

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6
提出年月日	2020年6月22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 6 地震荷重の算定方法

目 次

1. 概要	別紙 6-1
2. 動的地震力の算定	別紙 6-2
2.1 上部構造物	別紙 6-6
2.1.1 動的水平地震力	別紙 6-6
2.1.2 動的鉛直地震力	別紙 6-13
2.2 基礎スラブ	別紙 6-14
2.2.1 動的水平地震力	別紙 6-14
2.2.2 動的鉛直地震力	別紙 6-20
3. 静的地震力の算定	別紙 6-22
4. 地震時土圧荷重の算定	別紙 6-23
4.1 算定方法	別紙 6-23
4.2 算定結果	別紙 6-25
5. 地震時配管荷重の算定	別紙 6-26

別紙 6-1 原子炉建屋の 3 次元 FEM モデルを用いたせん断力負担割合の検討

下線：今回ご提示資料

別紙 6-1 原子炉建屋の 3 次元 FEM モデルを用いた
せん断力負担割合の検討

目 次

1. 概要	別紙 6-1-1
2. 検討方針	別紙 6-1-2
3. 検討条件	別紙 6-1-3
3.1 モデル化の基本方針	別紙 6-1-3
3.2 せん断力負担割合の算出方針	別紙 6-1-6
4. 検討結果	別紙 6-1-8
5. まとめ	別紙 6-1-9

1. 概要

本資料は、原子炉建屋の外壁（以下「ボックス壁」という。）、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（以下「RCCV」という。）、RCCV とボックス壁の間の耐震壁（以下「中間壁」という。）及び補助壁が負担するせん断力の割合を、3次元 FEM を用いて確認した結果を示すものである。

なお、本検討は、原子炉建屋の高さ及び平面形状が共通であることを踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所 6 号機原子炉建屋を対象に実施したものである。

2. 検討方針

原子炉建屋の一層分を取り出した 3 次元 FEM モデルを用いて、上階の床スラブ位置に単位長さの強制変位を入力した際のボックス壁，RCCV，中間壁及び補助壁が負担するせん断力の割合を算定し，応力解析に用いているせん断力負担割合が妥当であることを確認する。

本検討においては，以下の理由により B3F を代表して検討を行う。

- ・地震応答解析で発生する層せん断力が最も大きく，RCCV 部のせん断力が最も大きくなる層である。
- ・中間壁は B3F の NS 方向及び EW 方向と B2F の NS 方向の一部のみに存在しており，ボックス壁，RCCV，中間壁及び補助壁へのせん断力の分配が網羅的に確認できる層である。
- ・一層分を取り出し，地震応答解析モデルと同様の床剛の仮定に基づき一様の強制変位を入力し各壁のせん断力負担割合を算定した場合，他の階でも同様の結果となることが予想される。

3. 検討条件

3.1 モデル化の基本方針

本検討では、3次元 FEM モデルを用いた弾性応力解析を実施する。

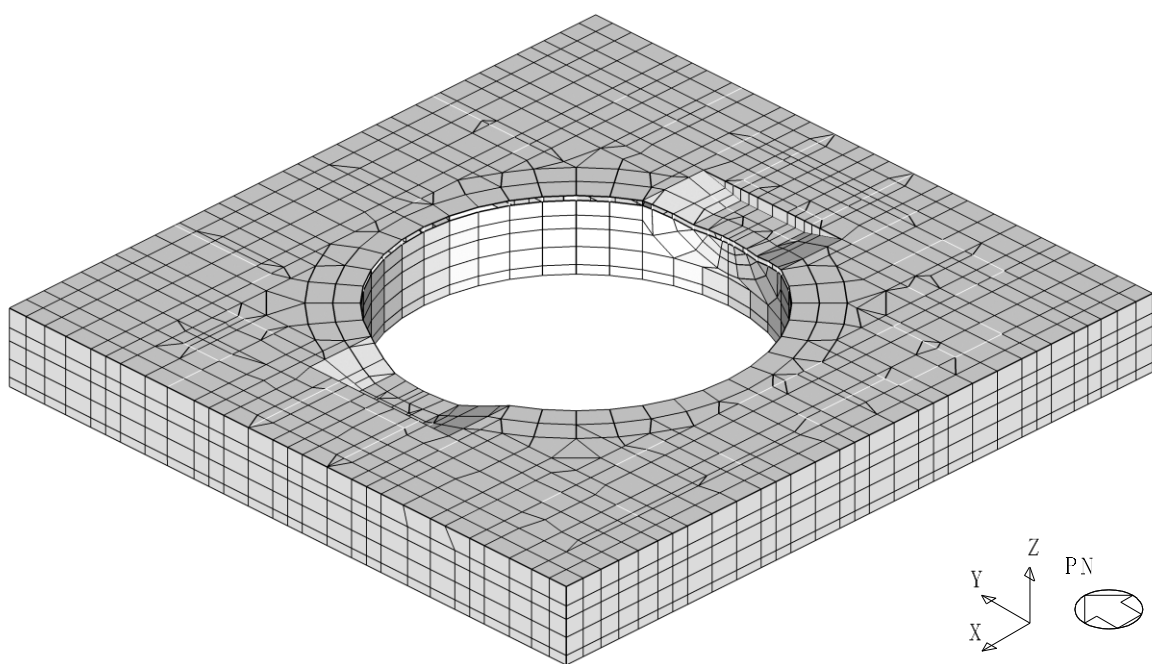
応力解析モデルは、原子炉建屋の B3F のボックス壁、RCCV、中間壁、補助壁及び B2F の床スラブを取り出したモデルである。

解析モデルに使用する FEM 要素は、シェル要素とする。使用する要素は四辺形及び三角形で、この要素は均質等方性材料によるシェル要素である。

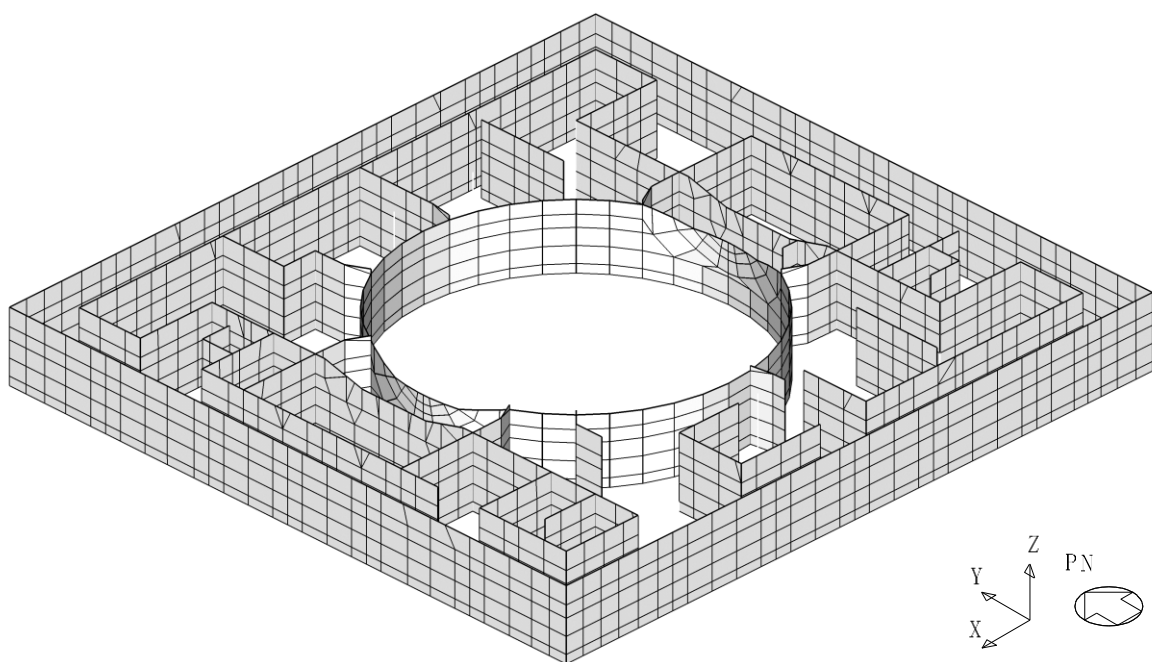
境界条件は、B3F の各壁脚部を固定条件とし、B2F の床スラブ全節点に NS 方向と EW 方向のそれぞれに単位長さの強制変位を与える。B2F の床スラブ全節点は、NS 方向と EW 方向の水平方向の強制変位以外の拘束は考慮せず、B2F 床スラブの面外剛性のみが壁部材の鉛直方向の変形を拘束する条件としている。

なお、基準地震動 S_s により各壁部材の剛性が低下することが考えられるが、外壁部及び RCCV 部が同様に剛性低下した場合、強制変位を与えた際の各壁のせん断力負担割合は剛性低下を考慮しない場合と変わらないことから、弾性応力解析を用いる。

3次元 FEM モデルを図 3-1 に、使用材料の物性値を表 3-1 に示す。



(a) モデル全体図 (南西面)



(b) モデル壁図 (南西面)

図 3-1 3次元 FEM モデル図

表 3-1 使用材料（コンクリート）の物性値

諸元	物性値
ヤング係数 (N/mm ²)	2.88×10 ⁴ *
ポアソン比	0.2

注記*：剛性はコンクリートの実強度（43.1N/mm²）に基づく。

3.2 せん断力負担割合の算出方針

3次元 FEM モデルの各壁脚部の反力値を、ボックス壁、RCCV、中間壁及び補助壁ごとに集計し、各壁の反力値の合計値に対する各壁の反力値の比率をせん断力の負担割合として算出する。

6号機原子炉建屋の B3F の各壁分類を図 3-2 に示す。

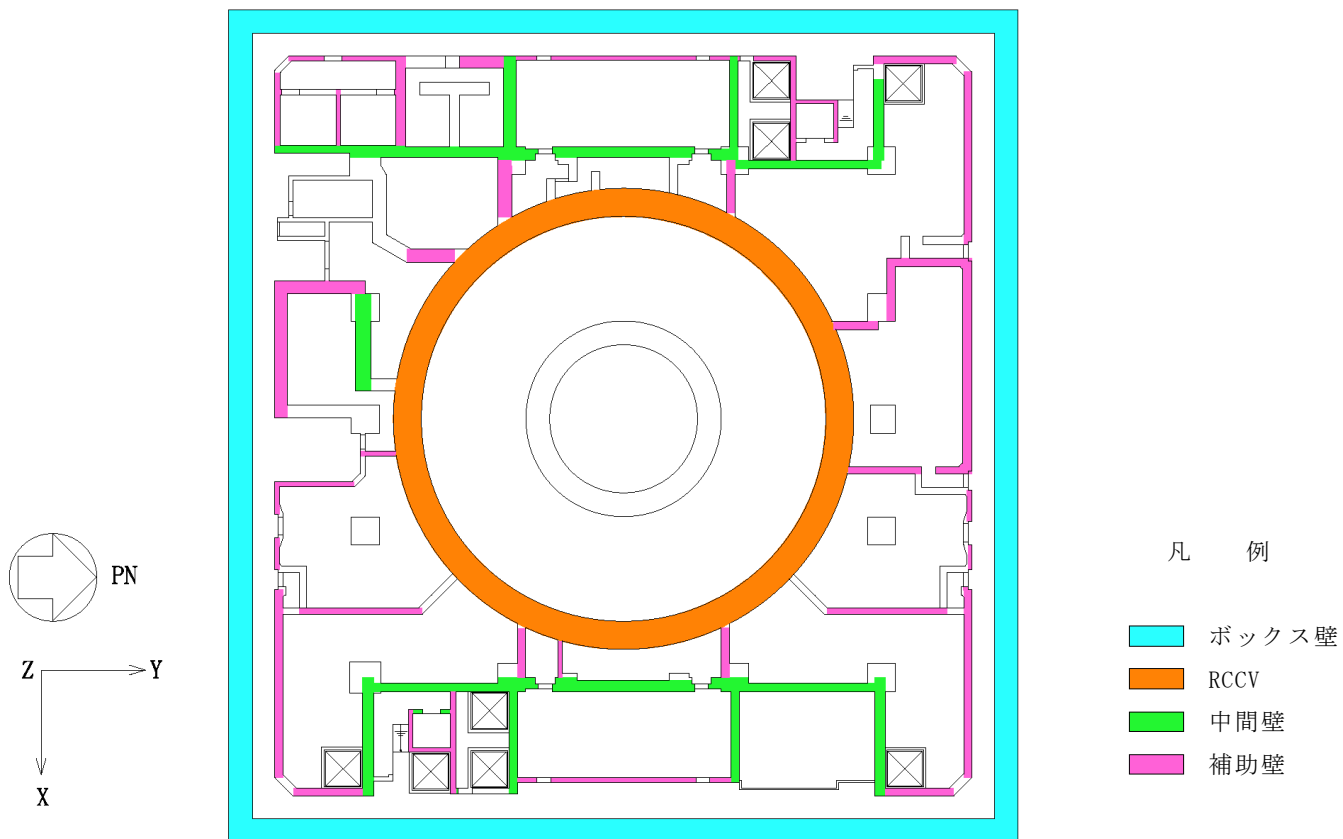


図 3-2 B3F の各壁の分類 (6号機原子炉建屋)

4. 検討結果

本検討によるせん断力負担割合（以下「3次元FEMせん断力負担割合」という。）を、別紙6「地震荷重の算定方法」の「2.1.1(1) 入力せん断力」の方法で算定したせん断力に基づくせん断力負担割合（以下「応力解析せん断力負担割合」という。）と比較して表4-1に示す。

3次元FEMせん断力負担割合は、応力解析せん断力負担割合と概ね同程度となっていることを確認した。

なお、表4-1に示す応力解析せん断力負担割合のうち、補助壁の負担割合は、せん断断面積比により算定した補助壁が負担するせん断力と、補助壁のせん断スケルトン曲線における第1折れ点のせん断耐力の90%のうち、小さい方のせん断力による負担割合を示している。

表4-1(a) 各壁せん断力負担割合 NS方向

	3次元FEM せん断力負担割合	応力解析 せん断力負担割合
ボックス壁	0.51	0.53
RCCV	0.24	0.24
中間壁	0.12	0.11
補助壁	0.13	0.12

表4-1(b) 各壁せん断力負担割合 EW方向

	3次元FEM せん断力負担割合	応力解析 せん断力負担割合
ボックス壁	0.53	0.54
RCCV	0.22	0.23
中間壁	0.08	0.10
補助壁	0.17	0.13

5. まとめ

3次元 FEM モデルを用いて算出したせん断力負担割合を，応力解析で用いているせん断力負担割合と比較し，応力解析に用いているせん断力負担割合が妥当であることを確認した。

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。

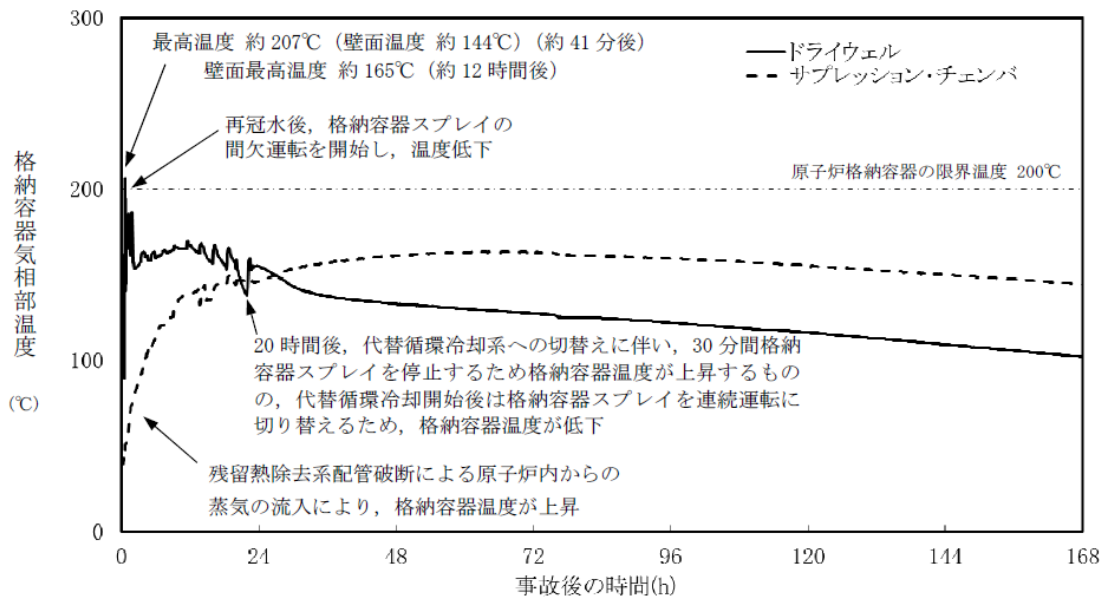


図 2-1 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化
(V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」より引用)

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。