

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6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0100 改01
提出年月日	平成28年4月20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4月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 建屋地震応答解析モデルの既工認との差異について
 - 補足説明資料 1-1 建屋側面地盤回転バネを考慮することの妥当性について
 - 補足説明資料 1-2 各モデルの変更点の中越沖地震時のシミュレーション解析結果に与える影響について
 - 補足説明資料 1-3 建屋コンクリート剛性について

2. 原子炉格納容器コンクリート部の材料構成則について
 - 補足説明資料 2 原子炉格納容器コンクリート部の材料構成則について

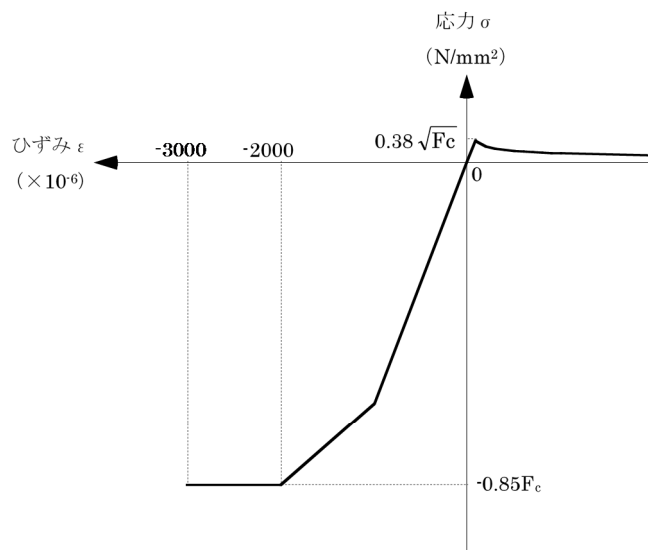
3. 既工認実績のない規格・手法の適用性について
 - 補足説明資料 3-1 原子炉建屋屋根トラス及び排気筒の評価モデルについて
 - 補足説明資料 3-2 使用済燃料貯蔵ラックの減衰定数について（7号炉）
 - 補足説明資料 3-3 原子炉本体基礎の非線形特性について

下線部：今回ご提出資料

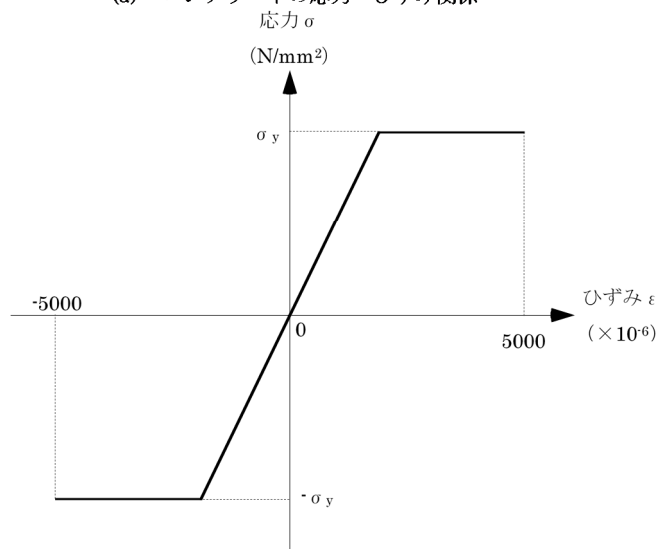
原子炉格納容器コンクリート部の応力解析における
材料構成則について

1. はじめに

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。本資料は弾塑性解析で採用予定の材料構成則（図 1-1）の適用性・妥当性について，適用文献の内容と合わせて整理した結果を以下に示す。



(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 1-1 採用予定の材料構成則

2. 材料構成則の適用性・妥当性について

2.1 コンクリート（引張側）

コンクリートの引張軟化曲線は、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・出雲による式^[1]（以下、岡村・出雲モデルという）を採用する予定である。以下では、岡村・出雲モデルの概要とその適用性について示す。なお、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」に基づき、曲げひび割れ時のコンクリート引張応力の下限值を設定している。

(1) 岡村・出雲モデルの概要

岡村・出雲モデルは、文献^[1]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。

$$\frac{\sigma_t}{f_t} = \left(\frac{\varepsilon_{cr}}{\varepsilon_t} \right)^c \quad (2.1)$$

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、(2.1)式を用いることで既往の実験（Collins-Vecchioの実験^[2]）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 2-1）。

また、ひび割れ後のコンクリートの構成則として(2.1)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の実験及び青柳・山田の実験^[3]）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 2-2）。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。

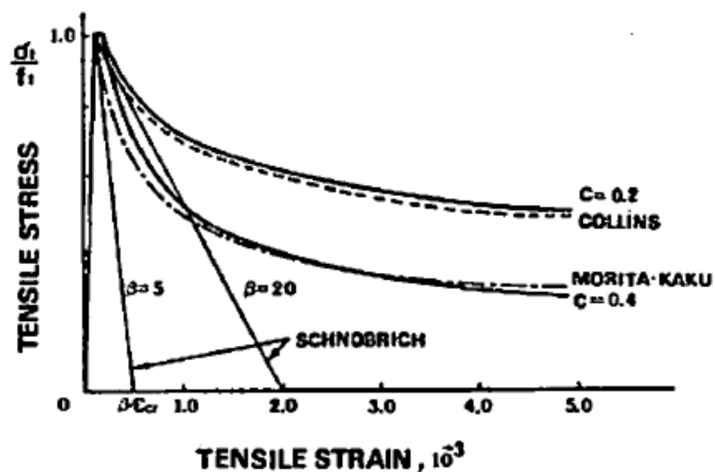


図 2-1 岡村・出雲モデルと他のモデルのとの比較 ([1]より引用)

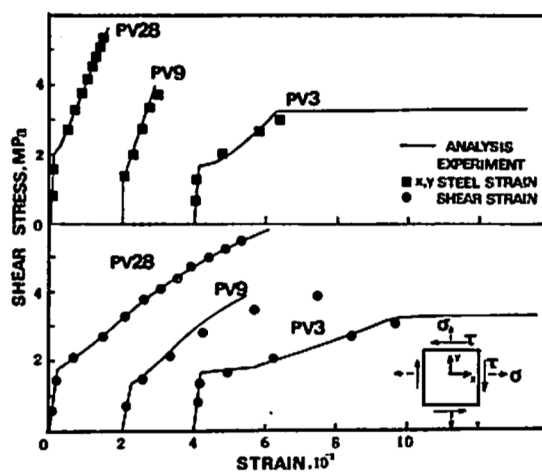


図 2-2 コンクリート引張剛性モデルの検証結果 ([1]より引用)

(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」^[4]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^[5]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。

梁せん断破壊試験については、既往の文献^[6]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2-3）。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^[7]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2-4）。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。

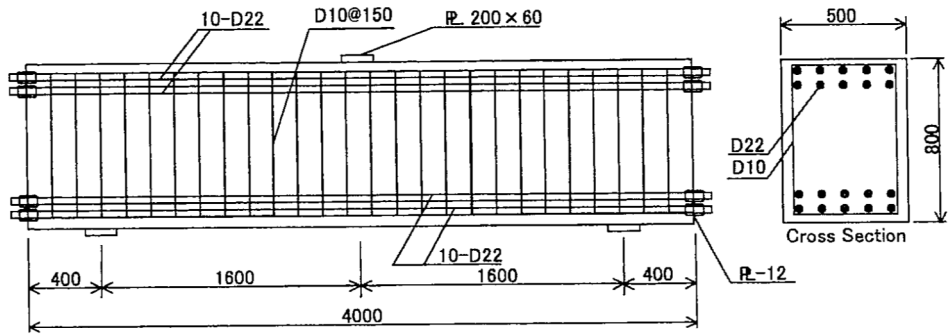


図-4.3.9 試験体諸元 (単位: mm)

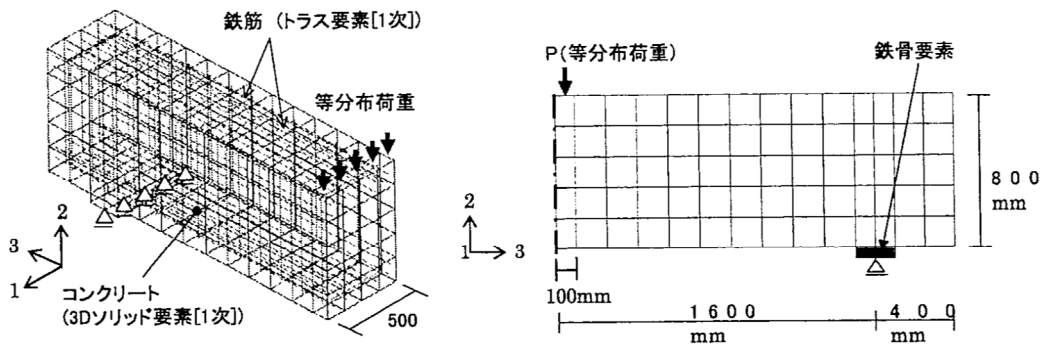


図-4.3.10 解析モデル

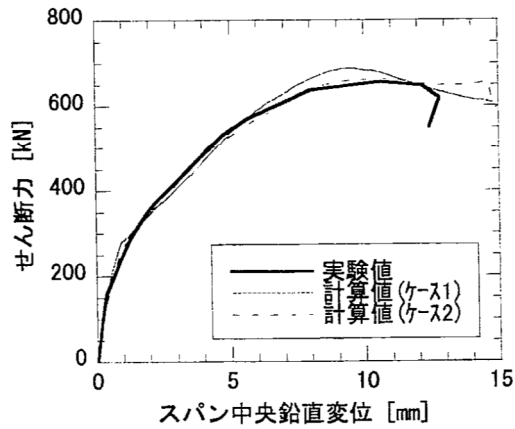


図-4.3.11 せん断力—スパン中央鉛直変位関係

図 2-3 梁せん断破壊試験に基づく検証結果 ([4]より引用)

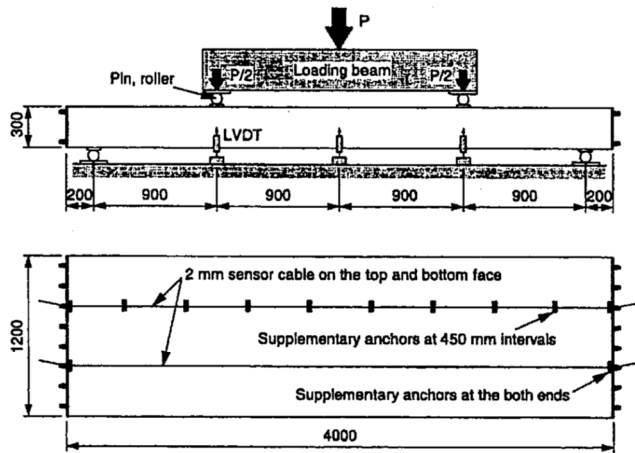


図-4.3.12 試験体諸元

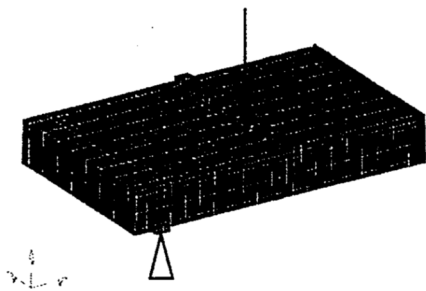


図-4.3.13 解析モデル

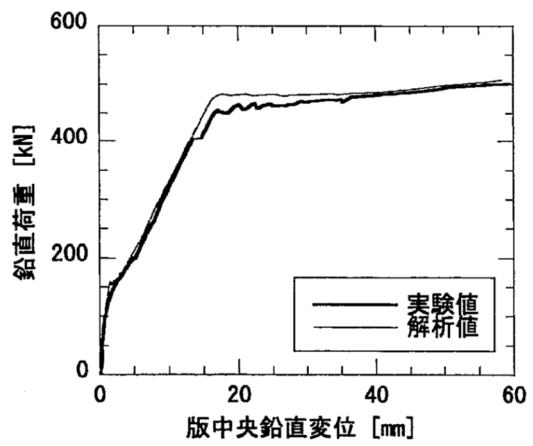


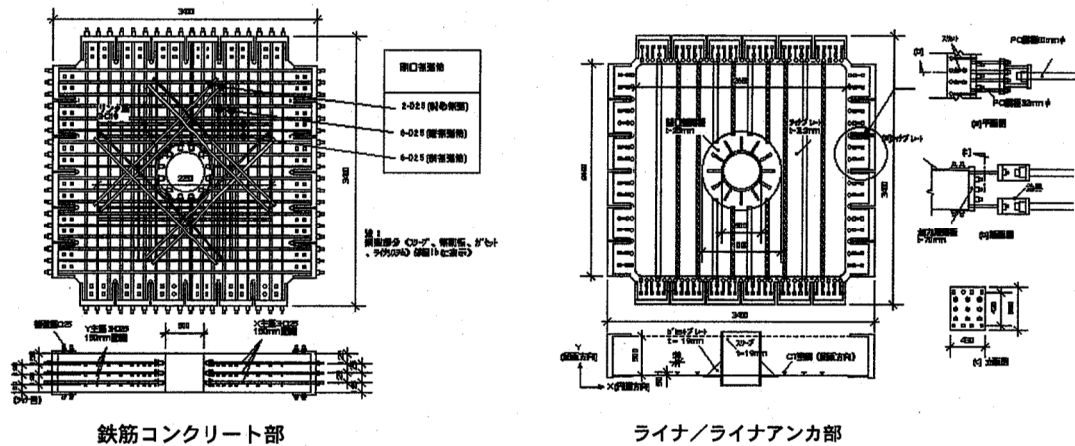
図-4.3.14 鉛直荷重—版中央鉛直変位関係

図 2-4 鉄筋コンクリートの曲げ破壊試験に基づく検証結果 ([4]より引用)

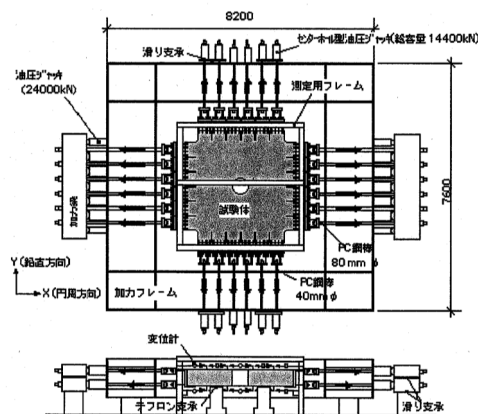
b) 原子炉格納容器信頼性実証事業における検討例

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^[8]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2-5に示す。



試験体形状



試験装置

図2-5 二軸引張基礎要素特性試験の試験体及び試験装置（[8]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 2-6 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ィフニング特性（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。

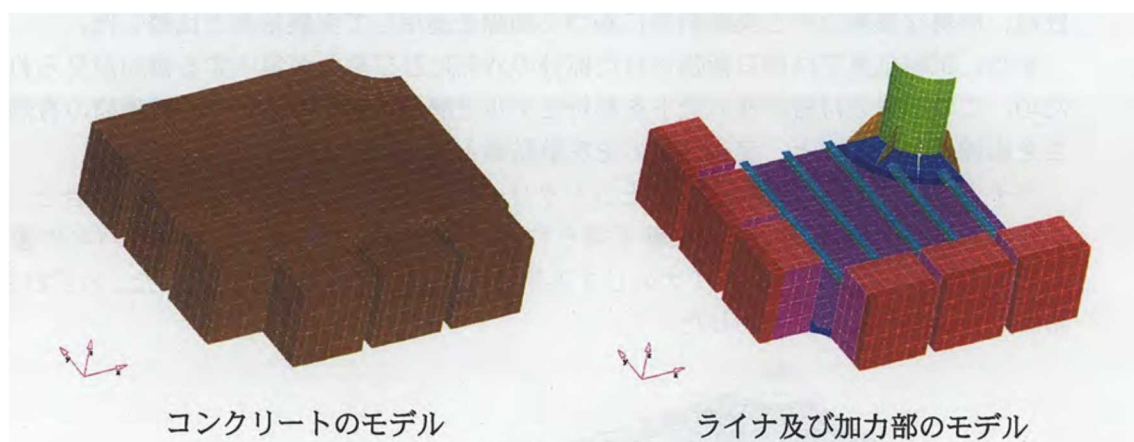


図 2-6 ソリッド要素による解析モデル ([8]より抜粋)

(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。

2.2 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 code^[9]に基づき設定している。

CEB-FIP Model code^[9]におけるコンクリート(圧縮側)の構成則は以下の(2.2)式により規定されている。なお、(2.2)式に基づく場合、6, 7号炉のコンクリート強度は 50MPa(N/mm²)以下であるため、終局ひずみは 0.0035 となるが、CCV 規格における終局歪みは 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。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_{cd} &= 0.85f_{cd} \left[2 \left(\frac{\varepsilon_c}{\varepsilon_{c1}} \right) - \left(\frac{\varepsilon_c}{\varepsilon_{c1}} \right)^2 \right] && (\varepsilon_c < \varepsilon_{c1} \text{ の場合}) \\ \sigma_{cd} &= 0.85f_{cd} && (\varepsilon_{c1} \leq \varepsilon_c \leq \varepsilon_{cu} \text{ の場合}) \\ \sigma_{cd} &= 0 && (\varepsilon_{cu} < \varepsilon_c \text{ の場合}) \end{aligned} \right\} \quad (2.2)$$

ここで、 $\varepsilon_{c1} = 0.002$,

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

$\varepsilon_{cu} = 0.0035 \left(\frac{50}{f_{ck}} \right)^2$ ($50\text{MPa} \leq f_{ck} \leq 80\text{MPa}$ 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_{c1} :コンクリートの終局ひずみ
 f_{cd}, f_{ck} :コンクリート強度

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 2-7 及び図 2-8 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。

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 Code^[9]に基づき設定することは妥当であると考えている。

2.3 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 2-7 及び図 2-8 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。

3. 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材料構成則(鉄筋、コンクリート)について、適用文献の内容を整理し、その適用性・妥当性を確認した。

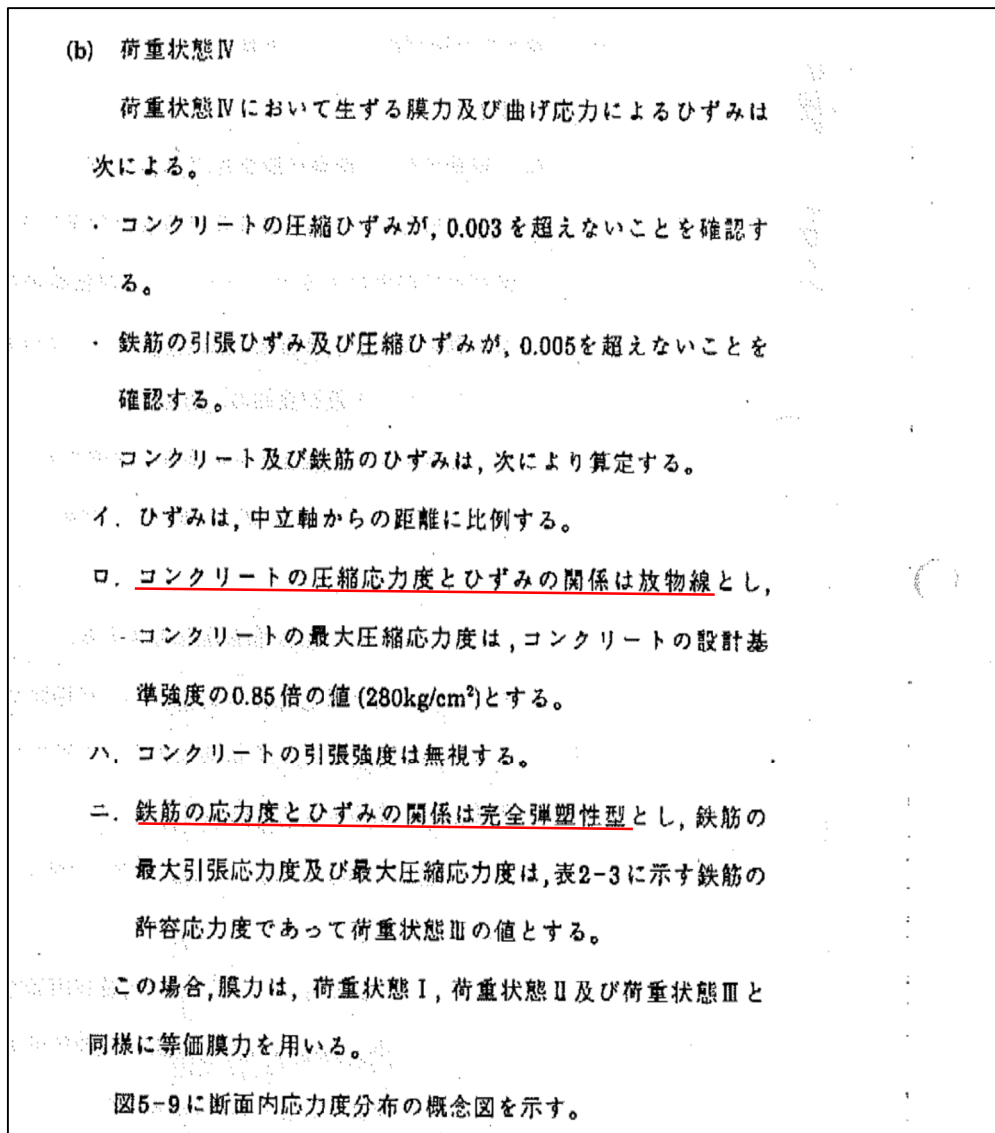


図 2-7 既工認からの抜粋 (RCCV シェル部の検討を例示)

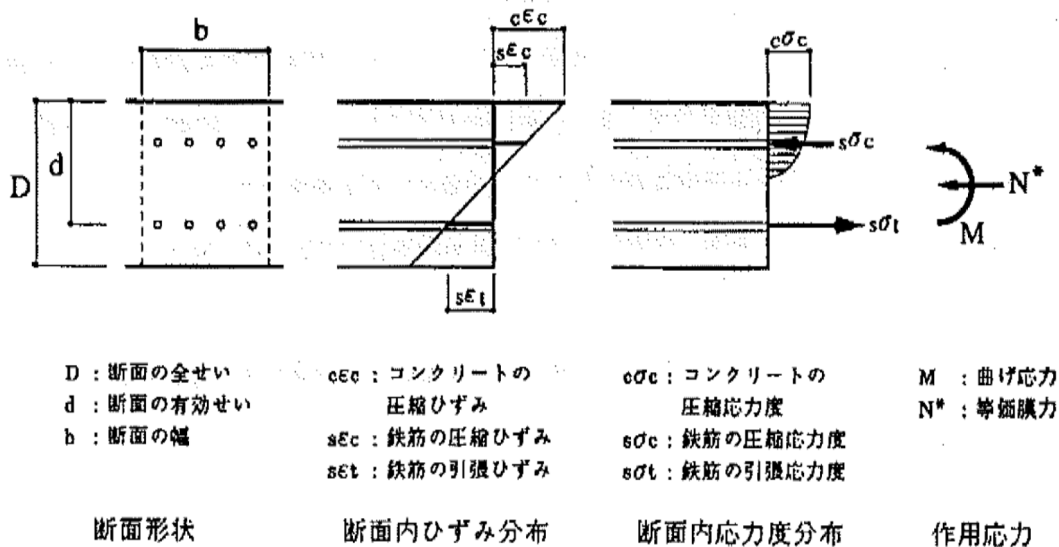


図5-9 シェル部断面内応力度分布概念図(荷重状態Ⅳ)

図 2-8 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)

<参考文献>

- [1] 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
- [2] M.P.Collins, F.J. Vecchio: The response of reinforced concrete to in-plane shear and normal stresses, University of Toronto, March 1982
- [3] 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 RC 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
- [4] 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
- [5] 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
- [6] 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
- [7] Kumagai,H. et al.:Fiber optic distributed sensor for concrete structures, Proceeding of the 1st fib Congress, Session 15, pp.179-184,2002
- [8] 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

[9] Comite Euro-International du Beton : CEB-FIP MODEL CODE 1990 (DESIGN CODE),1993

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

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、原子炉建屋屋根トラスの評価モデルで考慮した鉄骨の復元力特性について説明するものである。なお、6、7号炉ともほぼ同様の構造であり、モデル化の考え方も共通であるため、ここでは7号炉を代表として説明する。

2. 解析モデルの詳細

2.1 原子炉建屋屋根トラス

2.1.1 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、 \square m(南北) \times \square m(東西)の長方形をなしており、オペフロレベル (T.M.S.L. \square m) からの高さは \square mである。屋根トラスの概要を図2-1に示す。

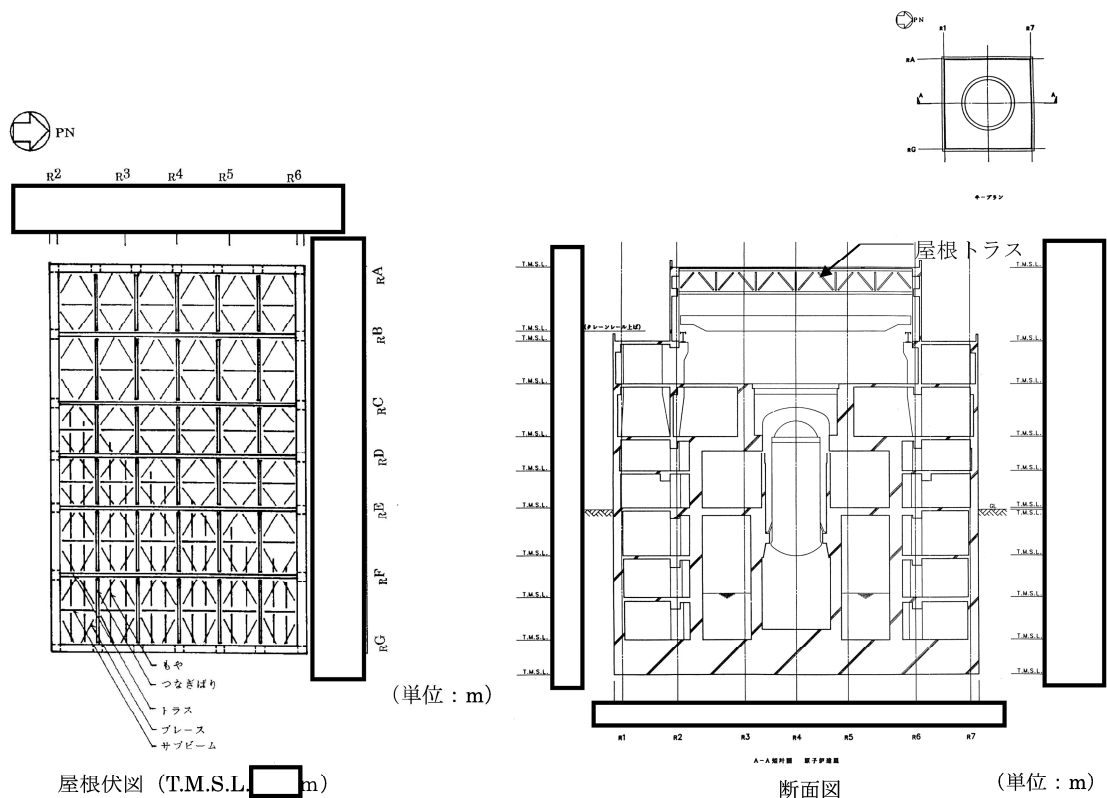


図 2-1 原子炉建屋屋根トラスの概要

2.1.2 解析モデルの詳細

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. m) より上部の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 2-2 に示す。

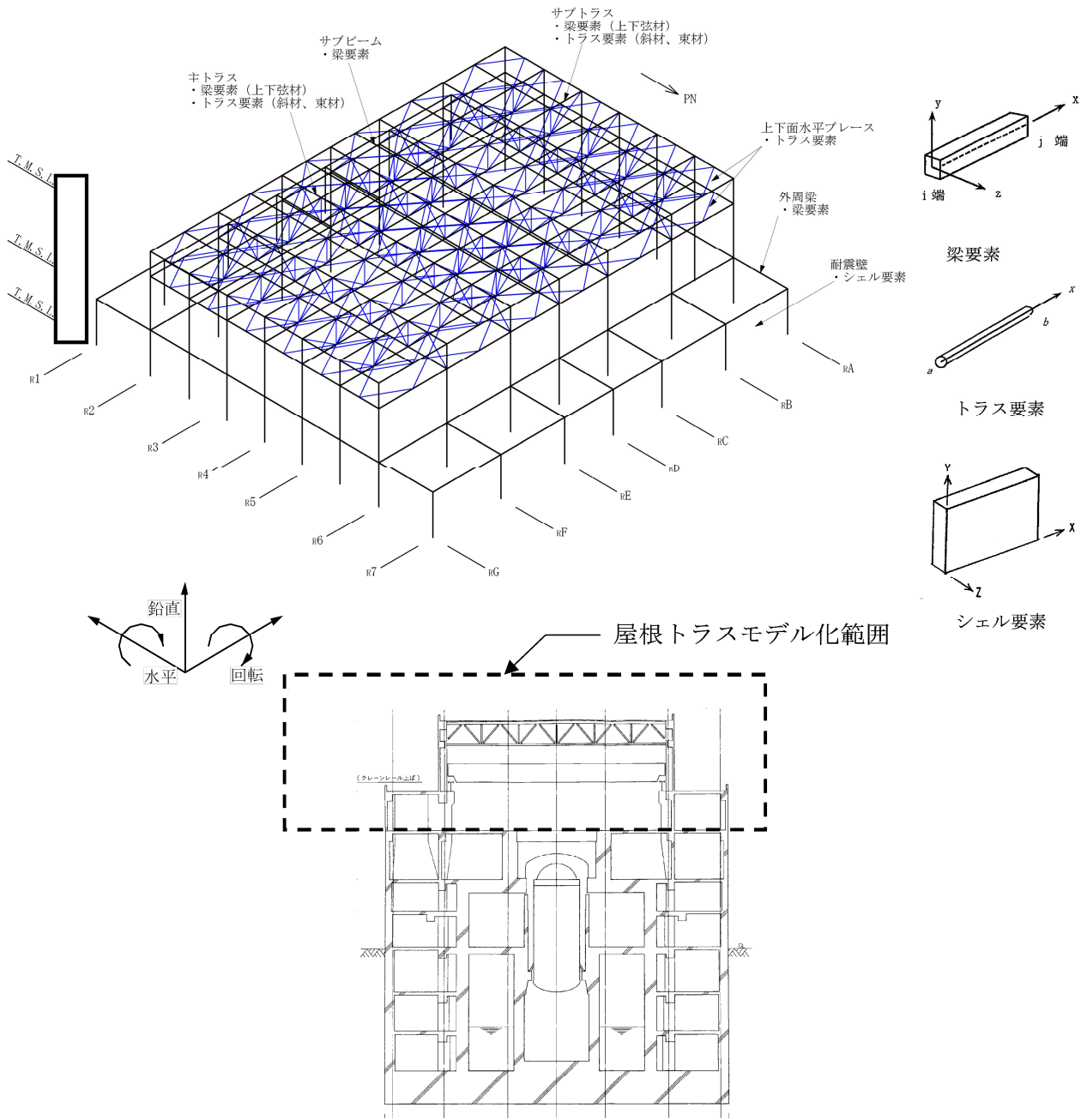
屋根トラス部は、主トラス、サブトラス (つなぎばり)、屋根上下面水平ブレース、サブビームをモデル化する。各鉄骨部材は軸、曲げ変形を考慮した梁要素 (トラスの上下弦材) と軸変形のみを考慮したトラス要素 (屋根面水平ブレース、トラスの斜材、束材等) としてモデル化する。また、耐震壁および外周梁は各々シェル要素および軸、曲げ変形を考慮した梁要素としてモデル化し、耐震壁の開口部についても考慮する。なお、柱脚の条件は固定とする。また、解析に用いる材料の物性値を表 2-1 に示す。

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、修正若林モデルに基づく復元力特性を考慮している。考慮した復元力特性の詳細については、「3. 屋根トラス部の詳細評価モデルで考慮した復元力特性について」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. m) 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、剛性比例型減衰を用いている (鉄骨造の減衰として 0.02、コンクリート造の減衰として 0.05 を与えることとしている)。

※トラス要素としてモデル化した 431 部材のうち、つなぎばり斜材の 10 部材 (現状の 7 号炉の耐震評価条件に基づく。鉛直方向地震力の影響が最も大きい S_s -1 の例。)



原子炉建屋断面図

図 2-2 屋根トラスの解析モデルの概要

表 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	3.13×10 ⁴	0.2	0.05

2.2 排気筒

2.2.1 排気筒の概要

排気筒は、原子炉建屋の屋上（T.M.S.L. \square m）に位置し、内径 \square m 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 2-3 に示す。

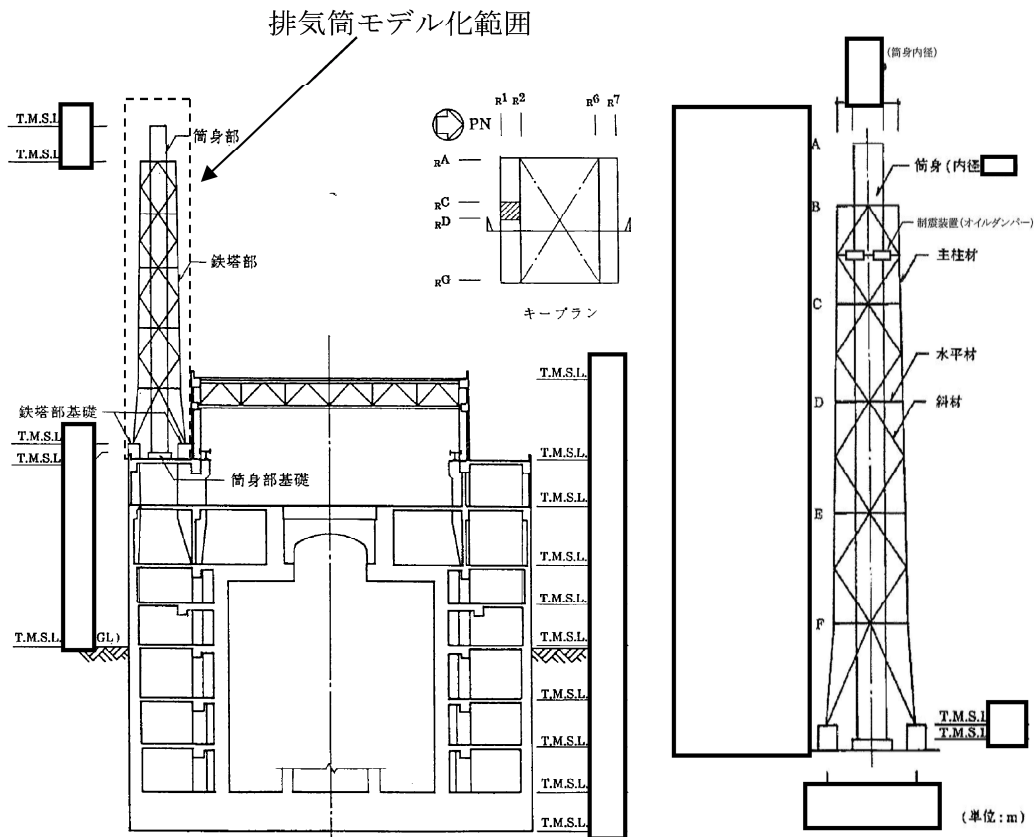


図 2-3 排気筒の概要

2.2.2 排気筒の解析モデル

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。

排気筒の地震応答解析モデルは，屋上（T.M.S.L. m）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 2-4 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。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。なお，排気筒の地震応答解析については，鉄骨部材の復元力特性は考慮していない。また，制震装置（オイルダンパー）については，ダッシュポッド要素とばね要素でモデル化する。解析に用いる材料の物性値を表 2-2 に示す。オイルダンパーの概要を図 2-5，諸元を表 2-3 に示す。

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. m）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いる（鉄骨造の減衰として 0.02，コンクリート造の減衰として 0.05 を与えることとしている）。

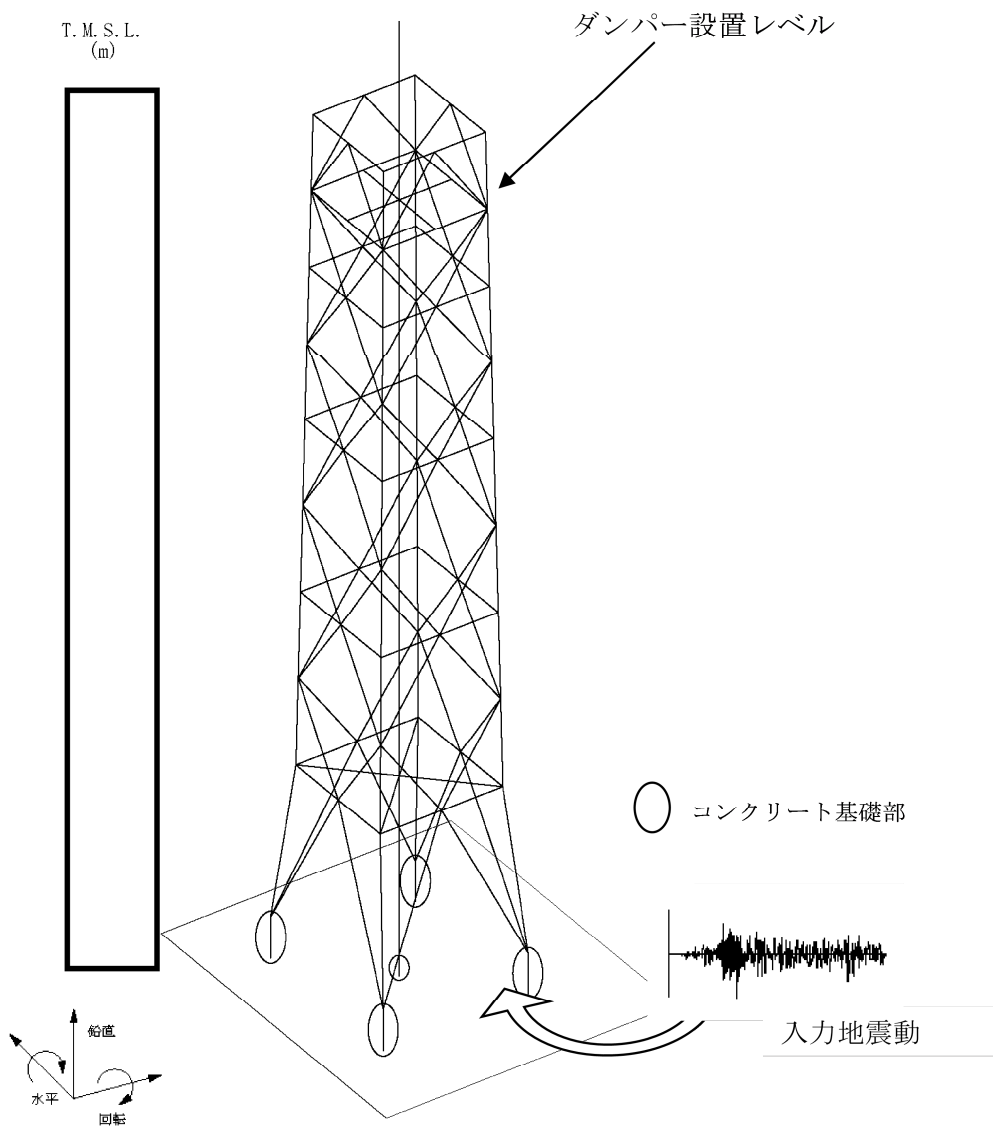
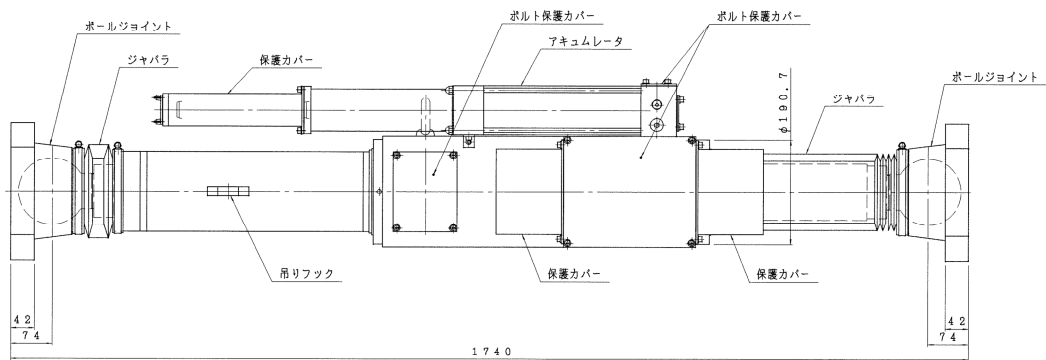
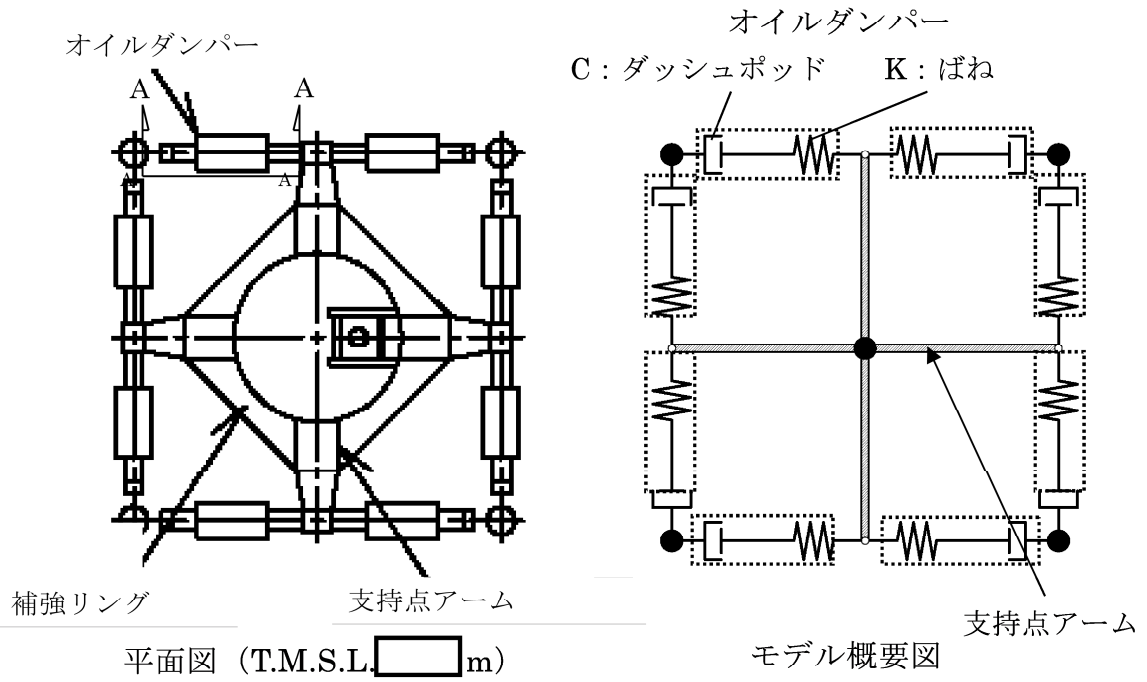


図 2-4 排気筒の地震応答解析モデルの概要

表 2-2 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	3.13×10 ⁴	0.2	0.05



(単位 : mm)

A-A オイルダンパー詳細図

図 2-5 オイルダンパーの概要

表 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)

3. 屋根トラス部の詳細評価モデルで考慮した復元力特性について

3.1 考慮した復元力特性（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、復元力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復元力特性である。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、繰り返し載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（3.1）により評価される。

$$n/n_0 = 1/(\bar{\zeta} - Pn)^{1/6} \leq 1 \quad (3.1)$$

$$n = N/N_y \quad N: \text{軸力} \quad N_y: \text{降伏軸力}$$

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

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

若林モデルと修正若林モデルの相違を図 3-1 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、ブレース部材の復元力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 3-2、解析モデルを図 3-3、解析結果と実験結果の比較を図 3-4 に示す。

なお、本復元力特性については、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非線形特性として採用されており、認可実績がある。

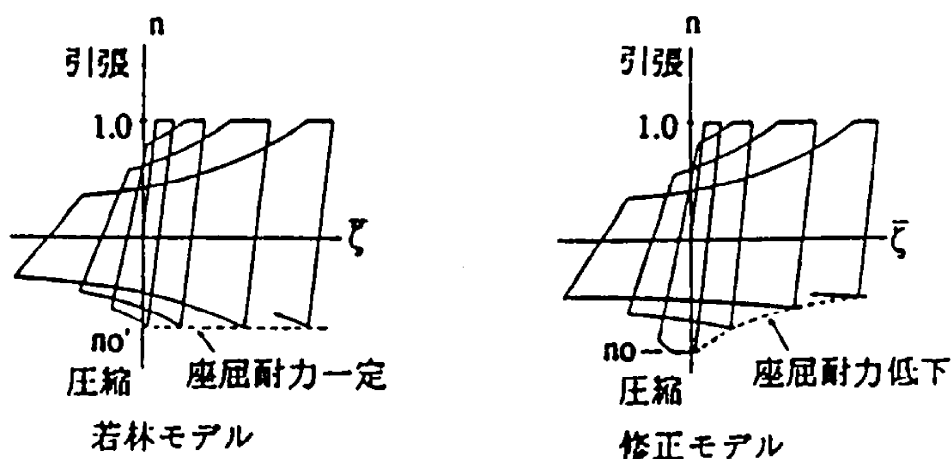


図 3-1 ブレース材の履歴特性（[1]より引用）

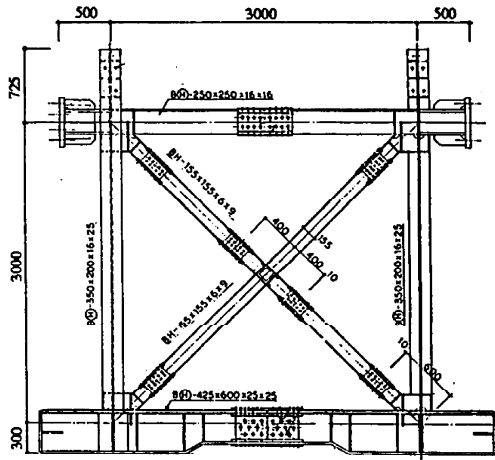
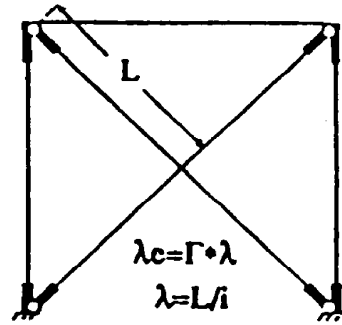
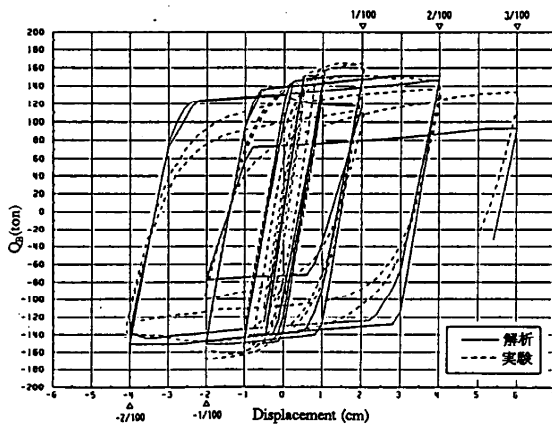


図 3-2 試験体の概要 ([1]より引用)

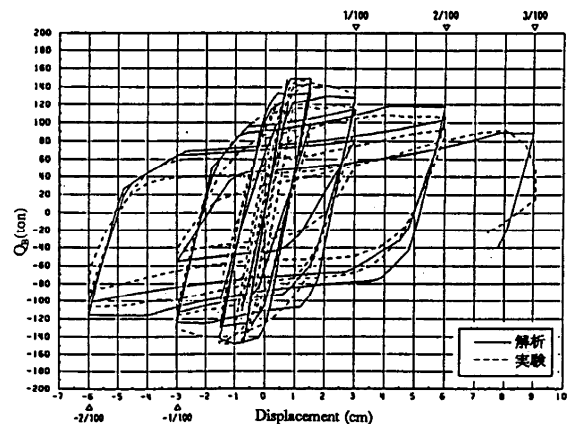


Γ ; 等価座屈長さ係数
 λ_c ; 有効細長比
 λ ; 細長比(芯々)

図 3-3 解析モデル ([1]より引用)



SXII - 40.9 - B



SXIII - 60.9 - B

図 3-4 解析結果と実験結果の比較 ([1]より引用)

3.2 原子炉建屋屋根トラスに対する検証例

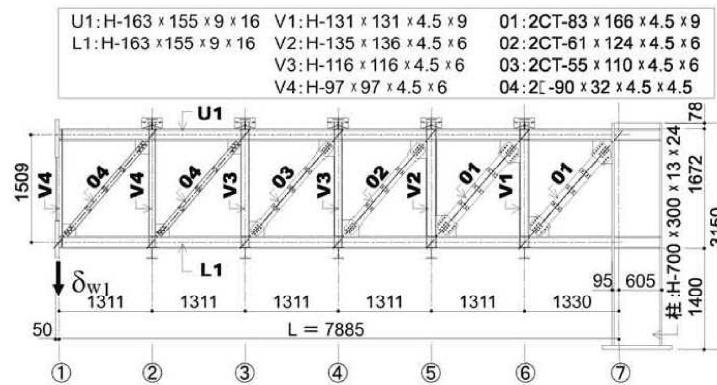
谷口らの研究^[3]は、X型ブレース架構を対象としたものであったが、原子炉建屋屋根トラスに対して本復元力特性を適用した検討例として、鈴木らの研究^[4]がある。

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復元力特性が適用されている。

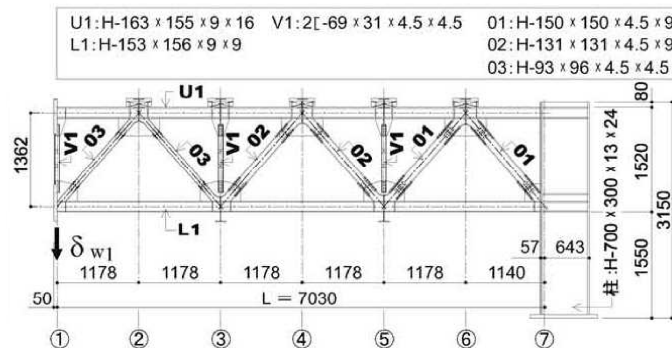
鈴木らの研究^[4]では、終局耐力を検討するにあたり原子炉建屋屋根トラスを模擬した縮小試験体を制作し、トラスの崩壊挙動に与える影響が大きい鉛直動的荷重を模擬した静的載荷試験により、その弾塑性挙動を確認している。なお、試験にあたっては、原子力発電所鉄骨屋根トラスがプラット形とワーレン形の2種類に分類されることを踏まえ、この2種類のトラス形式についての試験体を制作している。6、7号炉の原子炉建屋屋根トラスはこのうち、ワーレン形に該当する。試験体の概要を図3-5に示す。

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復元力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3-6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復元力特性として適用可能であると考えられる。



(a)プラット形試験体



(b)ワーレン形試験体

図3-5 試験体の概要 ([3]より引用)

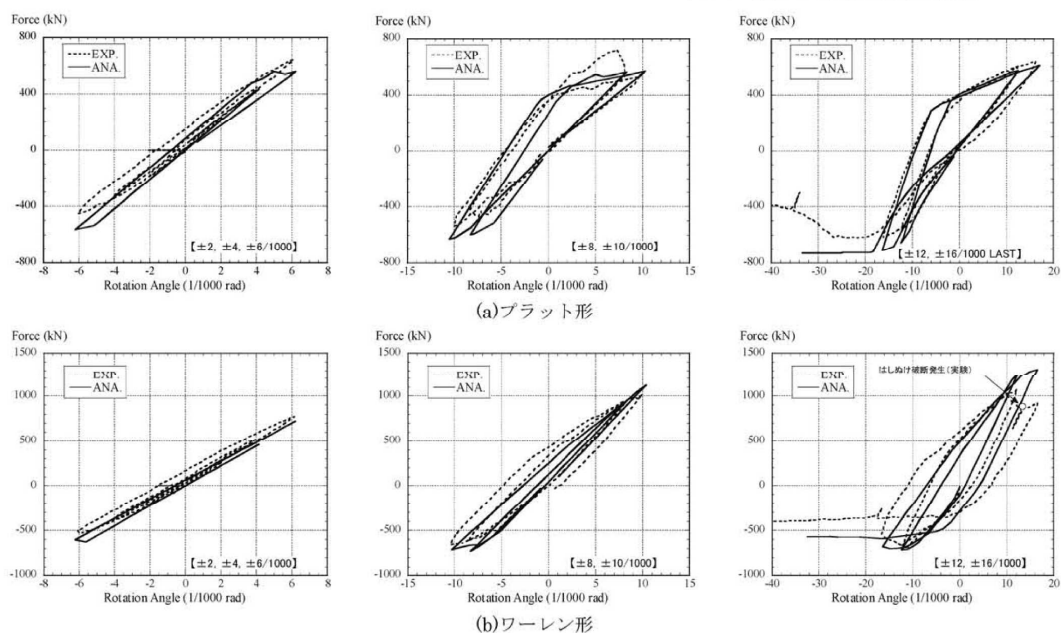


図 3-6 実験のシミュレーション解析結果 ([3]より引用)

3.3 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でもその適用性・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復元力特性として、修正若林モデルを採用することは妥当であると考えている。

4. まとめ

今回工認で採用予定の原子炉建屋屋根トラスと排気筒の解析モデルの概要について整理した。また、既往の文献の記載内容を踏まえ、原子炉建屋屋根トラスの解析モデルにおいて考慮する鉄骨部材の復元力特性の妥当性および適用性を確認した。

【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 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 文集第 316 号，昭和 57 年 6 月，pp.18-24
- [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 文集 Vol.76 No.661，2011 年 3 月，P 571-580

以上