

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7補足-026-11 改3
提出年月日	2020年6月4日

原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての
計算書に関する補足説明資料

2020年6月
東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

V-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

別紙 1 応力解析における既工認と今回工認の解析モデル及び手法の比較

別紙 2 応力解析におけるモデル化，境界条件及び拘束条件の考え方

別紙 3 地震荷重の入力方法

別紙 4 応力解析における断面の評価部位の選定

別紙 5 応力解析における応力平均化の考え方

別紙 6 地震荷重の算定方法

別紙 7 貫通部における平均応力の考え方

別紙 8 重大事故等時の高温による剛性低下の考え方

下線：今回ご提示資料

別紙 1 応力解析における既工認と今回工認の解析モデル及び手法の比較

目 次

1. 概要 別紙 1-1
2. 応力解析モデル及び手法の比較 別紙 1-2

別紙 1-1 今回工認における異常時荷重の考え方

1. 概要

本資料は、原子炉格納容器コンクリート部（以下「RCCV」という。）の既工認時及び今回工認時の応力解析モデル及び手法の比較を示すものである。

2. 応力解析モデル及び手法の比較

RCCVの応力解析モデル及び手法の比較を表2-1に示す。また、今回工認時の応力解析モデルを図2-1に示す。

比較に用いる既工認時の応力解析モデル及び手法は、平成3年8月23日付け3資庁第6675号にて認可された工事計画の添付資料IV-2-7-1（Ⅱ）「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」（以下「既工認」という。）のものである。

表 2-1 応力解析モデル及び手法の比較 (RCCV) (1/3)

項目	内容	既工認	今回工認	備考
解析手法		<ul style="list-style-type: none"> ・ 3次元 FEM モデルを用いた応力解析 (弾性解析) 	<ul style="list-style-type: none"> (荷重状態Ⅲ) ・ 同左 (荷重状態Ⅳ, V) ・ 3次元 FEM モデルを用いた応力解析 (弾塑性解析) 	—
解析コード		<ul style="list-style-type: none"> ・ N A S T R A N 	<ul style="list-style-type: none"> (荷重状態Ⅲ) ・ M S C N A S T R A N (荷重状態Ⅳ, V) ・ A b a q u s 	—
モデル	モデル化範囲	<ul style="list-style-type: none"> (上部構造モデル) ・ RCCV シェル部, トップスラブ部, 使用済燃料貯蔵プール, 蒸気乾燥器・気水分離器ピット及びダイヤフラムフロア (東西軸に対して北半分をモデル化) (基礎スラブモデル) ・ RCCV 底部を含む基礎スラブ 上記をそれぞれモデル化 	<ul style="list-style-type: none"> (上部構造モデル部分) ・ RCCV シェル部, トップスラブ部, 使用済燃料貯蔵プール, 蒸気乾燥器・気水分離器ピット及びダイヤフラムフロア (全周をモデル化) (基礎スラブモデル部分) ・ RCCV 底部を含む基礎スラブ 上記を一体でモデル化 	① ②
	材料物性	<ul style="list-style-type: none"> 検討時の各規準, コンクリートの設計基準強度に基づき設定 ・ コンクリートのヤング係数 上部構造 : $E=2.65 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ (SI 換算) 基礎スラブ : $E=2.55 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ (SI 換算) ・ コンクリートのポアソン比 : $\nu=0.167$ 	<ul style="list-style-type: none"> 適用規準等の見直しによる再設定 ・ コンクリートのヤング係数 上部構造 : $E=2.88 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ 基礎スラブ : $E=2.79 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ ・ コンクリートのポアソン比 : $\nu=0.2$ ・ 鉄筋のヤング係数 : $E=2.05 \times 10^5 \text{ N/mm}^2$ ・ 鉄筋のポアソン比 : $\nu=0.3$ 	③ ④ ⑤
	要素種別	<ul style="list-style-type: none"> ・ シェル要素 	<ul style="list-style-type: none"> (荷重状態Ⅲ) ・ 同左 (荷重状態Ⅳ, V) ・ 積層シェル要素 	—
	境界条件	<ul style="list-style-type: none"> (上部構造モデル) ・ 東西軸に対して対称 ・ 基礎スラブの上端で固定 ・ 周辺床の剛性を考慮 ・ ライナの剛性を考慮せず (基礎スラブモデル) ・ 底面を弾性地盤ばねにより支持 ・ 底面の弾性地盤ばねは, 浮上りを考慮 ・ 側面の水平及び回転ばねを考慮せず ・ 上部構造物の剛性を考慮 	<ul style="list-style-type: none"> (上部構造モデル部分) ・ 全周をモデル化 ・ 基礎スラブモデル部分と一体化 ・ 周辺床の剛性を考慮 ・ ライナの剛性を考慮せず (基礎スラブモデル部分) ・ 底面を弾性地盤ばねにより支持 ・ 底面の弾性地盤ばねは, 浮上りを考慮 ・ 側面の水平及び回転ばねを考慮 ・ 上部構造物の剛性を考慮 	②

表 2-1 応力解析モデル及び手法の比較 (RCCV) (2/3)

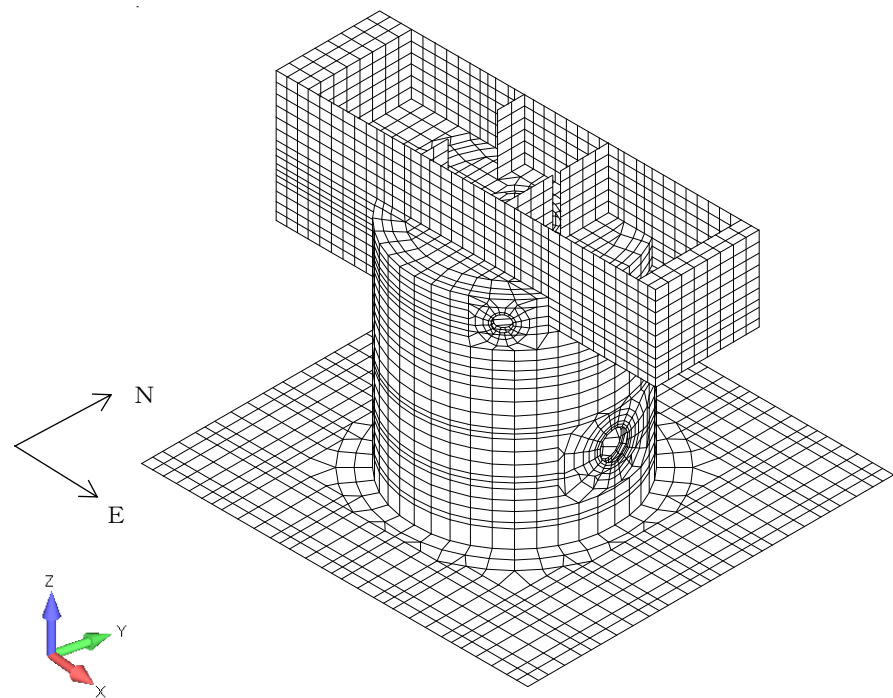
項目	内容	既工事認	今回工事認	備考
モデル	非線形特性	・考慮しない	(荷重状態Ⅲ) ・同左 (荷重状態Ⅳ, V) コンクリート ・圧縮側のコンクリート構成則 : CEB-FIP Model code に基づき設定 ・ひび割れ発生後の引張軟化曲線 : 出雲ほか (1987) による式 鉄筋 ・バイリニア型	—
地震荷重との組合せ	荷重状態Ⅲ : $DL + P_1 (+T_1) + H_1 + K_1 + R_{41}$, $DL + P_{25} (+T_{25}) + K_1 + R_{41}$ 荷重状態Ⅳ : $DL + P_1 + H_1 + K_2 + R_{42}$, $DL + P_{21} + K_1 + R_{41}$ DL : 死荷重及び活荷重 (浮力を含む) P ₁ : 運転時圧力 T ₁ : 運転時温度荷重 P ₂₁ : 異常時圧力 (直後) P ₂₅ : 異常時圧力 (720 時間後) T ₂₅ : 異常時温度荷重 (720 時間後) H ₁ : 逃がし安全弁作動時荷重 K ₁ : S ₁ 地震荷重 (地震時土圧荷重を含む) K ₂ : S ₂ 地震荷重 (地震時土圧荷重を含む) R ₄₁ : S ₁ 地震時配管荷重 R ₄₂ : S ₂ 地震時配管荷重	荷重状態Ⅲ : $DL + P_1 (+T_1) + H_1 + K_d + R_d + E_d$, $DL + P_{25} (+T_{25}) + K_d + R_d + E_d$ 荷重状態Ⅳ : $DL + P_1 + H_1 + K_s + R_s + E_s$, $DL + P_{21} + K_d + R_d + E_d$ 荷重状態Ⅴ : $DL + P_{SAL} + H_{SAL} + H_{SA} + K_d + R_d + E_d$, $DL + P_{SALL} + H_{SALL} + K_s + R_s + E_s$ DL : 死荷重及び活荷重 (浮力を含む) P ₁ : 運転時圧力 T ₁ : 運転時温度荷重 P ₂₁ : 異常時圧力 (直後) P ₂₅ : 異常時圧力 (720 時間後) T ₂₅ : 異常時温度荷重 (720 時間後) H ₁ : 逃がし安全弁作動時荷重 K _d : S _d 地震荷重 E _d : S _d 地震時土圧荷重 K _s : S _s 地震荷重 E _s : S _s 地震時土圧荷重 R _d : S _d 地震時配管荷重 R _s : S _s 地震時配管荷重 P _{SAL} : SA(L)時圧力 H _{SAL} : SA(L)時水圧荷重 H _{SA} : チャギング荷重 (SA 時) P _{SALL} : SA(LL)時圧力 H _{SALL} : SA(LL)時水圧荷重	—	
荷重の設定	死荷重及び活荷重	(上部構造モデル) ・躯体自重, 機器配管重量, 静水圧 (基礎スラブモデル) ・躯体自重, 機器配管重量, 静水圧, 上部構造物からの荷重及び浮力	(上部構造モデル部分) ・同左 (基礎スラブモデル部分) ・同左	—
	運転時荷重	・運転時圧力, 運転時温度荷重及び逃がし安全弁作動時荷重	・同左	—
	異常時荷重	・異常時圧力, 異常時温度荷重	・同左	—
	重大事故等時荷重	・考慮せず	・重大事故等時圧力, 重大事故等時水圧荷重及び重大事故等時水学的動荷重	—

表 2-1 応力解析モデル及び手法の比較 (RCCV) (3/3)

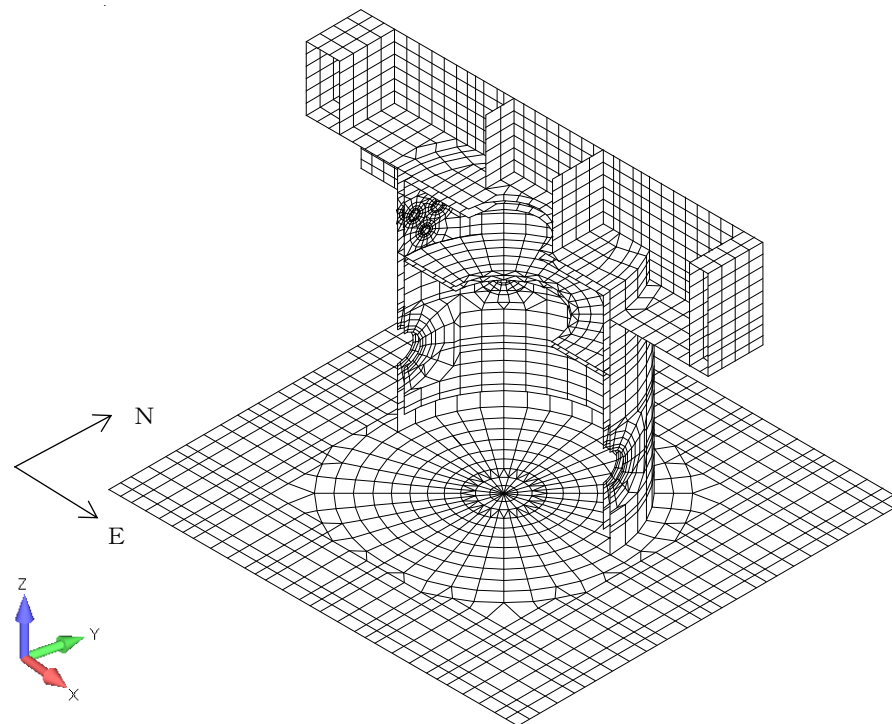
項目	内容	既工認	今回工認	備考
荷重の設定	地震荷重	(上部構造モデル) ・上部構造の各階床位置に地震力(水平力, 曲げモーメント, 鉛直力)を入力 (基礎スラブモデル) ・上部構造からの地震力(水平力, 曲げモーメント, 鉛直力)及び基礎部の付加地震力を入力	(上部構造モデル部分) ・同左 (基礎スラブモデル部分) ・同左	—
	地震時土圧荷重	$P_a = 10.0 + 0.65 \cdot \gamma \cdot h$ γ : 土の単位体積重量 (t/m ³) h : 地表面からの深さ (m)	S d 地震時 $P_a = 260 + 0.65 \cdot \gamma \cdot h$ S s 地震時 $P_a = 460 + 0.65 \cdot \gamma \cdot h$ γ : 土の単位体積重量 (kN/m ³) h : 地表面からの深さ (m) ・地震時土圧は, 常時土圧に地震時増分土圧を加えて算出 ・地震時増分土圧は「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1-1991 追補版 ((社) 日本電気協会)」の地震時増分土圧算定式から加力側増分土圧及び支持側増分土圧を包絡したもとして評価	—
	地震時配管荷重	・配管貫通部の地震時配管反力	・同左	—
評価方法	応力解析	・荷重状態Ⅲ: 発生応力が許容限界を超えないことを確認 ・荷重状態Ⅳ: 発生応力又はひずみが許容限界を超えないことを確認	・荷重状態Ⅲ, Ⅳ: 同左 ・荷重状態Ⅴ: 発生応力又はひずみが許容限界を超えないことを確認	⑥ ⑦

【具体的な反映事項】(表の備考欄に対応)

- ①荷重状態Ⅲ及びⅣのモデルについて, 設置変更許可時は上部構造モデルと基礎スラブモデルをそれぞれモデル化する方針としていたが, 上部構造と基礎スラブを一体でモデル化する荷重状態Ⅴとの評価の整合性及び近年の計算機能力の向上を踏まえ, 荷重状態Ⅲ及びⅣも一体でモデル化することとした。
- ②記載したモデル化範囲及び境界条件は, 地震荷重時のものである。地震荷重以外の荷重時については, 以下の変更を行っている。
温度荷重以外の荷重時: 原子炉本体基礎及び下部ドライウェルアクセストンネルをモデル化範囲に加え, 境界条件として外壁の剛性を考慮したロッド要素を基礎スラブに接続する。
温度荷重時: 上記に加えてライナの剛性を考慮する。
それぞれの詳細については, 別紙2「応力解析におけるモデル化, 境界条件及び拘束条件の考え方」に示す。
- ③コンクリートのヤング係数及びせん断弾性係数については, 「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計法—」((社)日本建築学会, 1999 改定)に基づき再計算
- ④「鋼構造設計規準—許容応力度設計法—」((社)日本建築学会, 2005 改定)に基づき設定
- ⑤コンクリートのヤング係数を算出するための圧縮強度は実強度, 断面の評価のための圧縮強度は設計基準強度を採用
- ⑥「発電用原子力設備規格—コンクリート製原子炉格納容器規格」((社)日本機械学会, 2003)に基づき評価
- ⑦弾性解析による荷重状態Ⅲについては, 既工認時と同様に, モデル化範囲及び境界条件が異なる荷重ごとに解析を行い, 解析結果を組み合わせた応力により評価を実施する。
弾塑性解析による荷重状態Ⅳ及びⅤについては, 荷重の種類で区分した解析ステップを設定し, 解析ステップごとにモデル化範囲及び境界条件を変えて荷重を入力する一連の解析を実施し, 最終的な応力又はひずみにより評価を実施する。なお, 解析ステップは圧力及び地震荷重以外の荷重, 圧力, 地震荷重の順であり, 荷重ごとのモデル化範囲及び境界条件の考え方は弾性解析と同じである。



(a) 全体図



(b) 北側半分図化

図 2-1 応力解析モデル図 (地震荷重時)

別紙2 応力解析におけるモデル化, 境界条件及び拘束条件の考え方

目 次

1. 概要 別紙 2-1
2. 応力解析におけるモデル化, 境界条件及び拘束条件 別紙 2-2

1. 概要

本資料は、原子炉格納容器コンクリート部（以下「RCCV」という。）の応力解析におけるモデル化、境界条件及び拘束条件についての概要を示すものである。

2. 応力解析におけるモデル化，境界条件及び拘束条件

RCCV の応力解析におけるモデル化，境界条件及び拘束条件を表 2-1 に示す。

直接基礎の底面及び側面の地盤ばねの設定における基本的な考え方は，以下のとおり。

(1) 底面地盤ばね

- 水平ばね

振動アドミタンス理論に基づく水平ばねより算出する。

- 鉛直ばね

基礎浮上りを考慮し，回転ばね反力として生じる転倒モーメントを適切に評価するため，振動アドミタンス理論に基づく回転ばねより算出する。

(2) 側面地盤ばね

- 水平ばね

Novak の手法に基づく水平ばねにより算出する。

- 鉛直ばね

Novak の手法に基づく回転ばねにより算出する。

有限要素法を用いた解析モデルにおける要素分割の考え方*については，以下のとおり。

- はり要素

はり要素の場合は，曲げの変位関数が 3 次で精度が高いため，基本的に要素分割の細分化は不要であるが，部材の接合点間で変位情報出力や荷重入力がある場合には複数要素に細分し，曲線部材がある場合は，その曲線が直線近似できる程度の分割にすることが一般的である。また，分布荷重がある場合や分布質量が関係する自重荷重などの計算では，要素分割することにより質量分布がより正確になり，解析結果の精度が向上する。更に，要素分割の細分化により，変形図やモード図で構造物の変形状態を容易に把握することが可能となる。

- シェル要素

要素分割は，基本的には発生する応力状態によって決まり，構造形状と荷重条件より要素分割数を考慮する。要素形状の縦横比（アスペクト比）は，重要部分で 1:2 以下，その他の領域や応力変化が少ない領域では，1:3 程度までで，分割に際しては 4 角形要素を利用して格子状とするのが一般的である。曲面板構造の場合は，平板要素や軸対称シェル要素の大きさは，集中荷重や不連続部を含む曲面部近傍では $2.5\sqrt{R/t}$ を 10~20 分割すると適切な応力分布が求められ，構造物の半径 (R) と板厚 (t) が考慮されている。また，面内曲げ・軸力及び面外のせん断や曲げを受ける部材のシェル要素の辺の長さは，シェルの広がり方向の応力分布の状態から決まり，応力変化が大きい領域は要素を小さくする必要がある。

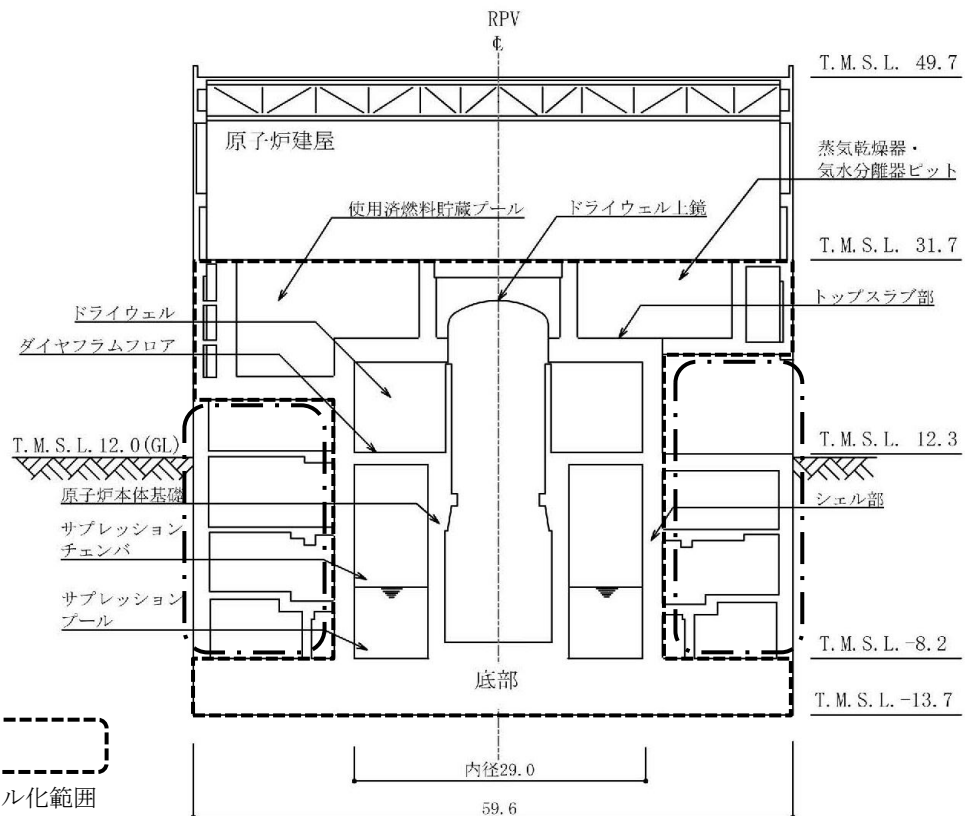
注記*：構造解析のための有限要素法実践ハンドブック（非線形 CAE 協会，2008 年）

表 2-1 モデル化, 境界条件及び拘束条件 (1/6)

モデル概要

○モデル化範囲

- ・地震荷重時は RCCV シェル部, トップスラブ部, 使用済燃料貯蔵プール, 蒸気乾燥器・気水分離器ピット, ダイヤフラムフロア及び RCCV 底部を含む基礎スラブをモデル化する。
- ・地震荷重以外の荷重時は, 原子炉本体基礎及び下部ドライウエルアクセストンネルを上記のモデル化範囲に加える。
- ・上部構造モデル部分については周辺床及び外壁の剛性を境界条件として考慮する。
- ・基礎スラブモデル部分については外壁及び中間壁の剛性を境界条件として考慮する。



モデル化範囲

境界条件として考慮

モデル化範囲 (単位: m)

表 2-1 モデル化、境界条件及び拘束条件 (2/6)

モデル概要

○使用要素

【荷重状態Ⅲ】

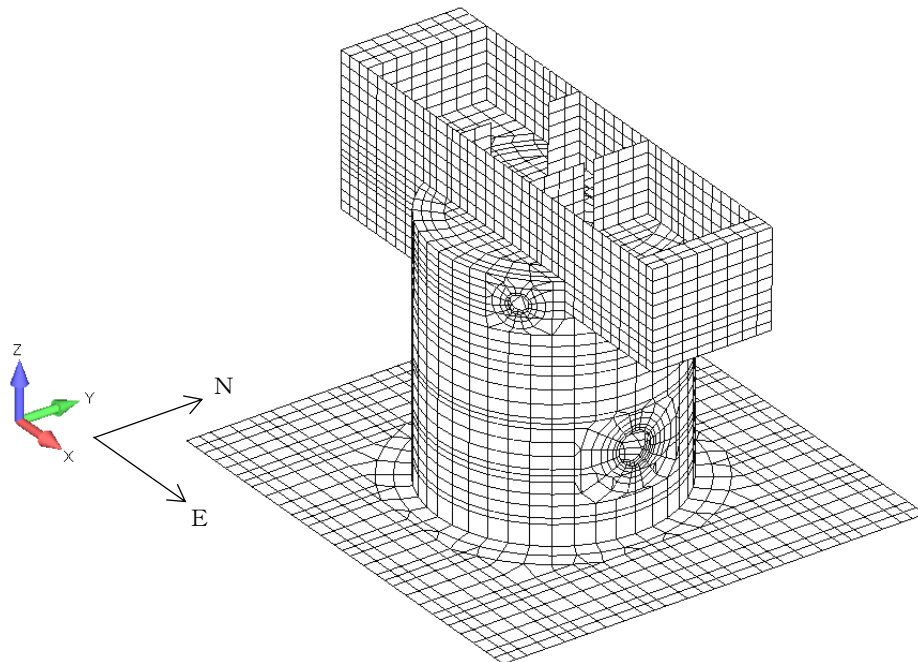
- ・シェル要素

【荷重状態Ⅳ, Ⅴ】

- ・積層シェル要素

○要素分割

- ・要素の一边の長さを 2.0m 程度とし、壁、スラブ及び開口の配置を考慮して分割する。



モデル概要

表 2-1 モデル化, 境界条件及び拘束条件 (3/6)

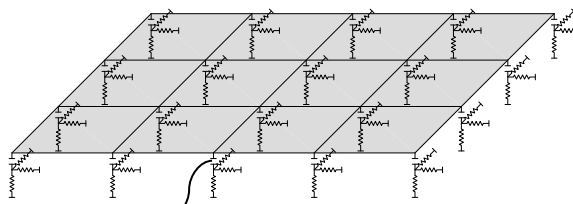
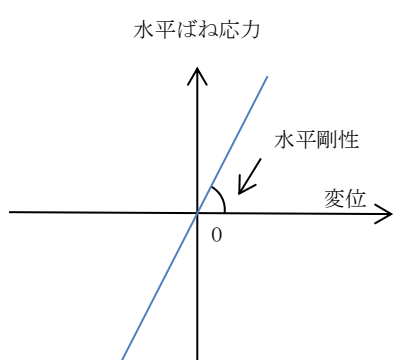
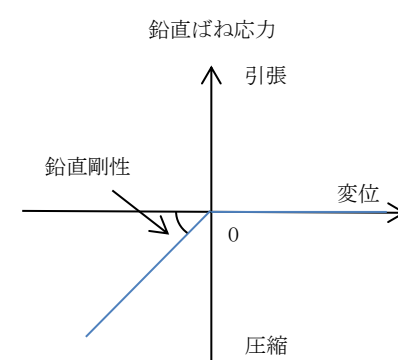
境界条件, 拘束条件	
上部構造物と基礎スラブの境界	
<ul style="list-style-type: none"> 基礎スラブと上部構造物の境界部においては, 上部構造物の剛性を考慮することで, 基礎スラブの応力・変形状態を評価する。 外壁の脚部については, 多点拘束を設ける。(外壁の脚部の節点の鉛直方向が平面保持するように変形を拘束する。) 中間壁の脚部については, はり要素を設ける。 開口部については, はり要素の剛性を低減することで考慮する。 基礎スラブから立ち上がる独立柱については, その剛性を考慮しない。 	
はり要素の剛性 (断面性能)	
<ul style="list-style-type: none"> 曲げ剛性 (断面二次モーメント) : $I = t \times h^3 / 12$ せん断剛性 (せん断断面積) : $A_s = t \times h$ 	<ul style="list-style-type: none"> t : 壁の厚さ h : モデル化する壁の高さ
基礎スラブと地盤の境界	
<ul style="list-style-type: none"> 基礎スラブと底面地盤との間には, 底面地盤を表現するギャップ要素を設け, 基礎スラブと底面地盤との間の剥離 (基礎スラブの浮上り) を考慮している。 	
 <p>ギャップ要素</p> <p>モデル概要</p>	
○ギャップ要素	
鉛直ばねに引張力が発生した際に, 水平剛性及び鉛直剛性をゼロとし, 浮上りを考慮する。	
<p>水平ばね応力</p> 	<p>鉛直ばね応力</p> 
注: 鉛直ばねに引張力が発生した場合には, 水平剛性もゼロとする。	
(a) 水平剛性	(b) 鉛直剛性
ギャップ要素の概念図	

表 2-1 モデル化, 境界条件及び拘束条件 (4/6)

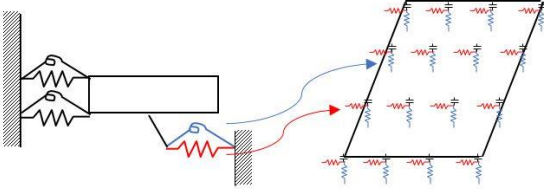
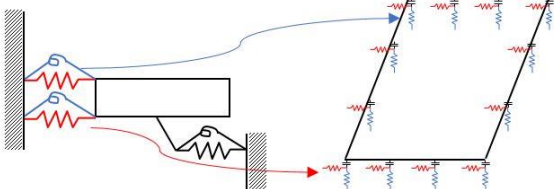
境界条件, 拘束条件	
基礎スラブと地盤の境界	
○底面地盤ばね	<p>水平剛性及び鉛直剛性は以下のとおり設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 水平剛性：振動アドミタンス理論による水平ばね K_H を節点支配面積 A_i で離散化。 $K_{Hi} = (K_H / A) \times A_i \quad A: \text{基礎スラブの底面積}$ ・ 鉛直剛性：地震時は、転倒モーメントが支配的となるため振動アドミタンス理論による回転ばね K_R を節点支配面積 A_i で離散化。 $K_{Vi} = (K_R / I) \times A_i \quad I: \text{基礎スラブの断面二次モーメント}$
	 <p style="text-align: center;">底面地盤ばね</p> <p style="text-align: right;">基礎スラブ底面全体で 離散化</p>
○側面地盤ばね	<p>水平剛性及び鉛直剛性は以下のとおり設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 水平剛性：Novak の手法に基づく側面水平地盤ばね定数 ${}_sK_s$ を節点支配長さ L_i で離散化。 ${}_s k_{si} = ({}_s K_s / (2 \times L_{NS} + 2 \times L_{EW})) \times L_i$ <p style="margin-left: 2em;">L_{NS}: 基礎スラブ辺長 (NS 方向) L_{EW}: 基礎スラブ辺長 (EW 方向)</p> ・ 鉛直剛性：Novak の手法に基づく側面回転地盤ばね定数 ${}_s K_{rNS(EW)}$ を節点支配長さ L_i で離散化。 ${}_s k_{viNS(EW)} = ({}_s K_{rNS(EW)} / I'_{NS(EW)}) \times L_i$ $I'_{NS(EW)} = L_{EW(NS)} \times L_{NS(EW)}^2 / 2 + L_{NS(EW)}^3 / 6$ <p style="margin-left: 2em;">$I'_{NS(EW)}$: 基礎スラブ外周の断面二次モーメント</p>
	 <p style="text-align: center;">側面地盤ばね</p> <p style="text-align: right;">基礎スラブ外周で 離散化</p>

表 2-1 モデル化, 境界条件及び拘束条件 (5/6)

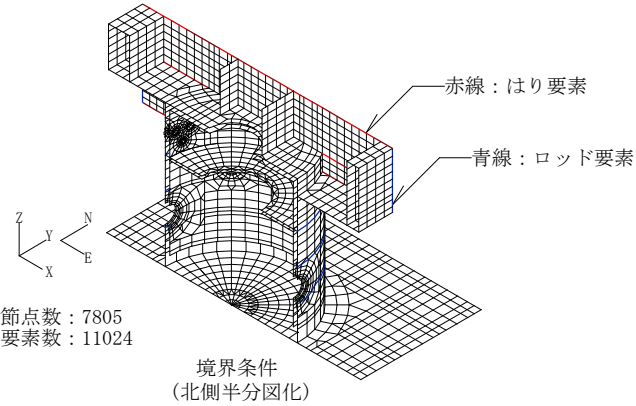
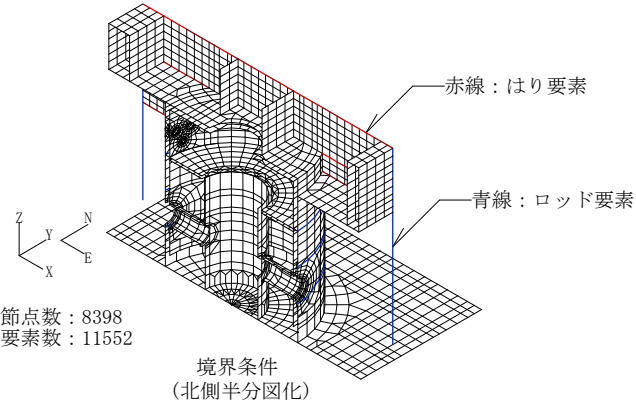
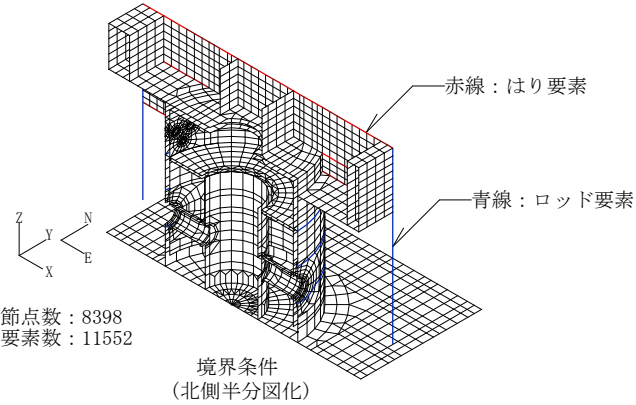
境界条件, 拘束条件	
上部構造物と周辺構造物との境界	
地震荷重時	
 <p>節点数: 7805 要素数: 11024 境界条件 (北側半分図化)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉本体基礎及び下部ドライウエルアクセストンネルはモデル化しない。 RCCV シェル部, トップスラブ部, 使用済燃料貯蔵プール及び蒸気乾燥器・気水分離器ピットは, 周辺床 (はり要素, ロッド要素) の剛性による拘束を考慮するが, 外壁の剛性を考慮したロッド要素は基礎スラブに接続しない。 ライナの剛性は考慮しない。
地震荷重及び温度荷重以外の荷重時	
 <p>節点数: 8398 要素数: 11552 境界条件 (北側半分図化)</p>	<ul style="list-style-type: none"> RCCV シェル部, トップスラブ部, 使用済燃料貯蔵プール及び蒸気乾燥器・気水分離器ピットは, 周辺床 (はり要素, ロッド要素) の剛性による拘束を考慮し, 外壁の剛性を考慮したロッド要素は基礎スラブに接続する。 ライナの剛性は考慮しない。
温度荷重時	
 <p>節点数: 8398 要素数: 11552 境界条件 (北側半分図化)</p>	<ul style="list-style-type: none"> RCCV シェル部, トップスラブ部, 使用済燃料貯蔵プール及び蒸気乾燥器・気水分離器ピットは, 周辺床 (はり要素, ロッド要素) の剛性による拘束を考慮し, 外壁の剛性を考慮したロッド要素は基礎スラブに接続する。 ライナの剛性を考慮する。

表 2-1 モデル化, 境界条件及び拘束条件 (6/6)

境界条件, 拘束条件		
上部構造物と周辺構造物との境界		
はり要素の剛性 (断面性能)		
<ul style="list-style-type: none"> ・ 軸剛性 (軸断面積) : $A = t \times h$ ・ 曲げ剛性 (断面二次モーメント) : $I = t \times h^3 / 12 + A \times (h/2 + D/2)^2$ ・ せん断剛性 (せん断断面積) : $A_s = t \times h$ 		<ul style="list-style-type: none"> t : 床の厚さ h : モデル化する床の幅 D : 壁の厚さ
ロッド要素の剛性 (断面性能)		
<ul style="list-style-type: none"> ・ 軸剛性 (軸断面積) : $A = t \times h$ 		<ul style="list-style-type: none"> t : 床又は壁の厚さ h : モデル化する床又は壁の幅

別紙 7 貫通部における平均応力の考え方

目 次

1. 概要	別紙 7-1
2. 貫通部における平均応力	別紙 7-2
3. まとめ	別紙 7-4

1. 概要

原子炉格納容器コンクリート部（以下「RCCV」という。）の応力解析においては、弾塑性解析を採用している。一方、貫通部の断面の評価においては、発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）（以下「CCV 規格」という。）の CVE-3531 に基づく平均応力を用いている。本資料は，その妥当性について説明するものである。

2. 貫通部における平均応力

RCCV の応力解析では、V-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」（以下「RCCV の耐震計算書」という。）に示すとおり、荷重状態Ⅳ及びⅤに対する評価では弾塑性解析を採用している。また、CCV 規格の CVE-3531 では、弾性解析により求まる応力に対して検討を行う場合、開口の直径の $3/4$ 倍を超えない範囲の平均応力を用いることができるとされている。

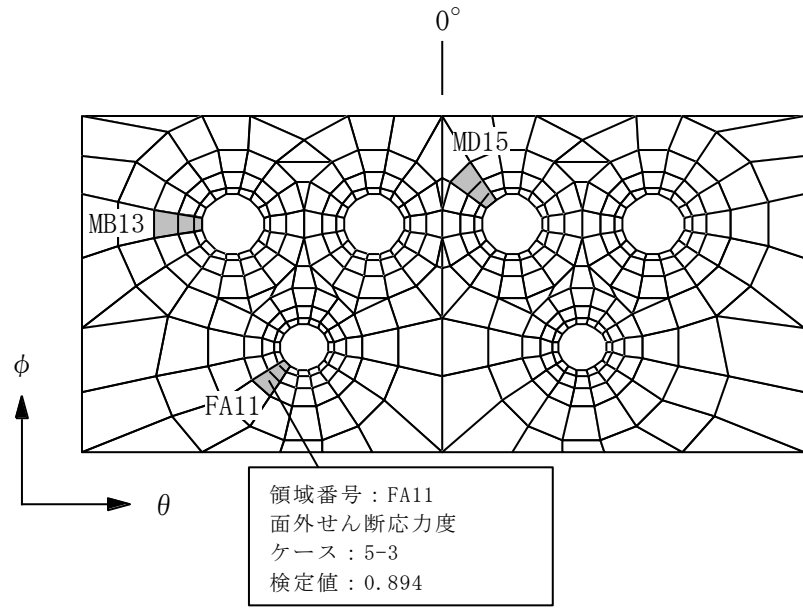
RCCV の耐震計算書の「6.1.2 貫通部の評価結果」における荷重状態Ⅳ及びⅤに対する貫通部の断面の評価のうち、膜力及び曲げモーメント並びに面外せん断力に対する断面の評価の検定値が最大となる領域及び断面の評価結果を図 2-1 に示す。

膜力及び曲げモーメントに対する断面の評価に用いるコンクリート及び鉄筋のひずみについては、材料の非線形特性を考慮して算定しているため、平均応力を用いず、各領域内で要素ごとに算定されたひずみの最大値を用いた評価を行っている。

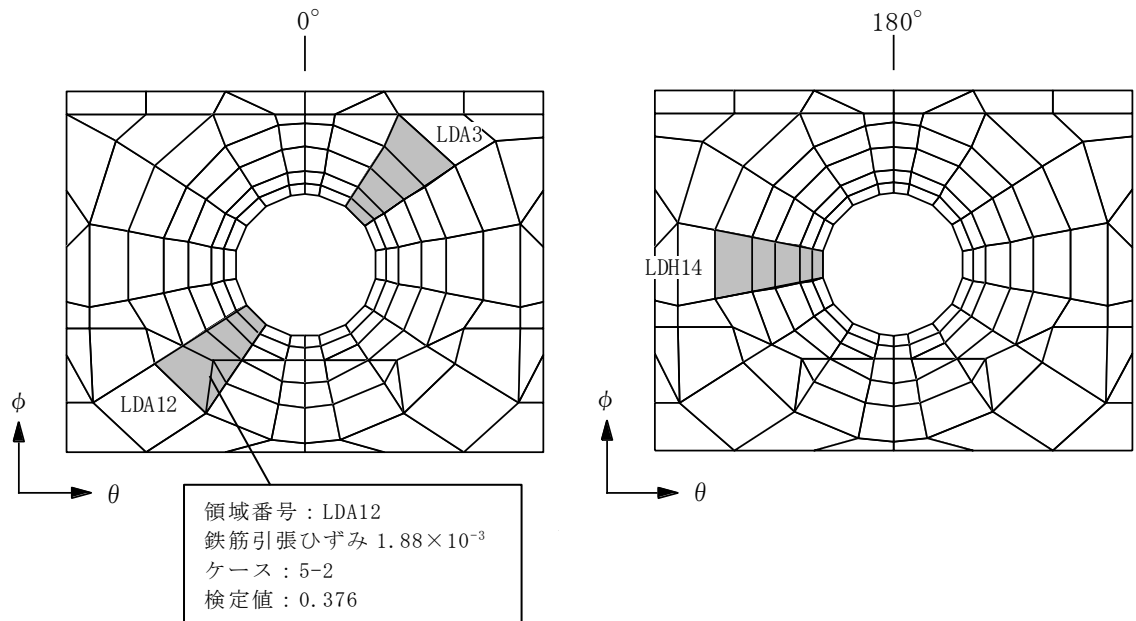
それに対して、面外せん断力に対する断面の評価に用いる面外せん断力については、弾塑性解析においても材料の非線形特性を考慮できないことから、平均応力を用いた断面の評価を行っている。

なお、応力解析モデルにおける開口の周辺は、シェル部厚の $1/2$ 程度以下の幅で詳細にモデル化している。このような場合には、開口の縁から適切な範囲での平均的な応力に対して構造の検討を実施することができると考えられる。

以上より、今回工認では荷重状態Ⅳ及びⅤに対する評価において弾塑性解析を採用しているものの、貫通部の断面の評価において CCV 規格における平均応力の規定を適用することは妥当である。



(a) 主蒸気配管及び給水配管開口



(b) 下部ドライウェルアクセストンネル開口

図 2-1 膜力及び曲げモーメント並びに面外せん断力に対する断面の評価の検定値が最大となる領域及び断面の評価結果 (荷重状態IV及びV)

3. まとめ

RCCV の貫通部の断面の評価において、弾塑性解析を用いた評価を行う場合に、CCV 規格に基づき平均応力の規定を適用することの妥当性を確認した。

別紙 8 重大事故等時の高温による剛性低下の考え方

目 次

1. 概要	別紙 8-1
2. 重大事故等時の高温による剛性低下の考え方	別紙 8-2
3. 先行審査実績との比較	別紙 8-4
4. まとめ	別紙 8-6

1. 概要

原子炉格納容器コンクリート部の応力解析について、V-2-9-2-1「原子炉格納容器コンクリート部の耐震性についての計算書」（以下「耐震計算書」という。）では、重大事故等時の高温による剛性低下を考慮していない。一方、V-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」（以下「強度計算書」という。）では、重大事故等時の高温による剛性低下を考慮している。本資料は、その考え方について示すものである。

2. 重大事故等時の高温による剛性低下の考え方

耐震計算書の「別紙 鉄筋コンクリート構造物の重大事故等時の高温による影響（原子炉格納容器コンクリート部）」において示しているとおり、重大事故等時の高温状態に対して鉄筋コンクリート構造物の強度及び剛性への影響が小さいことから、鉄筋コンクリート構造物においては剛性低下を考慮しないことを基本としている。

図2-1に重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化を示す。原子炉格納容器気相部の温度は一時的に200℃を超えるが、構造健全性評価上考慮すべき壁面の温度は最高で約165℃である。

耐震計算書における温度の考え方は、「工事計画に係る説明資料（耐震性に関する説明書）」のうち「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて」に示すとおり、事象発生後以降の最高となる壁面温度である約165℃を包絡する値として、限界圧力（0.62MPa）における飽和温度（約168℃）を考慮することとしている。

一方、強度計算書における温度の考え方は、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において示している。重大事故等時の原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能の確認を行うために、評価温度として設定しており、その温度は、産業界でシビアアクシデント時の原子炉格納容器の耐性の指標として用いられている200℃としている。この温度は、耐震計算書における温度の考え方を踏まえると、実現象を超えた保守的な設定値となっていると言える。

以上より、鉄筋コンクリート構造物においては剛性低下を考慮しないことが基本であるが、強度計算書においては、実現象を超えた評価温度として高い値を設定していることから、重大事故等時の温度影響を確認する観点から剛性低下を考慮することとしている。

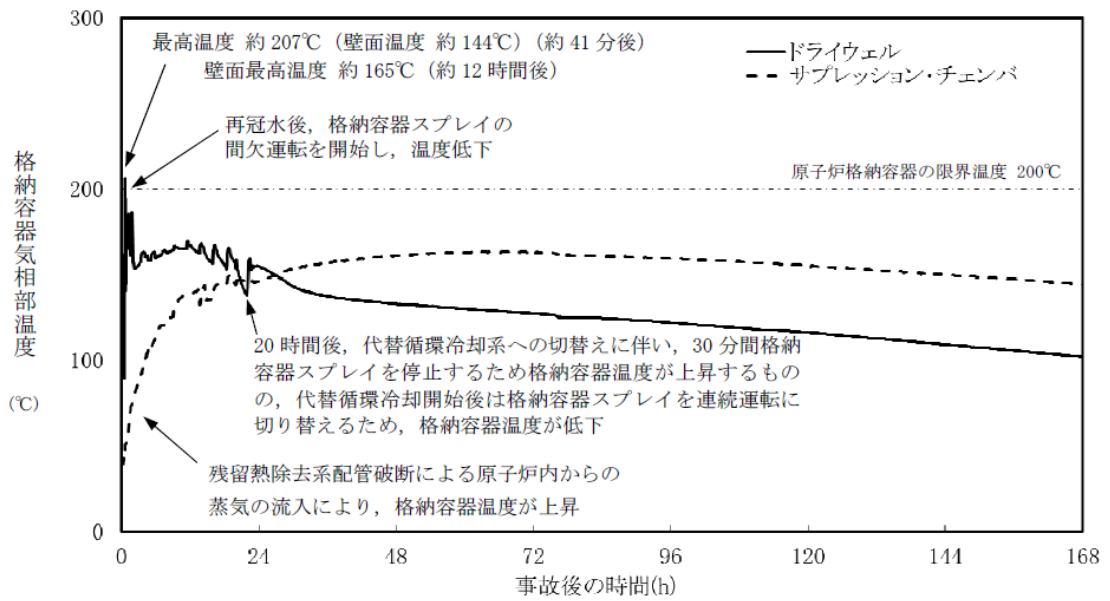


図 2-1 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化
(V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」より引用)

3. 先行審査実績との比較

耐震計算書及び強度計算書における重大事故等時の剛性低下についての先行審査実績との比較を表 3-1 に示す。なお、比較対象は、原子炉格納容器がコンクリート製原子炉格納容器である大飯 3/4 号と、BWR の最新審査実績である東海第二とした。

耐震計算書において剛性低下を考慮せず、強度計算書において剛性低下を考慮するという考え方は、柏崎刈羽 7 号と整合していることが確認できる。

表 3-1 先行審査実績との比較

		大飯 3/4 号	東海第二	柏崎刈羽 7 号
耐震計算書*1, *2	剛性低下の考慮	考慮していない	考慮していない	考慮していない
強度計算書*3, *4	剛性低下の考慮	考慮している	考慮している	考慮している
	原子炉格納容器内の 評価温度	200℃	200℃	200℃

注記*1：大飯 3/4 号については，資料 13-17-7-5-1「原子炉格納容器の耐震計算書(コンクリート部)」を指す。

*2：東海第二については，V-2-9-2-2「原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」を指す。

*3：大飯 3/4 号については，資料 36 別添 1「原子炉格納容器 重大事故等時の閉じ込め機能健全性について」を指す。大飯 3/4 号の資料 14-3-6「重大事故等クラス 2 容器の強度計算書」においては，資料 36 別添 1「原子炉格納容器 重大事故等時の閉じ込め機能健全性について」を引用している。

*4：東海第二については，V-3-9-1-1-7「原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」を指す。

注：大飯 3/4 号及び東海第二の欄の記載内容については，公開資料を基に解釈したものである。

4. まとめ

原子炉格納容器コンクリート部の応力解析について，重大事故等時の高温による剛性低下を，耐震計算書では考慮せず，強度計算書では考慮することの考え方を整理した上で，先行審査実績との整合性を確認した。