多量に認められた。また、機器・配管系の耐震安全評価に関しては、応答倍率法を適用した対象設備及び配管系の評価条件等において差異が認められた。これらの差異に着目して抽出した審議のポイントについては、以下のとおりとした。

1) 建物・構築物（原子炉建屋）

- ・ 中越沖地震を踏まえた反映事項に係る対応のうち地震応答解析モデルの妥当性に関する検討（床を剛としたモデル及び床の柔軟性を考慮したモデルによるシミュレーション解析結果と観測記録の比較）
- ・ 入力地震動の算定方法のシミュレーション解析による検証

2) 機器・配管系

- ・ 応答倍率法を適用した設備の評価の詳細及び応答比の算定方法の変更点
- ・ 残留熱除去系配管の減衰定数の設定根拠及び適用性
- ・ 残留熱除去系配管及び主蒸気系配管の評価の詳細

3. 2 施設の耐震安全性評価の妥当性

構造 A サブグループでは、東京電力による 3 号機の主要な施設の耐震安全性評価について、新耐震指針、バックチェックルール並びに「中越沖地震を踏まえた反映事項」を踏まえ、3 号機と 5 号機の相違点に着目して 3. 1 で抽出された審議のポイントについて重点的に検討を行った。また、5 号機の耐震安全性に係る検討内容を踏まえ、3 号機と 5 号機の類似点に着目して信頼性向上の観点から 3 号機についても確認しておくべき事項について検討を行った。

(1) 建物・構築物の耐震安全性評価

東京電力は、3 号機の耐震バックチェック中間報告において、建物・構築物の評価対象施設として原子炉建屋を選定している。

原子炉建屋の耐震安全性評価に当たっては、構造物全体として変形能力について十分な余裕を有し、建物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していることを確認することが必要である。このため、水平方向及び鉛直方向の地震応答解析モデルを構築し、基準地震動 S_s に基づく地震応答解析を行い、各層の鉄筋コンクリート造（以下「RC 造」という。）耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値である 2.0×10^{-3} を超えないこととしている。

構造 A サブグループにおける建物・構築物の耐震安全性評価に係る検討内容及びその検討結果に基づく当院の評価は以下のとおりである。

1) 原子炉建屋の地震応答解析モデル

東京電力が作成した地震応答解析モデルは以下のとおりである。

原子炉建屋の水平方向の地震応答解析モデルとしては、耐震壁のせん断剛性と曲げ剛性を考慮した 1 軸多質点系とし、(社)日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」⁽¹⁾（以下「JEAG4601-1991 追補版」という。）に基づき、建屋と底面・側面地盤との相互作用を考慮した水平・回転地盤ばねを基礎底面及び建屋側面に付加するとともに、耐震壁の非線形復元力特性及び基礎の浮き上がりによる地盤の回転ばねの幾何学的非線形性を考慮したとしている。なお、工事計画認可における計算書（以下「既往評価」という。）からのモデル化に係

る主な変更点は、建屋と側面地盤との相互作用を考慮した側面ばね（水平成分及び回転成分）を付加していること、耐震壁及び底面回転ばねに非線形性を考慮したことの2点である。

原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析モデルとしては、耐震壁及び柱の軸剛性を考慮して各質点を連結した1軸多質点系とし、JEAG4601-1991 追補版⁽¹⁾に基づき、建屋と底面地盤との相互作用を考慮した鉛直地盤ばねを基礎底面位置に付加したとしている。なお、屋根部については、柱通り芯位置に質点を設け、屋根トラスのせん断剛性と曲げ剛性を考慮した多質点系の対称モデルとし、建屋部分との接続部には、RC造の柱等による拘束効果を考慮した回転ばねを付加したとしている。

当該モデルの物性として、RC造部の剛性はコンクリートの実強度により評価し、RC造部及び鉄骨造（以下「S造」という。）部の減衰定数は、それぞれ5%、2%と設定したとしている。なお、既往評価からの物性の設定に係る主な変更点は、RC造部の剛性評価をコンクリートの設計基準強度による評価から実強度による評価に変更したこととしている。

原子炉建屋の地震応答解析モデルを図-2に示す。

構造Aサブグループでは、東京電力が作成した原子炉建屋の水平方向及び鉛直方向の地震応答解析モデルの妥当性について検討した。

水平方向の地震応答解析モデルについては、既往評価におけるモデルに対して、最新の知見及び基準等を反映したモデルに変更していることから、モデル化や物性の設定に係る変更点の詳細について検討した。

その検討結果に基づき当院は、変更点として、地盤ばねの剛性について、Timoshenko, Barkanの式による評価（側面の水平ばね、基礎底面の水平ばね及び回転ばね）からJEAG4601-1991 追補版⁽¹⁾による相互作用ばねの評価（側面、基礎底面の水平ばね及び回転ばね）に変更したこと、地盤ばねの水平方向及び回転方向の減衰について、各モードで一律5%の評価から、JEAG4601-1991 追補版⁽¹⁾を基に近似法による減衰係数を算定した上で、モード減衰定数に等価な建屋の粘性減衰マトリクスに後から組み込む評価へと変更したこと、RC造部の剛性について、コンクリートの設計基準強度による評価からコンクリートの実強度による評価に変更したこと、建屋の剛性のうちせん断剛性について、耐震壁の全体面積の1/2としてせん断断面積を各方向へ均等に配分した評価から、各方向において要件を満たす耐震壁のせん断断面積を個別に算定する評価に変更

したこと、曲げ剛性について、有効フランジ幅を 1/2 から 1/4、断面 2 次モーメントの算定における中立軸を炉心位置から耐震要素毎に個別に設定した位置に変更したことを確認した。

原子炉建屋の水平方向の地震応答解析モデルにおいて側面地盤ばねの評価手法として、JEAG4601-1991 追補版⁽¹⁾に例示された NOVAK の方法を適用したことについては、原子炉建屋の周辺にタービン建屋及び廃棄物処理建屋が隣接しているが、原子炉建屋の基礎版側面と地盤が全面で密着しており、基礎版側面の地盤ばねの評価に NOVAK の方法を適用して支障がないことを確認した。なお、側面回転ばねについては、建屋の回転（ロッキング）変形に伴う側面地盤の抵抗（摩擦力）を評価するために考慮しているが、側面回転ばねの有無をパラメータとしたパラメータスタディを実施した結果から、側面回転ばねの有無が水平方向の建屋応答に与える影響は小さいことを確認した。また、側面回転ばねを無しとしたケースにおいて、NS 方向の床応答スペクトルの 5Hz から 20Hz の周波数帯に 2 つのピークが認められることについては、側面回転ばねを無しとすることにより回転拘束効果がやや弱まるとともに底面回転ばねの非線形応答がやや大きくなり、ロッキングに係る誘発動により建屋-地盤連成系の一次固有振動数の奇数倍の振動数付近において解析上、ピークが現れたものと推定した。さらに、EW 方向にこれらのピークが見られなかったことについては、EW 方向が長辺方向であり NS 方向に比して接地率が大きく、側面回転ばねの有無が底面回転ばねの非線形応答に影響しにくかったものと推定した。

鉛直方向の地震応答解析モデルについては、耐震壁及び柱等の断面積に応じた軸剛性を評価していること、屋根トラスを構成する鉄骨部材の断面、構造に応じたせん断剛性、曲げ剛性を評価していること等から、鉛直方向の振動特性を考慮できるモデルを適切に設定していることを確認した。

原子炉建屋の地震応答解析モデルにおける 3 号機と 5 号機の相違点等については、地盤ばねのうち側面ばねの剛性について 3 号機の方が 1 割程度小さく、底面ばねの剛性について 3 号機の方が一割程度大きいこと（底面ばねの方が側面ばねに比して 1 オーダー程度大きく、底面ばねの方が地盤ばねの剛性として支配的）、側面ばねと底面ばねのばね剛性に関する 3 号機と 5 号機の大小関係が変わる主な要因としては、原子炉建屋の基礎版の側面及び底面地盤のせん断波速度について 3 号機の方が小さいが、基礎版下方の泥岩部の成層補正後のせん断波速度について 3 号機の方が大きいことを確認した。地震応答解析モデルの諸元のうち一部の

階の断面性能に係る解析定数について、地上部の内壁の壁厚等の差異により、3号機の方が最大で4割程度大きく、固有値解析結果について比較すると、3号機の建屋—地盤連成系の固有周期が5号機に比して数%程度、短周期側に変動していることから、底面ばねの剛性及び建屋の断面性能等について3号機の方が相対的に大きいことと整合していることを確認した。鉛直方向の地震応答解析モデルのうち屋根トラス部について、トラスの斜材の断面が変化する位置が5号機と異なりつなぎ梁の接続位置であることから当該位置に質点を設定しており、質点分割、断面性能に係る解析定数が若干異なっていること、その影響等により基準地震動 S_s に対する屋根トラス中央の鉛直方向の最大応答加速度について3号機の方が約1割～2割大きいことを確認した。

原子炉建屋の水平方向及び鉛直方向の地震応答解析モデルの物性のうち、RC造部の剛性を評価する際に用いるコンクリート強度については、新潟県中越沖地震に対する柏崎刈羽原子力発電所の健全性評価において、コンクリートの実強度によりRC造部の剛性を求め、より実状に近づけることで概ね地震観測記録を再現できるという知見が得られたとして、過去に原子力発電所内で実施された高経年化技術評価、コンクリート健全性評価及び建築設備点検等における圧縮強度試験結果から推定した実強度の値として、圧縮強度のばらつきを考慮し、平均値をやや下回る値を採用していることを確認した。RC造部の剛性評価に用いるコンクリート強度をパラメータとしたパラメータスタディを実施した結果から、コンクリート強度について実強度として設定した値か設計基準強度かで水平方向及び鉛直方向の建屋応答に与える影響は小さいことを確認した。

構造Aサブグループでは、既往評価から水平方向の地震応答解析モデルを変更したことによる影響について検討するため、耐震安全性評価の地震応答解析モデルに、既往評価における入力地震動であるエルセントロ波及びタフト波（最大加速度を180Galに基準化。以下「180Gal 既往波」という。）を解放基盤表面まで引き下げた地震動を算定し、それを入力とした地震応答解析を実施し、既往評価の結果と比較した。その結果に基づき当院は、既往評価に比べ、180Gal 既往波を耐震安全性評価の地震応答解析モデルに入力した場合の最大応答加速度が小さくなっていることを確認した。その要因としては、建屋と地盤との相互作用を考慮した地盤ばねを地震応答解析モデルに用いたこと及び次元波動論による入力地震動評価を実施していることが考えられる。なお、これらは既往評価において実績のあるモデルの設定方法や入力方法である。

さらに、構造Aサブグループでは、既往評価から地震動を変更したこ

とによる影響について検討するため、旧耐震指針に基づく基準地震動 S_2 相当として 270Gal で基準化したエルセントロ波及びタフト波（以下「270Gal 既往波」という。）を解放基盤表面まで引き下げた地震動を算定し、それを入力とした地震応答解析を実施し、基準地震動 S_s による耐震安全性評価の結果と比較した。その結果に基づき当院は、基準地震動 S_s による耐震安全性評価の結果と 270Gal 既往波を用いた地震応答解析結果が、基準地震動 S_s と 270Gal 既往波の地震動レベルの大小関係と対応していることを確認した。

また、構造 A サブグループでは、「中越沖地震を踏まえた反映事項」を踏まえ、床などの柔性を考慮した解析あるいは地震観測記録に基づいた解析などにより、耐震バックチェックで用いた水平方向の地震応答解析モデルによる耐震安全性評価に問題がないことを検討した。その検討結果に基づき当院は、福島第一原子力発電所において、2008 年 6 月 14 日の岩手・宮城内陸地震（M7.2）の際に、建屋の応答としてはひずみが極めて小さい領域であるが観測記録（基礎版上の水平方向で約 30Gal 程度）が得られており、この観測記録のうち基礎版上の観測記録を入力とし床などを剛としたモデル（以下「床剛モデル」という。）によるシミュレーション解析結果から、床剛モデルによる解析結果と観測記録が概ね整合していることを確認した。さらに、前述の地震による観測記録を入力とし床などの柔性を考慮したモデル（以下「床柔モデル」という。）によるシミュレーション解析結果から、床柔モデルによる解析結果が床剛モデルによる解析結果と概ね良い対応を示し、床柔モデルの場合であっても、柏崎刈羽原子力発電所 4 号機の間階位置で見られたような応答性状（周期 0.1 秒及び 0.5 秒の顕著なピーク）が、建屋の応答性状として現れていないことを確認した。なお、地震応答解析モデルの諸元のうち一部の階の断面性能に係る解析定数が 3 号機と 5 号機で異なるが、シミュレーション解析結果については、床剛モデルによるシミュレーション解析結果と観測記録が概ね整合すること、床剛モデルと床柔モデルによるシミュレーション解析結果が概ね良い対応を示すこと等、3 号機と 5 号機で同様の傾向であることを確認した。以上より、当院は、「中越沖地震を踏まえた反映事項」を踏まえても耐震バックチェックで用いた水平方向の地震応答解析モデルによる耐震安全性評価に問題がないことを確認した。

構造 A サブグループでは、RC 造部の減衰定数を 5%としていることの妥当性について、地震応答解析を実施する際の建屋と地盤のそれぞれの減衰の設定方法と運動方程式における粘性減衰系マトリクスの構成方法等

に係る検討を行った。その検討結果に基づき当院は、建屋の減衰に関する設定として、各部の材料減衰を振動数に対して一定とし、地盤ばねに与える減衰を除いた建屋のモード減衰定数をひずみエネルギーに比例するものとして求めた上で、これに等価な建屋の粘性減衰系マトリクスを構成させていること、地盤ばねの減衰に関する設定として、JEAG4601-1991 追補版⁽¹⁾による相互作用ばねの評価に基づき粘性減衰係数を設定していること、建屋の粘性減衰系マトリクスと地盤の粘性減衰係数を併せて建屋・地盤連成系の粘性減衰マトリクスを構成させていることを確認した。これらを踏まえ、構造Aサブグループでは、各次モードの振動数に応じた地盤の減衰定数を算定し、全体系の各次の振動数における建屋及び地盤それぞれのひずみエネルギーの比率に応じたモード減衰（全体系のひずみエネルギー比例型モード減衰定数）を算定し、それらの比較検討を行った。その検討結果に基づき当院は、原子炉建屋の地震応答解析モデルについて、全体系の減衰に対して地盤の逸散減衰の占める割合が相対的に高く、建屋の減衰の占める割合が相対的に低い傾向が現れていること（福島第一原子力発電所が比較的軟質な岩盤上に設置され周辺地盤に埋め込まれていることと整合的）を確認した。また、RC造部の減衰定数をパラメータとしたパラメータスタディを実施した結果から、RC造部の減衰定数が5%か3%かで水平方向及び鉛直方向の建屋応答に与える影響は小さいことから、建屋・地盤を含めた全体系の減衰の中でRC造部の減衰定数を5%と設定して支障無いものと判断した。

以上のことから、当院は、東京電力が作成した原子炉建屋の水平方向及び鉛直方向の地震応答解析モデルは妥当なものと判断した。

2) 原子炉建屋の入力地震動の評価

東京電力による入力地震動の評価は以下のとおりである。

原子炉建屋の水平方向の入力地震動については、一次元波動論に基づき、解放基盤表面に想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答を算定している。具体的には、解放基盤表面（O.P. -196.0m、 $V_s=700\text{m/sec}$ ）で定義される基準地震動 S_s を入力として、解放基盤表面から地表面（O.P. +10.0m）までの速度構造を成層と仮定した地盤モデルを用いた一次元波動論による地震応答解析を行い、原子炉建屋基礎底面位置（O.P. -6.06m）及び側面ばね位置（O.P. -2.06m）での地震動を求め、こ

れを入力地震動としている。また、建屋基礎底面位置におけるせん断力（切欠き力）を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮している。水平方向の地盤モデルについては、せん断弾性係数及び減衰定数のひずみ依存性を考慮した等価線形解析により、基準地震動 S_s-1 、 S_s-2 及び S_s-3 のそれぞれについて個別に設定している。

原子炉建屋の鉛直方向の入力地震動については、一次元波動論に基づき、解放基盤表面に想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答を算定している。具体的には、解放基盤表面（O. P. -196. 0m、 $V_p=1890\text{m/sec}$ ）で定義される基準地震動 S_s を入力として、解放基盤表面から原子炉建屋基礎底面位置（O. P. -6. 06m）までの速度構造を成層と仮定したモデルを用いた一次元波動論による地震応答解析を行い、原子炉建屋基礎底面位置（O. P. -6. 06m）での地震動を求め、これを入力地震動とし、基礎底面レベルに取り付く鉛直地盤ばねを介して直接入力している。鉛直方向の地盤モデルについては、基準地震動 S_s-1 、 S_s-2 及び S_s-3 に対する水平方向の地盤モデルの等価 S 波速度とポアソン比から P 波速度を求めることを基本に設定している。

原子炉建屋の入力地震動の評価法を図-3に示す。

構造 A サブグループでは、東京電力による原子炉建屋の水平方向の入力地震動の評価の妥当性について検討した。その検討結果に基づき当院は、地盤調査結果を踏まえた地盤の剛性、減衰等を基に、基準地震動 S_s による応答ひずみに応じて地盤モデルが設定されていることを確認した。

また、構造 A サブグループでは、福島第一原子力発電所の敷地内で比較的大きな加速度を観測した 2003 年 5 月 26 日の宮城県沖の地震 (M7. 1) による観測記録（3号機原子炉建屋の炉心位置から約 530m 離れた敷地南側地点の地中（解放基盤表面位置）観測記録）を用いた一次元波動論によるシミュレーション解析を実施し、入力地震動評価法の検証を行った。その検証結果に基づき当院は、最大加速度値について、NS 方向、EW 方向とも解析結果は観測記録にほぼ対応していること、鉛直方向の解析結果は観測記録に比べ大きめの値を算定していることを確認した。また、入力地震動評価等における 3号機と 5号機の相違点としては、地盤の地震応答解析モデルについて、3号機と 5号機の炉心中心が約 800m 離れており、モデルを構築するために活用した既存のボーリング孔が異なることにより、層区分や解析用の物性値が若干異なること、シミュレーション解析に用いる減衰定数について、5号機の検討において設定していた 2%

から、観測記録との整合性を勘案して 3%に変更していること、シミュレーション解析結果と観測記録の対応関係については、モデルや物性値に若干の相違があるものの、水平方向と鉛直方向ともに 5号機と同様の傾向であることを確認した。なお、鉛直方向の解析結果が観測記録に比べ大きめの値を算定することについては、軟岩サイトの弾性係数や減衰の評価方法等の要因が考えられるが、要因の詳細な分析とその絞り込み等、精度向上に向けた取り組みについては、今後の研究課題と考えられる。

以上のことから、当院は、東京電力が実施した原子炉建屋の水平方向及び鉛直方向の入力地震動の評価は支障ないものと判断した。

3) 原子炉建屋の耐震安全性評価結果

東京電力による原子炉建屋の耐震安全性評価結果は以下のとおりである。

水平方向の地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみの最大値は、基準地震動 Ss-1 に対して 0.13×10^{-3} (O. P. +10. 20m~O. P. +18. 70m NS 方向)、基準地震動 Ss-2 に対して 0.13×10^{-3} (O. P. +10. 20m~O. P. +18. 70m NS 方向)、基準地震動 Ss-3 に対して 0.12×10^{-3} (O. P. +10. 20m~O. P. +18. 70m NS 方向) であり、評価基準値 2.0×10^{-3} を超えないとしている。

また、地震応答解析から得られる最大転倒モーメントを用いて算定した原子炉建屋の接地率は、基準地震動 Ss-1 に対して 74.6% (NS 方向)、基準地震動 Ss-2 に対して 72.7% (NS 方向)、基準地震動 Ss-3 に対して 82.0% (NS 方向) であり、JEAG4601-1991 追補版⁽¹⁾において基礎浮上り非線形性を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率 65%以上」をいずれも満足するとしている。

基準地震動 Ss による 5号機の原子炉建屋の最大応答せん断ひずみを表-1に示す。また、3号機と5号機の原子炉建屋の評価結果（接地率及び最大応答せん断ひずみ）の比較を表-2に示す。

構造 A サブグループでは、原子炉建屋の耐震安全性評価結果の妥当性について検討した。その検討結果に基づき当院は、基準地震動 Ss-1、Ss-2 及び Ss-3 による地震応答解析の結果の最大応答せん断ひずみの値が、い

ずれも RC 造耐震壁のせん断ひずみの評価基準値である 2.0×10^{-3} を超えないことを確認した。また、評価結果等における 3号機と 5号機の相違点としては、耐震壁の最大応答せん断ひずみについて、3号機の方がほぼ全ての層において 5号機より小さい傾向にあること、その傾向については、最大応答せん断力が 3号機と 5号機でほぼ同等であるものの、3号機において内壁の壁厚が厚いことからせん断断面積が相対的に大きく、せん断応力度及びせん断ひずみが小さめに算定されていることと整合的であることを確認した。また、接地率について、EW 方向で 3号機と 5号機がほぼ同程度であるものの NS 方向で 3号機の方が若干小さい傾向にあること、その傾向については、3号機には 5号機のような基礎版の NS 方向の張り出しが無いことと整合的であることを確認した。

以上のことから、当院は、東京電力の中間報告における主要な建物・構築物（原子炉建屋）は基準地震動 S_s に対しても耐震安全性が確保されるものと判断した。

なお、新耐震指針において、鉛直方向の地震力を地震応答解析により算定することとなったため、東京電力は、原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析モデルを構築し、基準地震動 S_s に基づく地震応答解析を実施している。原子炉建屋の構造部材のうち、屋根鉄骨部などの水平部材については、水平方向及び鉛直方向の地震動による影響を同時に受けるとともに、鉛直方向の地震動による影響が大きいと考えられるため、今後、波及的影響の防止の観点から詳細評価を実施する必要がある。

（2）機器・配管系の耐震安全性評価

東京電力は、3号機の耐震バックチェック中間報告において、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 S クラスの設備のうち 7 設備（原子炉圧力容器、原子炉格納容器、炉心支持構造物、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系配管、主蒸気系配管及び制御棒（挿入性））を評価対象とし、これらの機器・配管系について、基準地震動 S_s に対する安全機能の保持を確認するため、基準地震動 S_s による地震力と地震以外の荷重を組み合わせた構造強度評価（評価対象設備の評価部位に発生する応力が評価基準値を超えないことの確認）を実施するとともに、動的機能が要求される制御棒について、基準地震動 S_s に対しての挿入性を確認したとしている。

機器・配管系の構造強度評価に当たっては、評価対象設備の既往評価の結果を参考に耐震裕度が小さい部位を評価部位として選定し、「通常運転時」、「運転時の異常な過渡変化時」に生じる荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせた応力評価を実施し、評価部位に発生する応力が評価基準値を超えないことを確認するとしている。ただし、事故時に生じる荷重と組み合わせる地震力については、(社)日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補 1984」⁽²⁾ (以下「JEAG4601-補 1984」という。)の考え方を基に、事故事象の発生確率が 10^{-4} /年から 10^{-7} /年と想定されること、基準地震動 S_s の年超過確率の試算値が 10^{-4} /年から 10^{-6} /年であることを踏まえ、事故の状態が継続している間に基準地震動 S_s が同時に発生する確率は 10^{-7} /年以下とその可能性が極めて小さいことから、事故時に生じる荷重と基準地震動 S_s を組み合わせる必要はないとしている。

制御棒の挿入性に関する評価については、基準地震動 S_s による燃料集合体の相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認したとしている。

中間報告における評価対象設備を図-4に示す。

構造 A サブグループにおける機器・配管系の耐震安全性評価に係る検討内容及びその検討結果に基づく当院の評価は以下のとおりである。

1) 床応答スペクトル

東京電力が用いた応答スペクトルの算定方法は以下のとおりである。

比較的小型で、かつ建屋と非連成で評価して差し支えない機器・配管系（評価対象設備では残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系配管がこれに該当）の構造強度評価においては、原子炉建屋の地震応答解析から得られる当該設備の設置箇所における水平方向及び鉛直方向の床応答スペクトルを評価に用いたとしている。また大型機器である原子炉格納容器及び原子炉圧力容器につながる機器・配管系（評価対象設備では主蒸気系配管がこれに該当）の構造強度評価においては、地盤・建屋とこれら大型機器を連成させた地震応答解析から得られる当該設備の設置箇所における水平方向及び鉛直方向の床応答スペクトルを評価に用いたとしている。

水平方向及び鉛直方向の床応答スペクトルの算定に当たっては、地盤

や建屋の物性等のばらつきが床応答スペクトルに与える影響を考慮し、(社)日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」⁽³⁾(以下「JEAG4601-1987」という。)等を参考に、周期軸方向に±10%拡幅したとしている。

構造Aサブグループでは、鉛直方向の床応答スペクトルの算定に当たって周期軸方向に±10%拡幅することの妥当性について検討した。その検討結果に基づき当院は、(社)日本電気協会の耐震設計分科会資料「鉛直方向の設計用床応答スペクトルの拡幅率」⁽⁴⁾において、拡幅率を±10%とすれば地盤剛性の±50%及び建屋剛性の±30%にわたる変動幅をカバーできるとされていること、現実的な地盤剛性の±20%及び建屋剛性の0%～+20%の変動幅に対して、拡幅率を±10%とすれば十分であるとされていることを確認した。また、3号機について、原子炉建屋のコンクリート実強度による建屋剛性の変動幅や設置岩盤のせん断波速度による地盤剛性の変動幅が、拡幅率を±10%とした場合にカバーできる範囲に入っていることを確認した。

以上のことから、当院は、既往評価において実績のある水平方向の拡幅率(±10%)と同様に、鉛直方向についても周期軸方向に±10%拡幅し床応答スペクトルを算定していることは妥当なものと判断した。

2) 水平・鉛直方向地震力の組合せ方法

東京電力が用いた水平・鉛直方向地震力の組合せ方法は以下のとおりである。

水平方向及び鉛直方向の動的な地震力の組合せ方法として、中間報告における配管の応力評価では、二乗和平方根法(以下「SRSS法」という。)を用い、その他の機器の応力評価では絶対値和法を用いたとしている。SRSS法は、水平方向及び鉛直方向の地震動を同時入力した時刻歴応答解析による最大応答値と同等かそれ以上の値を算定する傾向にあるとしている。

構造Aサブグループでは、機器・配管系の応力評価において水平・鉛直方向地震力の組合せ方法としてSRSS法を適用して安全上支障無いことについて、新耐震指針において鉛直方向の地震力を動的に評価するこ

ととされていることも踏まえ検討した。その検討結果に基づき当院は、SRSS 法が、互いに独立な事象として取り扱うことができる多入力外力（ここでは、水平方向及び鉛直方向の地震動）を同時に入力する場合に、時間変動する応答成分を組み合わせて算定する方法として広く用いられてきている方法であることから、水平、鉛直方向の地震力の組合せ方法として今回の評価においても適用できるものと判断した。

また、既往評価においては、動的に評価された水平方向の地震力と静的に（水平方向の基準地震動の最大加速度振幅の 1/2 を高さ方向に一定の震度として）評価された鉛直方向の地震力を組み合わせる方法として絶対値和法を適用していたが、耐震バックチェックにおいては、動的に評価された水平方向及び鉛直方向の地震力の組合せ方法として SRSS 法を適用するとともに、より簡便な組合せ方法として絶対値和法を必要に応じて適用することは、安全上支障無いものと判断した。

3) 地震応答解析手法及び応力評価手法

東京電力が用いた地震応答解析手法及び応力評価手法は以下のとおりである。

中間報告における機器・配管系の構造強度評価及び制御棒の挿入性に関する評価では、基本的に評価対象設備の既往評価と同等の地震応答解析手法及び応力評価手法を適用している。

機器・配管系の地震応答解析モデルは、その振動性状に応じて、代表的な振動モードが適切に表現でき、応力評価等に用いる地震荷重を適切に算定できるものとし、水平方向については、既往評価と同等か、一部の解析条件を変更して実績のあるモデル、鉛直方向については、(財)原子力発電技術機構で行われた「耐震設計高度化調査 原子炉建屋・機器の水平・上下応答評価法の調査報告書」⁽⁵⁾を参考として設定したモデルとしている。具体的には、機器等を多質点系でモデル化し、水平方向については機器等の曲げ剛性及びせん断剛性を考慮したはり要素またはばね要素により質点間を接続し、鉛直方向については機器等の軸剛性を有するばね要素により質点間を接続したとしている。原子炉格納容器、原子炉圧力容器及び炉内構造物等の大型機器は、地震時の挙動として建屋と相互に影響を及ぼし合っているため、基準地震動 S_s に対して、建屋と連成した地震応答解析を時刻歴応答解析法により実施したとしている。建屋と連成させた大型機器の地震応答解析モデルとしては、原子炉格納容

器、原子炉圧力容器、原子炉遮へい壁及び原子炉本体の基礎等の地震力を算定するための原子炉格納容器－原子炉圧力容器解析モデルと、原子炉圧力容器内の気水分離器、燃料集合体、炉心シュラウド及び制御棒案内管等の地震力を詳細に算定するための炉内構造物解析モデルを用いたとしている。

機器・配管系の構造強度評価において、評価対象設備及びその評価部位のうち、原子炉圧力容器の基礎ボルト、原子炉格納容器のサンドクッション部及び炉心支持構造物のシュラウドサポートの基準地震動 S_s による応力評価は、大型機器の地震応答解析の結果から設備に作用する地震力を求め、これを荷重とした定式化された評価式を用いた解析法等により評価部位に作用する応力を評価したとしている。なお、原子炉格納容器のサンドクッション部及び炉心支持構造物のシュラウドサポート（軸圧縮応力の評価）については、応答倍率法を適用している。これらのうち原子炉格納容器のサンドクッション部については、大型機器の地震応答解析により求められた荷重効果（せん断力、曲げモーメント、鉛直震度）を評価部位に作用する地震荷重とみなし、それから既往評価時との荷重比をそれぞれ求め、それらの最大値を既往評価時の応力（地震以外による応力を組合せた値）に乗じて、評価部位に作用する応力を算出したとしている。また、炉心支持構造物のシュラウドサポート（軸圧縮応力の評価）については、大型機器の地震応答解析により求められた荷重効果（曲げモーメント、軸力）を評価部位に作用する地震荷重とみなし、それから既往評価時との荷重比をそれぞれ求め、既往評価時の地震による応力のうち曲げモーメントによる成分、軸力による成分にそれぞれ乗じた上で地震以外による応力と足し合わせて、評価部位に作用する応力を算出したとしている。

残留熱除去ポンプの基礎ボルトの基準地震動 S_s による応力評価は、建屋の地震応答解析の結果から設備の設置箇所における床応答スペクトルを求め、これを基に設定した設計用床応答スペクトルを入力としたスペクトルモーダル解析結果から設備に作用する地震力を求め、これを荷重とし、定式化された評価式により評価部位に作用する応力を評価したとしている。残留熱除去系配管、主蒸気系配管の基準地震動 S_s による応力評価は、建屋の地震応答解析または大型機器の地震応答解析の結果から配管の設置箇所における床応答スペクトルを求め、これを基に設定した設計用床応答スペクトルを入力としたスペクトルモーダル解析により評価部位に作用する応力を評価したとしている。なお、配管系のスペクトルモーダル解析に用いるモデルについては、従来より3次元多質点系は

りモデルを採用しており、鉛直方向の地震応答解析についても水平方向と同じモデルを用いたとしている。

制御棒の挿入性に関する評価においては、炉内構造物解析モデルによる時刻歴応答解析の結果から燃料集合体の上端及び下端に対する高さ方向中央の最大相対変位を燃料集合体の相対変位として評価したとしている。

原子炉格納容器－原子炉圧力容器解析モデル及び炉内構造物解析モデルを図－５及び図－６に示す。

構造Aサブグループでは、中間報告における評価対象設備及び評価部位について、東京電力が機器・配管系の構造強度評価及び制御棒の挿入性に関する評価に適用した地震応答解析手法及び応力評価手法の妥当性について検討した。その検討結果に基づき当院は、機器・配管系の構造強度評価及び制御棒の挿入性に関する評価に用いる荷重効果を算定するための大型機器地震応答解析及び建屋地震応答解析、機器の応力評価における定式化された評価式を用いた解析等、配管の応力評価におけるスペクトルモーダル解析について、既往評価において実績のあるモデル、解析手法が用いられており、地震応答解析手法及び応力評価手法は妥当なものと判断した。

原子炉格納容器のサンドクッション部及び炉心支持構造物のシュラウドサポート（軸圧縮応力）の応力評価に応答倍率法を適用していることについては、東京電力が、バックチェックにおいて設備の算出応力について評価基準値を超えないことを速やかに確認することを目的に応答倍率法を採用することとし、適用する設備及び適用しない設備の考え方を示すなど、適用に係る考え方を明らかにした上で、応答倍率法を適用していることを確認した。また、応力評価において採用した応答倍率法における3号機と5号機の相違点については、5号機の評価では応答比を計算する際の鉛直方向の荷重効果として自重に相当する鉛直震度1.0を考慮していたが、3号機の評価ではこれを考慮しないよう変更したこと、5号機の床置き機器の評価では水平方向と鉛直方向の荷重効果を組み合わせた応答比を算定する場合に荷重効果の組合せ方法としてSRSS法を採用していたが、3号機の床置き機器の評価では、水平方向、鉛直方向それぞれで応答比を算定し、そのうち大きい方の応答比を採用するよう変更したこと、いずれの変更もより大きめの数値を算定する方法であることを確認した。

以上のことから、当院は、機器・配管系の構造強度評価及び制御棒の挿入性に関する評価において東京電力が適用した地震応答解析手法及び応力評価手法について、中間報告における評価対象設備及び評価部位に適用して支障無いものと判断した。

なお、構造Aサブグループが機器・配管系の応力評価において応答倍率法を適用することの妥当性について検討した結果は、「構造WG Aサブグループにおける応答倍率法の適用性に係る審議状況」(平成21年3月10日 原子力安全・保安院)にまとめられており、その結論の一つとして、大きめの数値を算定するための「条件整理」を行い、その範囲で応答倍率法を適用することを可とすることとしている。当院は、本報告において、東京電力が応答倍率法を適用する場合は、十分な条件整理が必要であると考ええる。

また、当院は、バックチェックが安全上重要な施設を対象としており、施設の安全性に対する説明性のより一層の向上の観点から、今後、応答倍率法を用いて応力評価がなされ、かつその結果として耐震裕度が比較的小さい設備について、正確な耐震裕度を確認するために詳細評価を実施することが望ましいと考える。

4) 減衰定数

東京電力が用いた減衰定数の設定は以下のとおりである。

水平方向の減衰定数については、基本的に JEAG4601-1991 追補版⁽¹⁾に規定された値としている。なお、残留熱除去系配管については、JEAG4601-1991 追補版⁽¹⁾に規定された値である 2%に対して、保温材を有する配管系の減衰定数として 1%を加算し、3%としている。保温材を有する配管系の減衰定数については、(社)日本電気協会の機器・配管系検討会資料「配管系設計用減衰定数適正化に関する検討」⁽⁶⁾により、無機多孔質保温材配管系の場合または無機多孔質保温材と金属保温材が混用されている場合にあつては金属保温材取付範囲が配管全長の 40%以下の場合に、保温材を有しない配管系の減衰定数に 1%を加算するとしている。また、この混用の場合にあつて金属保温材取付範囲が配管全長の 40%以上の場合には、0.5%を加算するとしている。

一方、鉛直方向の減衰定数については、基本的に水平方向と同一の値とするが、鉛直地震動に対し剛体挙動する設備は 1%としたとしている。

構造 A サブグループでは、機器・配管系の水平方向及び鉛直方向の減衰定数の設定の妥当性について検討した。その検討結果に基づき当院は、機器系の減衰定数のうち、水平方向について、既往評価と同じ値を採用していること、鉛直方向について、鉛直地震動に対し剛体挙動するとして、全ての対象設備に 1%を採用していることを確認した。また、保温材を有しない配管系の減衰定数については、既往評価と同じ値を 5 号機の評価と同様に採用していること、保温材を有する配管系の減衰定数については、無機多孔質保温材や金属保温材を対象とした既往の振動試験データの再整理を行った上で設定していること、3 号機の残留熱除去系配管の評価において無機多孔質保温材の取付け範囲の割合及びサポートの設置条件が適用条件を満たしているとして既往の振動試験データによる減衰定数を適用していること、配管系の減衰定数として水平方向及び鉛直方向で同一の値を採用していることを確認した。

以上のことから、当院は、東京電力が適用した機器・配管系の減衰定数の設定は妥当なものと判断した。

5) 評価基準値

東京電力が用いた評価基準値の設定は以下のとおりである。

中間報告において用いている構造強度評価の評価基準値については、JEAG4601-補 1984⁽²⁾、JEAG4601-1987⁽³⁾、JEAG4601-1991 追補版⁽¹⁾及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME SNC1-2005」⁽⁷⁾（以下「設計・建設規格」という。）に準拠した値とするとしている。

また、制御棒挿入性の評価基準値については、試験により地震時の制御棒挿入性が確認されている燃料集合体の相対変位を用いたとしている。

構造 A サブグループでは、構造強度評価及び制御棒の挿入性に関する評価の評価基準値の妥当性について検討した。その検討結果に基づき当院は、構造強度評価の評価基準値について、既往評価において実績がある値を用いていること、また、制御棒の挿入性に関する評価の評価基準値について、制御棒挿入性試験（制御棒、燃料集合体及び制御棒駆動機構を模擬した試験装置の加振中に制御棒を挿入する試験）により、地震時においても制御棒を規定時間内（全ストロークの 90%挿入において 3.5

秒以下、定格圧力時で全炉心平均)に挿入可能と確認された燃料集合体の相対変位を用いていることを確認した。なお、この規定時間は、設置許可に係る安全審査における安全解析の条件として安全評価に対して厳しい値として設定され、基本的設計条件として位置付けられている値である。

以上のことから、当院は、構造強度評価及び制御棒の挿入性に関する評価において東京電力が適用した評価基準値の設定は妥当なものと判断した。

6) 機器・配管系の耐震安全性評価結果

東京電力による機器・配管系の耐震安全性評価結果は以下のとおりである。

機器・配管系の構造強度評価については、基準地震動 Ss-1、Ss-2 及び Ss-3 のうち、最も大きい荷重効果を与える基準地震動による地震荷重に地震以外の荷重を組み合わせで算定した評価部位の発生応力が、評価基準値以下であることを確認したとしている。

制御棒の挿入性に関する評価については、基準地震動 Ss-1、Ss-2 及び Ss-3 による燃料集合体の相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認したとしている。

機器・配管系の構造強度評価結果、制御棒の挿入性に関する評価結果をそれぞれ表-3、表-4に示す。また、3号機と5号機の機器・配管系の評価結果の比較を表-5に示す。

構造Aサブグループでは、中間報告における評価対象設備の構造強度評価及び制御棒の挿入性に関する評価の妥当性について検討した。その検討結果に基づく当院の評価は以下のとおりである。

機器・配管系の構造強度評価結果については、基準地震動 Ss-1、Ss-2 及び Ss-3 のうち、最も大きい荷重効果を与える基準地震動による地震荷重と地震以外の荷重を組み合わせで算定した評価部位の発生応力が、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

制御棒の挿入性に関する評価については、基準地震動 Ss-1、Ss-2 及び Ss-3 による燃料集合体の相対変位が、評価基準値以下であることを確認

した。

また、評価結果等における3号機と5号機の相違点とその主な要因については、以下を確認した。

① 原子炉格納容器のドライウェル

膜応力については、3号機の計算値が5号機の計算値の約2.2倍となっており、その内訳として、3号機の方が設計時の計算値について約1.4倍、応答比について約1.6倍と大きくなっている。応答比が約1.6倍と大きくなっている要因については、応答比を計算する際の鉛直方向の荷重効果として自重に相当する鉛直震度1.0を考慮しないよう変更したことである。なお、設計時の計算値が約1.4倍と大きくなっているのは、先行機である3号機においてサンドクッション部の断面係数を小さく算定し保守的に応力を計算しているためである。

② 炉心支持構造物のシュラウドサポート（軸圧縮応力）

軸圧縮応力については、3号機の応答倍率法による計算値が5号機の詳細評価による計算値の約1.4倍と大きくなっているが、その要因の考察のため3号機の計算値を詳細評価により求めたところ、5号機の計算値の約1.3倍となっており、詳細評価と応答倍率法による評価でほぼ同等の計算値となっている。また、軸圧縮応力の評価に対して支配的な荷重効果である曲げモーメント及びシュラウドサポートレグの板厚と幅から算定される断面係数について3号機と5号機の比率の大小関係を比較検討した結果から、曲げモーメントは3号機の方が小さくてもレグの形状の違いにより曲げモーメントによる軸圧縮応力の計算値は3号機の方が大きくなる傾向にある。評価基準値については、設計・建設規格⁽⁷⁾に基づき座屈を考慮した軸圧縮の評価基準値を計算する際に用いるシュラウドサポートレグの長さ、板厚について、3号機の方が長く薄いことが要因となって、3号機の方が約1割小さくなっている。

③ 残留熱除去系配管の配管本体

一次応力については、3号機の計算値が5号機の計算値の約1.4倍と大きくなっており、その主な要因については、3号機と5号機で最大応力発生点を有する配管系の引き回し、支持構造物の設置位置が異なっており、モデルの形状、解析条件及び応答性状が異なることと推定した。なお、評価基準値については、わずかに小さくなっているが、評価対象部位が異なり評価条件としての温度も異なることが要因となっている。

④ 主蒸気系配管の配管本体

一次応力については、3号機の計算値が5号機の計算値の約0.5倍と小さくなっているが、その主な要因については、基本的な配管の引き回しは類似しているものの、逃がし安全弁からサプレッションチェンバへつながる配管ルートや支持構造物の設置位置等が異なっており、モデルの形状、解析条件及び振動特性が異なるためであると推定した。例えば、原子炉格納容器－原子炉圧力容器解析モデルにより算出した原子炉遮へい壁上の評価点における床応答スペクトルについては、原子炉圧力容器の固有周期付近で3号機、5号機共にピークが認められ、その震度値は3号機が5号機の約0.7倍程度となっているが、この評価用応答スペクトルの違いと評価モデル等の違いが一次応力の計算値に及ぼす影響を比較検討した結果、一次応力の計算値への寄与は評価モデル等の違いの方が大きく、3号機と5号機の計算値の差が評価モデル等の違いに主に起因しているとした推論の妥当性を確認した。

なお、バックチェックルールでは、構造物の破壊に直結する一次応力が評価基準値（許容応力状態 $IV_A S$ ）を超えないことの確認を基本としているが、中間報告における評価対象設備のうち主蒸気系配管については、疲れ解析結果から地震による疲れ累積係数と運転状態Ⅰ及びⅡにおける疲れ累積係数の和が1.0以下であることを確認した。また、残留熱除去系配管については、1次+2次応力評価による計算値が評価基準値以下であり、疲れ解析は不要であることを確認した。

炉心の崩壊熱除去可能な形状の保持については、東京電力が、JEAG4601-補1984⁽²⁾により燃料集合体を支持している炉心支持構造物の健全性が要求されることから、炉心支持構造物のうち耐震裕度が小さいシュラウドサポートを評価対象部位として選定し強度評価を実施したとしているが、冷却材の流量確保の観点から定量的な評価を実施しておくことが望ましいと考えられる燃料被覆管等の評価について、本報告において別途、必要に応じて確認することとする。

以上のことから、当院は、東京電力の中間報告における主要な機器・配管系は基準地震動 S_s に対しても耐震安全性が確保されるものと判断した。

なお、中間報告においては、建物・構築物と機器・配管系のそれぞれの耐震安全性に主眼を置いて評価結果の妥当性を確認したが、本報告においては、安全性への説明性をより一層向上させるとの観点から、安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の相互接合部位について、必要に応じて評価結果を確認することとする。

4. まとめ（施設の耐震安全性評価の妥当性）

当院は、福島第一原子力発電所の基準地震動について合同Aサブグループでの検討結果を、また、福島第一原子力発電所5号機の主要な施設の耐震安全性について構造Aサブグループでの検討結果を踏まえ、平成21年7月21日、当院としての評価結果をとりまとめ公表している。

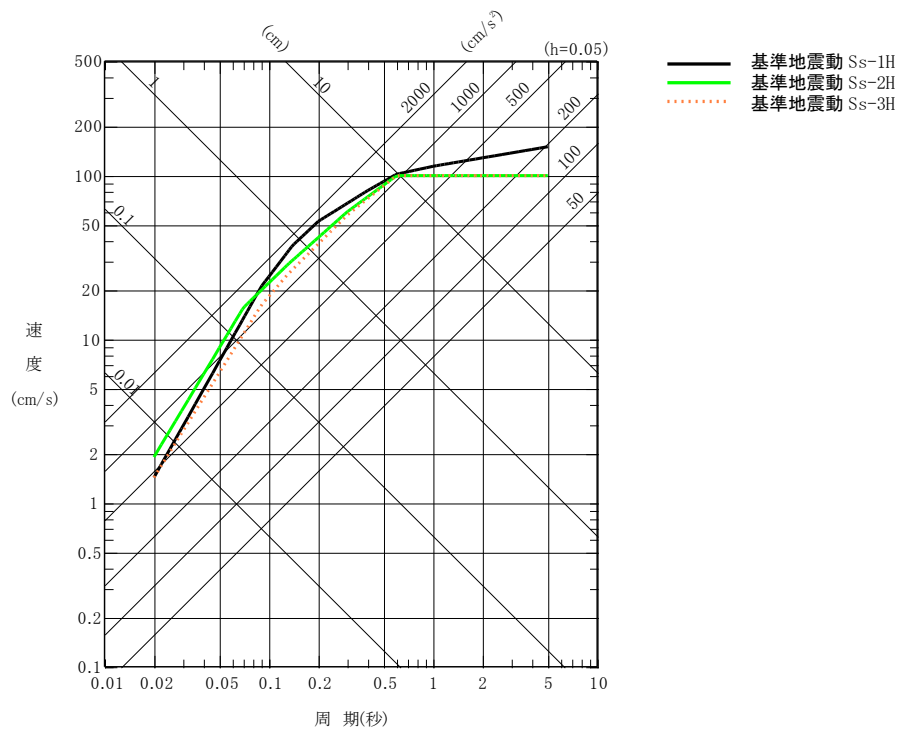
構造Aサブグループでは、当院が既に評価を終えている福島第一原子力発電所5号機の主要な施設の耐震安全性と対照させて、福島第一原子力発電所3号機の主要な施設の評価結果に係る妥当性を検討した。

構造Aサブグループにおける検討結果に基づく当院の評価は以下のとおりである。

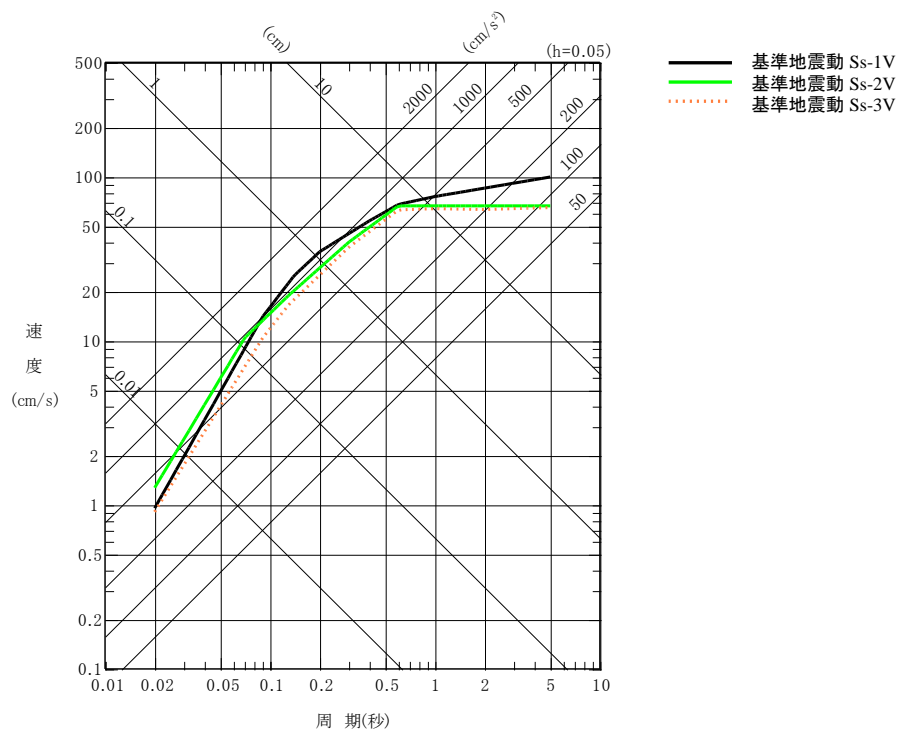
- (1) 原子炉建屋の耐震安全性評価に用いられた地震応答解析モデル及び入力地震動の評価は妥当なものと判断した。また、基準地震動 Ss-1、Ss-2 及び Ss-3 による地震応答解析の結果、原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみの最大値は、評価基準値以内であることから、3号機の原子炉建屋は基準地震動 Ss に対しても耐震安全性が確保されるものと判断した。
- (2) 耐震安全上重要な機器・配管系の構造強度評価に用いられた地震応答解析手法、応力評価手法、床応答スペクトルの算定方法、水平・鉛直方向地震力の組合せ方法、減衰定数及び評価基準値、また、制御棒挿入性に関する評価に用いられた地震応答解析手法、減衰定数及び評価基準値は、それぞれ妥当なものと判断した。そして、機器・配管系の構造強度評価については、基準地震動 Ss-1、Ss-2 及び Ss-3 による地震力と地震以外の荷重を組み合わせで算定した評価部位の発生応力が、いずれも評価基準値以下であること、制御棒の挿入性に関する評価については、基準地震動 Ss-1、Ss-2 及び Ss-3 による燃料集合体の相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることから、3号機の主要な機器・配管系は基準地震動 Ss に対しても耐震安全性が確保されるものと判断した。
- (3) 以上のことから、東京電力の中間報告における3号機の主要な建物・構築物（原子炉建屋）及び機器・配管系は基準地震動 Ss に対しても耐震安全性が確保されるものと判断した。

5. 今後の検討課題（本報告に反映すべき事項）

- (1) 主要8施設以外の安全上重要な施設に係る耐震安全性評価の妥当性
- (2) 主要8施設の間接報告における評価対象部位以外の部位の評価結果の確認
(中間報告においては、既往評価結果を参考に耐震裕度が小さい部位として選定された評価対象部位について評価結果を確認したが、安全性への説明性をより一層向上させるとの観点から、中間報告における評価対象部位以外の評価部位についても、本報告において、必要に応じて評価結果を確認することとする。)

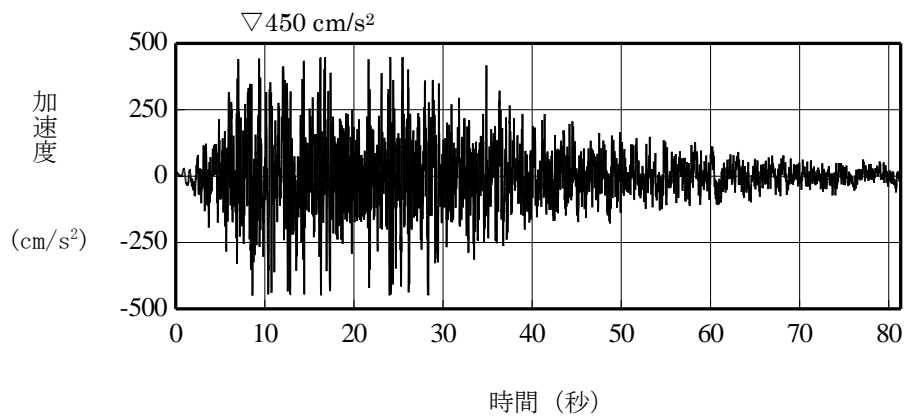


(1) 水平方向

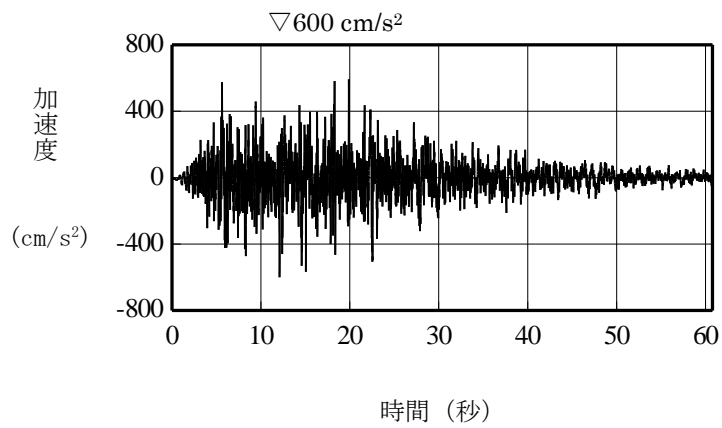


(2) 鉛直方向

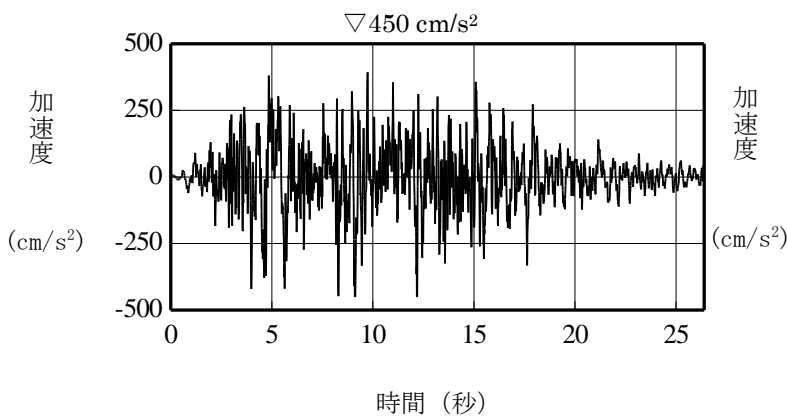
図-1 (1) 基準地震動 Ss の設計用応答スペクトル



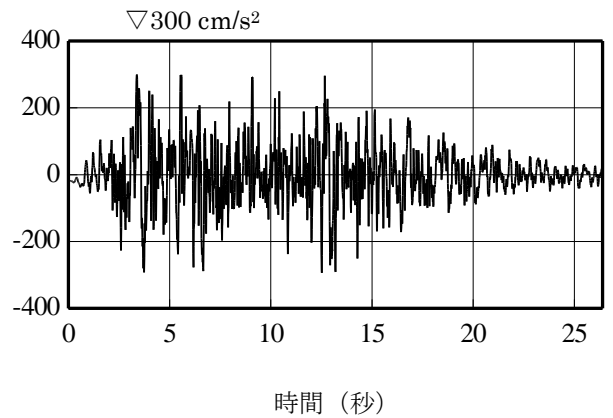
(1) Ss-1H*



(2) Ss-2H*



① Ss-3H

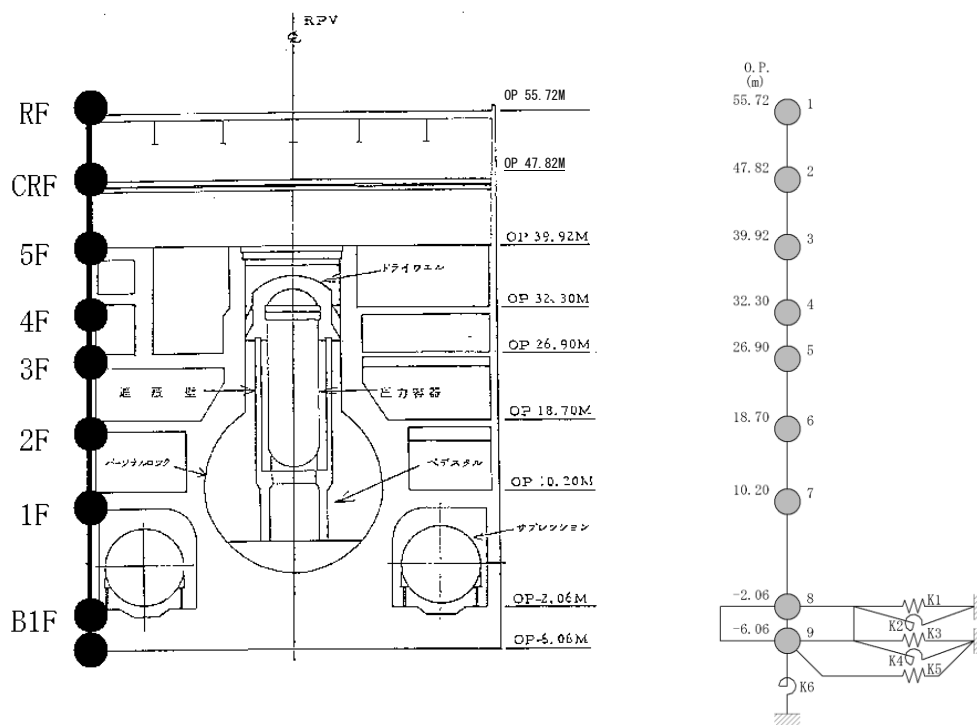


② Ss-3V

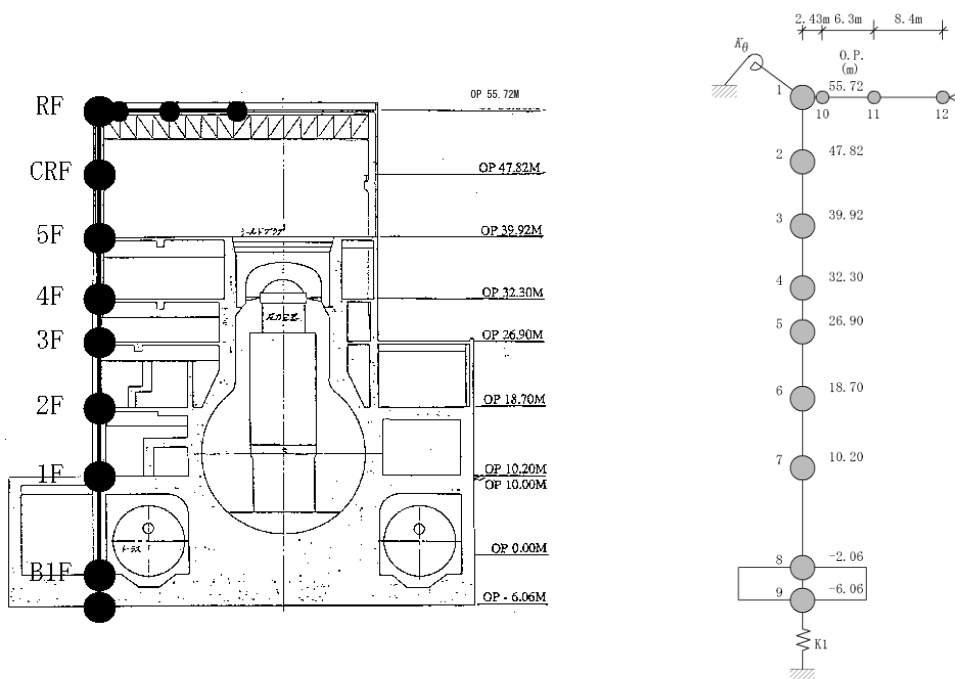
(3) Ss-3

図一 1 (2) 基準地震動 Ss の加速度時刻歴波形

※ Ss-1V、Ss-2V は、それぞれ Ss-1H、Ss-2H の加速度振幅値を 2/3 倍した波形として設定。



【水平方向】



【鉛直方向】

図-2 3号機 原子炉建屋の地震応答解析モデル

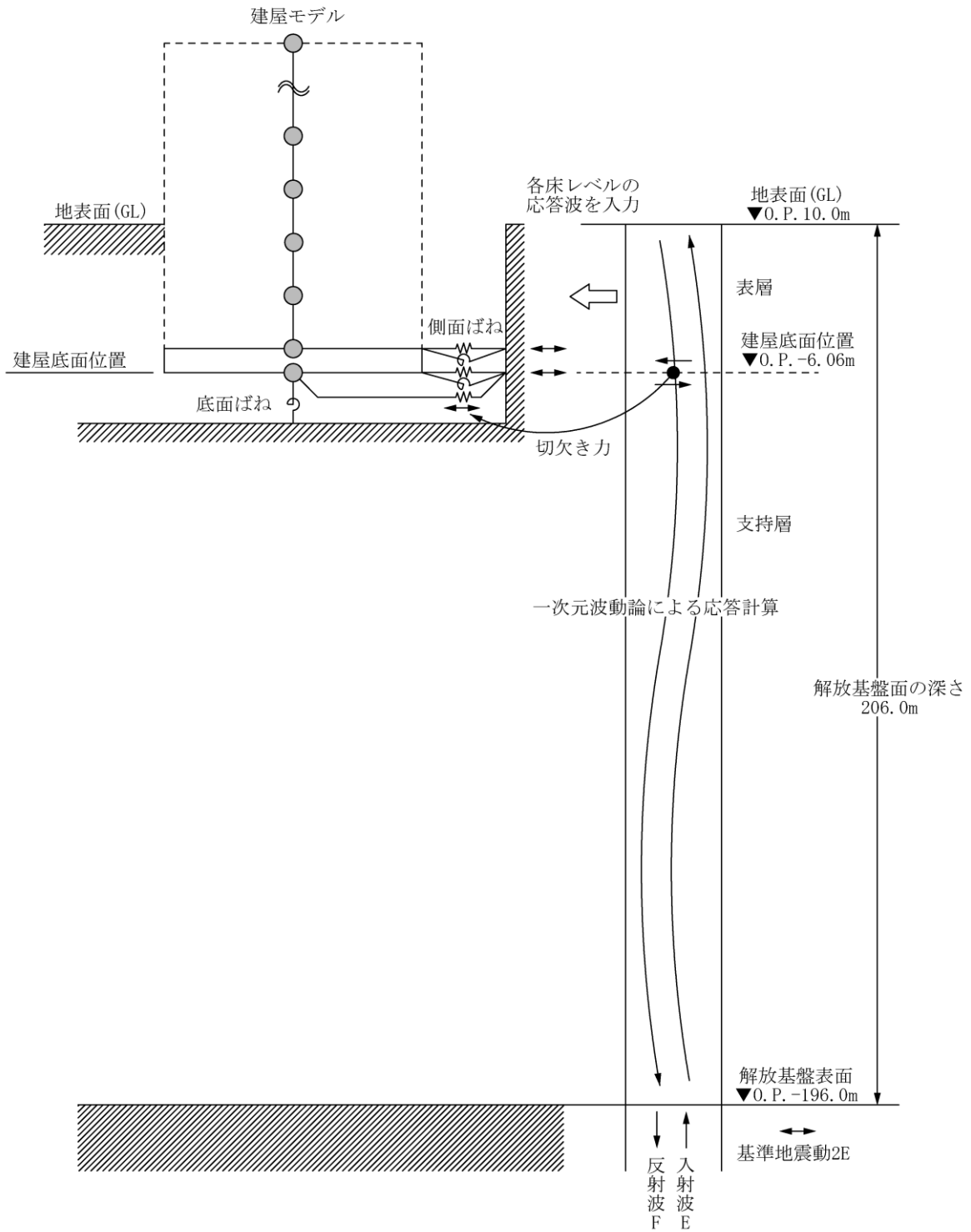


図-3 (1) 3号機 原子炉建屋の入力地震動の評価法 (水平方向)

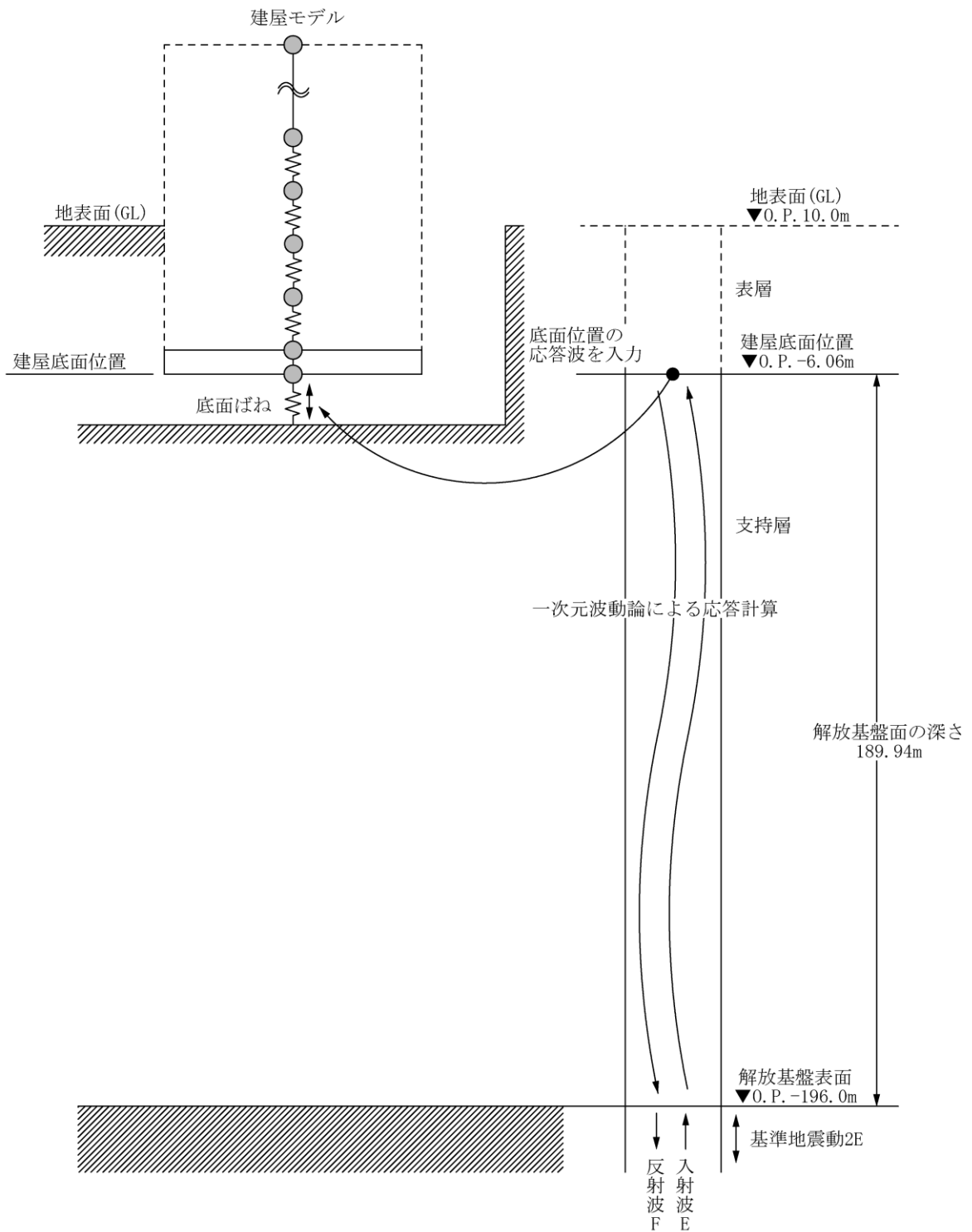


図-3 (2) 3号機 原子炉建屋の入力地震動の評価法 (鉛直方向)

表-1 3号機 原子炉建屋の最大応答せん断ひずみ

基準 地震動 Ss	NS 方向		EW 方向		評価基準値
	最大応答 せん断ひずみ	部位	最大応答 せん断ひずみ	部位	
Ss-1	0.13×10^{-3}	1階	0.12×10^{-3}	1階及び 5階	2.0×10^{-3} 以下
Ss-2	0.13×10^{-3}	1階	0.12×10^{-3}	1階	
Ss-3	0.12×10^{-3}	1階	0.10×10^{-3}	1階	

表-2 (1) 3号機と5号機の原子炉建屋の評価結果の比較
(接地率)

基準 地震動 Ss	3号機 接地率 (%)		5号機 接地率 (%)	
	NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
Ss-1	74.6	87.8	79.7	90.6
Ss-2	72.7	85.7	78.1	87.3
Ss-3	82.0	95.4	87.5	97.6

表-2 (2) 3号機と5号機の原子炉建屋の評価結果の比較 (NS方向の最大応答せん断ひずみ ($\times 10^{-3}$))

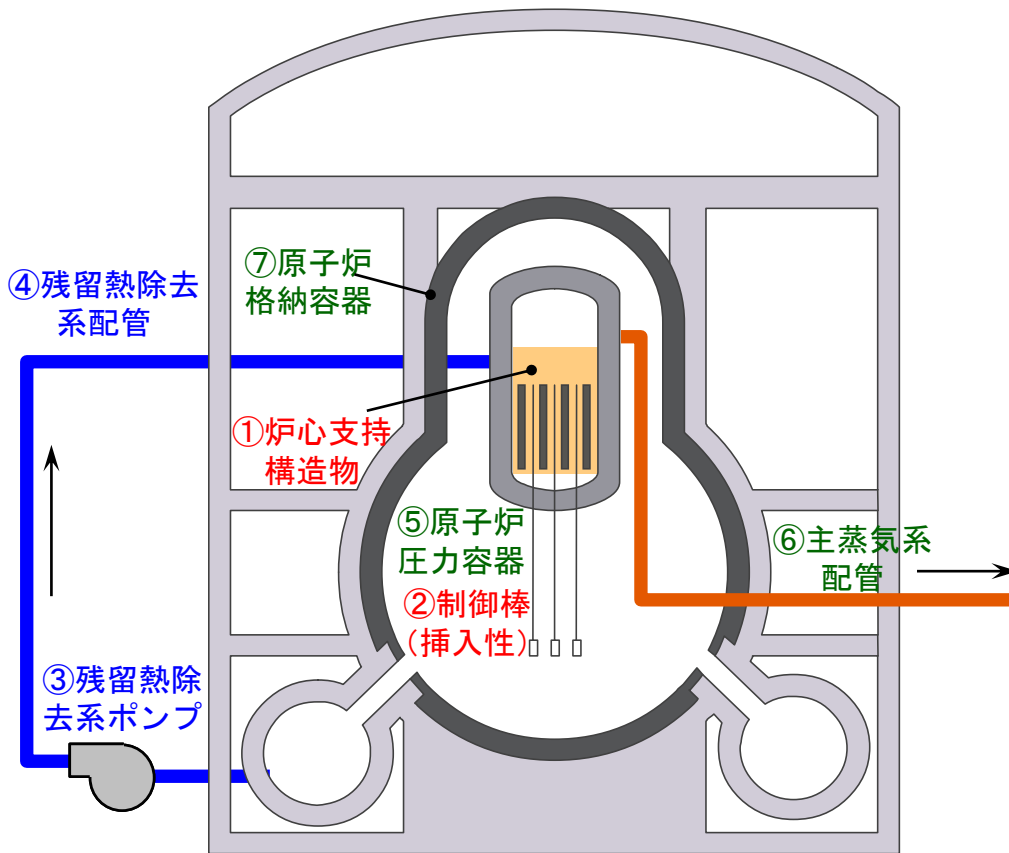
階	3号機			5号機			備考
	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	
CRF ^{※1}	0.07	0.06	0.06	0.12	0.12	0.10	評価基準値 2.0 ($\times 10^{-3}$) 以下
5F	0.12	0.11	0.10	0.14	0.14	0.12	
4F	0.04	0.04	0.04	0.05	0.05	0.04	
3F	0.06	0.07	0.06	0.09	0.09	0.08	
2F	0.08	0.09	0.08	0.10	0.10	0.09	
1F	0.13	0.13	0.12	0.15	0.16	0.13	
B1F	0.08	0.08	0.07	0.11	0.11	0.09	

※1 天井クレーン設置階

表-2 (3) 3号機と5号機の原子炉建屋の評価結果の比較 (EW方向の最大応答せん断ひずみ ($\times 10^{-3}$))

階	3号機			5号機			備考
	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	
CRF ^{※1}	0.09	0.09	0.08	0.16	0.16	0.14	評価基準値 2.0 ($\times 10^{-3}$) 以下
5F	0.12	0.11	0.09	0.19	0.18	0.16	
4F	0.08	0.08	0.07	0.09	0.08	0.07	
3F	0.09	0.09	0.08	0.11	0.11	0.09	
2F	0.10	0.10	0.09	0.11	0.12	0.10	
1F	0.12	0.12	0.10	0.11	0.12	0.10	
B1F	0.08	0.09	0.07	0.11	0.11	0.09	

※1 天井クレーン設置階



- 止める**
- ①炉心支持構造物
 - ②制御棒
- 冷やす**
- ③残留熱除去系ポンプ
 - ④残留熱除去系配管
- 閉じ込める**
- ⑤原子炉圧力容器
 - ⑥主蒸気系配管
 - ⑦原子炉格納容器

図－４ 中間報告における評価対象設備

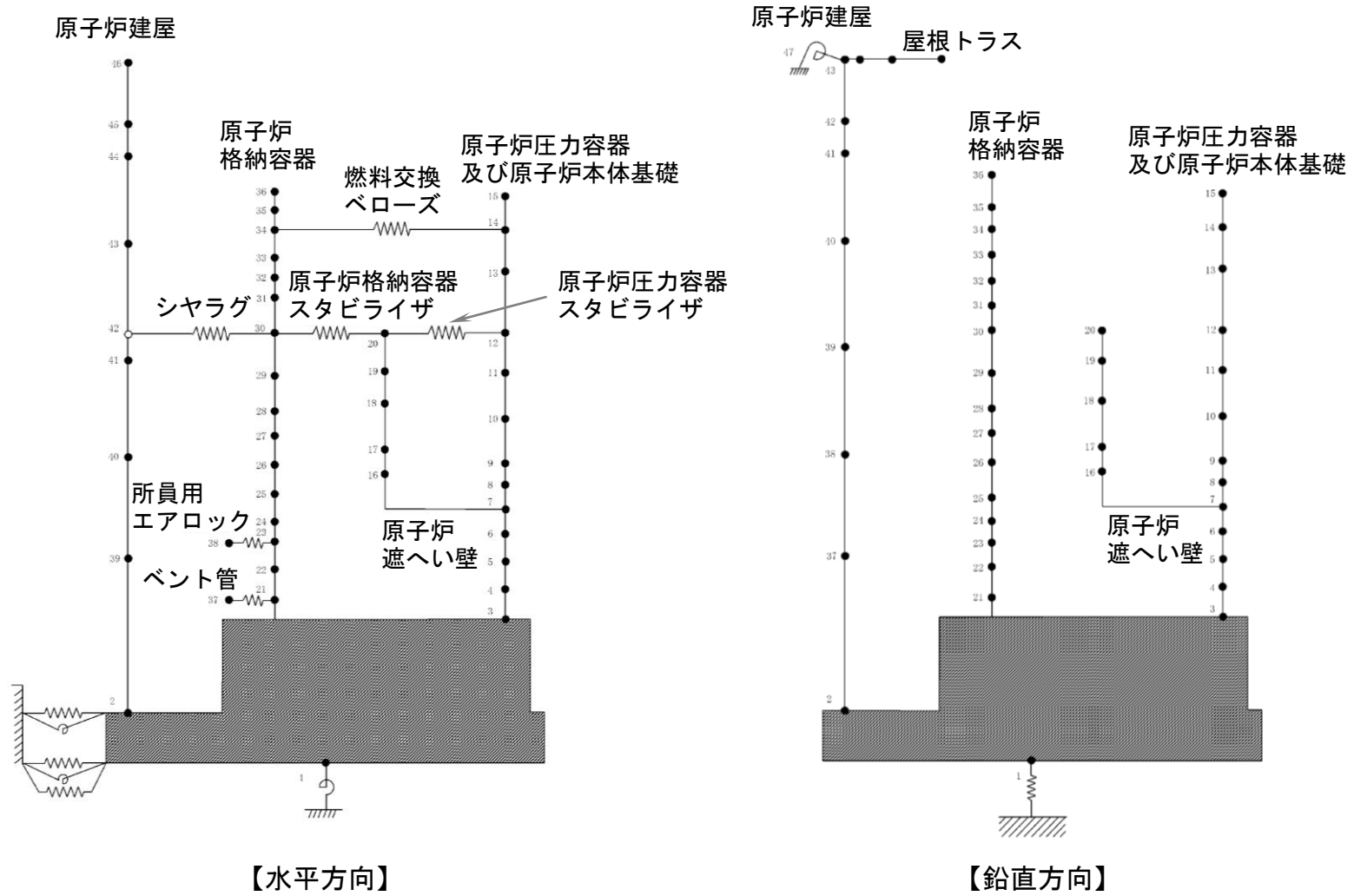


図-5 3号機 原子炉格納容器-原子炉压力容器解析モデル

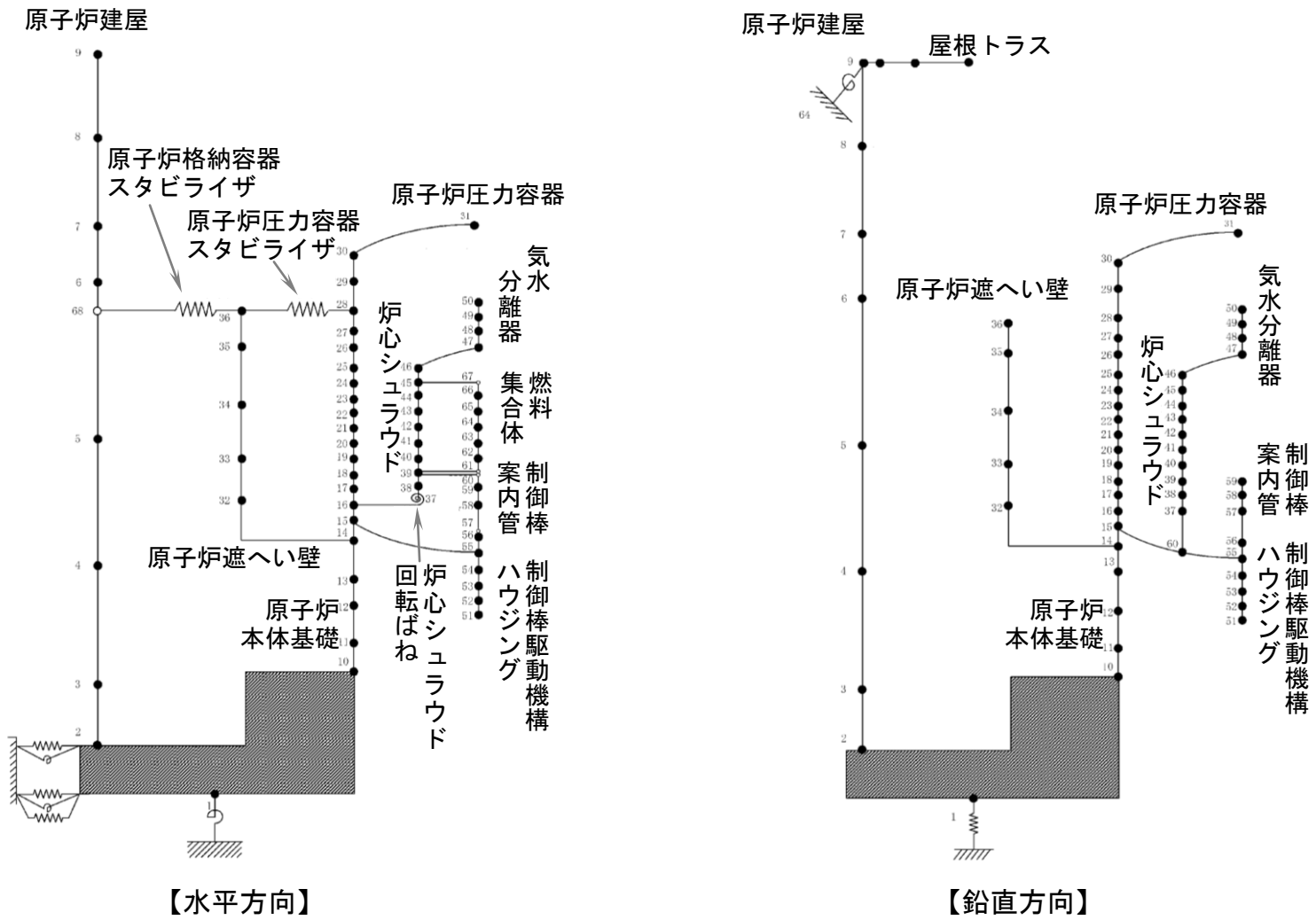


図-6 3号機 炉内構造物解析モデル

表-3 3号機 機器・配管系の構造強度評価結果

	区分	評価対象設備	評価部位	応力分類	中間報告記載値等		評価手法
					発生値 [MPa]	基準値 [MPa]	
構造強度評価	止める	①炉心支持構造物	シュラウド サポート	軸圧縮	33	208	応答倍率法 ^{※1}
				膜応力	85	300	詳細評価 ^{※2}
	冷やす	③残留熱除去系 ポンプ	基礎ボルト	引張応力	29	202	詳細評価 ^{※2}
			電動機取付け ボルト	引張応力	42	185	詳細評価 ^{※2}
		④残留熱除去系 配管	配管本体	一次応力	268	363	詳細評価 ^{※2}
	閉じ込める	⑤原子炉圧力容器	基礎ボルト	引張応力	36	222	詳細評価 ^{※2}
		⑥主蒸気配管	配管本体	一次応力	183	417	詳細評価 ^{※2}
		⑦原子炉格納容器	本 体	膜応力	199	255	応答倍率法 ^{※3}

※1 炉内構造物連成応答解析による荷重効果（モーメント、軸力）に関し、既往評価の当該荷重効果をそれぞれ比較して、それぞれの比を算定している。応力発生値は、この応答比を既往評価時の応力のモーメントによる成分、軸力による成分にそれぞれ乗じ、地震以外による応力と足し合わせて算出している。

※2 既往評価において実績のある評価手法（評価対象設備、評価部位等により手法は異なる。）

※3 原子炉格納容器、原子炉圧力容器連成応答解析による荷重効果（せん断力、モーメント、鉛直震度）に関し、既往評価の当該荷重効果をそれぞれ比較して、それぞれの比のうち最大の値を応答比としている。応力発生値は、この応答比を既往評価時の応力を乗ずることで算出している。

表-4 3号機 制御棒挿入性に関する評価結果

動的機能維持評価	区分	評価対象設備	評価項目	中間報告記載値		評価手法
				燃料集合体 相対変位発生値 [mm]	燃料集合体 相対変位基準値 [mm]	
	止める	② 制御棒(挿入性)	燃料集合体 相対変位	14.8	40	詳細評価

表-5 3号機と5号機の機器・配管系の評価結果の比較

評価対象設備等	評価部位	3号機				5号機			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法 ^{※1}	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法 ^{※1}
原子炉 圧力容器	基礎ボルト	引張	36	222	②	引張	39	222	②
原子炉 格納容器	ドライウエル	膜	199	255	①	膜	90	255	①
炉心支持 構造物	シュラウド サポート	軸圧縮	33	208	①	軸圧縮	24	231	②
		膜	85	300	②	膜	86	300	②
残留熱除去系 ポンプ	基礎ボルト	引張	29	202	②	引張	29	202	②
	電動機 取付ボルト	引張	42	185	②	引張	42	185	②
残留熱除去系 配管	配管本体	一次	268	363	②	一次	197	364	②
主蒸気系 配管	配管本体	一次	183	417	②	一次	356	417	②
制御棒 挿入性	燃料集合体	相対 変位	14.8 [mm]	40.0 [mm]	②	相対変位	13.8 [mm]	40.0 [mm]	②

※1 ①：応答倍率法による評価， ②：詳細評価

参考文献

- (1) 社団法人 日本電気協会(1991) : 原子力発電所耐震設計技術指針
JEAG4601-1991 追補版
- (2) 社団法人 日本電気協会(1984) : 原子力発電所耐震設計技術指針
JEAG4601・補-1984
- (3) 社団法人 日本電気協会(1987) : 原子力発電所耐震設計技術指針
JEAG4601-1987
- (4) 社団法人 日本電気協会 : 鉛直方向の設計用床応答スペクトルの拡幅率、
第 29 回耐震設計分科会資料 No. 29-4-5-7、平成 20 年 1 月 18 日
- (5) 財団法人 原子力発電技術機構(2001) : 平成 12 年度 耐震設計高度化調
査 原子炉建屋・機器の水平・上下応答評価法の調査 報告書
- (6) 社団法人 日本電気協会 : 配管系設計用減衰定数適正化に関する検討、
第 9 回機器・配管系検討会資料 No. 9-3-2-2(5)、平成 18 年 5 月 12 日
- (7) 社団法人 日本機械学会(2005) : 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
JSME SNC1-2005

添付：3号機と5号機の主要な施設の仕様、評価条件等の類似点、相違点に係る考察

当院は、中間報告における評価対象である主要8施設を対象に考察した結果、仕様、評価条件等について、3号機と5号機で類似点が多く相違点が限定的であることを確認した。「主な類似点」及び「相違点」について、施設等の仕様、解析・評価の手法及び解析・評価の条件の3項目に分類した結果を以下に示す。

【主な類似点】

① 施設等の仕様

- ・設置許可及び運転開始の時期については、差が1年～2年程度と小さく、ほぼ同時期であり、かつ炉型等及び出力については、同一仕様である。
- ・解放基盤表面の位置、解放基盤表面から基礎下端までの地質・地質構造（岩質、層序、層傾斜（ほぼ水平）、層の拡がり等）については、ほぼ同じである。
- ・原子炉建屋の形状（建物形状、建物高さ等）、設置条件（設置岩盤、埋め込み状況、隣接建屋との関係等）については、ほぼ同じである。なお、設置条件のうち基礎底面レベル、敷地高については若干の差異（【相違点】を参照）がある。
- ・評価対象設備の基本的なレイアウトについては、類似している。

② 解析・評価の手法

- ・入力地震動の算定や原子炉建屋の地震応答解析の方法については、同一である。
- ・評価対象設備における評価手法のうち、床応答スペクトルの拡幅方法、水平方向及び鉛直方向の地震力の組合せ方法については、同一である。地震応答解析手法及び応力評価手法については、一部に若干の差異（【相違点】を参照）があるものの、主に既往評価で実績のある手法を適用しており、ほぼ同じである。

③ 解析・評価の条件

- ・入力地震動の算定や原子炉建屋の地震応答解析の条件については、地盤及び原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元等に若干の差異（【相違点】を参照）があるものの、ほぼ同じである。
- ・評価対象設備における評価条件については、減衰定数の設定に一部、若干の差異（【相違点】を参照）があるもののほぼ同じである。

【相違点】

① 施設等の仕様

- ・原子炉建屋の基礎形状のうち NS 方向（プラント基準）の基礎幅については、5号機が両端部に1mずつ張り出しを有しており、3号機（幅47m）に比して2mほど広い。
- ・基礎底面位置及び敷地高については、3号機の方が3mほど低い。（したがって、解放基盤表面から基礎底面までの高度差は3号機の方が3mほど小さい。）
- ・原子炉建屋の耐震壁のうち地上部の内壁の壁厚については、3号機と5号機でほぼ同等か3号機の方が若干厚い。
- ・原子炉建屋の屋根トラスについては、構造部材が若干異なる。
- ・評価対象設備のうち残留熱除去系配管及び主蒸気系配管については、配管ルートや支持構造物の配置等、細部の仕様が異なる。（3号機と5号機で最大応力発生部位及び応力計算値が異なる要因となっている可能性がある。）

② 解析・評価の手法

- ・応答倍率法を適用する場合の応答比の算定方法のうち、鉛直方向の荷重効果の算定方法については、3号機で自重に相当する鉛直震度1.0を足さないように変更している。また、水平方向と鉛直方向の荷重効果を考慮した応答比の算定方法については、5号機で水平方向と鉛直方向の荷重効果をSRSS法により組み合わせた上で応答比を算定する方法としていたが、3号機で水平方向、鉛直方向について、それぞれ応答比を算定し、そのうち大きい方の応答比を採用するように変更している。

③ 解析・評価の条件

- ・入力地震動を算定するための地盤の地震応答解析モデルについては、層区分や解析用の物性値が若干異なる。
- ・原子炉建屋の地震応答解析モデルにおける地盤ばねのうち側面ばねのばね剛性については、3号機の方が1割程度小さく、底面ばねのばね剛性については、3号機の方が1割程度大きい。（原子炉建屋の基礎版の側面及び底面地盤のせん断波速度は3号機の方が小さいが、基礎下方の泥岩部の成層補正後のせん断波速度は3号機の方が大きいことによる）
- ・原子炉建屋の地震応答解析モデル（水平方向及び鉛直方向）の諸元のうち一部の階の断面性能に係る解析定数については、3号機の方が最大4割程度大きい。
- ・原子炉建屋の地震応答解析モデル（鉛直方向）については、屋根トラス

- 部分の質点分割が異なり、断面性能に係る解析定数も若干異なる。
- ・ 評価対象設備のうち炉心支持構造物のうちシュラウドサポートの軸圧縮応力の評価手法については、応答倍率法を適用している。(5号機で同部位の同応力を評価する場合、既往評価と同様の詳細法を適用することになる)
 - ・ 評価対象設備のうち残留熱除去系配管の減衰定数については、試験にて妥当性が確認された値を基に、保温材を有する配管系の減衰定数として1%を付加し3%と設定している。(5号機では既往評価の実績を考慮して0.5%を付加し2.5%と設定している。)