

| | |
|-----------------------|---------------|
| 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料 | |
| 資料番号 | KK67-0100 改26 |
| 提出年月日 | 平成28年10月25日 |

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

地震による損傷の防止について
(補足説明資料)

平成28年10月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

- I. 耐震評価対象の網羅性，既工認との手法の相違点の整理について
 - I-1 耐震評価対象の網羅性について
 - 1. 申請施設の網羅性，代表性について
 - I-2 既工認との手法の相違点の整理について
 - 1. 建屋及び原子炉の地震応答解析モデルの詳細化について
 - 別紙1 原子炉建屋の地震応答解析におけるコンクリート実剛性の採用について
 - 別紙2 地震応答解析モデルにおける補助壁の評価方法について
 - 別紙3 建屋側面地盤回転ばねを考慮することの妥当性について
 - 別紙4 原子炉本体基礎の復元力特性について
 - 2. 既工認実績のない規格・手法の適用性について
 - 2-1 原子炉格納容器コンクリート部の応力解析における弾塑性解析の採用について
 - 2-2 土木構造物の解析手法および解析モデルの精緻化について
 - 2-3 使用済燃料貯蔵ラックの減衰定数について
 - 3. その他手法の相違点等について
 - 3-1 原子炉建屋屋根トラス及び排気筒の評価モデルについて
 - 3-2 機器・配管系の減衰定数について
 - 4. 機器・配管系の設備の既工認からの構造変更について
- II. 下位クラス施設の波及的影響の検討について
- III. 水平2方向及び鉛直方向の適切な組合せに関する検討について

下線部：今回ご提出資料

2-1 原子炉格納容器コンクリート部の
応力解析における弾塑性解析の採用について

目 次

| | |
|--------------------------------------|----|
| 1. 概要 | 1 |
| 2. 既工認モデルと今回工認で採用予定のモデルの差異について | 1 |
| 2. 1 原子炉格納容器の構造概要 | 1 |
| 2. 2 既工認モデルと今回工認で採用予定のモデルの差異について | 3 |
| 2. 3 既工認との差異についての考察 | 7 |
| 3. 弾塑性解析を採用する目的と論点について | 10 |
| 3. 1 弾塑性解析を採用することの目的 | 10 |
| 3. 2 弾塑性解析を採用するにあたっての論点 | 11 |
| 4. 材料構成則の適用性・妥当性について | 13 |
| 4. 1 コンクリート（引張側） | 13 |
| 4. 2 コンクリート（圧縮側） | 23 |
| 4. 3 鉄筋（圧縮側、引張側） | 23 |
| 5. 既往試験結果に基づく弾塑性応力解析の妥当性・適用性 | 26 |
| 5. 1 構造物全体を対象とした既往試験による弾塑性応力解析の妥当性確認 | 26 |
| 5. 2 今回工認における弾塑性解析手法の妥当性・適用性の確認 | 29 |
| 6. まとめ | 31 |

添付資料ー 1 有効性評価における RCCV 検討時の評価モデルとの差異について

添付資料ー 2 CCV 規格における許容限界設定の考え方について

添付資料ー 3 コンクリート引張側構成則に関する影響検討

添付資料ー 4 コンクリート圧縮側の応力歪み曲線の折れ線近似について

1. 概要

6号炉及び7号炉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、荷重状態IVにおける荷重組合せでは基本的に弾塑性解析を採用する予定である。本資料は、鉄筋コンクリート構造物の3次元弾塑性解析応力解析が先行電力を含めた既工認での採用事例がないことを踏まえ、その妥当性・適用性について説明するものである。

本資料では、まず既工認モデルと今回工認モデルの差異について整理・考察し、新手法としての妥当性を確認すべき項目として、弾塑性応力解析の採用のみが抽出されることを確認する。その上で、弾塑性解析を採用する際の論点を整理する。次に、抽出された論点に対して、既往の研究から得られた知見の整理を通して、その適用性又は妥当性について考察する。

2. 既工認モデルと今回工認で採用予定のモデルの差異について

2.1 原子炉格納容器の構造概要

RCCVの構造は6,7号炉ではほぼ同じであるため、構造概要については7号炉を代表として説明する。

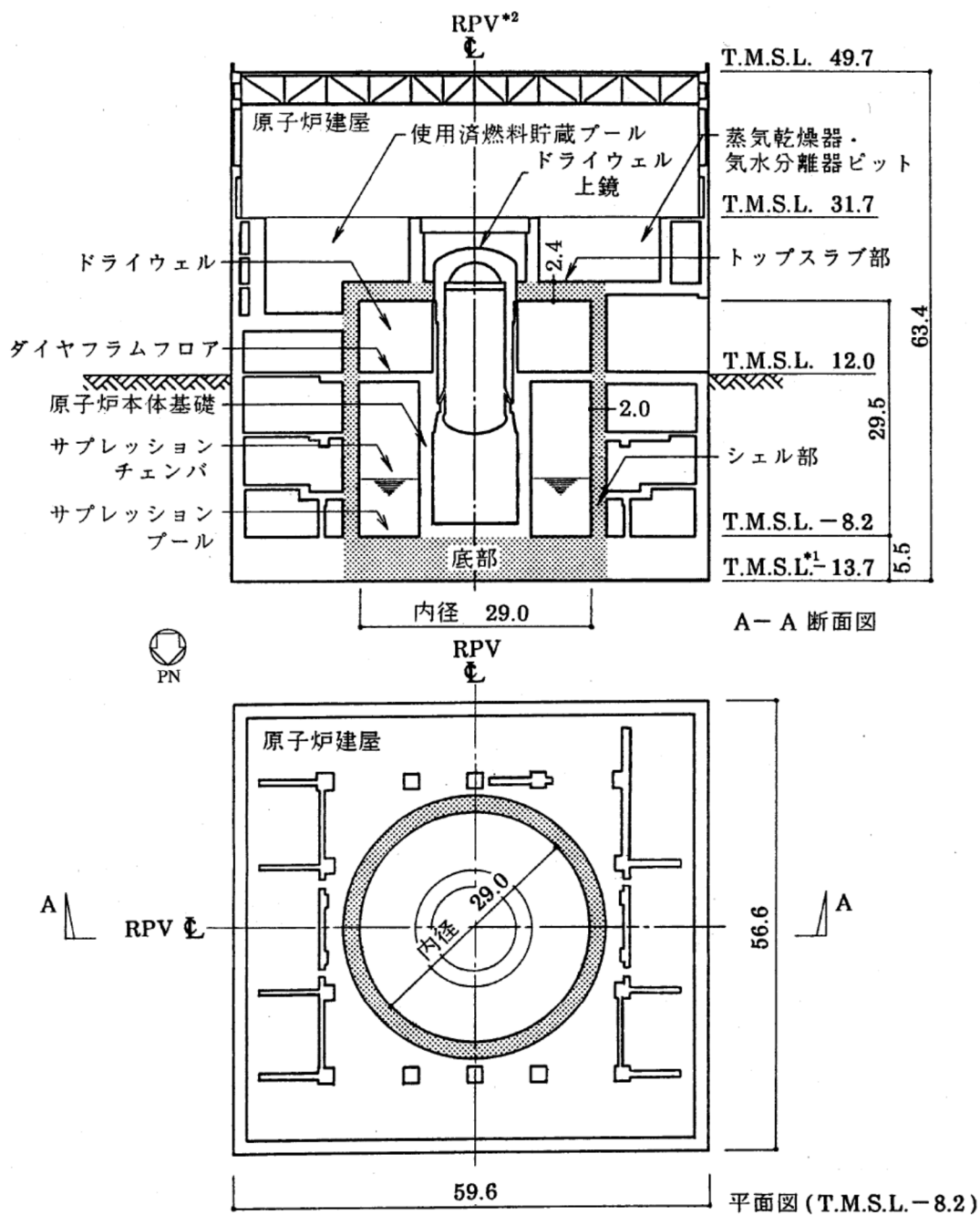
原子炉格納容器は、コンクリート部が耐圧、耐震およびしゃへいの機能を有し、コンクリート部に内張りした鋼板であるライナプレートが漏えい防止の機能を有する鉄筋コンクリート製原子炉格納容器である。

コンクリート部は、シェル部、トップスラブ部および底部から構成され、シェル部は、原子炉建屋の床と接合されている。また、トップスラブ部の一部は、使用済燃料貯蔵プール、蒸気乾燥器・気水分離器ピット等を兼ねる構造となっている。底部は、RCCVおよびこれを取り囲む原子炉建屋の共通の基礎となっている鉄筋コンクリート造の基礎スラブであり、平面の形状は、NS方向56.6m、EW方向59.6mの矩形である。

RCCVの内径は29.0m、底部上端からトップスラブ部下端までの高さは29.5m、ドライウエル上鏡を含めた全体高さは約36mである。RCCVの概要を図2-1に示す。

RCCVの内部は、ダイヤフラムフロアおよび原子炉本体基礎によりドライウエルとサブレーションチェンバに区分されている。

基礎スラブは、RCCVの底部となっている部分とそれ以外の部分より構成され、特にRCCV底部は、圧力バウンダリを構成するように設計されている。また、その上面には、漏えい防止の機能を有するライナプレートが設けられている。



注記 *1: 東京湾平均海面 (以下, 「T.M.S.L.」と略す。)

*2: 原子炉圧力容器 (以下, 「RPV」と略す。)

注: 部分は, 原子炉格納容器を示す。

(単位: m)

図 2-1 RCCV の概要 (7号炉の例)

2. 2 既工認モデルと今回工認で採用予定のモデルの差異について

まず、既工認で採用した RCCV の解析モデルと今回工認で採用する予定の解析モデルとの差異を整理し、論点となりうる項目を整理する。

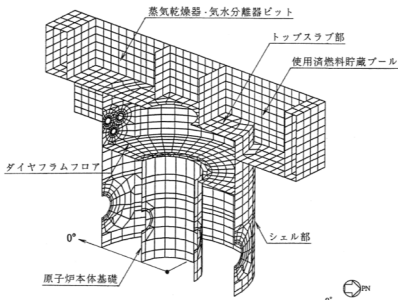
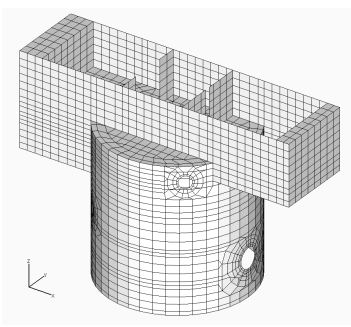
既工認における RCCV の解析モデルと今回工認で採用予定の解析モデルの比較表を表 2-1 に示す。また、今回工認で採用予定の解析モデルの境界条件、拘束条件を表 2-2 に示す。

表 2-1 で整理した通り、既工認と今回工認における解析モデルの差異としては、以下の 4 点が抽出された。

- (1) 既工認時に半割モデルとしていたものを全周モデルとしたこと
- (2) 弾塑性解析の解析では事象発生順に荷重を入力すること
- (3) 応力解析に弾塑性解析を採用すること
- (4) コンクリートの物性値（ヤング係数，ポアソン比）

なお、上記は今回工認の耐震設計で用いる評価モデルと既工認の耐震設計の評価モデルとの差異を整理した結果であるが、今回工認の重大事故評価で採用予定の RCCV の評価モデルについても、既往の有効性評価時の検討（200°C2Pd 条件時の RCCV 構造健全性評価）で用いた RCCV の評価モデルから一部モデルを見直す予定である。そこで、有効性評価時と工認時のモデル化の差異及び差異が既往の有効性評価時の解析結果に与える影響について検討を実施した。その結果を添付資料-1 に示す。

表 2-1 応力解析モデル及び手法の比較 (RCCV)

| 項目 | 内容 | 既工認時 | 今回工認時 |
|-------|---------|--|---|
| 解析手法 | | ・ 3次元 FEM モデルを用いた応力解析 | ・ 同左 |
| 解析コード | | ・ NASTRAN | ・ NASTRAN (弾性解析 ^{※1}) ・ ABAQUS (弾塑性解析 ^{※2}) |
| 解析手順 | | ・ 同時に荷重を組合せる (弾性解析) | ・ 同時に荷重を組合せる (弾性解析) ・ 事象発生順に荷重を入力する (弾塑性解析) |
| モデル化 | モデル化範囲 | ・ 構造が東西軸に対してほぼ対称であることを踏まえ北半分の 180° のみをモデル化 (半割モデル) | ・ 360° 全周をモデル化 |
| | メッシュサイズ | ・ モデル全体で概ね 1~2m 程度 (開口周辺等はさらに細分割) | ・ 同左 |
| | 要素タイプ | シェル要素：シェル部, トップスラブ部 ROD 要素, BAR 要素：境界条件の設定に使用 | ・ 同左 |
| 要素分割 | | シェル要素：シェル部, トップスラブ部 ROD 要素, BAR 要素：境界条件の設定に使用 | ・ 同左 |
| 材料物性 | | ・ コンクリートのヤング係数 $E=2.7 \times 10^6 \text{t/m}^2$ ・ コンクリートのポアソン比 $\nu=0.167$ ・ コンクリートの線膨張係数 $\alpha=1.0 \times 10^{-5}/^\circ\text{C}$ | ・ コンクリートのヤング係数 $E=2.88 \times 10^4 \text{N/mm}^2$ ^{※3} ・ コンクリートのポアソン比 $\nu=0.2$ ^{※4} ・ コンクリートの線膨張係数 $\alpha=1.0 \times 10^{-5}/^\circ\text{C}$ (変更無し) |
| 評価方法 | 応力解析 | 荷重状態 I ~ IV：弾性応力解析 | 荷重状態 IV：弾塑性応力解析 荷重状態 I ~ III：弾性応力解析 |
| | 許容限界 | ・ 部材に発生する応力・ひずみが許容限界を超えないことを確認 ^{※5} | ・ 同左 ^{※5} |
| モデル図 | |  |  |

※1, 2：荷重状態 I ~ III に対しては弾性解析を実施する。荷重状態 I ~ III については、RCCV の挙動を弾性範囲内に収めるという設計思想に基づき設計が行われており、許容値も弾性範囲内とされていることから既工認時と同様に弾性解析を実施することとし、荷重状態 IV については、評価基準値が塑性化を許容した終局強度設計を行って

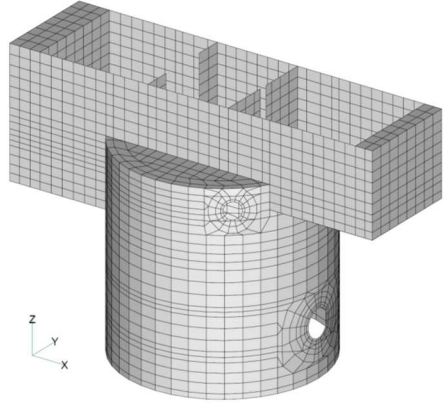
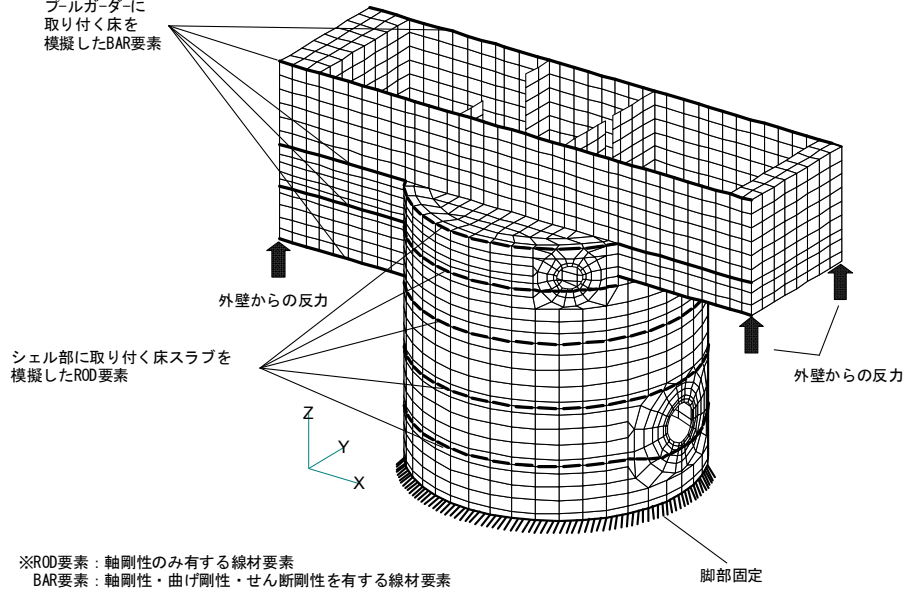
おり、許容値も塑性化を考慮した数値となっていることから、弾塑性解析を実施することとした。

※3：コンクリートのヤング係数としては、RCCVが原子炉建屋の躯体の一部であることを鑑み、地震応答解析モデルで採用する数値（実剛性）を準用する方針である。これは設定したコンクリート強度を用いて、日本建築学会「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-1999」による計算式により算定した数値であるが、CCV規格においても、解析に用いる材料定数として、同計算式を用いることとされており、また、応力評価に用いるコンクリート強度としては、既工認と同様に設計基準強度を採用する方針である。

※4：適用規準を日本建築学会「原子炉施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」（2005）に見直したことによる。

※5：許容限界については、既工認時：通商産業省告示452号「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準」、今回工認：「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 JSME S NE1-2003」に基づき設定しているが、数値は同じである。荷重状態Ⅳ（ S_s （既工認時は S_2 ）を含む荷重組合せ等）の場合は、鉄筋：5000 μ 、コンクリート：3000 μ という鉄筋及びコンクリートの非線形化を許容するような許容限界となっているが、この数値が設定された経緯及び考え方について整理した結果を添付資料-2に示す。

表 2-2 RCCV の応力解析におけるモデル化、境界条件、拘束条件

| モデル概要 | 境界条件、拘束条件 |
|--|--|
| <p>○モデル化範囲 使用済燃料プール、蒸気乾燥器・気水分離器ピット及びダイヤフラムを含めて 360° モデル化</p> | <p>基礎スラブ及び床との境界条件</p> <p>基礎スラブとシェル部とは固定とし、シェル部及びプールガードに取り付く床スラブはそれぞれ梁要素 (ROD 要素・BAR 要素*) としてモデル化</p> |
| <p>○使用要素 シェル要素, ROD 要素, BAR 要素</p>  <p style="text-align: center;">応力解析モデル</p> |  <p>プルガードに取り付く床を模擬したBAR要素</p> <p>外壁からの反力</p> <p>シェル部に取り付く床スラブを模擬したROD要素</p> <p>外壁からの反力</p> <p>脚部固定</p> <p>※ROD要素：軸剛性のみ有する線材要素 BAR要素：軸剛性・曲げ剛性・せん断剛性を有する線材要素</p> <p style="text-align: center;">基礎スラブ及び床スラブとの境界</p> |

2. 3 既工認との差異についての考察

(1) 応力解析に弾塑性解析を採用することについて

弾塑性応力解析については、基準地震動 S_s による地震動の増大に伴い、原子炉建屋の鉄筋コンクリート構造全体としての挙動が弾塑性領域に入ると考えられることに加えて **CCV 規格** における許容限界が鉄筋コンクリートの塑性域のひずみであることを踏まえて、その塑性域の挙動を適切に評価するために採用するものである。ただし、先行電力を含めた既工認で採用された事例がなく、手法自体の変更となることから解析結果に与える影響も大きいと判断し、以降でその詳細について分析・検討し、今回工認で新手法として採用することの妥当性を確認することとする。なお、弾塑性解析の採用にあたって解析コードとして **ABAQUS** を採用しているが、汎用の有限要素解析コードであり、コンクリート製格納容器を含む鉄筋コンクリート構造物に対する既往知見もあること（詳細は、本資料「4. 材料構成則の適用性・妥当性について (2) 解析プログラム「ABAQUS」を用いた検討例」を参照）から、ここでは論点として取り上げないこととする。なお、今回工認では、添付資料として「計算機プログラム（解析コード）の概要」を添付し、その妥当性を説明する予定である。

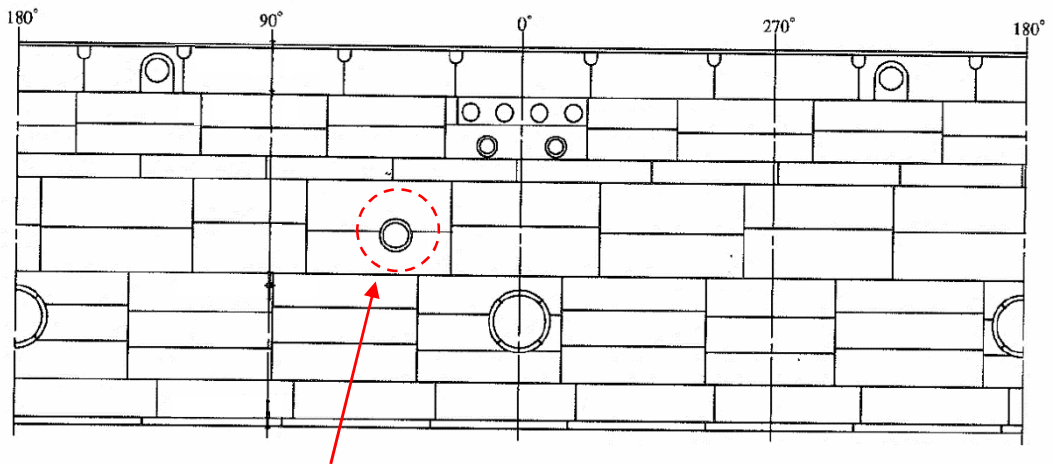
(2) 弾塑性解析の解析で事象発生順に荷重を入力することについて

弾性応力解析においては、一般に荷重の組合せ順序が解析結果に影響することはない。しかし、弾塑性応力解析についてはコンクリートや鉄筋が弾塑性領域に入った場合、荷重を入力する順序が解析結果に若干影響する。したがって、今回工認で実施する弾塑性解析においては、実際に事象の発生する順序で荷重を入力することで、実現象を捉える解析を行なう。例えば荷重状態Ⅳの荷重組合せでは、死荷重および活荷重や、運転時圧力等の常時荷重を先に入力し、次に地震荷重、地震時配管荷重等の地震発生時の荷重を入力する。これは実際の発生事象の順序を正確に評価した解析を実施するためであることから、本変更点については、特に論点としては扱わないこととする。

(3) 既工認時に半割モデルとしていたものを全周モデルとしたことについて

既工認で使用した半割モデルは、**RCCV** が東西軸に対してほぼ対称な構造となっていることを踏まえ、建設当時の計算機速度等を考慮して作成したものであり、北半分のみをモデル化している。また、その妥当性については、建設当時実施した構造実験のシミュレーション解析を行うことにより確認しているものである。ただし、**RCCV** は完全な対称構造ではなく、図 2-2 に示す通り、**シェル部**の開口部に差異があり、この開口部周辺の評価を正確に行うためには、全周モデルとし解析することが望ましいと考えられる。

現在の計算機速度等を踏まえると、全周モデルにより解析を実施することが可能であることから、今回工認で採用予定の解析モデルでは、弾性解析、弾塑性解析共に全周モデルを採用することとした。これは非対称条件をより正確に評価するための変更であることから、本変更点については、論点としては扱わないこととする。



非対称となる開口部

RCCV 外周展開図

図 2-2 RCCV シェル部の開口部の非対称性

(4) コンクリートの物性値（ヤング係数，ポアソン比）

コンクリートの物性値のうち，ヤング係数については，原子炉建屋の動解モデルで使用する物性値と整合の取れた値（実剛性）を採用する予定である。実剛性の設定値の妥当性については，原子炉建屋の動解モデルの審査における論点となっており，動的解析モデルの審査の中で妥当性を説明している。また，応力評価に用いるコンクリート強度としては設計基準強度を採用する方針である。

一方，ポアソン比の変更については適用規準を日本建築学会「原子炉施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」（2005）に見直したことによるものであり，同様の変更については先行審査でも認可実績があり，論点とはならないと考えている。

以上のことから，コンクリートの物性値の変更については，本資料における論点としては取り扱わないこととする。

3. 弾塑性解析を採用することの目的と論点について

3. 1 弾塑性解析を採用することの目的

弾性解析と弾塑性解析の応答性状の違いを示した概念図を図 3-1 に示す。弾性解析は、どれだけ入力が大きくなっても初期の剛性が維持され続けるという仮定での解析を実施することとなるので、入力レベルが小さい場合は実現象を精度良く再現することが出来るが、入力の増大により挙動が弾塑性領域に入るような場合、部材の塑性化により剛性が低下する現象を模擬できない。そのため、実挙動が弾塑性に入る場合に弾性解析を用いると、応力を過大に評価し、ひずみ（変形量）は過小に評価することとなる。この傾向は入力が大きくなればなるほど、より顕著になると考えられる。

今回工認では、基準地震動 S_s による地震動の増大に伴い、原子炉建屋の鉄筋コンクリート構造全体としての挙動が弾塑性領域に入ると考えられることから、入力レベルに応じた構造物の挙動を適切に評価することを目的として弾塑性解析を採用することが必要であると判断した。

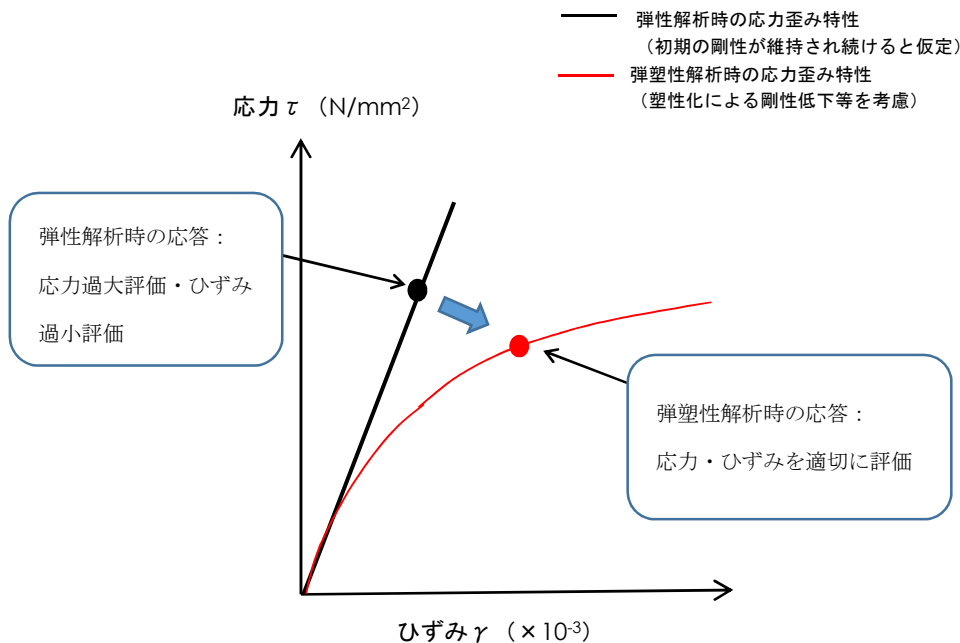


図 3-1 弾性解析と弾塑性解析の違い（概念図）

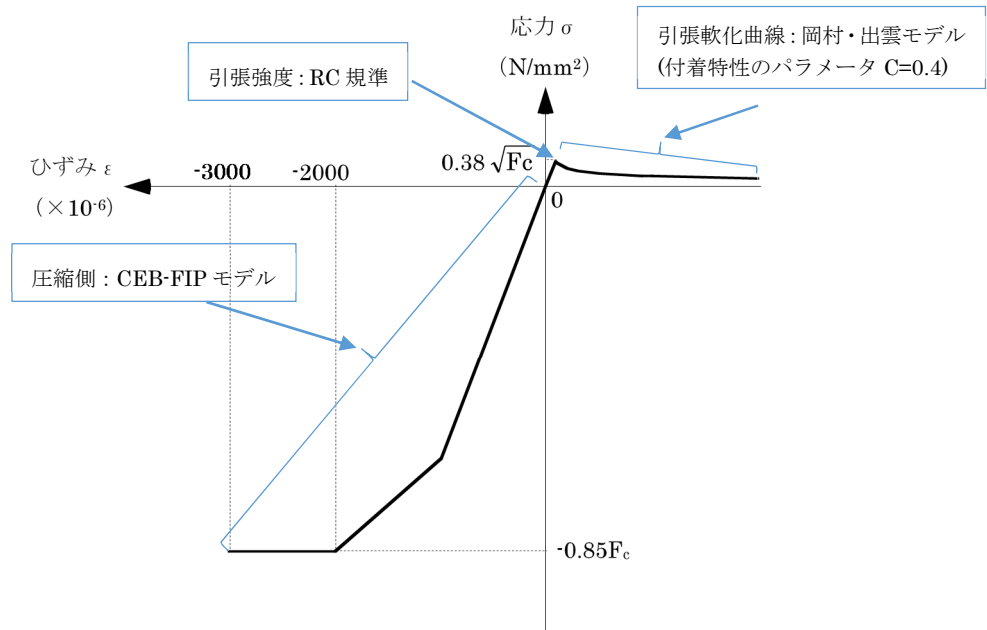
3. 2 弾塑性解析を採用するにあたっての論点

3. 1で説明したとおり、RCCVの応力解析に弾塑性解析を取り入れることによる利点としては、既工認で採用していた弾性解析では表現出来ないような大入力時の弾塑性挙動を評価できることにある。弾塑性挙動を適切に評価するにあたっては、弾塑性領域を含めた鉄筋及びコンクリートの材料構成則（材料の応力とひずみの関係をモデル化したもの）を適切に設定し解析を実施する必要があると考えられる。

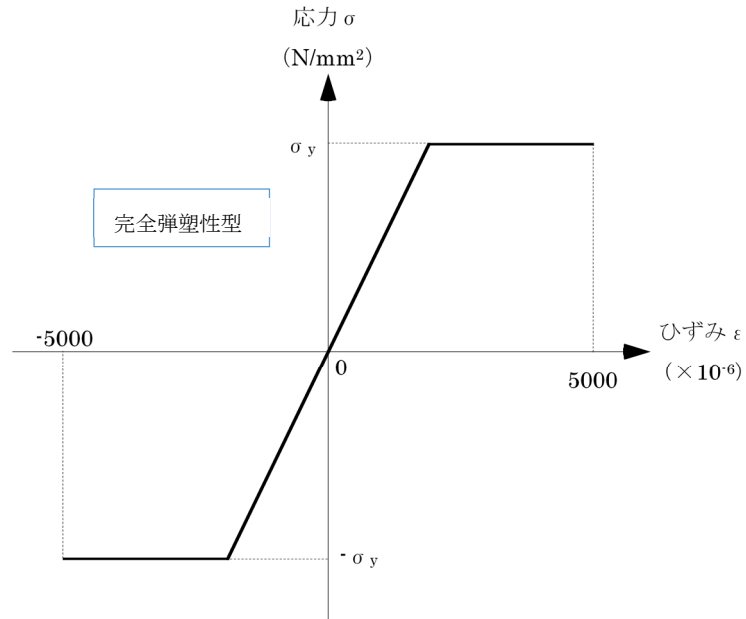
今回の工認で採用予定の材料構成則を図3-2に示す。ここで、コンクリート（圧縮側）はCEB-FIP^[1]モデル、コンクリート（引張側）はRC規準^[2]（ひび割れ点の評価）と岡村・出雲モデル^[3]（ひび割れ点以降の引張軟化曲線）、鉄筋（圧縮・引張側）は完全弾塑性型を用いているが、弾塑性挙動へ与える影響が大きいため、その設定の妥当性・適用性については十分に確認する必要があると判断し、「材料構成則の設定の妥当性」を弾塑性解析採用にあたっての論点として位置づけ、その妥当性・適用性を検討することとした。

なお、コンクリートの構成則の設定において、初期剛性については実剛性、最大応力を決める際のコンクリート強度（図3-2における $0.38\sqrt{F_c}$ 及び $0.85F_c$ の F_c の値）としては設計基準強度を採用する方針である。

また、材料構成則を適切に設定することに加え、弾塑性応力解析のもつ不確実性を踏まえ、構造物全体を対象とした実証的な試験データにより、今回工認で採用する弾塑性解析手法の妥当性・適用性についても併せて確認することとした。



(a) コンクリートの応力-ひずみ関係



(b) 鉄筋の応力-ひずみ関係

F_c : コンクリートの設計基準強度, σ_y : 鉄筋の降伏強度

図 3-2 採用予定の材料構成則

4. 材料構成則の適用性・妥当性について

RCCV の応力解析では、基準地震動 S_s による外力の増大に伴い、鉄筋コンクリート部材の塑性化が想定されることから、鉄筋コンクリートの弾塑性挙動を踏まえた適切な評価を実施するために弾塑性解析を採用する予定である。その中でも適用した材料構成則が弾塑性挙動に直結する項目であることから、弾塑性解析を採用する上での論点として位置づけ、以下で設定にあたって適用した文献の内容を整理し、その妥当性・適用性を検討する。

4.1 コンクリート（引張側）

コンクリートの引張側の材料構成則のうち、ひび割れが発生するまでのコンクリートの剛性は圧縮側の初期剛性と同様の値とし、引張強度については、RC 規準²⁾における曲げひび割れ時のコンクリート引張強度に関する記載である(4.1)式を参考に、その下限値を設定している。なお、RC 規準は、既工認でも適用実績のある規格規準である。また、今回の検討では保守的に引張強度の下限値を参照し、コンクリート引張側のエネルギー消費を低く見積もることにより鉄筋の引張側の負担が増えるように配慮しており、十分に保守的な設定であると考えられる。

$${}_c\sigma_t = (0.38 \sim 0.75)\sqrt{\sigma_b} \quad (4.1)$$

${}_c\sigma_t$: コンクリートの引張強度

σ_b : コンクリートの圧縮強度

また、ひび割れ発生後は応力再配分により力の大部分は鉄筋が負担することとなるものの、実現象としては、鉄筋とコンクリート間の付着によりひび割れ後のコンクリートも構造全体に生じる応力の一部を負担することから、ひび割れ後の性状を考慮するために、ひび割れ点以降のコンクリートの構成則として引張軟化曲線を定義している。引張軟化曲線としては、弾塑性解析で使用する計算機コード(ABAQUS)で、各種実験結果との対応が良いことが確認されている岡村・出雲モデル³⁾を採用する予定である。

岡村・出雲モデルは、既往文献における知見を参照して設定した項目であり、先行審査を含めた既工認で適用実績が無いため、以下で、モデルの概要（モデルが提唱された論文における妥当性検証の内容含む）について整理した上で、既往の検討例を整理することにより RCCV の弾塑性応力解析への適用性を検討する。

なお、コンクリートの引張側構成則については、設定値が解析結果に与える影響を確認するための検討を実施している。検討結果については、添付資料-3 に示す。

(1) 岡村・出雲モデルの概要

岡村・出雲モデルは、文献³⁾に示されるコンクリートの引張軟化曲線であり、ひび割れた鉄筋コンクリートの引張軟化曲線を評価する際に設定する。鉄筋に関係なく、ひびわれ後のコンクリートの平均応力-平均ひずみの関係を与えているのが特徴であり、下記の式により表現される。

$$\frac{\sigma_t}{f_t} = \left(\frac{\varepsilon_{cr}}{\varepsilon_t} \right)^c \quad (4.2)$$

σ_t : ひびわれと直角方向のコンクリートの平均引張応力

f_t : 2 軸応力下のコンクリートの引張強度

ε_{cr} : ひびわれ発生時の平均引張ひずみ

ε_t : ひびわれと直角方向の平均引張ひずみ

c : 付着性状を表すパラメータ

本モデルの妥当性については、原論文においても既往の実験結果との比較により検証されているため、以下ではその概要について記載する。

原論文では、(4.2)式を用いることで既往の実験（Collins-Vecchio の実験⁴⁾、森田・角の実験⁵⁾）から求められたコンクリートの平均応力-平均ひずみ曲線をほぼ再現できることを確認している（図 4-1）。ここで、付着性状を表すパラメータ c としては、鉄筋として溶接された金網を用いた Collins-Vecchio の実験⁴⁾では $c=0.2$ 、異形鉄筋を用いた森田・角の実験⁵⁾は $c=0.4$ が採用されている。なお、今回工認の RCCV の応力解析モデルでは、RCCV で用いている鉄筋が異形鉄筋であることを踏まえ、 $c=0.4$ を採用している。後述する財団法人原子力発電技術機構の原子炉格納容器信頼性実証事業における解析例でも $c=0.4$ が採用されている。

また、ひび割れ後のコンクリートの構成則として(4.2)式を用いた検討を実施し、既往の実験時の挙動を再現できるかを確認している。ここでは、既往の実験（Collins-Vecchio の実験⁴⁾及び青柳・山田の実験⁶⁾）からコンクリートの引張剛性の影響を受ける供試体を選定し、鉄筋コンクリート部材の挙動（せん断ひずみ、鉄筋のひずみ）が実験値とよく一致する結果となることを確認している（図 4-2）。このことから岡村・出雲モデルがひび割れ後の挙動をよく表現できるモデルであるとしている。

なお、青柳・山田の実験⁶⁾については、コンクリートの主引張応力の作用する方向と鉄筋応力の作用する方向が異なる場合の検証例として取り上げられており、提唱するモデルがコンクリートの主引張応力と鉄筋応力の作用方向が一致しない平面応力場にも適用できるかという観点で実験値と解析を比較している。降伏応力や最大応力については概ね対応が良い結果となっているとしており、コンクリートの主引張応力と鉄筋応力の作用方向が一致しない平面応力場にも適用できるとされている。

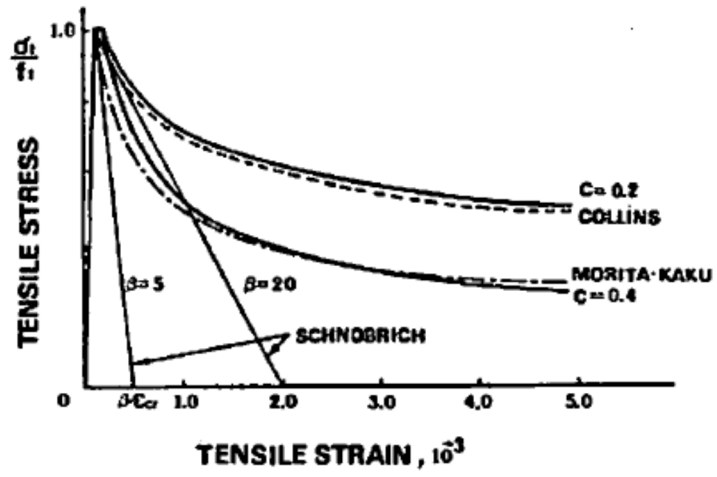


図 4-1 岡村・出雲モデルと他のモデルとの比較 ([3]より引用)

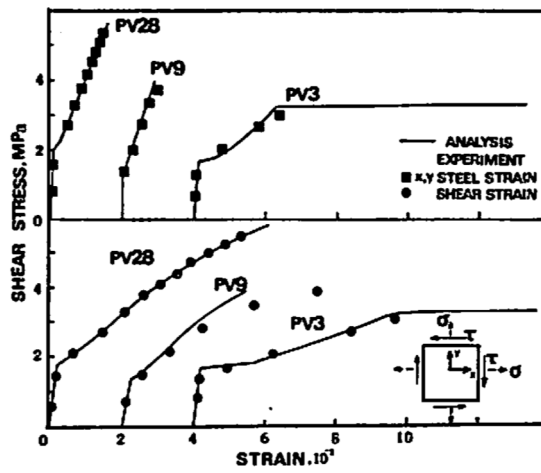


図 4-2 コンクリート引張剛性モデルの検証結果 ([3]より引用)

(2) 解析プログラム「ABAQUS」を用いた検討例

a) 日本建築学会「コンクリート系構造の部材解析モデルと設計への応用」での検討例

日本建築学会「コンクリート系構造の部材解析モデルと設計への応用」^[7]には、RCCV の応力解析でも用いる予定の解析プログラム「ABAQUS」を使用した解析例が示されている。

ここでもコンクリートの引張軟化曲線として岡村・出雲モデルを用いた検討例が示されており、既往の試験結果と解析結果との対応が良好であることが確認されている。

本文献においては、簡易要素ベンチマークテスト、梁せん断試験、床曲げ試験の検討例が示されている。以下にその概要を述べる。

簡易ベンチマークテストについては、文献^[8]での検討内容を参照している。これは、既往の無筋コンクリートの直接せん断試験結果（前述の青柳・山田の実験）をもとに ABAQUS で用いる塑性損傷モデルに係るパラメータについて、パラメータスタディを実施したものである。ここでの検討の結論として、コンクリートの引張軟化曲線は、岡村・出雲モデルを用いることで実験結果との対応が良好とされている（図 4-3）。

梁せん断破壊試験については、既往の文献^[9]に示される試験体を模擬して、試験体中央部に鉛直方向単調荷重を変位制御で載荷する静的漸増非線形解析を実施し、ABAQUS で用いる塑性損傷モデルに係るパラメータを検討したものである（図 4-4）。ここでの検討の結論としても、コンクリートの引張軟化曲線は、岡村・出雲モデルを用いた検討ケースが文献における実験結果との対応が良好とされている。

鉄筋コンクリート床の曲げ破壊試験については、既往の文献^[10]に示される試験体を模擬し、荷重積載部に鉛直方向単位荷重を変位制御で載荷する静的漸増非線形解析を実施し、ABAQUS で用いる塑性損傷モデルに係るパラメータを検討したものである（図 4-5）。ここでの検討の結論としても、コンクリートの引張軟化曲線は、岡村・出雲モデルを用いた検討ケースが文献における実験結果との対応が良好とされている。

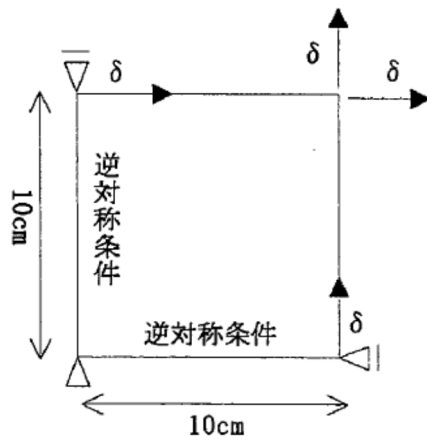
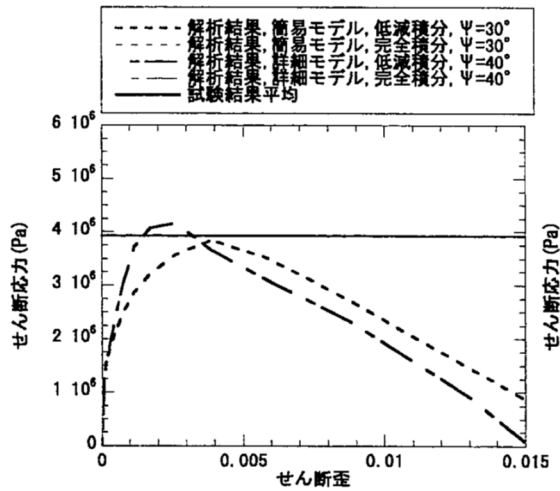


図-4.3.7 無筋コンクリート1要素
モデル (1/4 対称, 厚さ 1cm)



(a) 平面 (シェル) 要素

せん断応力-せん断ひずみ関係

図 4-3 簡易要素ベンチマークテストに基づく検証結果 ([7]より引用)

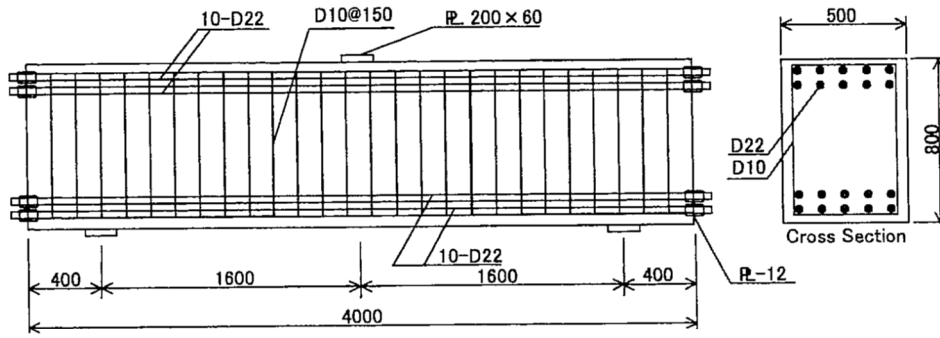


図-4.3.9 試験体諸元 (単位: mm)

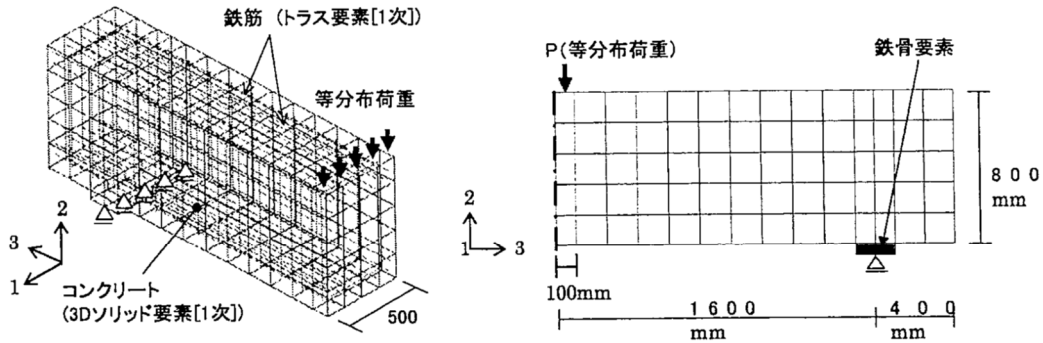


図-4.3.10 解析モデル

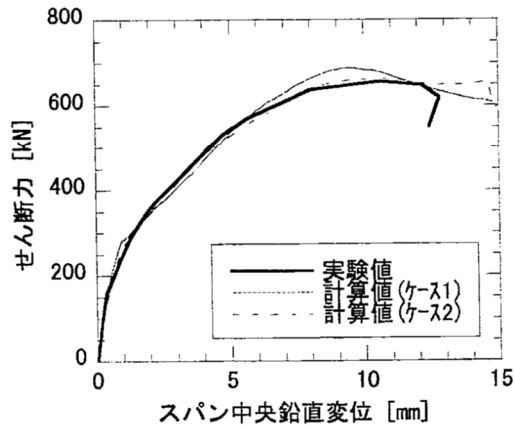


図-4.3.11 セン断力-スパン中央鉛直変位関係

図 4-4 梁せん断破壊試験に基づく検証結果 ([7]より引用)

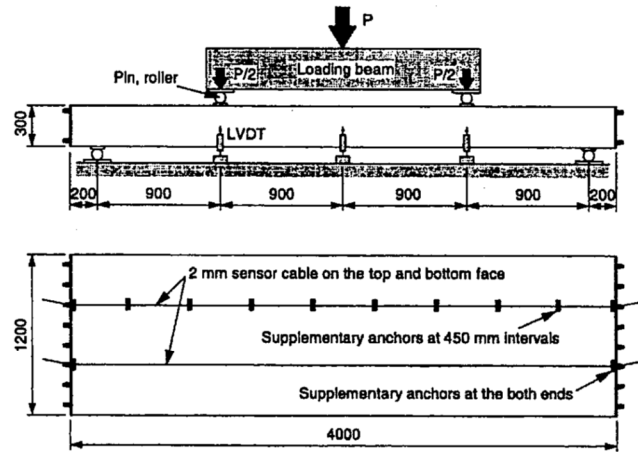


図-4.3.12 試験体諸元

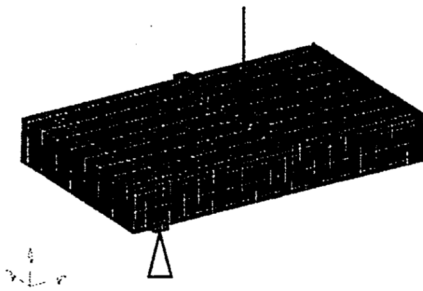


図-4.3.13 解析モデル

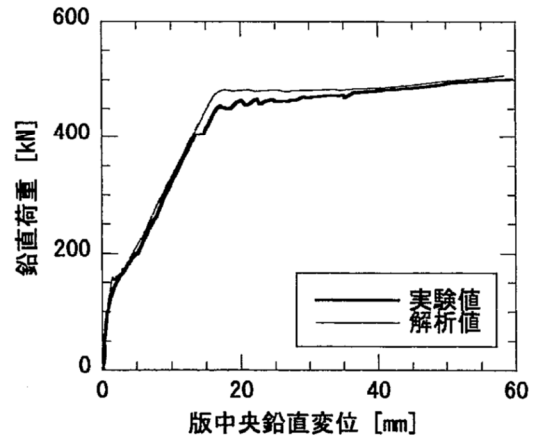


図-4.3.14 鉛直荷重—版中央鉛直変位関係

図 4-5 鉄筋コンクリートの曲げ破壊試験に基づく検証結果 ([7]より引用)

b) 原子炉格納容器信頼性実証事業における検討例

財団法人原子力発電技術機構が実施した原子炉格納容器信頼性実証事業^[11]においても、基礎要素特性試験（二軸引張基礎要素特性試験）の結果を用いて、ABAQUSによる検討を実施しており、そこで得られた知見として、コンクリートの構成則特性については、出雲式が実験との整合が良いと記載されている。試験及び解析の概要を以下に示す。

基礎要素特性試験は、RCCVの限界挙動を評価する解析モデルの妥当性検証を主たる目的として実施されたものであり、RCCVにおいて想定される破損部位とモードを踏まえて試験内容が設定されている。RCCVの破壊想定部位及びモードは図4-6に示す通りとしており、この内、局部的な損傷が大きくなる領域（円筒壁脚部：面外せん断、面外曲げ、大開口部：引張、トップスラブ開口部：円周方向引張曲げ、トップスラブ隅角部：面外せん断、面外曲げ）に対しては、部分詳細モデルを用いた解析を実施し、特に、円筒壁における大開口部周りでは、開口部周りの厚板部と薄板の接合部等の開口部を構成する補強部材等の影響で、ライナにひずみ集中が発生することが想定された。このため、開口部及び周囲の鉄筋コンクリート/ライナ性状を模擬した2軸引張試験が実施されることとなったものである。

試験ではRCCVの開口部及び周囲の鉄筋コンクリート/ライナ性状を模擬した試験体（ライナ有り・無し）の2種類の試験体）を直角2方向に引張加力し、その構造的挙動を確認している。試験体の材料（鉄筋、コンクリート）は実機と同等のものを用いており、配筋についても実機をできる限り忠実にモデル化している。試験体の縮尺は、ライナの破損を評価するためにはできるだけ大きな縮尺が望ましいとして、1/2倍としている。試験体形状及び加力装置を図4-7に示す。

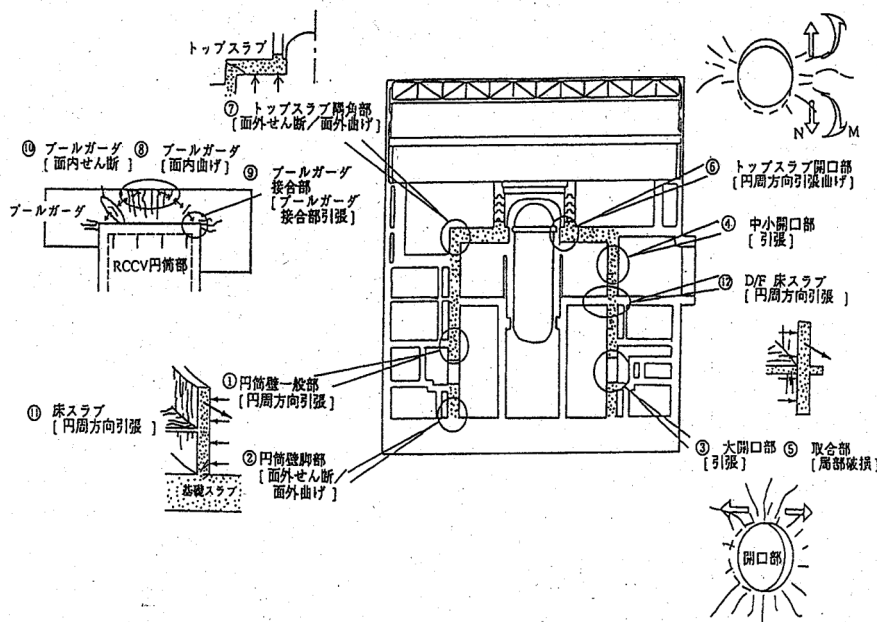
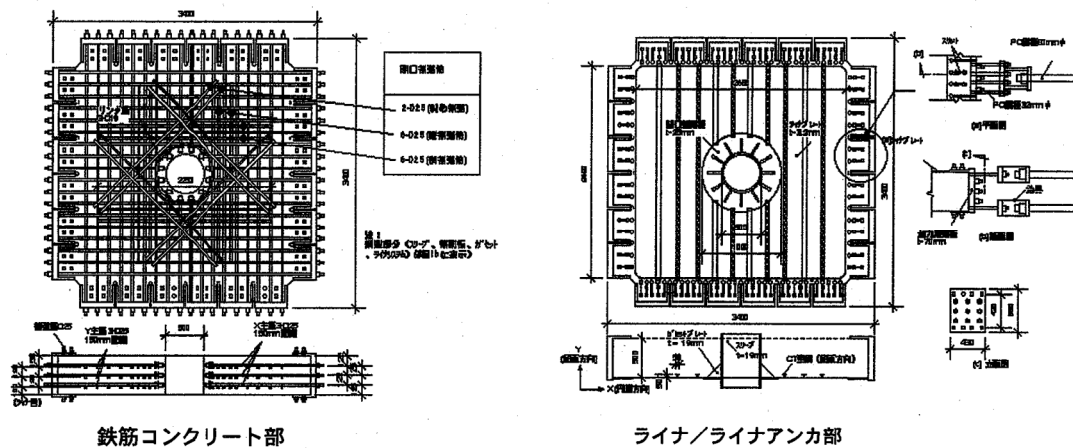
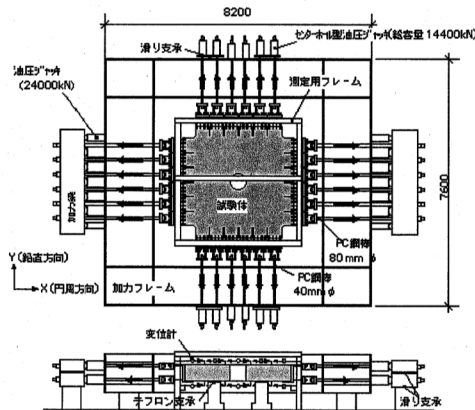


図 4-6 RCCV の破損想定部位とモード ([11]より抜粋)



試験体形状



試験装置

図 4-7 二軸引張基礎要素特性試験の試験体及び試験装置 ([11]より抜粋)

実験結果を踏まえた解析としては、荷重分布・材料物性・構成則・要素の種類（シェル要素，ソリッド要素）・ライナアンカのモデル化が及ぼす影響について検討が行われている。シェル要素での検討は、解析コード LASHET(清水建設（株）所有)，ソリッド要素での検討では、解析コードとして ABAQUS が使用されている。

ソリッド要素モデルは、開口部周りや円筒部脚部，トップスラブ隅角部を対象とする解析に用いられており，検討にあたっては，図 4-8 に示す通り，ライナ無しの RC のみのモデルとライナ有りのモデルが作成されている。ライナ無しのモデルはコンクリートの引張強度とテンションステイフニング特性（引張軟化曲線）をパラメータとして解析し，シェル要素モデルと解析精度の比較が行われている。

この解析から得られた知見のうち，コンクリート構成則特性については，出雲式(岡村・出雲モデル)が実験との整合が良いとされている。

なお，NUPEC による解析において，岡村・出雲モデル適用時の付着性状を表すパラメータは，岡村・出雲モデルの原論文で異形鉄筋に対する適用性が確認されている $c=0.4$ が使用されている。

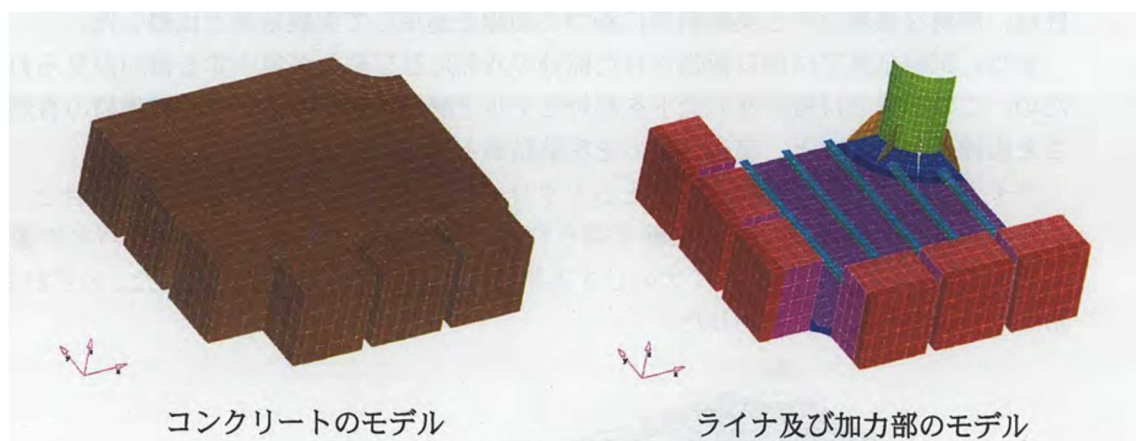


図 4-8 ソリッド要素による解析モデル ([11]より抜粋)

(3) 岡村・出雲モデルの RCCV 応力解析への適用性について

岡村・出雲モデルは、提案時より既往の複数の実験結果を用いて妥当性が十分に検証されていること、また、今回使用する解析プログラム「ABAQUS」を用いた検討例でも RCCV 実機を想定した試験体を含めた各種実験結果との対応が良好とされていることから、3次元 FEM モデルによる弾塑性応力解析を実施する際のコンクリート（引張側）の構成則（引張軟化曲線）として、採用することは妥当であると考えている。

4.2 コンクリート(圧縮側)

コンクリートの圧縮応力度とひずみの関係は、「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 JSME S NE1-2003」(以下、CCV 規格という)の図 CVE3511.2-1 を参考にした上で、パラボラ型の応力歪み曲線を想定するにあたって標準的な CEB-FIP Model code⁹⁾に基づき設定している。

CEB-FIP Model code¹⁾におけるコンクリート(圧縮側)の構成則は以下の(4.3)式により規定されている。なお、(4.3)式に基づく場合、6, 7号炉のコンクリート圧縮強度は 50MPa(N/mm²)以下であるため、終局ひずみは 0.0035 となるが、CCV 規格における終局ひずみは 0.003 であるため RCCV の応力解析で用いるのは 0.003 までの範囲内とする。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_{cd} &= 0.85f_{cd} \left[2 \left(\frac{\varepsilon_c}{\varepsilon_{c1}} \right) - \left(\frac{\varepsilon_c}{\varepsilon_{c1}} \right)^2 \right] && (\varepsilon_c < \varepsilon_{c1} \text{ の場合}) \\ \sigma_{cd} &= 0.85f_{cd} && (\varepsilon_{c1} \leq \varepsilon_c \leq \varepsilon_{cu} \text{ の場合}) \\ \sigma_{cd} &= 0 && (\varepsilon_{cu} < \varepsilon_c \text{ の場合}) \end{aligned} \right\} \quad (4.3)$$

ここで、 $\varepsilon_{c1} = 0.002$,

$\varepsilon_{cu} = 0.0035$ ($f_{ck} \leq 50\text{MPa}$ の場合) ,

$\varepsilon_{cu} = 0.0035 \left(\frac{50}{f_{ck}} \right)$ ($50\text{MPa} \leq f_{ck} \leq 80\text{MPa}$ の場合) とする。

σ_{cd} :コンクリートの応力, ε_c :コンクリートのひずみ, ε_{cu} :コンクリートの終局ひずみ f_{cd} , f_{ck} :コンクリート圧縮強度

既工認において、荷重状態IVに対する RCCV の応力解析は弾性解析であったが、応力解析から求まる応力(膜力、曲げモーメント等)をもとにコンクリートの圧縮ひずみを算定する際、パラボラ型の応力歪み曲線を仮定している。既工認「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」から関連箇所の抜粋を図 4-9 及び図 4-10 に示す。ここで設定したパラボラ型の応力歪み曲線は、今回と同様に CEB-FIP Model Code に基づき設定している。なお、既工認と今回工認で参照した CEB FIP Model Code は同じものであるものの、前掲した図 3-2 に示したとおり、今回工認では折れ線近似している。折れ線近似することの考え方は添付資料-4 に示す。

以上のことから、コンクリートの圧縮側の弾塑性特性については、CEB-FIP Model Code⁹⁾に基づき設定することは妥当であると考えている。

4.3 鉄筋(引張側, 圧縮側)

鉄筋の非線形特性については、CCV 規格(CVE-3511.2 の記載)に基づき完全弾塑性型として設定している。

既工認において、荷重状態IVに対する RCCV の応力解析は弾性解析であったが、応力解析から求まる応力をもとに鉄筋の圧縮及び引張ひずみを算定する際、完全弾塑性型を仮定している。既工認「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」から関連箇所の抜粋を図 4-9 及び図 4-10 に示す。

以上のことから、3次元 FEM モデルによる弾塑性応力解析を実施する際の鉄筋(引張側, 圧縮側)の材料構成則として、採用することは妥当であると考えている。

(b) 荷重状態Ⅳ

荷重状態Ⅳにおいて生ずる膜力及び曲げ応力によるひずみは次による。

・ コンクリートの圧縮ひずみが、0.003を超えないことを確認する。

・ 鉄筋の引張ひずみ及び圧縮ひずみが、0.005を超えないことを確認する。

・ コンクリート及び鉄筋のひずみは、次により算定する。

イ. ひずみは、中立軸からの距離に比例する。

ロ. コンクリートの圧縮応力度とひずみの関係は放物線とし、
コンクリートの最大圧縮応力度は、コンクリートの設計基準強度の0.85倍の値(280kg/cm²)とする。

ハ. コンクリートの引張強度は無視する。

ニ. 鉄筋の応力度とひずみの関係は完全弾塑性型とし、鉄筋の最大引張応力度及び最大圧縮応力度は、表2-3に示す鉄筋の許容応力度であって荷重状態Ⅲの値とする。

この場合、膜力は、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲと同様に等価膜力を用いる。

図5-9に断面内応力度分布の概念図を示す。

図 4-9 既工認からの抜粋 (RCCV シェル部の検討を例示)

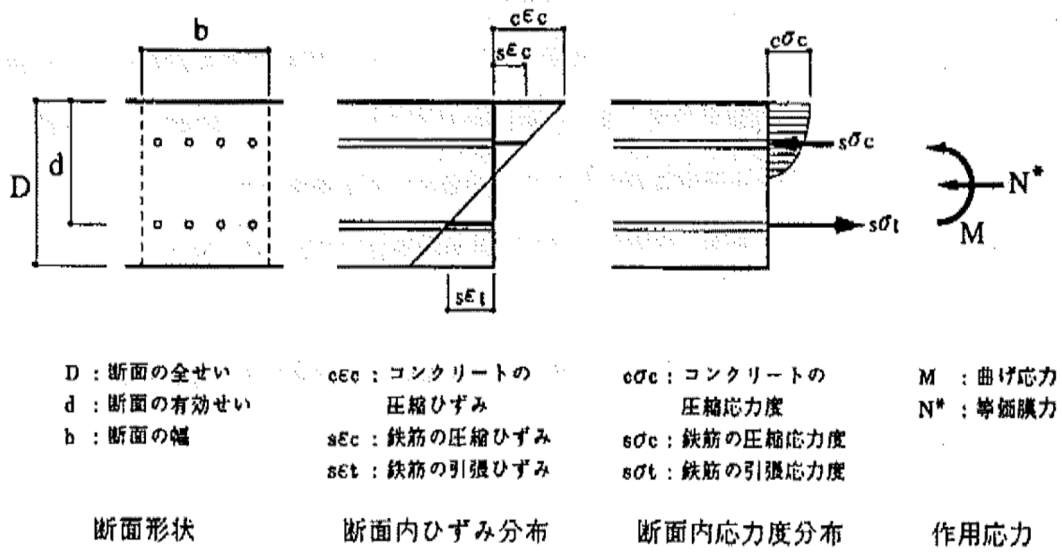


図5-9 シェル部断面内応力度分布概念図(荷重状態Ⅳ)

図 4-10 既工認からの抜粋 (RCCV シェル部断面内応力度分布概念図を例示)

5. 既往試験結果に基づく弾塑性応力解析の妥当性・適用性

弾塑性応力解析手法が有する不確かさを踏まえ、既往知見（試験及びシミュレーション解析）について整理した上で、これらの試験における解析結果と今回工認で採用予定の RCCV の解析条件について比較することにより、RCCV に対して弾塑性応力解析を適用することの妥当性・適用性を確認する。

検討に用いる既往知見としては、財団法人 原子力発電技術機構（NUPEC）の原子炉格納容器信頼性実証事業において実施された、プレストレストコンクリート製格納容器（以下、PCCV とする）の耐圧実証試験^[11]を選定した。PCCV 耐圧実証試験は、対象が PCCV であるものの、1/4 縮小の格納容器全体を対象とした試験であり、今回工認で採用予定の解析コード（ABAQUS）によるシミュレーション解析を実施していることから参照することとしている。

5. 1 構造物全体を対象とした既往試験による弾塑性応力解析の妥当性確認

財団法人 原子力発電技術機構による原子炉格納容器信頼性実証事業の中で行なわれた構造挙動試験のうち、PCCV に関して、試験および解析評価の概要について以下で整理する。本試験では PCCV プラント構造を対象にシビアアクシデント時のアクシデントマネジメント（以下、AM とする）条件下での格納容器の躯体限界圧挙動および漏えい挙動を評価するために実験的実証および構造限界圧挙動解析モデル化技術の精度向上が検討されている。

試験にあたっては、PCCV 構造の 1/4 縮尺モデルを制作し、常温で高圧窒素ガスを準静的に注入することにより、躯体限界圧挙動およびライナの限界圧時の漏えい挙動を実験的に把握することを目的として試験が行われている。試験体の形状および主要諸元を図 5-1 に示す。縮尺 1/4 の本試験体は、基礎板、円筒胴部、ドーム部より構成されている。

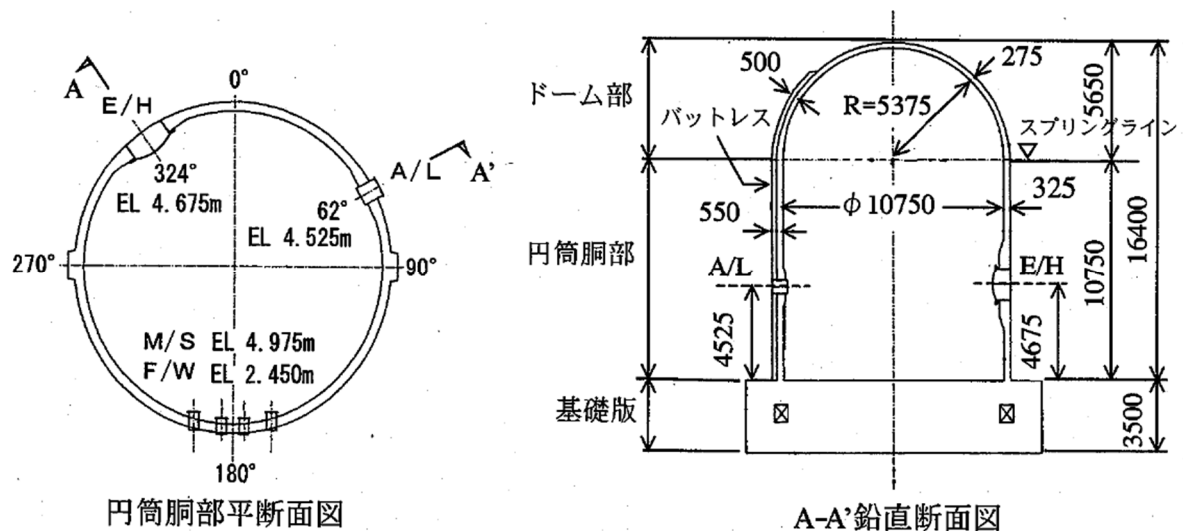


図 5-1 試験体外形図と主要諸元（[11]より引用）

限界圧構造挙動試験（LST）では、SA 時の AM 条件下での格納容器の躯体限界圧挙動を評価することを目的として、最大で 3.3Pd まで加圧されている。限界圧構造挙動試験（LST）に対しては、格納容器の半径方向および頂部鉛直方向の変形に着目して試験結果と解析結果の比較を行っており、解析モデルとしては、図 5-2 に示すようなシェル要素モデルが使用されている。構造物全体に対する解析で使用する解析コードとしては、ABAQUS と FINAL が使用されているが、以下では ABAQUS に着目する。

コンクリート・ライナは積層シェル要素、鉄筋は積層シェル内に鉄筋層、テンドンについては要素軸方向の剛性のみ有する梁要素としてモデル化されている。図 5-3 にシミュレーション解析結果（内圧－変位関係）を示す。実験と解析による载荷挙動を比較すると、ABAQUS による解析で対象範囲としている最大圧力に至るまでの試験結果の変位挙動が良好に模擬されており、適正な材料構成則を使う限りはほぼ妥当な評価ができ、実機の評価において ABAQUS を適用することは妥当であるとされている。

以上より、解析条件を適切に設定することにより、弾塑性応力解析で妥当な結果が得られることが確認できる。

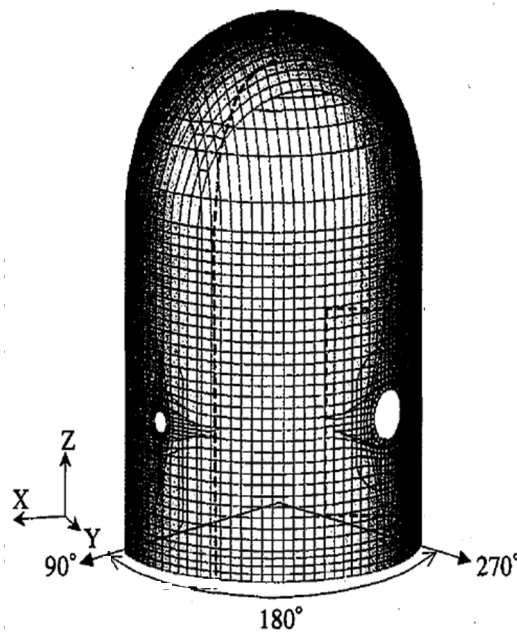


図 5-2 全体解析モデル（[11] より引用）

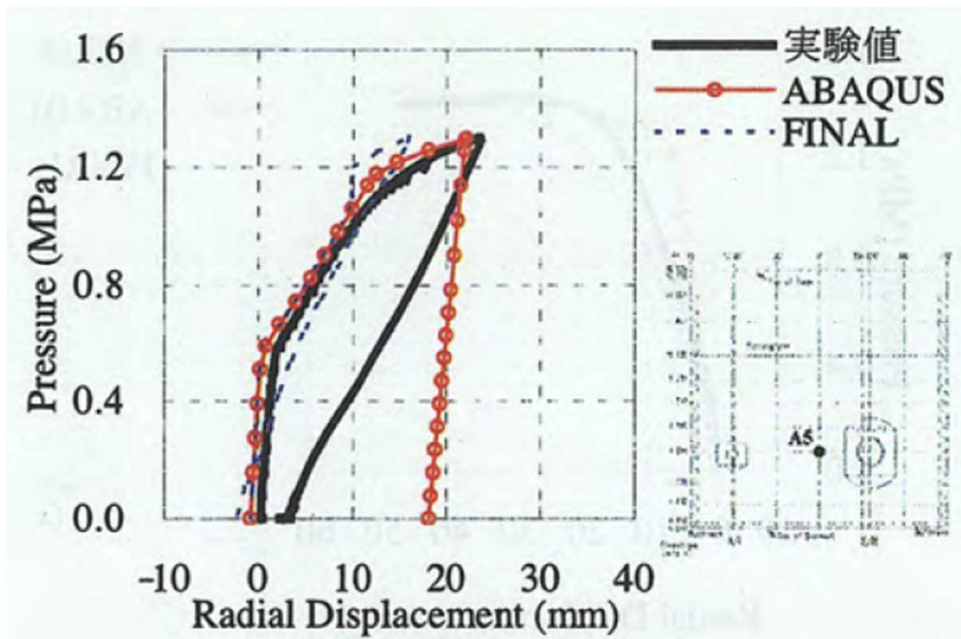


図 5-3 内圧—半径方向変位関係 ([11] より引用)

5. 2 今回工認における弾塑性解析手法の妥当性・適用性の確認

今回工認と 5.1 で整理した限界圧構造挙動試験（LST）における弾塑性解析手法の比較結果を表 5-1 に示す。これより、モデル化、解析手法、解析コード、材料構成則について今回工認と限界圧構造挙動試験（LST）の解析手法に大きな差異は無く、同様の弾塑性解析手法であることが確認できる。

構造物全体を対象とした試験のシミュレーション解析により妥当性が確認されている弾塑性解析の諸条件と今回工認で採用する予定の解析条件について比較した結果、設定条件や手法に有意な差が無いことが確認出来たことから、今回工認で採用する予定の弾塑性解析手法は妥当であり、また、参照した試験が構造物全体を模擬した縮小試験体によるものであることから、同様の弾塑性解析手法を RCCV 全体を対象とした弾塑性解析に適用することは可能であると考えられる。

以上より、RCCV に対して弾塑性応力解析を適用することの妥当性・適用性を確認した。

表 5-1 今回工認と限界圧構造挙動試験 (LST) における弾塑性解析手法の差異

| 項目 | | KK67RCCV(今回工認) | 限界圧構造挙動試験 (LST) | 差異の考察 | |
|-------|---------|--|-------------------------------------|-------------------------------------|------------------------|
| モデル化 | メッシュサイズ | モデル全体で概ね 1~2m 程度 (開口周辺等はさらに細分割) | モデル全体で概ね 0.38m 程度 (開口周辺等はさらに細分割) | LST 試験体は 1 / 4 縮尺であり、円周方向の分割数としては同等 | |
| | 要素タイプ | シェル要素：シェル部，トップスラブ部 ROD 要素，BAR 要素：境界条件の設定に使用 | シェル要素：円筒胴部，ドーム部 梁要素：テンドン | 格納容器構造の違いによる差異であり、論点として扱う必要なし | |
| 解析手法 | | ・3次元 FEM モデルを用いた応力解析 | 同左 | — | |
| 解析コード | | ・ABAQUS (弾塑性解析) | 同左 | — | |
| 構成則 | コンクリート | 圧縮側 応力-ひずみ | 折れ線近似 (CEB-FIP Model Code1990) | 折れ線近似 (修正 Kent&Park) | 両者とも折れ線近似しており、条件としては同等 |
| | | 引張側 応力-ひずみ | 岡村出雲モデル (c=0.4) (テンションスティフニング特性) | 同左 | — |
| | 鉄筋 | 応力-ひずみ | 完全弾塑性型 | 同左 | — |

6. まとめ

原子炉格納容器コンクリート部の応力解析で採用予定の解析モデルについて、既工認との手法の差異を整理した。論点として、弾塑性挙動に与える影響が大きい材料構成則（鉄筋、コンクリート）を抽出した。その上で適用文献の内容を整理し、その適用性・妥当性を確認した。

また、弾塑性解析手法の不確かさを踏まえ、構造物全体を対象とした試験のシミュレーション解析により妥当性が確認されている弾塑性解析の諸条件と今回工認で採用する予定の解析条件について比較し、弾塑性解析手法としての妥当性・適用性を確認した。

以上より、今回採用予定の応力解析モデルの妥当性を確認した。

<参考文献>

- [1] Comite Euro-International du Beton : CEB-FIP MODEL CODE 1990 (DESIGN CODE),1993
- [2] 日本建築学会：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-1999, 1999年
- [3] 出雲, 島, 岡村：面内力を受ける鉄筋コンクリート板要素の解析モデル, コンクリート工学, Vol.25, No.9.1987.9
- [4] M.P.Collins, F.J. Vecchio: The response of reinforced concrete to in-plane shear and normal stresses, University of Toronto, March 1982
- [5] 森田司郎・角徹三：鉄筋コンクリート部材の引張試験による付着効果の研究, セメント技術年報, Vol.18, pp.426-430, 昭 39
- [6] 山田一字・青柳征夫：ひび割れ面におけるせん断伝達,第 2 回 鉄筋コンクリート構造物のせん断問題に対する解析的研究に関するコロキウム論文集, pp.19-26, 1983.10
- [7] 日本建築学会：コンクリート系構造の部材解析モデルと設計への応用, 2008 年
- [8] 美原義徳：「ABAQUS V6.3 における塑性損傷論に基づくコンクリートモデルについて」, ABAQUS 国内ユーザーズミーティング 2002 講演論文集, pp.59-68, 2002
- [9] Saito,H et al. : Ultimate strength of reinforced concrete members subjected to transient high temperature distribution, Transactions of the 12th international conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT), Volume H, pp.31-36, Aug. 1993
- [10] Kumagai,H. et al.:Fiber optic distributed sensor for concrete structures, Proceeding of the 1st fib Congress, Session 15, pp.179-184,2002
- [11] 財団法人 原子力発電技術機構：重要構造物の安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書, 平成 15 年 3 月

添付資料－1 有効性評価における RCCV 検討時の評価モデルとの差異について

1. 有効性評価における RCCV 検討時の評価モデルとの差異について

有効性評価で説明した 200°C2Pd 条件の解析モデルと今回申請の耐震設計で用いる解析モデル、加えて、工認段階の重大事故評価で用いる解析モデルについて、主な差異を表 1-1 に示す。主な差異として、構成則設定時のコンクリート強度を実強度から設計基準強度に見直すこと以外にも、重大事故評価用の解析モデルで RCCV と基礎版とを一体化させることやライナプレートの弾塑性特性を考慮することが挙げられる。

表 1-1 解析モデルの差異

| 条件 | 設置許可 | 今回工認 | |
|----------|-------------------------|-------------------|-----------------|
| | ①有効性評価 (200°C2Pd 評価) | ②重大事故 評価条件 | ③設計基準 耐震設計条件 |
| コンクリート剛性 | 実剛性 | 実剛性 | 実剛性 |
| コンクリート強度 | 実強度 | 設計基準強度 | 設計基準強度 |
| 境界条件 | RCCV 脚部固定 | 基礎版と一体化 | RCCV 脚部固定 |
| ライナプレート | 弾性(温度依存性非 考慮) | 弾塑性 (温度依存性 考慮) | 無し* |

※温度荷重モデルでは、ライナを弾性（温度依存なし）でモデル化

2. 条件の違いが既往の評価結果に与える影響について

今回工認における重大事故評価については、表 1-1 の条件②を用いて実施する予定であるが、一方で有効性評価時に RCCV の 200°C2Pd 条件時の構造健全性について、条件①で実施した解析結果を元に説明している。そこで仮に条件②を採用した場合でも、有効性評価で説明した 200°C2Pd 時の RCCV の評価結果へ与える影響がないことを確認するために、条件②による 200°C2Pd 時の評価を実施することとした。

条件①（有効性評価時）と条件②について、シェル部及びトップスラブ部の一般部での鉄筋のひずみ分布及びコンクリートの最小主ひずみ分布を比較した結果を図 2-1～4 に示す。

条件②による評価の場合、有効性評価時と若干傾向が異なる部分はあるものの、鉄筋の大部分は降伏ひずみに達しておらず、一部の要素で局所的に降伏ひずみに達している程度であり、破断までには十分な余裕があり、コンクリートは、ひび割れは発生しているものの、圧縮ひずみは 2000 μ よりも小さく、破壊までには十分な余裕があることが評価できる。また、条件①による評価の場合も同様の考察となる。

以上より、仮に条件②を採用して 200°C2Pd 条件による解析を実施した場合でも、既往の有効性評価時と同様の結論が得られることが確認できることから、有効性評価時の RCCV

の限界温度・圧力として 200°C2Pd を用いることを妥当と判断した解析結果には与える影響がないことを確認した。

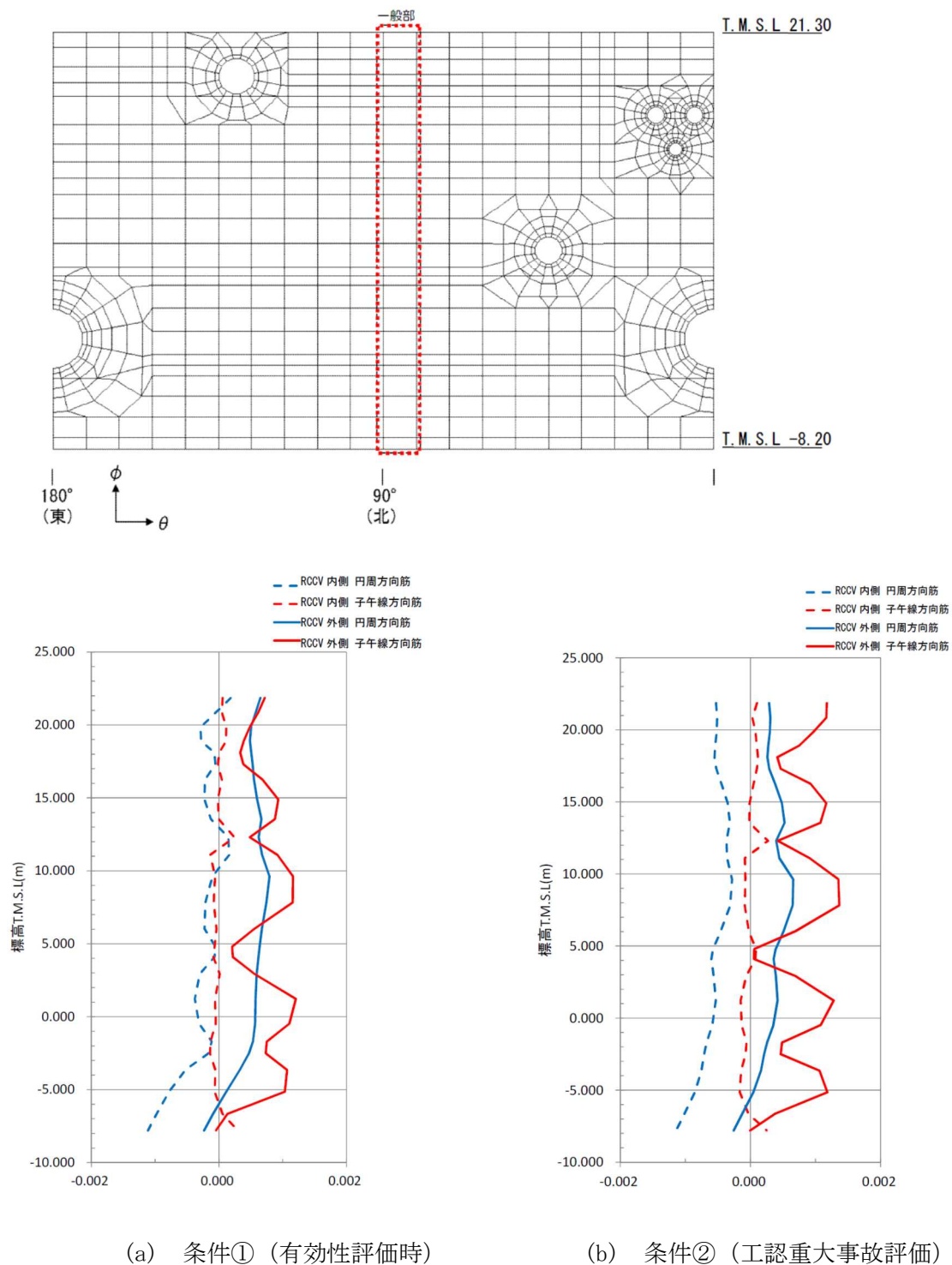
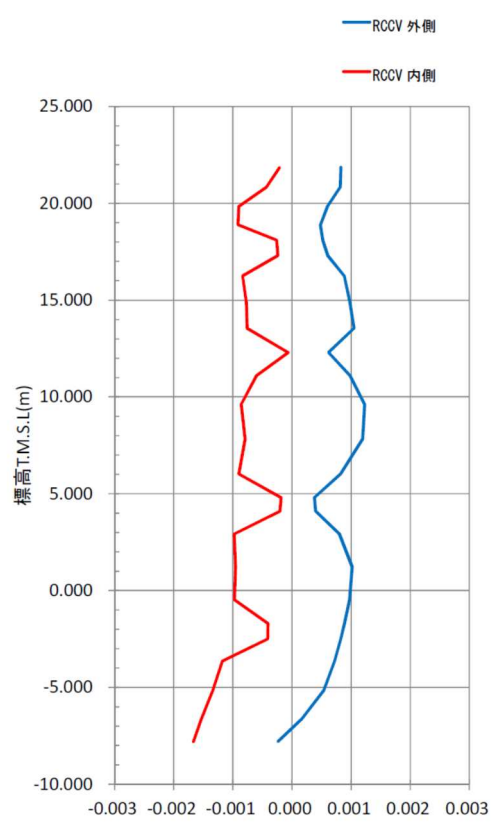
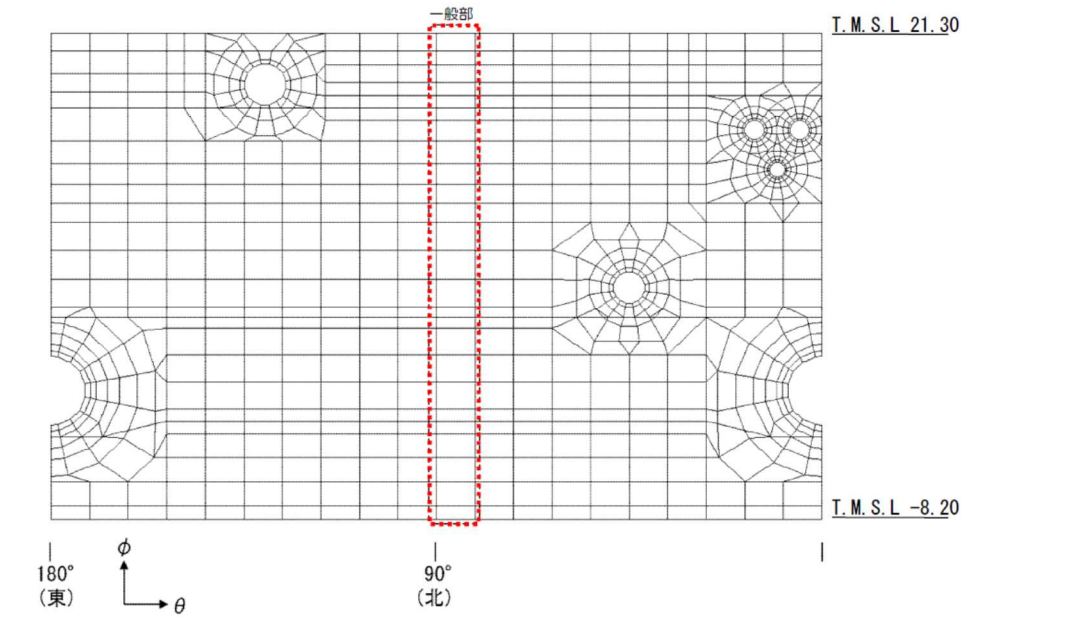
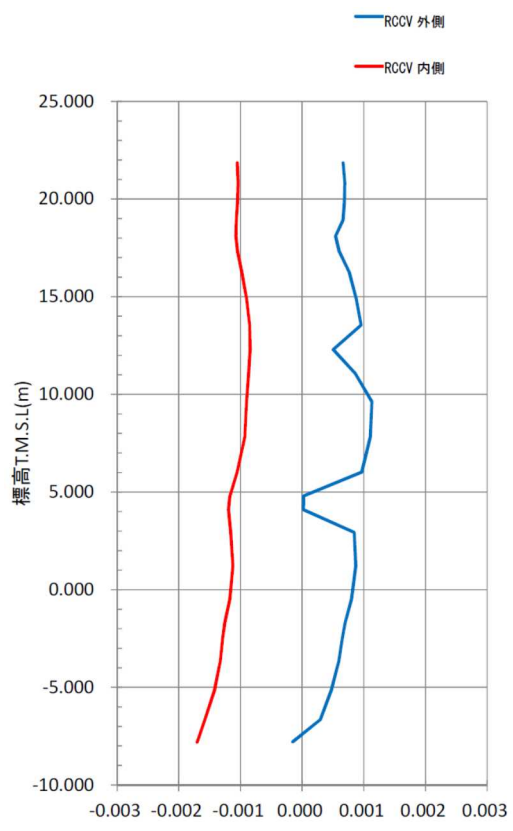


図 2-1 シェル部の一般部での変形状態 (鉄筋のひずみ)

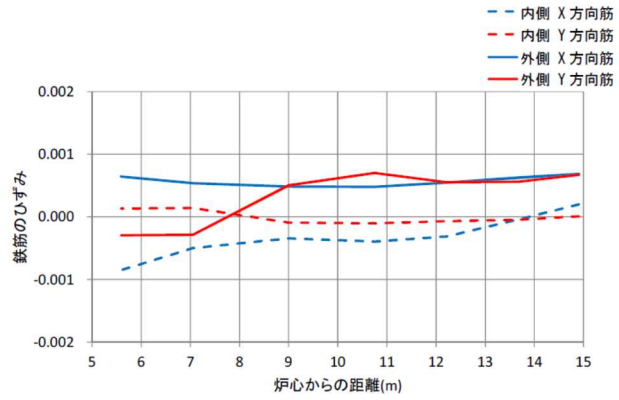
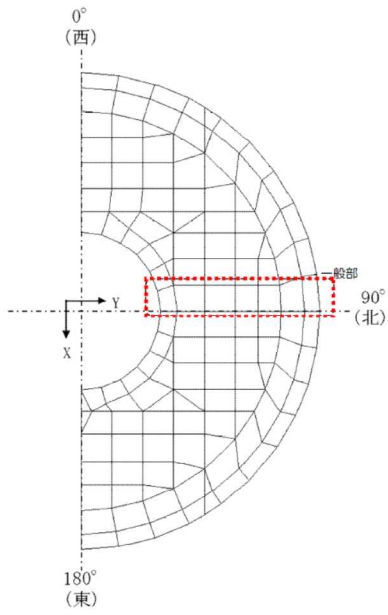


(a) 条件① (有効性評価時)

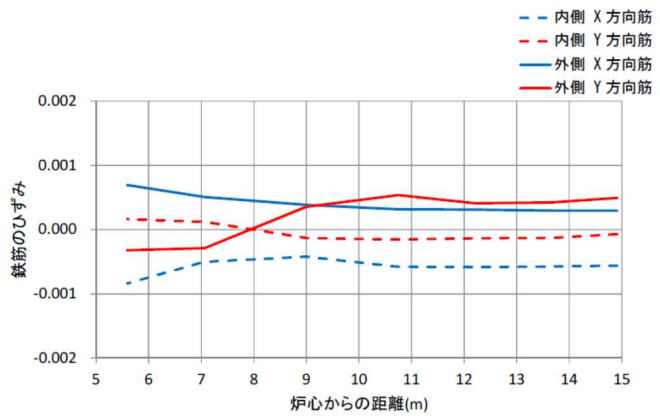


(b) 条件② (工認重大事故評価)

図 2-2 シェル部の一般部での変形状態 (コンクリートの主ひずみ)

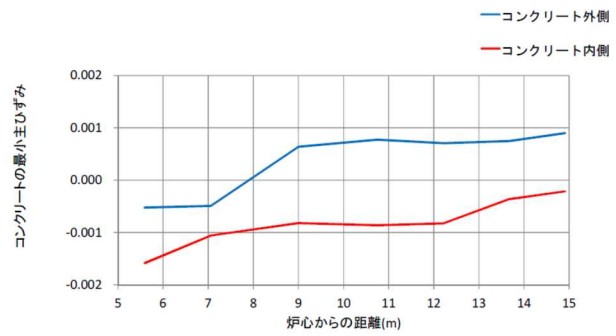
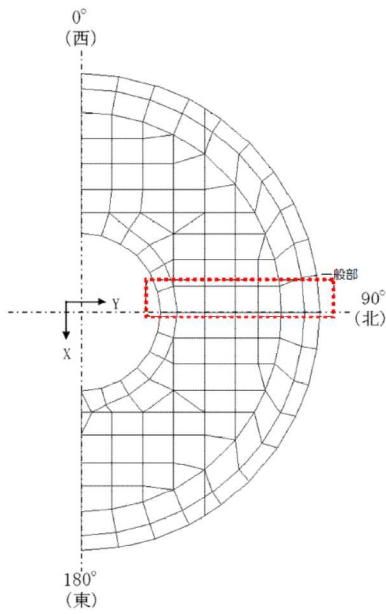


(a) 条件① (有効性評価時)

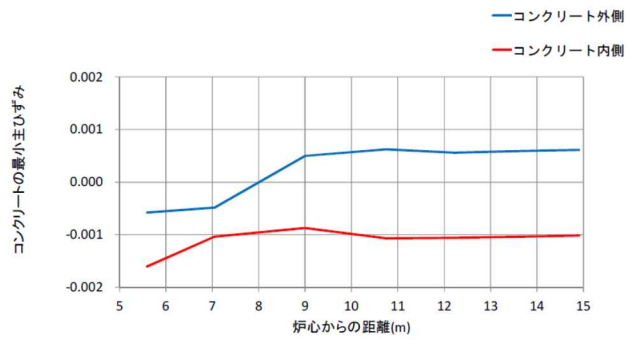


(b) 条件② (工認重大事故評価)

図 2-3 トップスラブ部の一般部での変形状態 (鉄筋のひずみ)



(a) 条件① (有効性評価時)



(b) 条件② (工認重大事故評価)

図 2-4 トップスラブ部の一般部での変形状態 (コンクリートの主ひずみ)

添付資料－２ CCV 規格における許容限界設定の考え方について

CCV 規格における荷重状態Ⅳのコンクリート及び鉄筋のせん断ひずみの許容限界設定の考え方について以下に示す。

1. コンクリート

CCV 規格において荷重状態Ⅳのコンクリートのひずみの許容値としては、 $0.003(3000\mu)$ が採用されている。

これは、American Concrete Institute「Building Code Requirements for Reinforced Concrete (ACI 318-02)」の Chapter 10 Flexural and axial loads の記載に基づき設定されている。

コンクリートのひずみが 3000μ に達した状態は、最大圧縮強度時のひずみ (2000μ 程度) を超えた応力下降域 (軟化域) の状態にあり、若干のひび割れが入っているものの、ある程度の強度を有している状態である。また、一般的に、コンクリートのひび割れは、スリット状ではなく、複雑な形状で生じるため、放射線の低減効果が期待でき、遮へい性能にあたる影響は無い。

なお、コンクリートの最大圧縮強度については、American Concrete Institute「Building Code Requirements for Reinforced Concrete (ACI 318-02)」の Chapter 10 Flexural and axial loads の記載に基づき、 $0.85F_c$ (設計基準強度の 0.85 倍) に制限しており、実際のコンクリートの最大圧縮強度に対して余裕を見込んだ数値が設定されている。

2. 鉄筋

CCV 規格において荷重状態Ⅳの鉄筋のひずみの許容値としては、 $0.005(5000\mu)$ が採用されている。

鉄筋のひずみを 5000μ とした理由について、CCV 規格の解説に「部材の変形が過大にならないように配慮して定めた」とし、「一般的に多く使用されている SD345 および SD390 の降伏ひずみ (中略) は 0.0017 及び 0.0019 であり、鉄筋の最大ひずみはこれら降伏ひずみの 2 から 3 倍程度とした」と記載されている。

一般に、鉄筋のひずみが 5000μ に達した状態は、降伏ひずみの 2～3 倍程度であり、最大引張強度に至るまでには程遠い状態である。また、JIS に示される鉄筋の機械的性質としては、SD345 及び SD390 の場合、伸びが 16～19% ($160000\sim 190000\mu$) 以上とされており、 5000μ は破断に対しても十分余裕のある状態にあるといえる。

3. 気密性について

原子炉格納容器内部の機器から放出される放射性物質等の有害な物質の漏洩を防止するために、RCCV には鋼製のライナプレートが内張りされており、気密性はライナプレートにより担保されている。なお、柏崎の 6,7 号炉の場合、材質は SGV49 及び SUS304L であ

る。

CCV 規格によれば、ライナプレートは、「鉄筋コンクリート部の変形およびコンクリートとの温度差により強制されるような自己制御的ひずみ」に対して、「漏えいを生じることなく追従できる変形性能を有していればよいことから、ひずみを制限すること」としており、米国機械学会：「ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section III Div.2」(2001)に基づき、ひずみについての許容値（表 3-1）が設定されている。

表 3-1 に示される許容値は、鋼材の降伏ひずみの数倍程度であり、破断に対しては十分余裕のある状態にあると言え、CCV 規格におけるライナプレートの許容ひずみは、耐漏えい性能を十分に確保することができる数値であると考えられる。

なお、JIS に示される SGV49（現在の SGV480 に相当）の伸びは 17～21%（170000～210000 μ ）、SUS304L の伸びは 40%（400000 μ ）以上であり、表 3-1 で規定された値は破断に対しても十分余裕のある状態にあるといえる。

表 3-1 ライナプレートの許容ひずみ (CCV 規格)

| ひずみの種類 | | 許容ひずみ | |
|--------|--------|-------|--------|
| 荷重状態 | ひずみの種別 | 膜 | 膜と曲げの和 |
| ⅢおよびⅣ | 圧縮ひずみ | 0.005 | 0.014 |
| | 引張ひずみ | 0.003 | 0.010 |

添付資料-3 コンクリートの引張側構成則に関する影響検討

1. 検討概要

引張側構成則の影響検討にあたって、まずは引張側構成則を無視する検討を試みたが、解の収束性が悪く、解析結果を得ることが出来なかった。そのため、コンクリートの引張強度が解析結果に与える影響に着目し、引張強度の変動に応じて、解がどの程度増減するかを検討を試みることにした。

今回の工認の解析モデルでは、コンクリートの引張強度として、RC 規準に記載されている引張強度のうち、下限値を採用している (図 1-1)。

ここでは、コンクリートの引張強度として、RC 規準に平均値として記載されている値を用い、引張強度の設定値が解析評価に与える影響を検討する。

今回検討と影響検討時のコンクリートの引張強度 $c\sigma_t$ を以下に示す。

今回工認：RC 規準に記載されているコンクリートの引張強度の下限値

$$\begin{aligned} c\sigma_t &= 0.38\sqrt{\sigma_B} \\ &= 2.15(\text{N/mm}^2) \end{aligned}$$

影響検討：RC 規準に記載されているコンクリートの引張強度の平均値

$$\begin{aligned} c\sigma_t &= 0.56\sqrt{\sigma_B} \\ &= 3.18(\text{N/mm}^2) \end{aligned}$$

ここで、 $c\sigma_t$ ：コンクリート引張強度

σ_B ：コンクリート圧縮強度 (設計基準強度 $330\text{kg/cm}^2(32.3\text{N/mm}^2)$)

影響検討では、代表例として、Ss 地震時 (N→S 方向) の結果 (暫定条件に基づく概算値) を示す。なお、引張側軟化特性については、下限値を用いた場合と同様に岡村・出雲モデルとし、付着特性を示すパラメータ c は 0.4 とする。図 1-2 にコンクリートの引張側応力-ひずみ関係を示す。

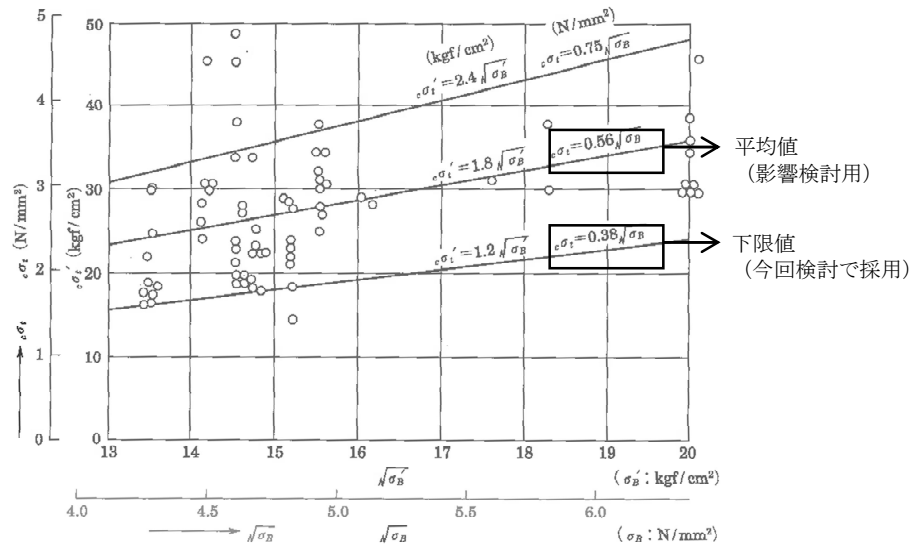


図 8.2 梁の曲げひび割れ時のコンクリート引張応力

図 1-1 コンクリートの引張強度 (RC 規準から抜粋)

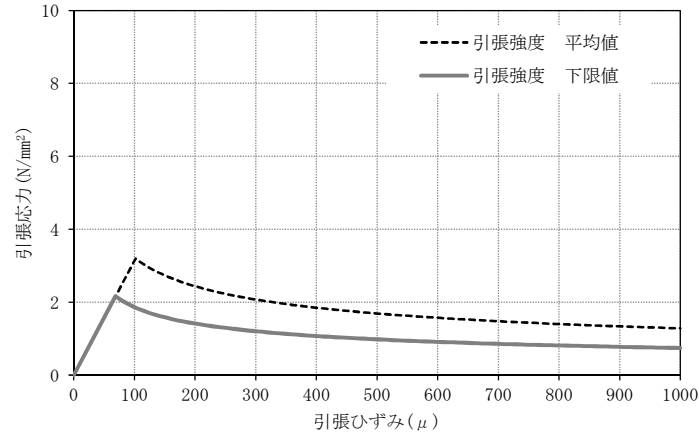


図 1-2 コンクリートの引張側応力-ひずみ関係

2. 検討結果

今回工認モデル（以下、下限値モデルとする）と、影響検討用のモデル（以下、平均値モデルとする）のシェル部一般部の子午線方向鉄筋のひずみを図 2-1 に、コンクリート最小主ひずみ分布を図 2-2 に示す。

図 2-1, 図 2-2 からコンクリート引張強度として、RC 規準による下限値を用いた場合は、平均値を用いた場合に比べ、コンクリート、鉄筋ともひずみが大きくなった。これは、コンクリートの引張軟化により剛性が低下するためである。

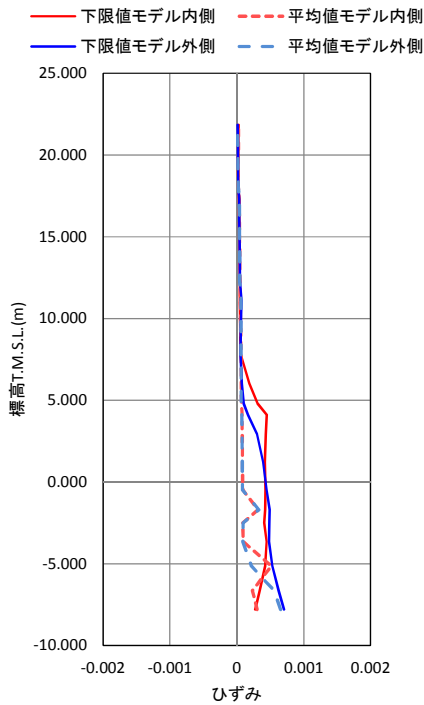
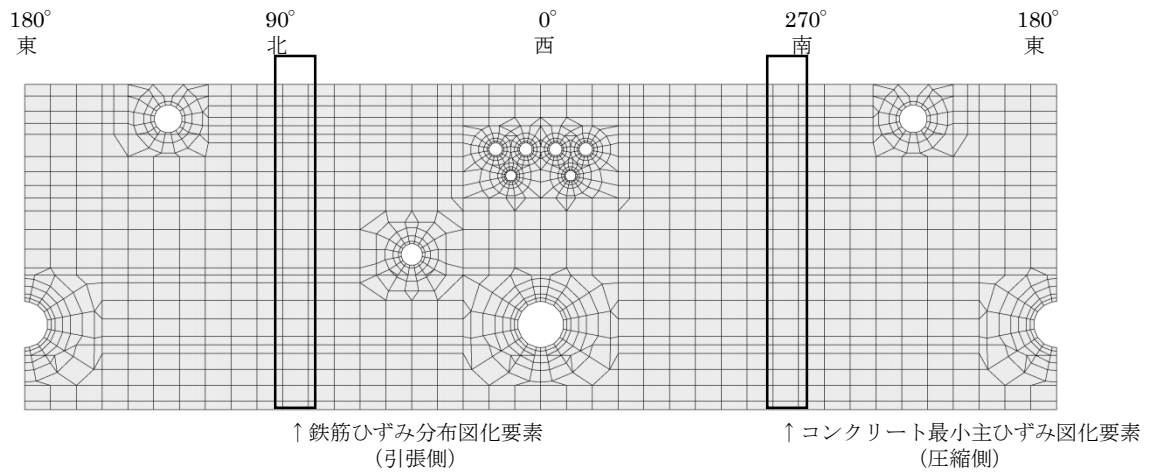


図 2-1 子午線方向鉄筋のひずみ

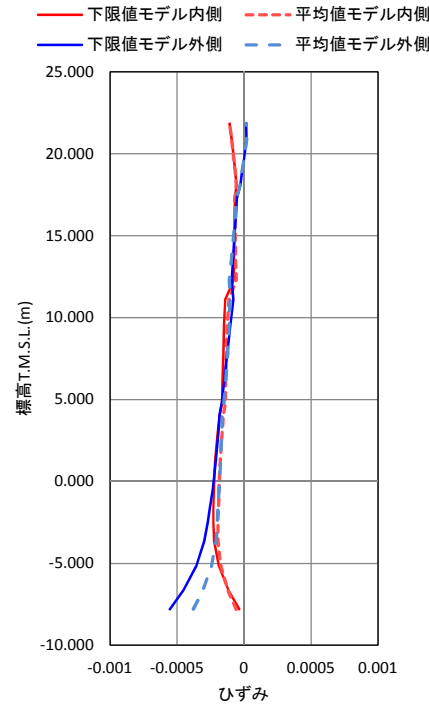


図 2-2 コンクリートの最小主ひずみ

3. まとめ

コンクリートの引張強度として、RC 規準に記載されている平均値と下限値を用いた場合の解析結果を比較して、コンクリートの引張強度の設定値が解析評価に与える影響を検討した。

その結果、下限値を用いた場合は、平均値を用いた場合に比べ、コンクリートと鉄筋のひずみが大きくなる傾向となることがわかった。このことからコンクリートの引張強度として、RC 規準に下限値として記載されている値を用いることは、躯体健全性評価に対して保守的な評価を与える設定であるといえる。

添付資料-4 コンクリート圧縮側の応力歪み曲線の折れ線近似について

コンクリート圧縮側の構成則の設定にあたって参照している CEB-FIP Model Code 1990 では、コンクリートの応力歪み関係はパラボラ型として定義されている。一方、今回工認の RCCV の解析にあたっては、原子炉建屋の地震応答解析における解析条件と整合させる観点から、コンクリート実剛性を考慮した上で、CEB-FIP Model Code 1990 に基づくパラボラ型を折れ線近似した応力ひずみ関係を用いて解析を実施する予定である。

今回工認で用いる予定の材料構成則について、折れ線近似を用いるにあたっての考え方を下記の①～③及び図-1 に示す。

- ① CEB-FIP Model Code 1990 に基づくパラボラ型の応力ひずみ曲線（図中破線）を算定する。算定式については、本編で示した (4.3) 式を用いることとし、式に入力するコンクリート強度としては設計基準強度を用いる。
- ② 初期剛性（ヤング係数）については、原子炉建屋等の地震応答解析モデルと同様に実剛性を用いる方針であることから、「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— (1999)」に基づく算定式により、コンクリート実強度に基づく実剛性を算定する。なお、CCV 規格 (CVE-3320) においても解析に用いる材料定数は本算定式を用いて設定することとされている。
- ③ CEB-FIP Model Code1990 によるパラボラ型の曲線が包絡する面積と、折れ線近似の応力ひずみ関係が包絡する面積が等価となる初期剛性上の折れ点を算出し、解析に用いる折れ線近似の応力ひずみ関係とする。

また、参考として、コンクリート強度に実強度を用いて CEB-FIP Model Code1990 によるパラボラ型の曲線を算定し、設計基準強度を用いたパラボラ型の曲線及び折れ線近似したものと比較した結果を図-2 に示す。これより、今回工認で使用する折れ線近似した応力歪み関係における初期剛性が、CEB-FIP Model Code の式に実強度を入力した場合の曲線の初期剛性と概ね整合していることが確認できる。

以上で示した通り、今回工認で採用予定のコンクリート圧縮側の応力歪み関係は、初期剛性を実剛性と整合させる観点から折れ線近似しているものの、包絡面積は CEB-FIP Model Code1990 に基づくパラボラ型（設計基準強度）と等価としており、保守性を損なうような近似方法ではないと考えられる。

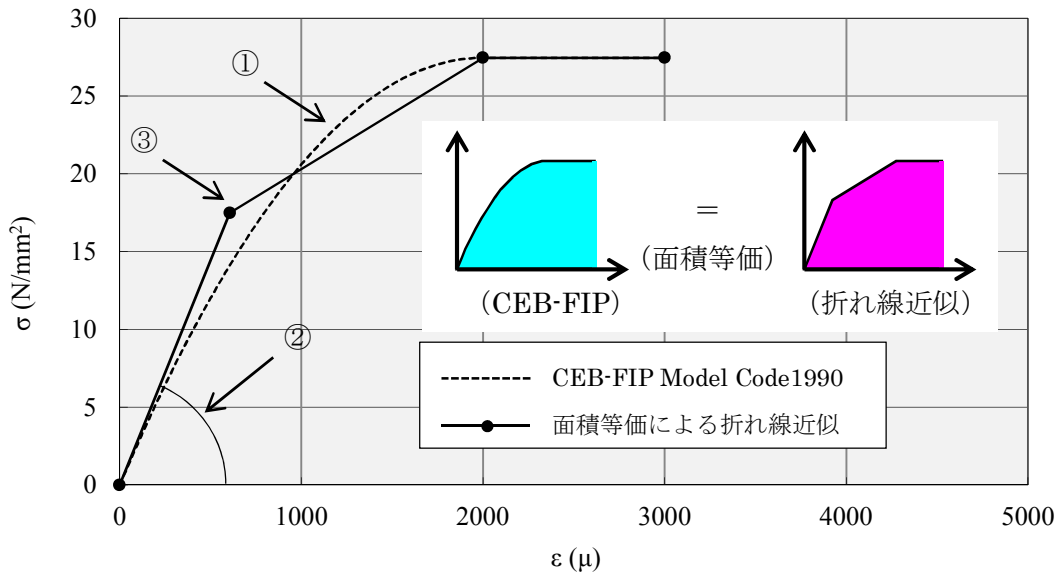


図-1 CCV 規格に基づくパラボラ型と折れ線近似の応力ひずみ関係

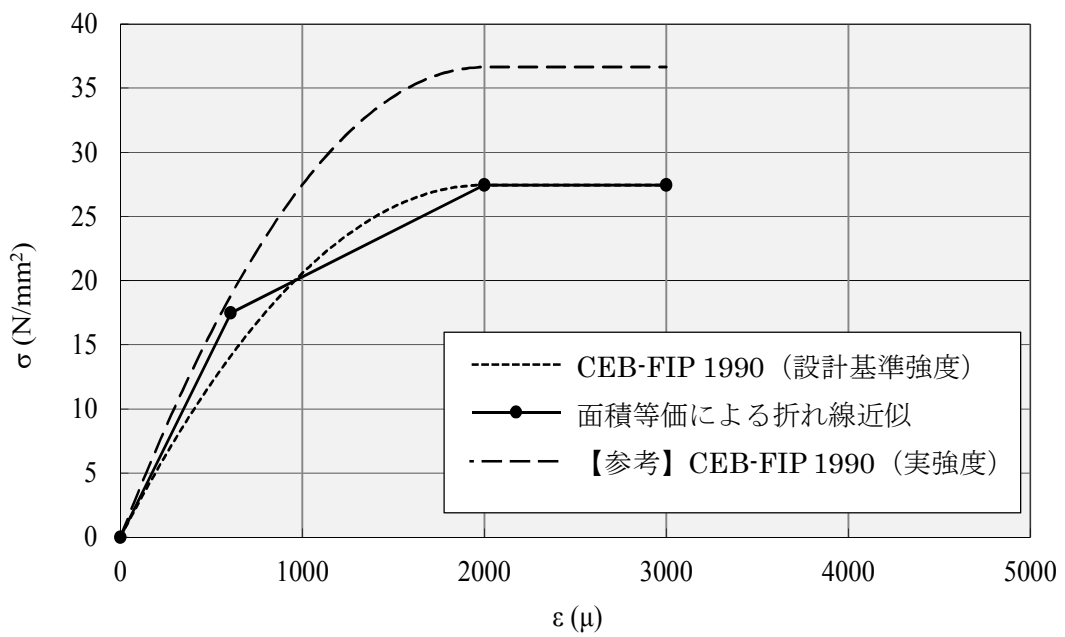


図-2 パラボラ型の曲線算定時に実強度を用いた場合との比較

3-1 原子炉建屋屋根トラス及び排気筒の評価モデルについて

目 次

| | |
|---|----|
| 1. 概要 | 1 |
| 2. 原子炉建屋屋根トラスについて | 1 |
| 2.1 原子炉建屋屋根トラスの概要 | 1 |
| 2.2 原子炉建屋屋根トラスの地震応答解析モデル | 3 |
| 2.3 既工認と今回工認における原子炉建屋屋根トラスの解析モデルの比較..... | 5 |
| 2.4 弾塑性解析の採用について | 7 |
| 2.4.1 弾塑性解析を採用することの目的..... | 7 |
| 2.4.2 弾塑性解析を採用することの論点..... | 8 |
| 2.4.3 弾塑性特性の設定の妥当性・適用性について | 12 |
| 2.5 原子炉建屋屋根トラスの評価に関するまとめ | 13 |
| 3. 排気筒について..... | 14 |
| 3.1 排気筒の概要..... | 14 |
| 3.2 排気筒の地震応答解析モデル | 17 |
| 3.3 既工認と今回工認における排気筒の解析モデルの比較 | 21 |
| 3.4 排気筒の評価のまとめ..... | 21 |
| | |
| 添付資料 1 屋根トラスの耐震補強工事について | |
| 参考資料 1 剛性比例型減衰の採用について | |
| 参考資料 2 排気筒基礎部の評価について | |
| 参考資料 3 排気筒の入力地震動及び固有振動数・固有モードについて | |
| 参考資料 4 排気筒の想定破損箇所及び破損モード，溶接箇所と筒身支持位置の関係について | |

1. 概要

本資料は、柏崎刈羽原子力発電所第6号及び7号炉の建物・構築物のうち、鉄骨構造部の詳細評価モデルを構築して評価を実施している原子炉建屋屋根トラス及び排気筒の地震応答解析モデルの内容について説明し、既工認時のモデルとの差異及びモデル変更の目的について説明するものである。なお、6、7号炉とも同様の構造であり、モデル化の考え方も共通であるため、ここでは7号炉を例として説明する。

2. 原子炉建屋屋根トラスについて

2.1 原子炉建屋屋根トラスの概要

原子炉建屋の上部構造は、鉄骨造陸屋根をもつ屋根トラスで構成されている。屋根トラスの平面は、39.0m(南北)×59.6m(東西)の長方形をなしており、オペフロレベル (T.M.S.L. 31.7m) からの高さは18.0mである。屋根トラスの概要を図2.1.1に示す。表2.1.1にトラス部材の諸元のうち、rB通りの主トラス材について例示する。

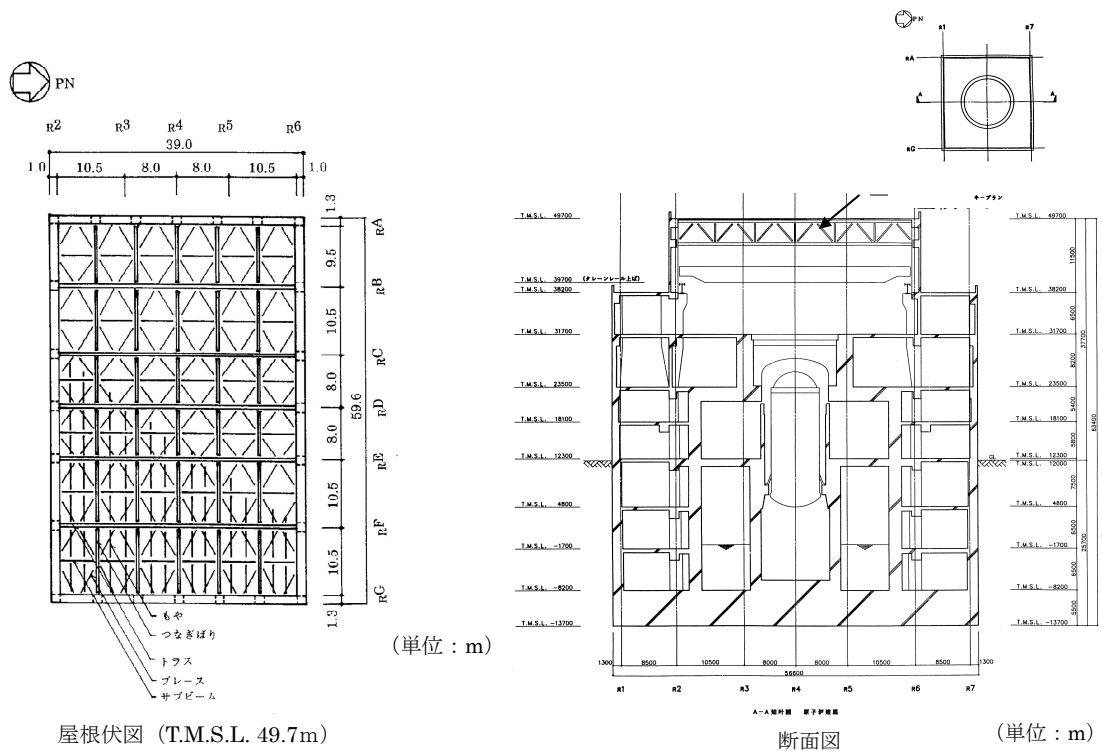


図 2.1.1 原子炉建屋屋根トラスの概要

表 2.1.1 rB 通り主トラスの部材諸元

| 部位 | 使用部材 |
|-----------------|-------------------|
| 上弦材 | H-428×407×20×35 |
| | H-428×407×20×35 |
| | H-428×407×20×35 |
| | H-428×407×20×35 |
| | H-428×407×20×35 |
| | H-428×407×20×35 |
| | H-428×407×20×35 |
| | H-428×407×20×35 |
| | H-428×407×20×35 |
| | 下弦材 |
| H-400×408×21×21 | |
| H-400×408×21×21 | |
| H-400×408×21×21 | |
| H-400×408×21×21 | |
| H-400×408×21×21 | |
| H-400×408×21×21 | |
| H-400×408×21×21 | |
| H-400×408×21×21 | |
| H-400×408×21×21 | |
| 斜材 | H-400×400×13×21 |
| | H-350×350×12×19 |
| | H-244×252×11×11 |
| 束材 | 2Cs-200×90×8×13.5 |

2.2 原子炉建屋屋根トラスの地震応答解析モデル

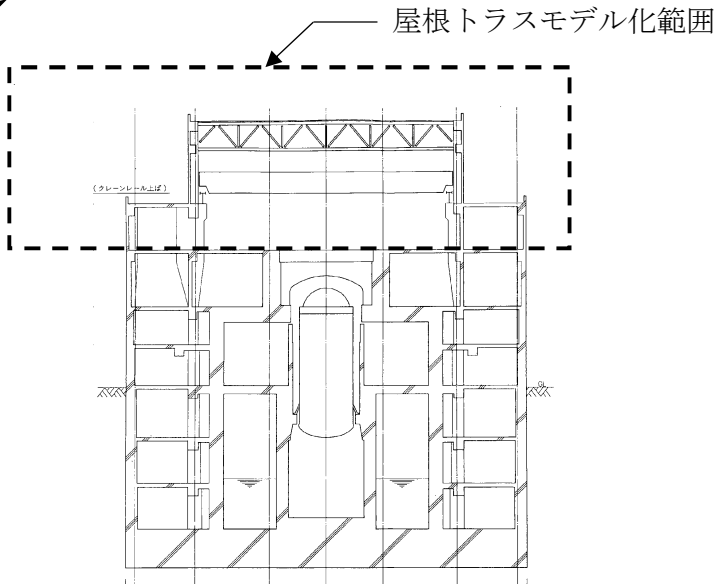
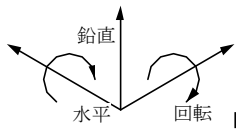
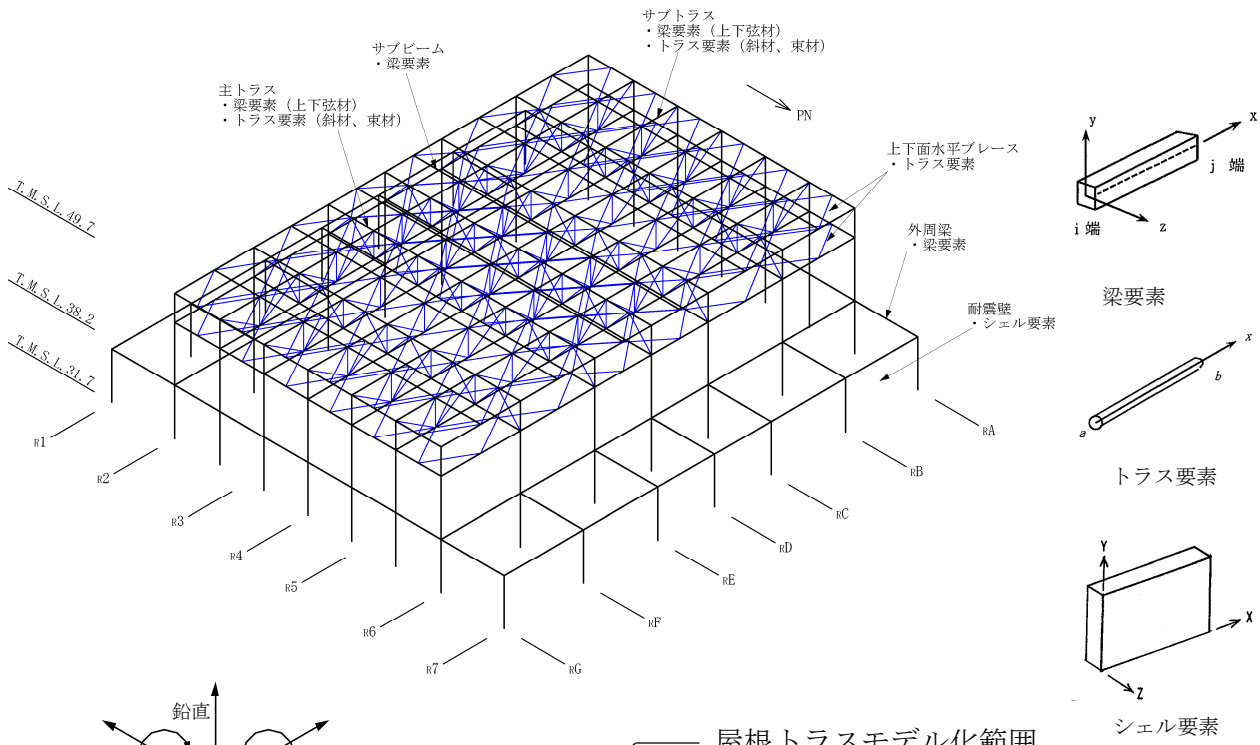
原子炉建屋屋根トラスは、鉛直方向の地震動の影響を受けやすいと考えられるため、水平方向と鉛直方向地震力の同時入力による評価を行うために3次元モデルによる地震応答解析を採用する。

地震応答解析モデルは、オペフロレベル（T.M.S.L. 31.7m）より上部の鉄骨鉄筋コンクリート造の柱、梁、壁および鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した3次元フレームモデルとし、部材に発生する応力を地震応答解析によって直接評価できるモデルとしている。解析モデルの概要を図2.2.1に示す。

屋根トラス部は、主トラス、サブトラス（つなぎばり）、屋根上下面水平ブレース、サブビームをモデル化する。各鉄骨部材は軸、曲げ変形を考慮した梁要素（トラスの上下弦材）と軸変形のみを考慮したトラス要素（屋根面水平ブレース、トラスの斜材、束材等）としてモデル化する。また、耐震壁および外周梁は各々シェル要素および軸、曲げ変形を考慮した梁要素としてモデル化し、耐震壁の開口部についても考慮する。なお、柱脚の条件は固定とする。また、解析に用いる材料の物性値を表2.2.1に示す。

なお、基準地震動 S_s に対する評価を実施する際、トラス材としてモデル化した部材の一部については、弾性範囲を超えることが確認されたため、部材座屈後の挙動を模擬できる手法（修正若林モデル）に基づく弾塑性特性を考慮している。考慮した弾塑性特性の詳細については、「2.4 弾塑性解析の採用について」で示すこととする。

解析モデルへの入力地震動は、原子炉建屋の質点系モデルによる地震応答解析結果から得られるオペフロレベル（T.M.S.L. 31.7m）の応答結果（水平、鉛直、回転成分）を用いることとし、オペフロ位置を固定として、同時入力による地震応答解析を実施する。また、地震応答解析における減衰評価は、水平材の応答に影響の大きい鉛直方向1次固有振動数（5.19Hz）に対して減衰定数が $h=2\%$ となる剛性比例型減衰を与えている。



原子炉建屋断面図

図 2.2.1 屋根トラスの解析モデルの概要

表 2.2.1 解析に用いる材料定数

| 部位 | 材料 | ヤング係数 (N/mm ²) | ポアソン比 | 減衰定数 |
|-------|--------|-------------------------------|-------|------|
| 屋根トラス | 鉄骨 | 2.05×10 ⁵ | 0.3 | 0.02 |
| 躯体 | コンクリート | 2.88×10 ⁴ | 0.2 | 0.05 |

2.3 既工認と今回工認における原子炉建屋屋根トラスの解析モデルの比較

原子炉建屋屋根トラスの解析モデルについて、既工認で採用した解析モデルと今回工認で採用する予定の解析モデルとの差異を整理する。既工認における屋根トラスの解析モデルと今回工認で採用予定の解析モデルの比較表を表 2.3.1 に示す。

表 2.3.1 のうち、解析コード、要素分割及び地震荷重の差異については、解析手法を変更したことに伴う変更である。また、モデル化については、原子炉建屋屋根トラスが鉛直方向の地震動の影響を受けやすいと考えられるため、水平方向と鉛直方向地震力の同時入力による評価を適切に行うことを目的として 3 次元フレームモデルによる弾塑性時刻歴応力解析を採用している。コンクリートのヤング係数及びポアソン比については、別資料（「別紙 1 建屋の地震応答解析におけるコンクリート実剛性の採用について」）にて考察しているため、ここでは差異として取り上げないこととする。

以上を踏まえると、既工認と今回工認における主要な差異として、「原子炉建屋屋根トラスに対する弾塑性解析時刻歴応力解析の採用」を抽出し、以下で検討を行うこととした。

表 2.3.1 原子炉建屋屋根トラスの解析モデルの比較

| 項目 | 既工認 | 今回工認 |
|-------|--|--|
| 解析手法 | ・静的応力解析（弾性解析） | ・時刻歴応力解析（弾塑性解析） |
| 解析コード | ・ NASTRAN | ・ DYNA2E |
| モデル化 | ・ 2次元フレームモデル | ・ 3次元フレームモデル （屋根トラス部の耐震補強工事の内容を反映 ^{※1} ） |
| 要素分割 | 梁要素：トラスの上下弦材 トラス要素：トラスの斜材，束材 | 梁要素：トラスの上下弦材，外周梁 トラス要素：屋根面水平ブレース，トラスの斜材，束材 シェル要素：耐震壁 |
| 材料物性 | ・ 鉄骨のヤング係数： $E=2.1 \times 10^7 \text{t/m}^2$ ・ コンクリートのヤング係数 $E=2.7 \times 10^6 \text{t/m}^2$ ・ コンクリートのポアソン比 $\nu=0.167$ | ・ 鉄骨のヤング係数： $E=2.05 \times 10^5 \text{(N/mm}^2\text{)}$ ・ コンクリートのヤング係数 $E=2.88 \times 10^4 \text{kN/mm}^2$ ・ コンクリートのポアソン比 $\nu=0.2$ |
| 評価方法 | ・ S2 地震及び静的地震力に対して発生応力が許容限界を超えないことを確認 | ・ Ss 地震時に対し，主トラスの各部材に発生する応力が，許容限界を超えないことを確認 ・ 弾塑性特性（修正若林モデル）を適用する部材（つなぎ梁（束材・斜材），下面水平ブレース）が破断しないことを確認 |
| 地震荷重 | ・ 水平：原子炉建屋の地震応答解析結果に基づく地震荷重を静的に考慮 ・ 鉛直：静的震度を鉛直力として入力 | ・ 水平及び鉛直： モデル脚部に原子炉建屋の質点系モデルの地震応答解析による応答を同時入力 |

※1：耐震補強工事の概要については，添付資料1に示す。

2.4 弾塑性解析の採用について

2.4.1 弾塑性解析を採用することの目的

原子炉建屋屋根トラスについては、基準地震動 S_s による地震動の増大に伴い、トラスを構成する部材の一部が弾塑性領域に入ると考えられるが、弾性解析では当該部材の塑性化による影響を考慮できないため、解析と実現象に乖離が生じることになる。そこで今回工認では、屋根トラスの弾塑性挙動を適切に評価することを目的として、部材の弾塑性特性を考慮した地震応答解析を採用する予定としている。

原子炉建屋屋根トラスの応力解析に弾塑性解析を取り入れることによる利点としては、既工認で採用していた弾性解析では表現出来ないような大入力時の弾塑性挙動を評価できることにある。弾塑性挙動を適切に評価するにあたっては、部材の弾塑性特性を適切に設定し解析を実施する必要があると考えられる。

今回工認で採用予定の屋根トラス部材の弾塑性特性について、表 2.4.1 に示す。表 2.4.1 に示す通り、軸力のみを負担するトラス要素に対してのみ弾塑性特性として修正若林モデルを採用する予定である。当該モデルについては、先行電力の審査にて採用実績があり、モデルの妥当性自体に大きな論点はないと考えられるものの、柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉原子炉建屋屋根トラス部材の評価への適用性については、十分に確認する必要があると考えられる。

以下では、修正若林モデルの概要を確認した上で、原子炉建屋屋根トラス部材への適用性を検討する。また、修正若林モデルを用いた弾塑性解析を実施することにより、一部部材の塑性化を考慮することとなるため、当該部材のクライテリアについても検討する。

表 2.4.1 屋根トラス部材の弾塑性特性について

| 評価部位 | | モデル要素 | 弾塑性特性 |
|--------|---------------|-------|---------------|
| 主トラス | 上弦材 | 梁要素 | 考慮しない(弾性) |
| | 下弦材 | | |
| | 斜材 | トラス要素 | 考慮しない(弾性) |
| | 束材 | | |
| サブトラス | 上弦材 | 梁要素 | 考慮しない(弾性) |
| | 下弦材 | | |
| | 斜材 | トラス要素 | 弾塑性 (修正若林モデル) |
| | 束材 | | |
| 水平ブレース | 上弦面 水平ブレース | トラス要素 | 考慮しない(弾性) |
| | 下弦面 水平ブレース | | 弾塑性 (修正若林モデル) |

2.4.2 弾塑性特性の設定の妥当性・適用性について

(1) 今回工認で採用予定の弾塑性特性（修正若林モデル）の概要

原子炉建屋屋根トラスを構成する部材のうち、軸力のみを負担するトラス要素としてモデル化した部材については、弾塑性特性として修正若林モデルを使用している。

修正若林モデルは、原子力発電所建屋（実機）を対象として実施された谷口らの研究[1]に示される部材レベルの弾塑性特性である。修正若林モデルは、若林モデル[2]を基本としているが、谷口らの研究[1]で実施された実験のシミュレーション解析を踏まえて、繰り返し载荷による初期座屈以降の耐力低下を累積塑性歪の関数で表現し、実験との対応度を向上させた手法であり、式（1）により評価される。

$$n/n_0 = 1/(\bar{\zeta} - Pn)^{1/6} \leq 1 \quad (1)$$

$n = N/N_y$ N :軸力 N_y :降伏軸力

n_0 :無次元化初期座屈耐力 $\bar{\zeta}$: 無次元化圧縮側累積塑性歪

$Pn = (n_E/4) - 5$ $n_E = \pi^2 E/(\lambda e^2 \sigma_y)$ λe :有効細長比

修正若林モデルの弾塑性特性を図 2.4.1 に示す。

谷口らの研究[1]においては、実機の特徴を反映した X 型ブレース架構の静的繰り返し実験を実施している。また、修正若林モデルの妥当性を確認するにあたって、ブレース部材の弾塑性特性として修正モデルを適用した解析モデルによる実験のシミュレーション解析を実施しており、解析結果は実験結果を概ねよくとらえているとしている。試験体の概要を図 2.4.2、解析モデルを図 2.4.3、解析結果と実験結果の比較を図 2.4.4 に示す。

なお、本復元力特性については、前述の通り、川内原子力発電所タービン建屋の解析で考慮したブレースの弾塑性特性として採用されており、認可実績がある。

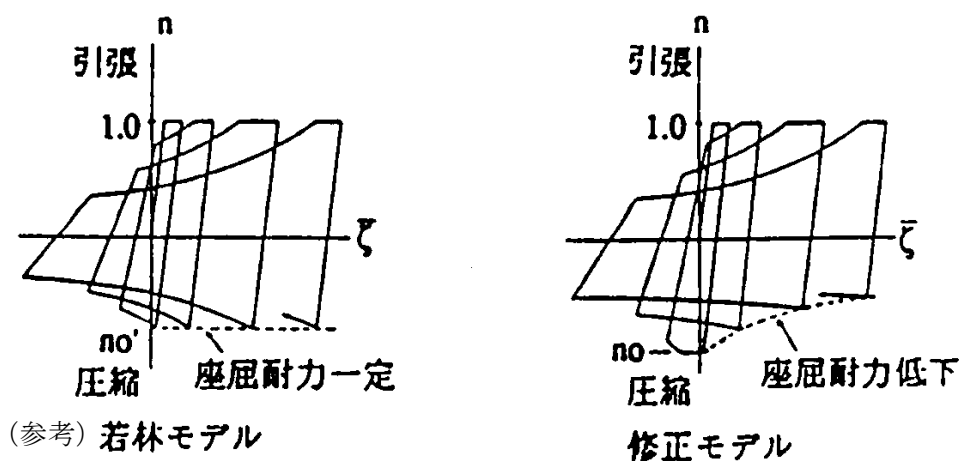


図 2.4.1 修正若林モデルの弾塑性特性（[1]より引用，一部加筆）

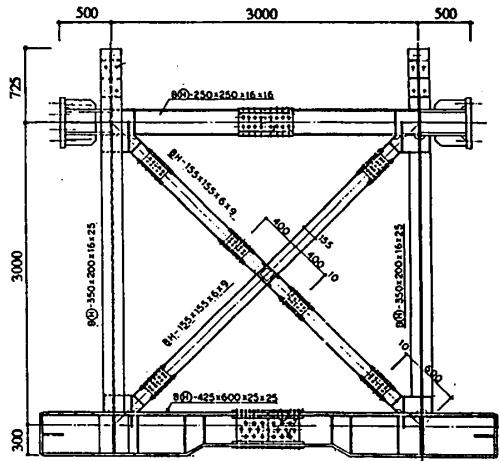
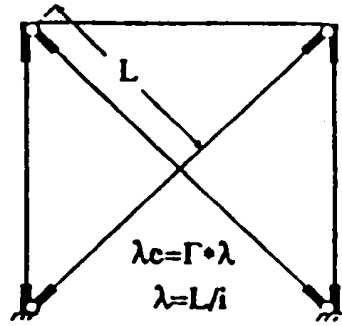
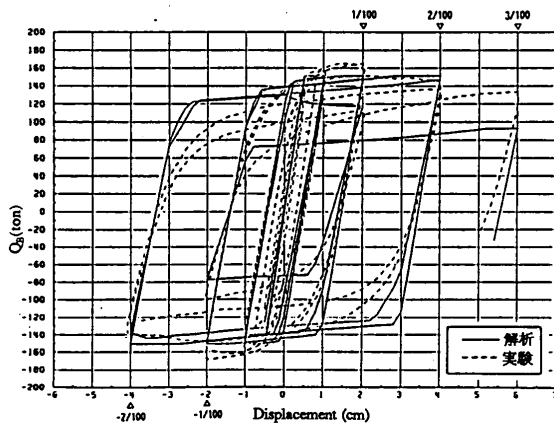


図 2.4.2 試験体の概要 ([1]より引用)

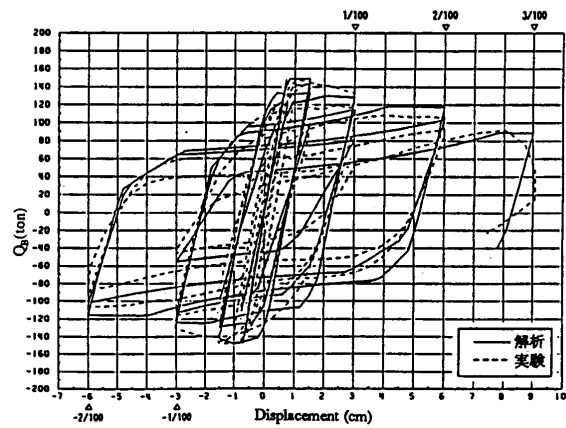


Γ ; 等価座屈長さ係数
 λ_c ; 有効細長比
 λ ; 細長比(芯々)

図 2.4.3 解析モデル ([1]より引用)



SXII - 40.9 - B



SXIII - 60.9 - B

図 2.4.4 解析結果と実験結果の比較 ([1]より引用)

(2) 原子炉建屋屋根トラスに対する検証例

谷口らの研究^[1]は、X型ブレース架構を対象としたものであったが、原子炉建屋屋根トラスに対して本弾塑性特性を適用した検討例として、鈴木らの研究^[3]がある。

この研究は、原子炉建屋屋根トラスの終局耐力について検討したものであるが、実験結果を高精度にシミュレーションするために構築したモデルの中で本弾塑性特性が適用されている。

鈴木らの研究^[3]では、終局耐力を検討するにあたり原子炉建屋屋根トラスを模擬した縮小試験体を製作し、トラスの崩壊挙動に与える影響が大きい鉛直動的荷重を模擬した静的載荷試験により、その弾塑性挙動を確認している。なお、試験にあたっては、原子力発電所鉄骨屋根トラスがプラット形とワーレン形の2種類に分類されることを踏まえ、この2種類のトラス形式についての試験体を製作している。6、7号炉の原子炉建屋屋根トラスはこのうち、ワーレン形に該当する。試験体の概要を図2.4.5に示す。

実験のシミュレーション解析においては、トラス要素としてモデル化した部材の弾塑性特性として修正若林モデルが適用されており、実験結果とシミュレーション解析を比較し、精度良く実験結果を追跡できているとしている。結果の比較を図2.4.6に示す。

以上のように修正若林モデルは、提案当初のX型ブレース材に加えて、ワーレン形、プラット形の鉄骨トラスでも実験結果を精度良く追跡できており、幅広い鉄骨架構形式において軸力のみを負担する部材の弾塑性特性として適用可能であると考えられる。

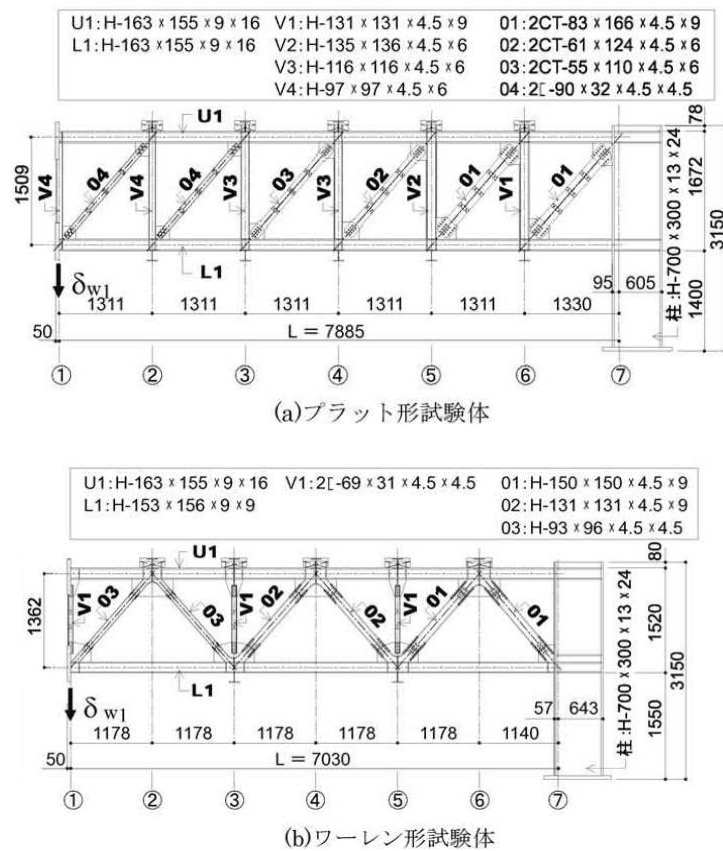


図 2.4.5 試験体の概要 ([3]より引用)

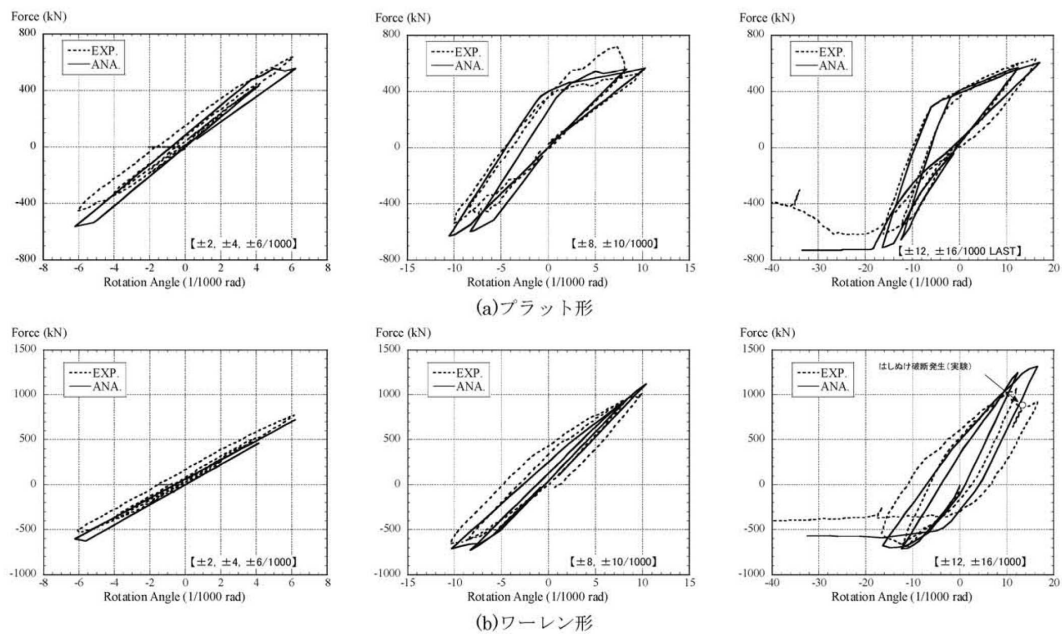


図 2.4.6 実験のシミュレーション解析結果 ([3]より引用)

(3) 原子力発電所鉄骨屋根トラスへの適用性

今回採用を予定している修正若林モデルについては、提案当初より、原子力発電所（実機）を対象として実施された実験により妥当性が検証されており、また、原子炉建屋鉄骨屋根トラスを模擬した加力実験のシミュレーション解析においてもその適用性・妥当性が検証されている。これより、原子炉建屋屋根トラスの鉄骨部材のうち、トラス要素としてモデル化した部材の弾塑性特性として、修正若林モデルを採用することは妥当であると考えられる。

2.4.3 各部材のクライテリアについて

入力地震動の増大に伴い鉄骨部材の一部が弾塑性領域に入ると考えられることから、今回工認においては、弾塑性解析による評価を実施し、弾塑性特性を適用した部材が破断しないことを確認する予定である。なお、主トラス等の主要構造部材については、既工認時と同様に弾性範囲内にあることを確認する。表-2.4.1に各部材のクライテリアを示す。

塑性化する鉄骨部材が破断しないことの確認にあたっては、各部材の累積塑性変形倍率を整理した上で、累積塑性変形倍率が最も大きい部材について検討を実施する。検討は、当該部材の履歴ループを参照し、局部集中ひずみの繰返し回数が、中込他（1995）^[4]に基づき算定される、当該部材の最大ひずみ度に対する破断寿命（繰返し回数）を下回っていること確認する。この手法は先行審査（川内原子力発電所タービン建屋）でも認可実績のある手法であることから、手法自体に技術的な論点はないものと考えられる。

表 2.4.1 今回工認における屋根トラス各部材のクライテリア

| 評価部位 | | 評価方法 |
|------------|---------------|---------------|
| 主トラス | 上弦材 | 弾性範囲内であることを確認 |
| | 下弦材 | |
| | 斜材 | |
| | 束材 | |
| サブトラス | 上弦材 | 弾性範囲内であることを確認 |
| | 下弦材 | 破断しないことを確認 |
| | 斜材 | |
| | 束材 | |
| 水平 ブレース | 屋根面 水平ブレース | 弾性範囲内であることを確認 |
| | 下弦面 水平ブレース | 破断しないことを確認 |

2.5 原子炉建屋屋根トラスの評価に関するまとめ

今回工認では、原子炉建屋屋根トラスの評価にあたって、3次元フレームモデルによる弾塑性解析（弾塑性特性としては修正若林モデルを考慮）を採用する予定である。修正若林モデルは先行審査で採用実績のある弾塑性特性であるが、X型ブレースを対象として検討されたものであったため、本検討においては、修正若林モデルの原子炉建屋屋根トラスへの適用性を検討する必要があると判断した。既往文献（原子炉建屋鉄骨屋根トラスを模擬した加力実験のシミュレーション解析）を参照し、その適用性・妥当性が検証されていることを確認した。また、弾塑性特性を考慮する部材のクライテリアについても検討し、妥当性を確認した。

以上より、今回工認において原子炉建屋屋根トラスの評価に弾塑性解析を採用することは妥当であると考えている。

3. 排気筒について

3.1 排気筒の概要

排気筒は、原子炉建屋の屋上 (T.M.S.L. 38.2m) に位置し、内径 2.4m の鋼板製筒身 (換気空調系用排気筒) を鋼管四角形鉄塔 (制震装置付) で支えた鉄塔支持形排気筒である。また、筒身内部には、耐震 S クラス設備である非常用ガス処理系用排気筒が筒身に支持されている。排気筒の概要を図 3.1.1 に示す。表 3.1.1 に排気筒部材の諸元を示す。

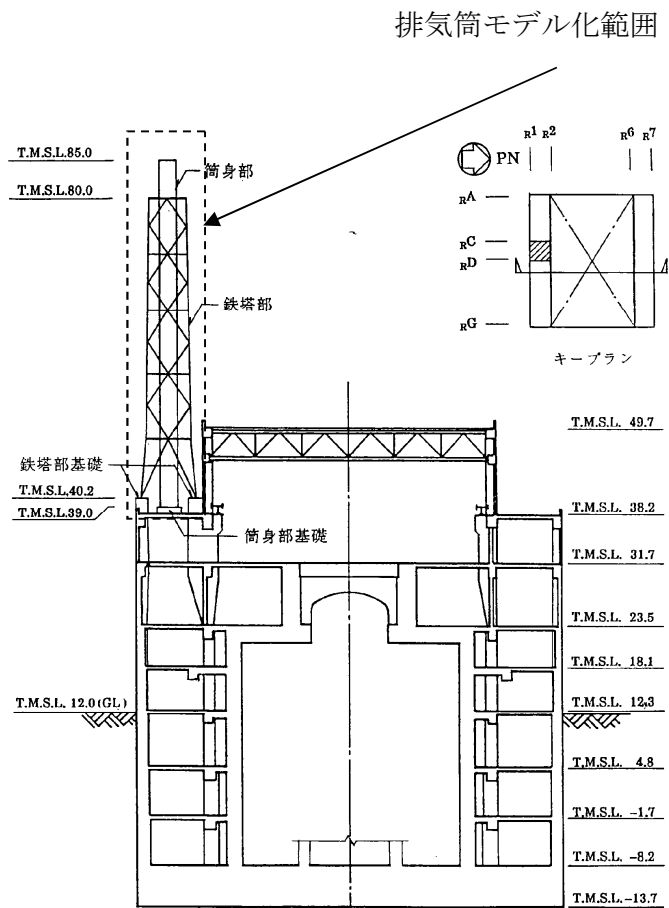


図 3.1.1 排気筒の概要 (その 1)

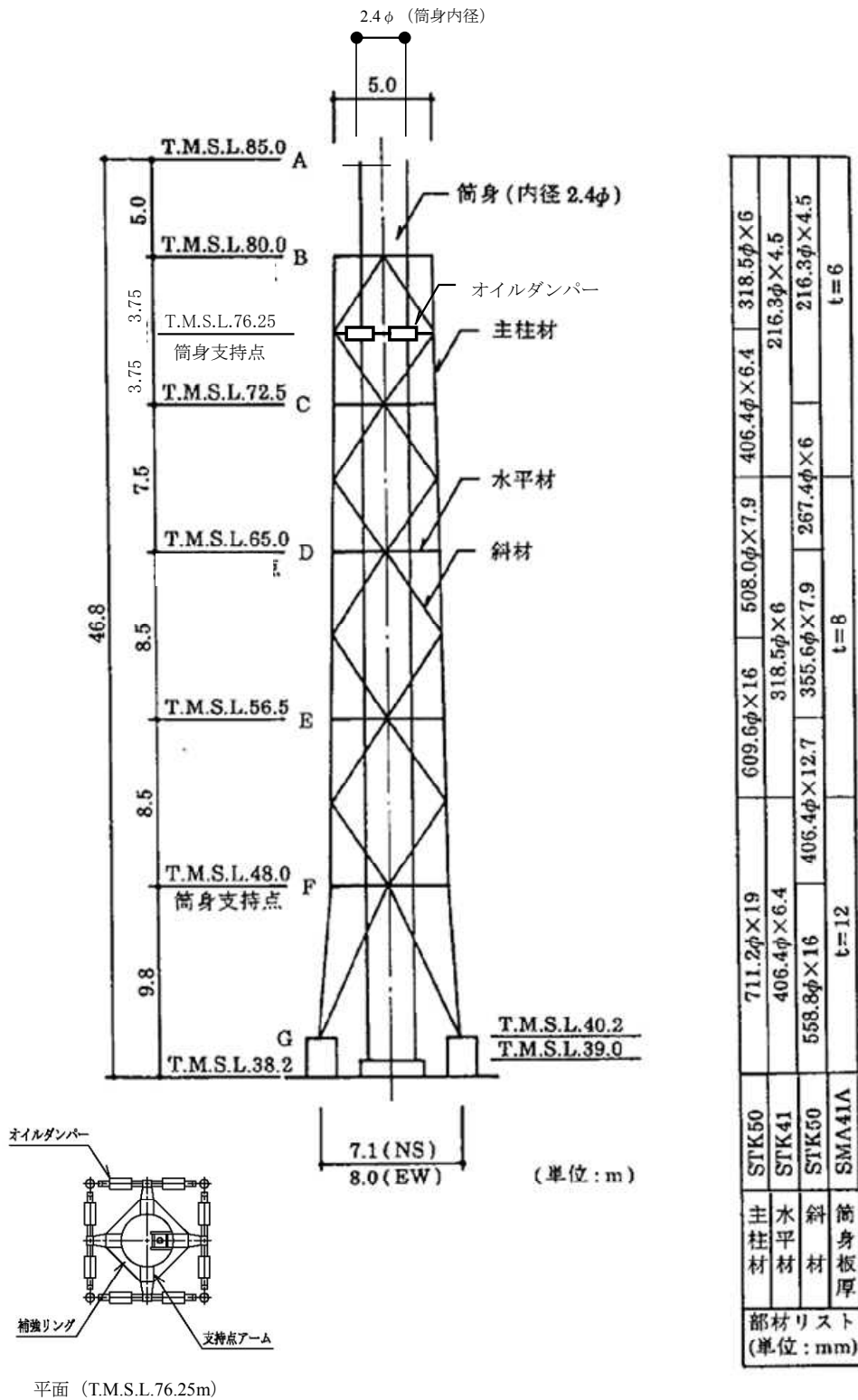


図 3.1.1 排気筒の概要 (その 2)

表 3.1.1 排気筒の部材諸元一覧

| 部位 | 部材間 | 寸法 (mm) |
|-----|-----|---------------|
| 主柱材 | B-C | 318.5 φ ×6 |
| | C-D | 406.4 φ ×6.4 |
| | D-E | 508.0 φ ×7.9 |
| | E-F | 609.6 φ ×16 |
| | F-G | 711.2 φ ×19 |
| 斜材 | B-C | 216.3 φ ×4.5 |
| | C-D | 267.4 φ ×6 |
| | D-E | 355.6 φ ×7.9 |
| | E-F | 406.4 φ ×12.7 |
| | F-G | 558.8 φ ×16 |
| 水平材 | B | 216.3 φ ×4.5 |
| | C | 216.3 φ ×4.5 |
| | D | 318.5 φ ×6 |
| | E | 318.5 φ ×6 |
| | F | 406.4 φ ×6.7 |
| 筒身部 | A-B | 2412 φ ×6 |
| | B-C | 2412 φ ×6 |
| | C-D | 2412 φ ×6 |
| | D-E | 2416 φ ×8 |
| | E-F | 2416 φ ×8 |
| | F-G | 2424 φ ×12 |

3.2 排気筒の地震応答解析モデル

排気筒は塔状構造物であり、水平2方向及び鉛直方向地震力の同時入力の影響を受ける可能性があることから、3次元モデルによる地震応答解析を実施する。

排気筒の地震応答解析モデルは、屋上（T.M.S.L.38.2m）より上部を立体的にモデル化した立体架構モデルとし、部材に発生する応力を地震応答解析によって直接評価できるモデルとしている。解析モデルの概要を図3.2.1に、解析に用いる材料の物性値を表3.2.1に示す。

モデルの作成にあたっては、排気筒を構成する全ての構造部材をモデル化することを基本方針とする。構成部材のうち、筒身、鉄塔部の主柱および鉄骨鉄筋コンクリート造の基礎部については軸、曲げ変形を考慮した梁要素として、鉄塔斜材、水平材についてはトラス要素としてモデル化する。なお、全部材が基準地震動 S_s に対して弾性範囲内の応答となることから、弾塑性特性は考慮していない。

制振装置（オイルダンパー）の概要を図3.2.2に、諸元を表3.2.3に示す。オイルダンパーは、地震応答解析より求まる速度及び変位が許容値*の範囲内であることを確認することにより、その適用性を確認することとする。表3.2.4に基準地震動 S_s による応答（暫定条件に基づく試算値）を用いた確認結果を示す。ダンパーの最大応答は、許容値を下回っており、基準地震動 S_s レベルの入力に対しても適用可能であることが確認出来る。

解析モデルへの入力は、原子炉建屋の質点系モデルによる地震応答解析結果から得られる屋上レベル（T.M.S.L.38.2m）における応答結果（水平、鉛直、回転成分）を用いることとし、排気筒の基礎位置を固定として同時入力による地震応答解析を実施する。

また、地震応答解析における減衰評価は、剛性比例型減衰を用いており、水平方向の応答が排気筒の応答性状に支配的であることを踏まえて、水平方向（NS方向）の鉄塔の1次固有周期（3.69Hz）に対して減衰定数が $h=2\%$ となる減衰を与えることとしている。

※設計時に定めた許容値であり、既工認の耐震計算書においても同じ許容値を用いてダンパーの適用性を確認している。

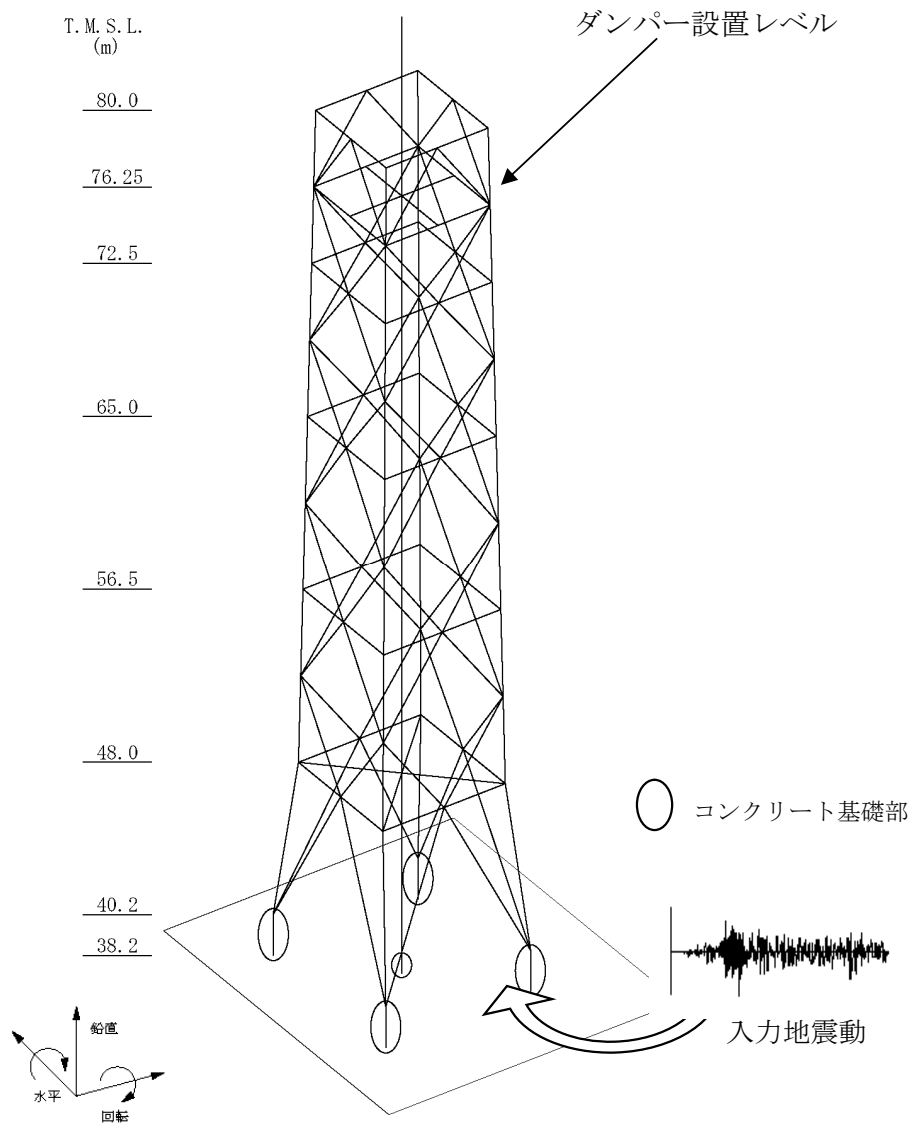
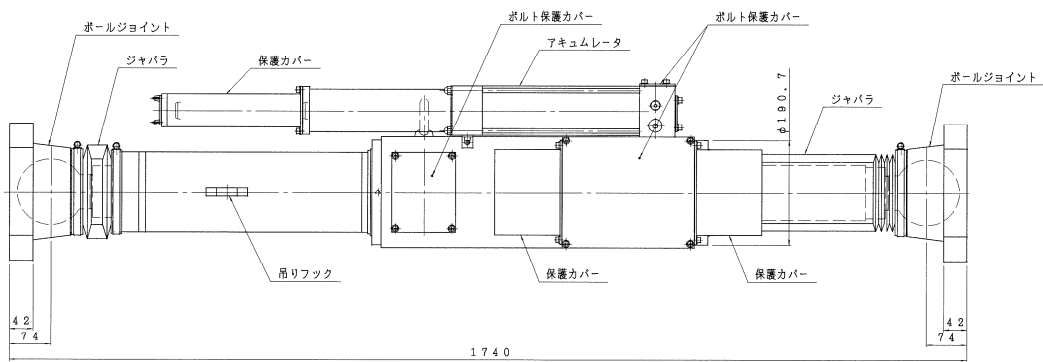
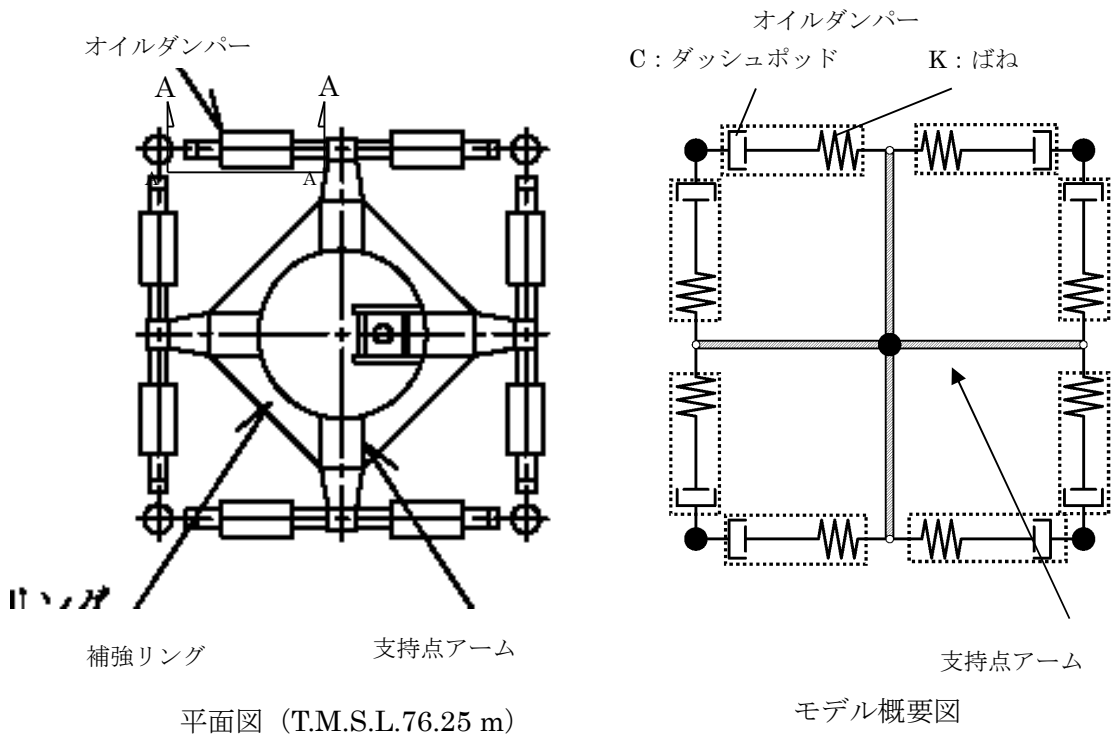


図 3.2.1 排気筒の地震応答解析モデルの概要

表 3.2.1 解析に用いる材料定数

| 部位 | 材料 | ヤング係数 (N/mm ²) | ポアソン比 | 減衰定数 |
|--------|--------|-------------------------------|-------|------|
| 鉄塔, 筒身 | 鉄骨 | 2.05×10 ⁵ | 0.3 | 0.02 |
| 基礎 | コンクリート | 2.88×10 ⁴ | 0.2 | 0.05 |



A-A オイルダンパー詳細図 (単位: mm)

図 3.2.2 オイルダンパーの概要

表 3.2.3 オイルダンパー諸元

| | | |
|------|---------------------|---------|
| 重量 | 6.0 | (kN/台) |
| ばね定数 | $K=0.3 \times 10^8$ | (N/m) |
| 減衰係数 | $C=1.2 \times 10^5$ | (N・s/m) |

表 3.2.4 オイルダンパーの適用性

| | Ss 最大応答値 (暫定値) | 許容値 |
|---------|-------------------|------|
| 速度(m/s) | 1.88 | 2.60 |
| 変位 (mm) | 131 | 175 |

3.3 既工認と今回工認における排気筒の解析モデルの比較

排気筒の解析モデルについて、既工認で採用した解析モデルと今回工認で採用する予定の解析モデルとの差異を整理する。改造工認における排気筒の解析モデルと今回工認で採用予定の解析モデルの比較表を表 3.3.1 に示す。

表 3.3.1 のうち、要素分割及び地震荷重、解析コードの差異については、解析手法を変更したことに伴う変更である。また、既工認では、鉄塔部と筒身部を質点系でモデル化して地震応答解析（水平）を実施し、地震荷重を算定している。筒身部の評価は地震応答解析結果から求まる応力及び静的な鉛直荷重を用いた構造検討を実施し、鉄塔部については地震応答解析結果から求まる地震荷重及び静的な鉛直荷重を 3 次元フレームモデルに入力することにより構造検討を実施している。今回工認では、3 次元フレームモデルによる時刻歴応力解析（水平及び鉛直）を実施し、鉄塔部の各部材も含めて時刻歴解析で直接応力を算定することにより構造検討を実施する方針である。3 次元フレームモデルによる時刻歴応力解析は先行審査でも適用されている手法である。

また、コンクリートのヤング係数及びポアソン比については、別資料（「別紙 1 建屋の地震応答解析におけるコンクリート実剛性の採用について」）にて考察しているため、ここでは差異として取り上げないこととする。

以上を踏まえると、既工認と今回工認における解析モデルの主要な論点となる項目はないと考えられる。

3.4 排気筒の評価のまとめ

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号及び 7 号炉の排気筒について、既工認と今回工認における解析モデル及び解析手法を比較し、差異を抽出した結果、先行電力を含む既工認で採用実績がある手法であり、主要な論点となる項目はないことを確認した。

4. まとめ

柏崎刈羽原子力発電所第 6 号及び 7 号炉の原子炉建屋屋根トラス及び排気筒について、既工認と今回工認における解析モデル及び解析手法を比較した。その結果、既工認と差異が認められる部分についてはその妥当性・適用性について検討を行い、今回工認で使用する解析モデルとして妥当であることを確認した。

表 3.3.1 排気筒の解析モデルの比較

| 項目 | 既工認（改造工認） | 今回工認 |
|-------|--|---|
| 解析手法 | <ul style="list-style-type: none"> ・地震応答解析（弾性解析） ・静的応力解析（弾性解析） | <ul style="list-style-type: none"> ・時刻歴応力解析（弾性解析） |
| 解析コード | <ul style="list-style-type: none"> ・DYNA2E（地震応答解析） ・NASTRAN（静的応力解析） | <ul style="list-style-type: none"> ・DYNA2E |
| モデル化 | <ul style="list-style-type: none"> ・質点系モデル（地震応答解析） ・3次元フレームモデル（静的応力解析） | <ul style="list-style-type: none"> ・3次元フレームモデル |
| 要素分割 | <p>【地震応答解析】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・鉄塔部・筒身部を質点系でモデル化、ダンパー部はダッシュポット要素とバネ要素でモデル化 <p>【応力解析】</p> <ul style="list-style-type: none"> 梁要素：鉄塔部（支柱材） トラス要素：鉄塔部（水平材，斜材） | <ul style="list-style-type: none"> 梁要素：鉄塔部（支柱材），筒身部，基礎部 トラス要素：鉄塔部（水平材，斜材） ダッシュポット要素、ばね要素：ダンパー |
| 材料物性 | <ul style="list-style-type: none"> ・鋼材のヤング係数： $E=2.05 \times 10^5 (N/mm^2)$ ・鉄骨のポアソン比：0.3 | <ul style="list-style-type: none"> ・鉄骨のヤング係数： $E=2.05 \times 10^5 (N/mm^2)$ ・鉄骨のポアソン比：0.3 ・コンクリートのヤング係数 $E=2.88 \times 10^4 \text{ kN/mm}^2$ ・コンクリートのポアソン比 $\nu=0.2$ |
| 評価方法 | <ul style="list-style-type: none"> ・S_1地震及び静的地震力に対して発生応力が許容限界を超えないことを確認 | <ul style="list-style-type: none"> ・S_s地震に対し，発生応力が許容限界を超えないことを確認 |
| 地震荷重 | <p>【地震応答解析】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水平：モデル脚部に質点系モデルの地震応答解析による水平方向の動的応答を入力 ・鉛直：実施せず <p>【応力解析】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水平：地震応答解析から求まる地震荷重を入力 ・鉛直：静的震度を鉛直力として入力 | <ul style="list-style-type: none"> ・水平及び鉛直：モデル脚部に質点系モデルの地震応答解析による水平及び鉛直方向の動的応答を同時入力 |

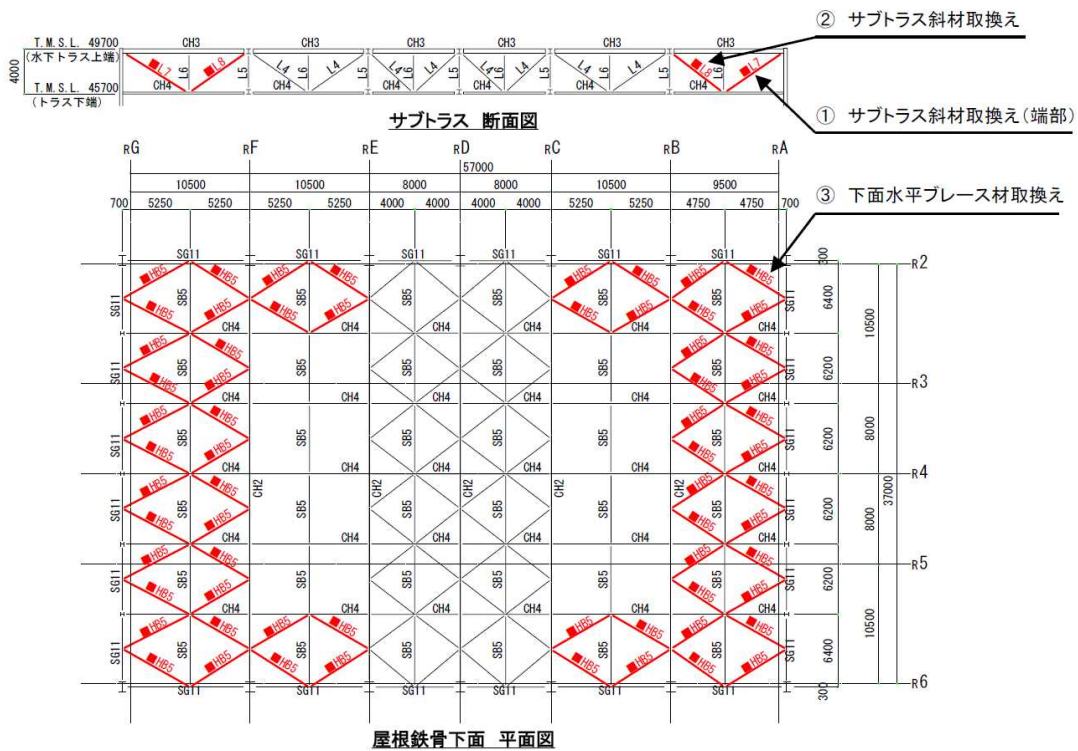
【参考文献】

- [1] 谷口他：鉄骨 X 型ブレース架構の復元力特性に関する研究, 日本建築学会構造工学論文集 Vol.37B 号, 1991 年 3 月, pp303-316
- [2] 柴田他：鉄骨筋違の履歴特性の定式化, 日本建築学会構造工学論文集第 316 号, 昭和 57 年 6 月, pp18-24
- [3] 鈴木他：原子力発電所鉄骨屋根トラスの終局限界に関する研究, 日本建築学会構造系論文集 Vol.76 No.661, 2011 年 3 月, P571-580
- [4] 中込他 (1995) :繰返し力を受ける SM490 鋼の疲労性に関する研究 日本建築学会 構造系論文集 No. 469, 127-136, 1995. 3

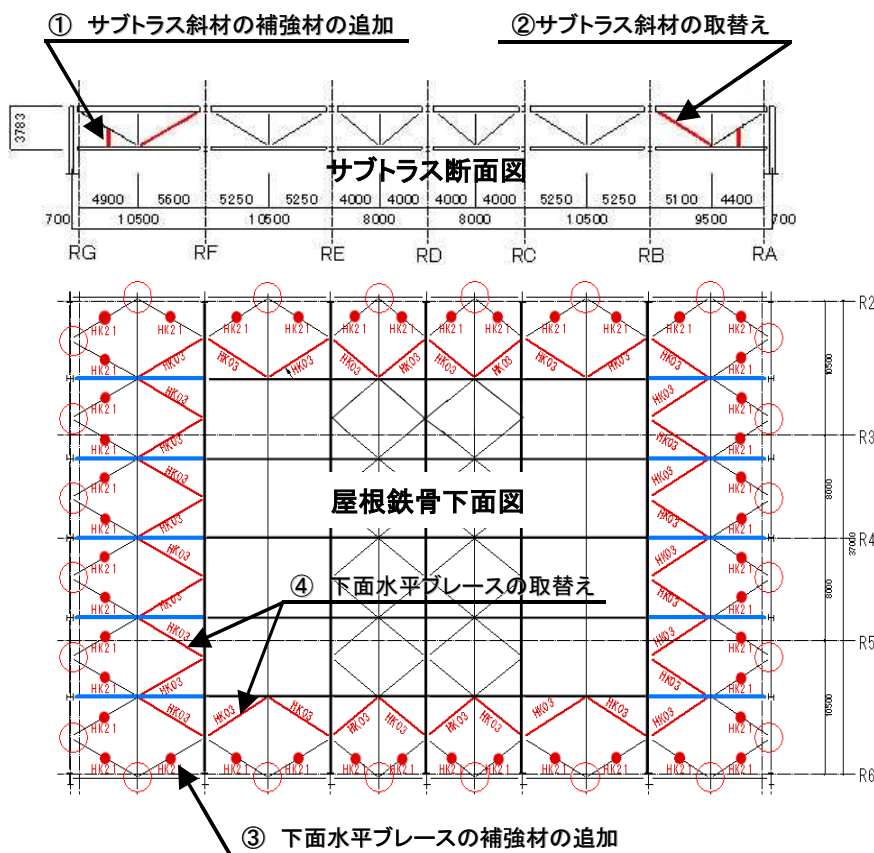
原子炉建屋屋根トラスの耐震補強について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋屋根トラスについては耐震補強工事を実施しており、本資料では、当該工事における補強の内容について説明する。

屋根トラスの補強については、主トラスについては余裕があることが確認されたものの、それと直交するサブトラスの一部や下面水平ブレースなどの余裕の少ない部材については、部材取替え及び補強材の追加による耐震補強工事を実施している。耐震補強の補強箇所を図-1 に、補強部材の詳細を表-1 に示す。



図一1 (a) 屋根トラスの補強箇所 (6号炉)



図一1 (b) 屋根トラスの補強箇所 (7号炉)

表-1 (a) 補強部材の詳細 (6号炉)

| No | 箇所及び補強方法 | | |
|----|-------------------|---|--|
| ① | サブラス斜材 取換え(端部) | 補強前 2Ls-90×90×10 ↓ 補強後 2Ls-120×120×8 | |
| ② | サブラス斜材 取換え | 補強前 2Ls-90×90×10 ↓ 補強後 2Ls-130×130×9 | |
| ③ | 下面水平ブレース材 取換え | 補強前 CT-150×300×10×15 ↓ 補強後 CT-175×350×12×19 | |

表-1 (b) 補強部材の詳細 (7号炉)

| No. | 箇所及び補強方法 | | |
|-----|-------------------------|--|--|
| ① | サブラス斜材 補強材の追加 | | 斜材 2Ls-90×90×10 補強材 L-75×75×6 |
| ② | サブラス斜材 取替え | | 補強前 2Ls-90×90×10 補強後 2Ls-130×130×9 |
| ③ | 下面水平 ブレース材 補強材の追加 | | ブレース材 CT-150×300×10×15 補強材 [-150×75×6.5×10] |
| ④ | 下面水平 ブレース材 取替え | | 補強前 CT-150×300×10×15 補強後 CT-175×350×12×19 |

屋根トラスの剛性比例型減衰について

今回工認では、原子炉建屋屋根トラスの地震応答解析における減衰評価について、鉄骨造の構造物に対して一般的に適用している剛性比例型としている。

表-1 に 7 号炉原子炉建屋屋根トラスの固有値解析結果を、図-1 に剛性比例型減衰による減衰定数と振動数の関係を示す。

鉄骨造の屋根トラスは、水平材として鉛直方向の挙動が卓越すると考えられるため、水平材の応答に影響の大きい鉛直方向 1 次固有振動数 (5.19Hz) に対して減衰定数が $h=2\%$ となる剛性比例型減衰を与えている。図-1 より、剛性比例型減衰の特徴として高次モードの減衰を大きくとることになるが、高次モードが屋根トラスの応答へ及ぼす影響は小さいため、剛性比例型減衰の採用が屋根トラスの応答へ与える影響は小さいと考える。

表-1 固有値解析結果

| 次数 | 振動数 (Hz) | 周期 (sec) | 備考 |
|----|-------------|-------------|--------|
| 1 | 5.19 | 0.193 | 鉛直方向一次 |
| 2 | 6.16 | 0.162 | 鉛直方向二次 |
| 3 | 7.07 | 0.141 | |
| 4 | 7.51 | 0.133 | NS方向一次 |
| 5 | 8.10 | 0.123 | |
| 6 | 9.22 | 0.108 | EW方向一次 |

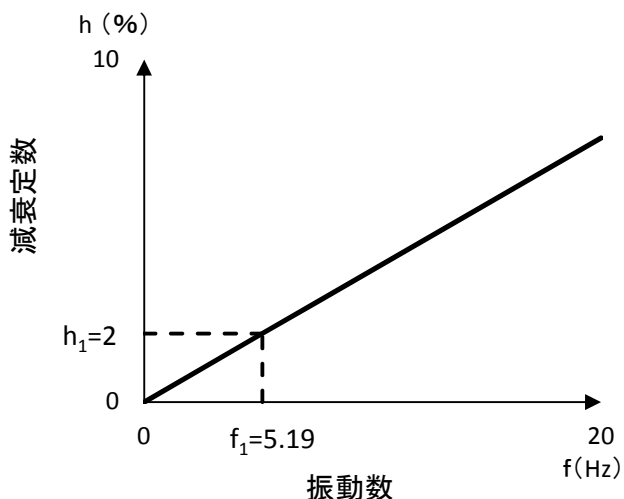


図-1 剛性比例型減衰による減衰定数と振動数の関係

排気筒の基礎部について

1. 基礎の概要

排気筒の基礎は、原子炉建屋と一体となった鉄骨鉄筋コンクリート造の立ち上がり部である。排気筒基礎の概要を図-1 に示す。

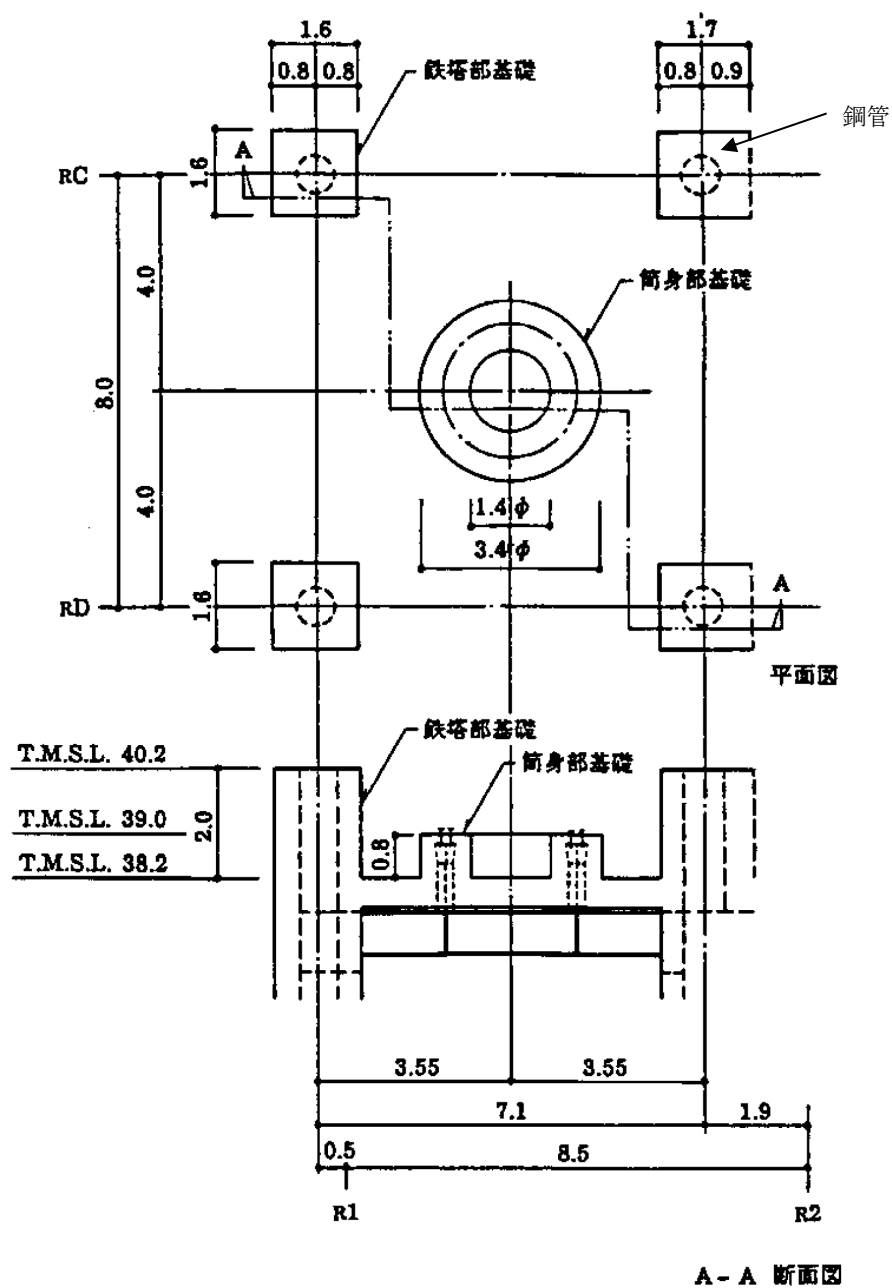


図-1 排気筒基礎の概要

2. 基礎部の評価について

今回工認における基礎部の評価は、既工認と同様に、鉄塔部基礎ボルト、鉄塔部基礎、筒身部基礎ボルトを対象として、実施する予定である。

(1) 鉄塔部基礎ボルト

鉄塔部基礎ボルトについては、基礎ボルト1本あたりに発生する応力を評価し、基礎ボルトの諸元から求まる短期許容応力度との比較を行うことにより評価を実施する。

(2) 鉄塔基礎部

鉄塔基礎部については、曲げモーメント、せん断力、軸力に対する評価を実施する。

曲げモーメントについては、鉄筋コンクリート部の鉄筋のみが負担すると仮定し、発生する応力が鉄筋の短期許容応力度を下回っていることを確認する。

せん断力については、コンクリートで負担すると仮定し、発生する応力がコンクリートの短期許容応力度を下回っていることを確認する。なお、評価に用いるコンクリート強度は既工認と同様に設計基準強度を用いるものとする。

軸力については鋼管のみが負担するものとして、発生する応力が鋼材の短期許容応力度を下回っていることを確認する。

(3) 筒身部基礎ボルト

筒身部基礎ボルトについては、基礎ボルト1本あたりに発生する応力を評価し、基礎ボルトの諸元から求まる短期許容応力度との比較を行うことにより評価を実施する。

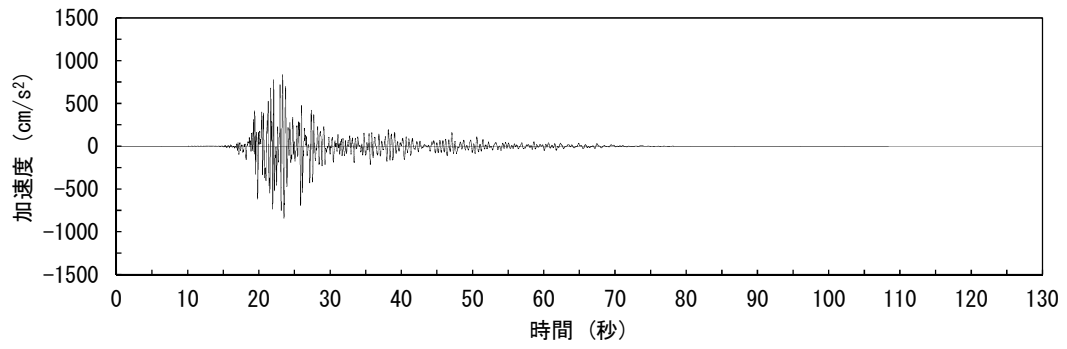
排気筒の入力地震動及び固有振動数・固有モードについて

排気筒は、原子炉建屋の屋上（T.M.S.L.38.2m）に位置し、内径 2.4m の鋼板製筒身（換気空調系用排気筒）を鋼管四角形鉄塔（制震装置付）で支えた鉄塔支持形排気筒である。

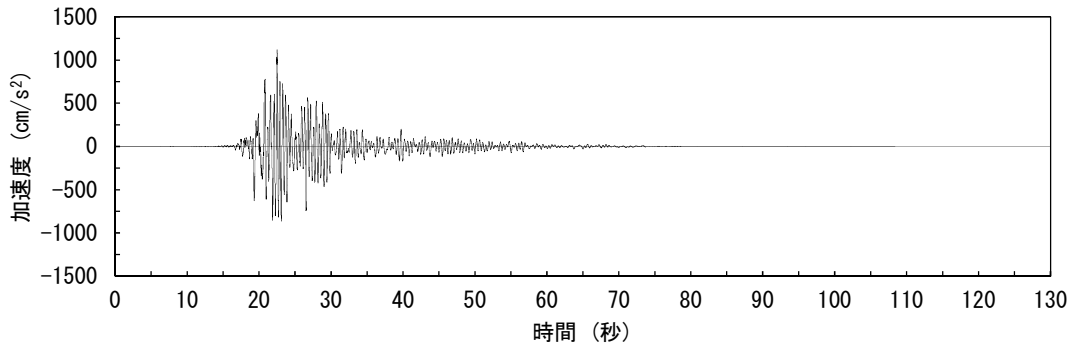
排気筒は塔状構造物であり、水平 2 方向及び鉛直方向地震力の同時入力の影響を受ける可能性がある構造物であることから、3次元モデルによる地震応答解析を実施する。解析モデルへの入力地震動は、原子炉建屋の質点系モデルによる地震応答解析結果から得られる屋上レベル（T.M.S.L.38.2m）における応答結果（水平、鉛直、回転成分）を用いている。

排気筒への入力として用いている入力動の時刻歴波形を Ss-2 を例として図-1 に示す。地震応答解析を実施する際には、水平、鉛直成分は加速度時刻歴波形を、回転成分は回転変位時刻歴波形を入力している。

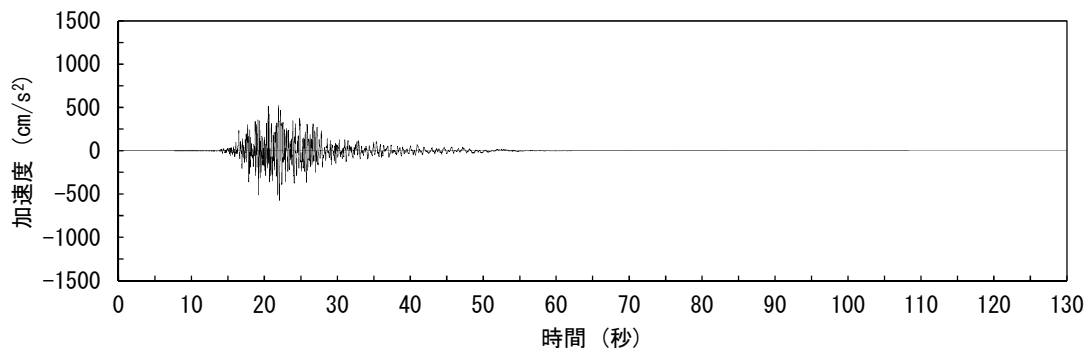
回転変位から求まる脚部鉛直変位は、鉄塔部支柱材の脚部において、最大で NS 方向 1.7mm 程度、EW 方向 2.9mm 程度となる。



(a) 南北方向 (水平)

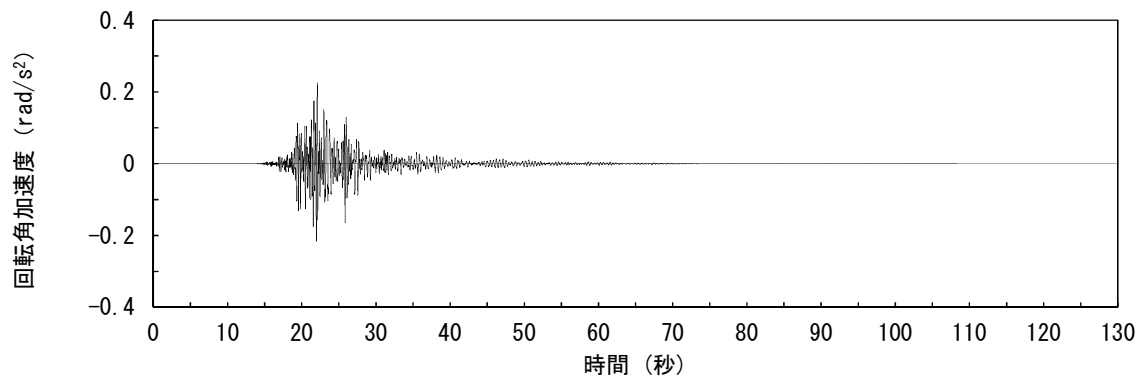


(b) 東西方向 (水平)

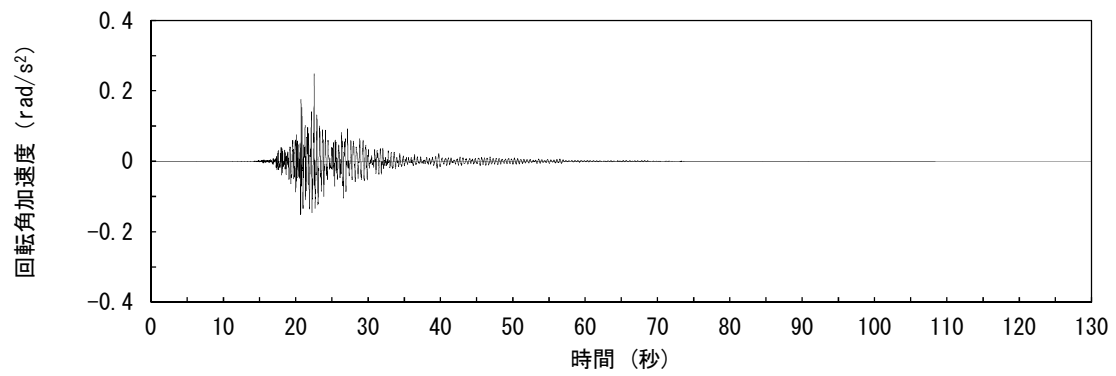


(c) 鉛直方向

図-1(1) 入力動の時刻歴波形
(加速度、水平、鉛直成分)

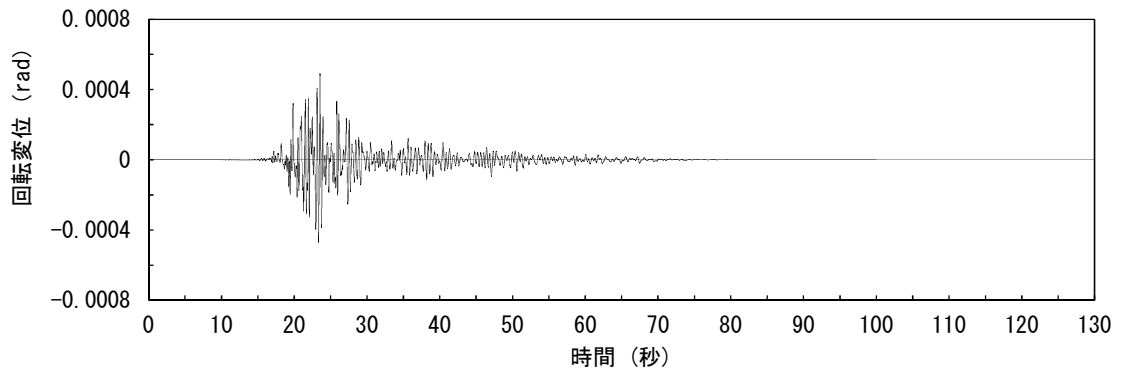


(d) 南北方向 (回転)

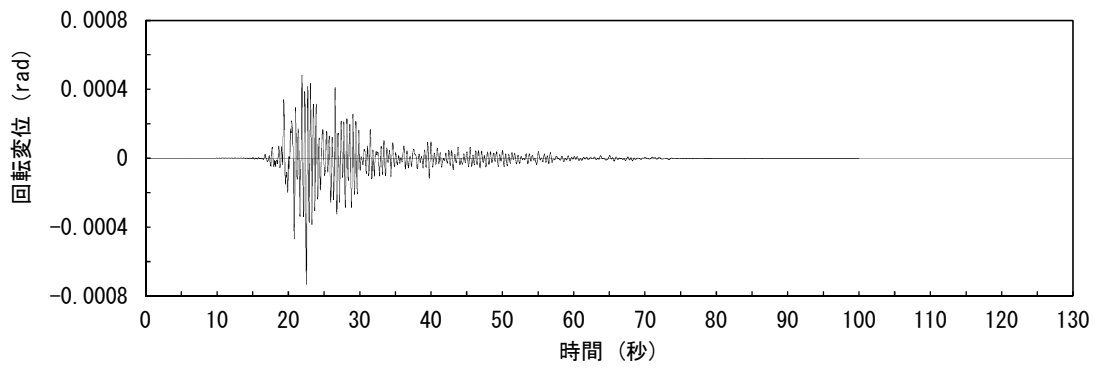


(e) 東西方向 (回転)

図一 1 (2) 入力動の時刻歴波形
(加速度、回転成分)



(f) 南北方向 (回転)



(g) 東西方向 (回転)

図一 1 (3) 入力動の時刻歴波形
(変位、回転成分)

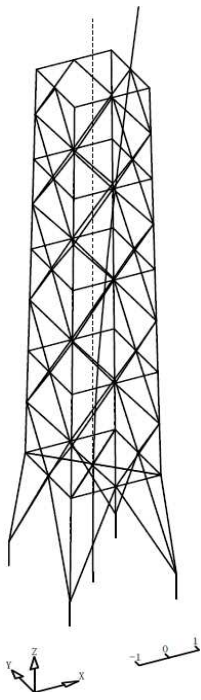
排気筒のモデル化にあたっては、鋼製材のうち、筒身、鉄塔部およびコンクリート造の基礎部については軸、曲げ変形を考慮した梁要素、鉄塔斜材、水平材についてはトラス要素としてモデル化する。固有値解析結果を表-1および図-2に示す。

筒身部の1次固有振動数は水平方向で1Hz、鉛直方向で19Hzとなり、鉄塔部の1次固有振動数は水平方向で3.7Hz、鉛直方向で20Hzとなる。

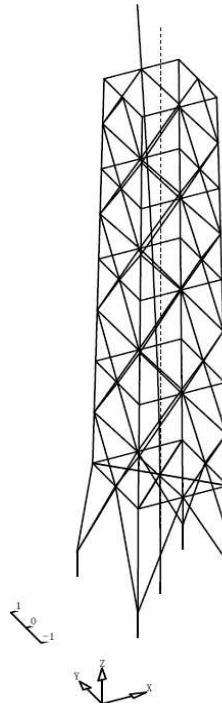
表-1 固有値解析結果

| 次数 | 振動数 (Hz) | 周期 (sec) | 刺激係数 | | | 備考 |
|----|-------------|-------------|--------|--------|-------|----------|
| | | | X | Y | Z | |
| 1 | 0.98 | 1.021 | 1.528 | 0.000 | 0.000 | 筒身NS方向1次 |
| 2 | 0.98 | 1.018 | 0.000 | 1.511 | 0.000 | 筒身EW方向1次 |
| 4 | 3.69 | 0.271 | -1.616 | 0.000 | 0.000 | 鉄塔NS方向1次 |
| 5 | 3.71 | 0.269 | 0.000 | -1.538 | 0.000 | 鉄塔EW方向1次 |
| 22 | 19.06 | 0.052 | 0.000 | 0.000 | 1.251 | 筒身鉛直方向1次 |
| 23 | 20.43 | 0.049 | -0.001 | 0.000 | 1.615 | 鉄塔鉛直方向1次 |

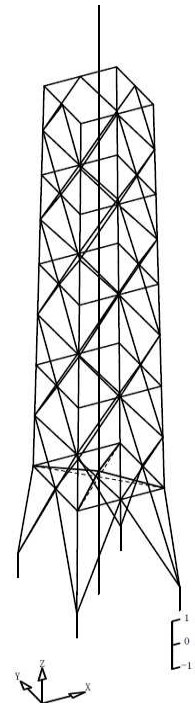
(筒身部)



筒身南北方向 1 次

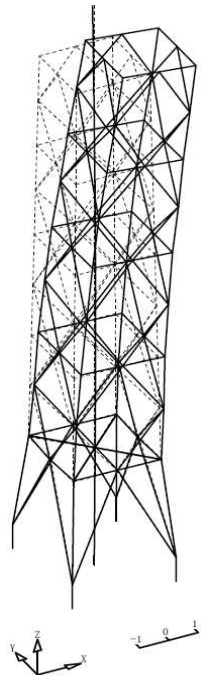


筒身東西方向 1 次

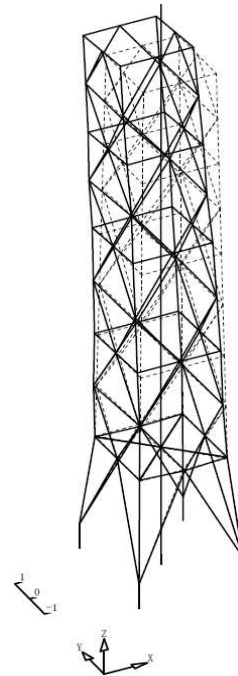


筒身鉛直方向 1 次

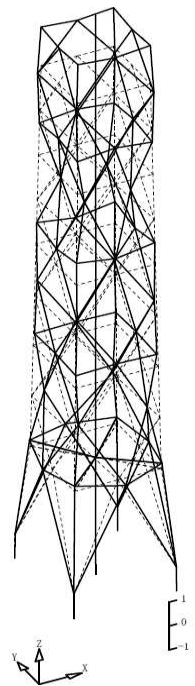
(鉄塔部)



鉄塔南北方向 1 次



鉄塔東西方向 1 次



鉄塔鉛直方向 1 次

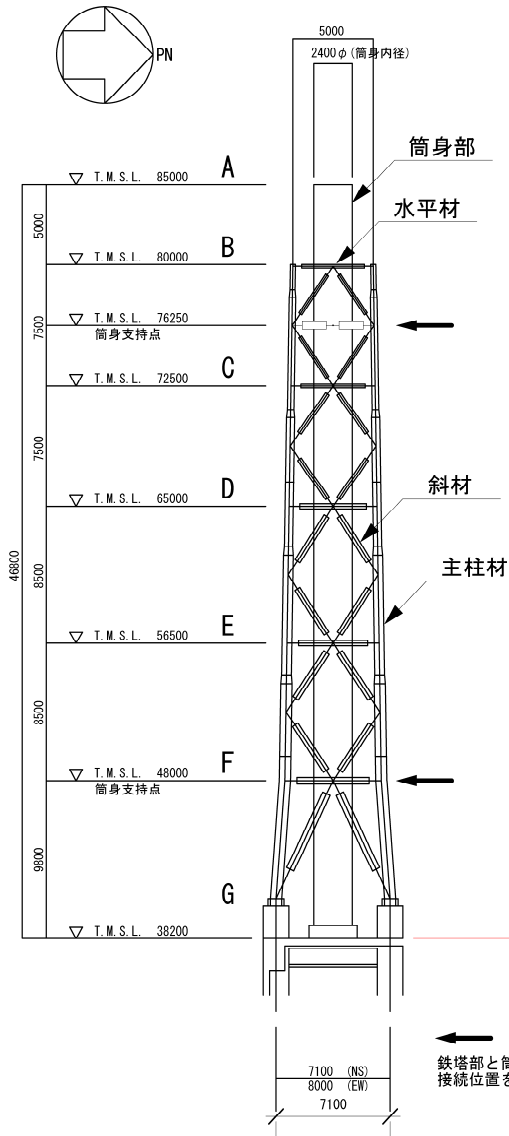
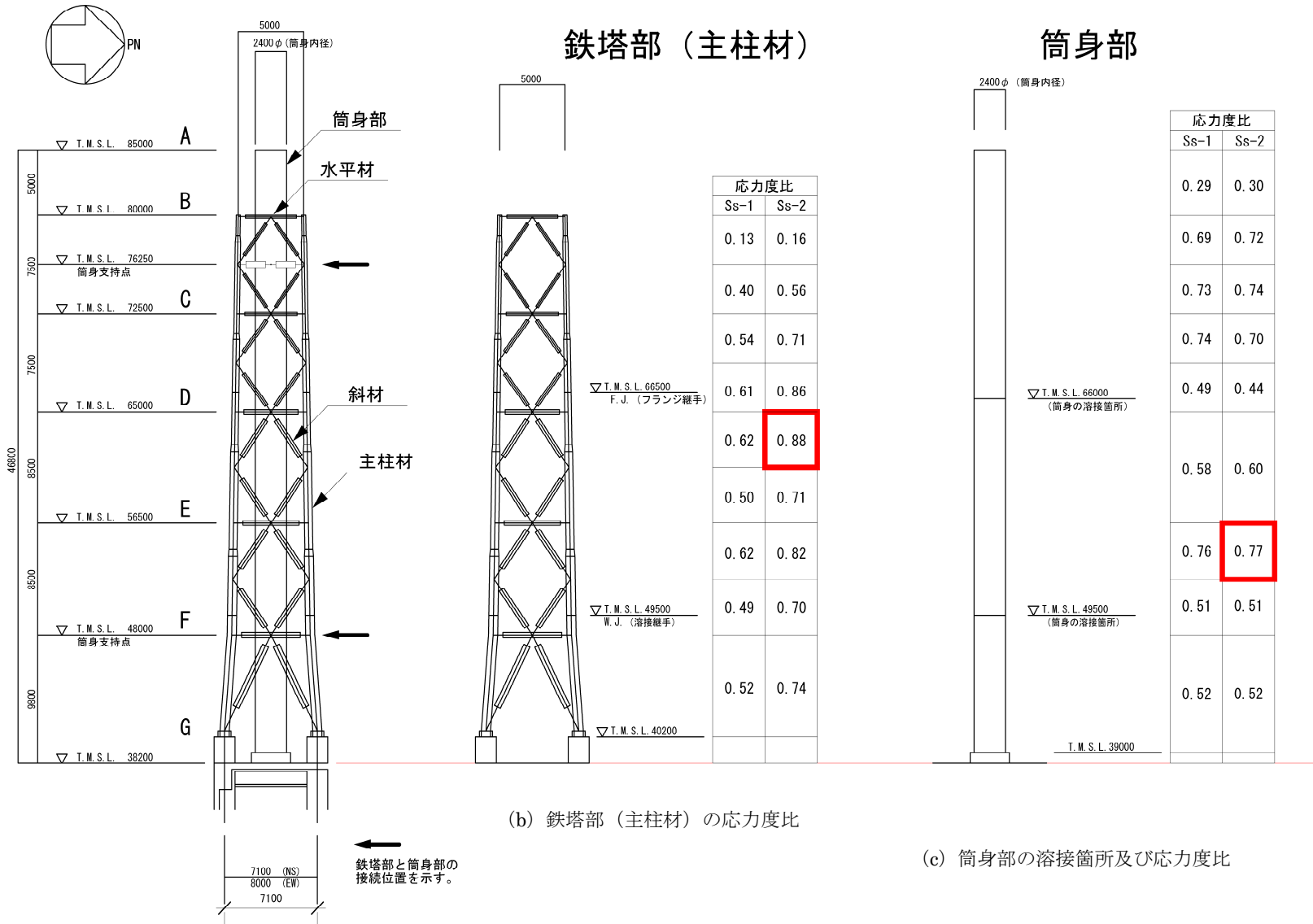
図一2 固有値解析結果 (刺激係数)

排気筒の想定破損箇所及び破損モード，溶接箇所と筒身支持位置の関係について

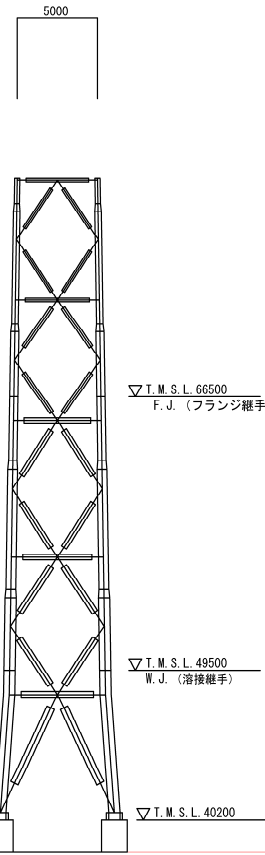
排気筒の地震応答解析モデルは，屋上（T.M.S.L.38.2m）より上部を立体的にモデル化した立体架構モデルとしている。解析モデルの作成にあたっては，排気筒を構成する全ての構造部材をモデル化することを基本方針としている。

主要な基準地震動（Ss-1 および Ss-2）に対して，各部材の発生応力度と評価基準値に対する比率を図-1 に示す。基準地震動 Ss に対して，各部材は弾性範囲内におさまる。また，図-1 には鉄塔部と筒身部の接続位置や，鉄塔部および筒身部の溶接箇所も合わせて示す。最大応力は，鉄塔部，筒身部とも構造物の高さ方向の概ね中間部で発生し，かつ，溶接箇所とは異なる位置で発生しているため，排気筒脚部や溶接部での破断により崩壊する状態にはならない。

排気筒の破損モードとしては，図-1 に示す応力度比をみると，脚部の曲げヒンジより先に，鉄塔部の支柱材や筒身の局部座屈または支柱材端部に曲げヒンジが形成されることが想定されるため，倒壊に至るようなモードとはならないと考えられる。また，鉄塔部と筒身部の接続部近傍での応力度比は中間部に比べて小さく、鉄塔部及び筒身部の応力度比が大きい位置と一致していないことから，どちらかの破損から連鎖的な破壊が進行することは無いと考えられる。

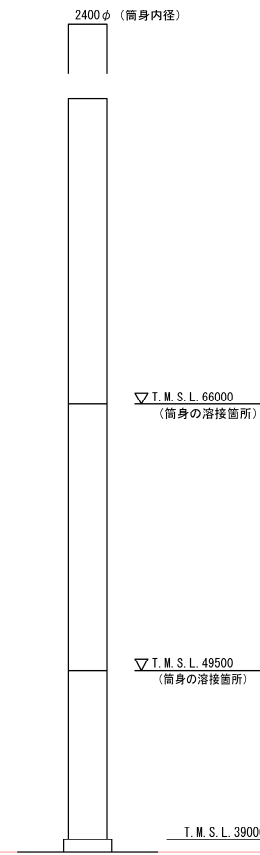


鉄塔部（主柱材）



| 応力度比 | |
|------|------|
| Ss-1 | Ss-2 |
| 0.13 | 0.16 |
| 0.40 | 0.56 |
| 0.54 | 0.71 |
| 0.61 | 0.86 |
| 0.62 | 0.88 |
| 0.50 | 0.71 |
| 0.62 | 0.82 |
| 0.49 | 0.70 |
| 0.52 | 0.74 |

筒身部



| 応力度比 | |
|------|------|
| Ss-1 | Ss-2 |
| 0.29 | 0.30 |
| 0.69 | 0.72 |
| 0.73 | 0.74 |
| 0.74 | 0.70 |
| 0.49 | 0.44 |
| 0.58 | 0.60 |
| 0.76 | 0.77 |
| 0.51 | 0.51 |
| 0.52 | 0.52 |

図-1 排気筒の評価結果（暫定値）と溶接箇所