

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価

平成20年度中間報告

平成21年4月

有限責任中間法人 日本原子力技術協会
中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会

はじめに

中越沖地震を被災した柏崎刈羽原子力発電所では、耐震設計グレードの高い安全上の重要機器に、外観上の大きな損傷は認められておりません。しかしながら、設計基準を超える地震荷重を受けた重要機器の健全性を確認し対策を着実に実施することが、災害に強い発電所を再構築していくための必要条件となりました。また、災害から得られた貴重な教訓を関係者が広く共有していくことが、将来の原子力利用を安全に展開していく上での最重要課題のひとつとなりました。

このため、構造強度・検査・耐震などを専門的分野とする学識経験者と、電力・メーカー等の関係者が一同に会し、平成19年9月末に「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」が日本原子力技術協会に発足、地震荷重を受けた機器の健全性評価について、解析的評価と点検結果の両面から検討することといたしました。

平成19年度は、委員による現地視察により状況を確認し、検討事項に反映するとともに、検査対象と検査技量の考え方、国内外の規格基準と機器継続使用の考え方、疲労評価を補完する材料試験データ収集、地震応答解析の評価、ボルト締結部の検査有効性、溶接残留応力緩和の影響などの課題を検討するため、検査、評価基準、疲労・材料試験、動的評価、締結部材評価、高経年化の各WGを設置、成果を平成19年度中間報告書として取り纏めました。

平成20年度は、建築・土木分野を含む8名の専門家を加えてWGを再編成し、5WG（評価基準WG、検査WG、疲労・材料試験WG、配管振動評価WG、建屋-機器連成WG）を適宜開催し、設備継続使用に向けた個別技術課題に取り組んで参りました。具体的には配管の塑性ひずみ測定評価や締結部材健全性評価などの継続案件に加えて、機器・配管の弾塑性挙動を考慮した解析手法の適用性評価、配管の合理的な振動特性評価、原子炉压力容器基礎部の耐震評価などの案件に取り組み、柏崎刈羽発電所の課題解決に向けた技術支援と、関係学協会等への情報発信に努めているところです。

今後も引き続き、技術知見を踏まえた合理的な健全性評価のあり方を検討し、地震後の再起動に関する考え方の整理や安全裕度に関する説明性向上の方策などにも取り組むこととしておりますが、ここに平成20年度の検討成果を中間的な報告として取り纏めました。

最後に、ご多忙のなか審議に参画いただき多大な提言を賜りました、委員・参加者等、関係各位に深く感謝申し上げます。

平成21年4月

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会

主査 野 本 敏 治

目次

はじめに

1. 地震後の健全性評価の進捗状況

- 1. 1 新潟県中越沖地震の概要
- 1. 2 柏崎刈羽原子力発電所での観測結果
- 1. 3 地震後の状況と復旧状況
- 1. 4 設備健全性評価と耐震安全性評価の進捗
- 1. 5 国、県、学協会での検討状況

添付1－1 基準地震動 S_s の概要

2. 健全性評価に関する全体方針と具体的展開

- 2. 1 健全性評価の全体方針
- 2. 2 健全性評価の具体的展開

3. 地震荷重を受けた機器の検査手法の検討

- 3. 1 点検・検査に関する基本的な考え方
- 3. 2 設備点検の方針
- 3. 3 検査手法の検討
- 3. 4 実機サンプル調査
- 3. 5 ひび（応力腐食割れ）を有する配管の地震影響調査結果

添付3－1 塑性ひずみ測定方法の実証試験結果

4. 配管耐震性に関する評価手法の整備

- 4. 1 健全性評価手法の整備方針
- 4. 2 新評価手法策定に伴う課題について
- 4. 3 新評価手法の構成案と今後の検討事項
- 4. 4 評価用配管減衰定数の合理化
- 4. 5 減肉配管の健全性評価

5. 原子炉本体基礎の弾塑性評価手法による耐震安全性評価

- 5. 1 原子炉本体基礎の弾塑性モデルによる耐震安全性評価
- 5. 2 原子炉本体基礎の耐震安全性評価方針
- 5. 3 原子炉本体基礎の弾塑性モデル化手法
- 5. 4 耐震安全性評価結果

6. 材料強度評価の方針

- 6. 1 疲労寿命データ拡充の基本的な考え方
- 6. 2 従来知見のまとめ
- 6. 3 これまでの成果

添付6－1 疲労試験データの拡充

（機械的性質及び疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響）

7. 「安全裕度」の予備的検討

- 7. 1 解析評価の保守性

7. 2 安全裕度の「見える化」

添付7-1 「余裕」の「見える化」の視点と課題

8. 屋外設備の損傷評価

8. 1 タンクの座屈解析結果

9. まとめ

9. 1 技術成果のまとめ

9. 2 今後の進め方

<参考資料>

参考資料-1：委員名簿

参考資料-2：委員会の開催実績

参考資料-3：WGの開催実績

1. 地震後の健全性評価の進捗状況

1.1 新潟県中越沖地震の概要

平成19年7月16日午前10時13分頃、新潟県中越沖において、非常に大きな地震が発生し、新潟県と長野県で最大震度6強を観測したほか、北陸地方を中心に東北地方から近畿・中国地方にかけて広い範囲で地震動が観測された（図1-1）。マグニチュードは6.8、震源の深さは17kmであり、震央距離約16km、震源距離約23kmに位置していた東京電力柏崎刈羽原子力発電所では4基の原子炉が運転中・起動中、3基の原子炉が定期検査で停止中であった。地震発生により、大きな地震動を受けたものの、原子炉全7基の基本的機能は概ね維持され、安全に停止された。

1.2 柏崎刈羽原子力発電所での観測結果

柏崎刈羽原子力発電所の地震計の配置図を図1-2に示す。各号機の原子炉建屋基礎版上の観測波（EW）を図1-3に示す。全号機で、顕著なパルス波が認められ、特に、1号機側で時刻歴の後半に大振幅のパルスが見られる。一方、5号機側では波形後半のパルスが低減されているのが確認できる。原子炉建屋基礎版上の最大加速度および設計値を図1-4に示す。原子炉建屋基礎版上での最大加速度の中で最大のものは、1号機の東西方向で680Galである。これは設計時の基準地震動S2の原子炉建屋基礎版、東西方向の加速度である273Galの約2.5倍の値であった。1号機から4号機側では、設計値に対する加速度が、約2～3.6倍に対し、5号機から7号機側では、約1.2～1.7倍と少なくなっている。さらに図1-5に示すように原子炉建屋中間階で観測された最大加速度の中で最大のものは、1号機の東西方向で884Galであり、原子炉建屋基礎版上の値に比べると加速度が増大している。

また、図1-6に1号機原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトルを、設計時の基準地震動（EL CENTRO, TAFT, GOLDEN GATE）と観測記録とで比較したものを示す。観測記録が設計時の基準地震動を上回っており、その傾向は2～7号機全ての号機にて共通のものである。

以上、新潟県中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所での観測結果は、①ほぼ全周期帯で設計時の加速度応答を上回っていること、②1～4号機の揺れが5～7号機の揺れより大きく、この相違は後続パルスの振幅に起因していること、が特徴である。

1.3 地震後の状況と復旧状況

1.3.1 地震後の状況

原子炉の未臨界確保に必要な制御棒駆動設備、原子炉の冷却に必要な原子炉冷却系統設備、原子炉の閉じ込め機能としての原子炉格納容器等、安全上重要な耐震重要度A、Asクラスの設備に有意な損傷は確認されなかった。また原子炉内についても全号機の点検結果、機器に影響を与える損傷・変形・脱落などの異常は確認されなかった。

その一方で、耐震重要度が低い機器を中心とした、発電所施設のうち、変圧器、排気ダクト、構内道路、事務所等に損傷を確認しており、地震関連の不適合は軽微なものを含め3,665件が確認されている。

耐震クラス別による損傷状況の例を表1-1に、各号機およびその周辺の主な被害状況を図1-7、1-8に示す。

一方で、建物・構築物の剛構造を当初からの設計思想により重要度分類に応じて定めた静的地震動の耐震裕度確保における寄与などから、建屋内のCクラス設備でも健全性が確保された。

1.3.2 復旧状況

地震により発生した不具合に対しては、順次、復旧や設備の改良等の適切な処理を進めている。平成21年2月現在、地震関連の不適合3,665件のうち、約半数の処理が終了し、7号機に対するものは全て対応を完了している。不適合の対応状況を図1-9、復旧状況の例を図1-10に示す。

また、各号機の耐震安全性を向上させるために、現時点で必要と考えられる5つの耐震強化工事を実施している（配管サポート追加・強化、原子炉建屋屋根トラスの強化、排気筒の強化、原子炉建屋・天井クレーンの強化、燃料取替機の強化）。この耐震強化工事は、平成21年3月現在、6/7号機で終了し、その他の号機で順次実施中である。耐震強化工事の状況を図1-11に示す。

1.4 設備健全性評価と耐震安全性評価の進捗

東京電力では、新潟県中越沖地震により被災した柏崎刈羽原子力発電所の原子炉安全上重要機器への影響評価として、新潟県中越沖地震による影響評価、および耐震設計審査指針に基づき定めた基準地震動 S_s による耐震安全性評価を実施中である。

1.4.1 新潟県中越沖地震の原子炉安全上重要機器への影響評価

東京電力では、新潟県中越沖地震後の設備健全性を確認するために原子炉安全上重要な機器等に対し、設備健全性に係る点検・評価計画書を定め、地震による影響評価を実施している。この評価は、設備点検と地震応答解析からなり両者の結果を踏まえた総合評価を実施している（図1-12）。設備点検では各設備の特徴に応じて各設備が受けた地震による影響を点検・試験等によって確認し、地震応答解析では観測波に基づく各設備の解析的な評価を実施している。

設備点検は、各設備共通的に実施する目視点検、作動試験等の基本点検、及び基本点検の結果や地震応答解析結果等に応じて実施する分解点検、非破壊試験等の追加点検からなる。また、知見拡充を目的に実施する追加点検、および蒸気タービンなどプラント停止中における基本点検が困難な設備に対する追加点検（「予め計画する追加点検」）を実施している。

平成21年3月末時点での最も点検・評価・工事が進捗している7号機の状況を図1-13に示す。先行する6号機・7号機については、機器レベルの設備健全性評価が終了しており、原子炉安全上重要な機器については、設備点検と地震応答解析による評価結果から設備健全性は確保されたことが確認されている^{*1}。さらに原子力安全・保安院も慎重な審議プロセスを経て、東京電力の評価結果は妥当であるとの評価を公表している^{*2}。

1.4.2 基準地震動Ssに対する耐震安全性評価

東京電力では、平成18年9月に改定された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下、新耐震指針）に照らした耐震安全性の評価を実施するため、柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動Ssを提案、その後の原子力安全・保安院、原子力安全委員会の慎重な審議プロセスを経てH20年11月に基準地震動Ssが策定された。添付1-1にその概要を示す。

このSs地震動に基づく7号機の耐震安全性評価では、安全上重要な機能を有する耐震Sクラスの設備に対し基準地震動Ssによる地震応答解析を行い、発生応力が評価基準を満足しており、耐震安全性は確保されているとの報告を纏めた^{※3}。さらに原子力安全・保安院は、7号機の耐震安全性について東京電力の報告は妥当と評価している。^{※4}。

- ※1 柏崎刈羽原子力発電所6号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書（機器レベルの点検評価報告）（平成21年1月）東京電力
柏崎刈羽原子力発電所7号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書（平成21年2月）東京電力
- ※2 柏崎刈羽原子力発電所7号機 設備健全性に係る報告（機器単位の健全性評価）（平成20年10月）原子力安全・保安院
柏崎刈羽原子力発電所6号機 設備健全性に係る報告（機器単位の健全性評価）（平成21年2月）原子力安全・保安院
- ※3 柏崎刈羽原子力発電所7号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書（平成21年1月）東京電力
- ※4 柏崎刈羽原子力発電所7号機の耐震安全性の評価に係る報告（平成21年1月）原子力安全・保安院

1.5 国、県、学協会での検討状況

原子力安全・保安院、原子力安全委員会、新潟県は、次々と新潟県中越沖地震を踏まえた専門的な審議会を立ち上げ、勢力的な検討を進めている。さらに原子力学会、日本電気協会、日本機械学会など関連学協会が、それぞれの立場から委員会を組織し、被災による教訓から中長期的な取り組み課題に整理するための検討を実施中である。表1-2にその枠組みを示す。

日本機械学会では動力エネルギーシステム部門「中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価分科会」活動報告書（平成20年6月）を、また（社）日本技術士会は「柏崎刈羽原子力発電所復旧状況調査チーム」による「柏崎刈羽原子力発電所 復旧状況現地調査報告書」（平成20年5月）、同復旧状況第2次調査報告書（平成20年12月）を取り纏めており、それぞれのホームページより公表している。

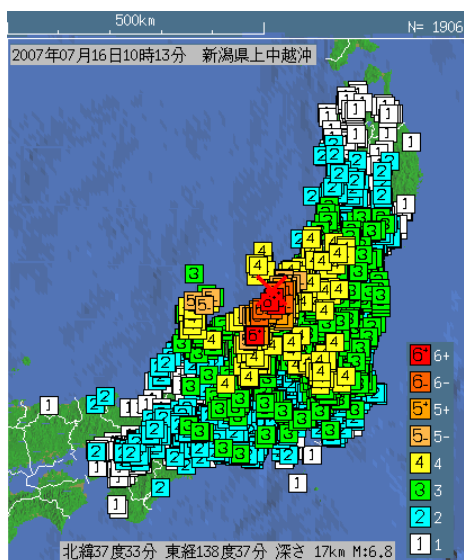


図1-1 中越沖地震分布
(気象庁発表資料より)

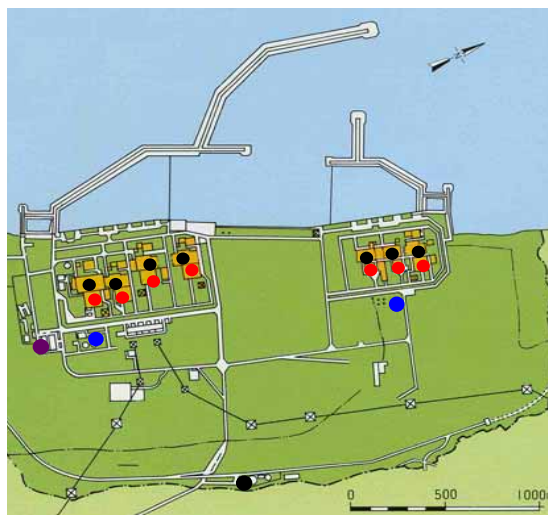


図1-2 柏崎刈羽原子力発電所 地震計配置

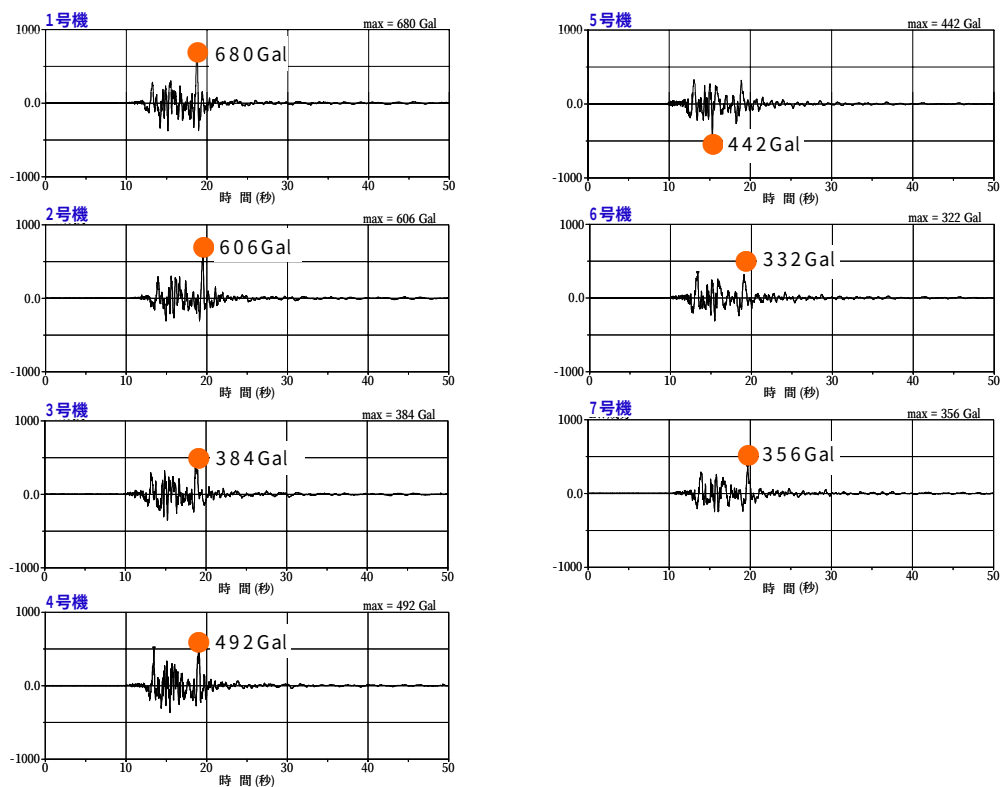
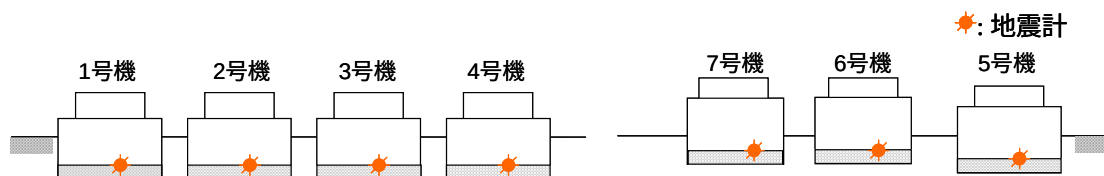


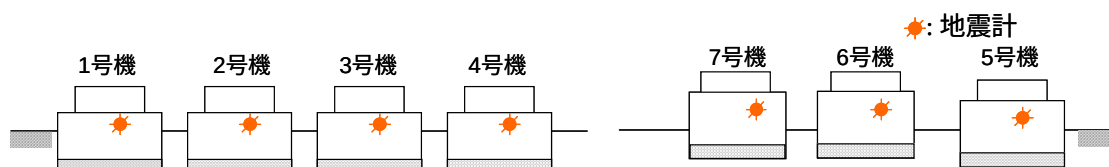
図1-3 原子炉建屋基礎版上の観測波 (EW)



Gal:cm/s/s

Observation point			Observed Maximum Acceleration			S2 input response	
			NS	EW	UD	NS	EW
Unit1	R/B	B5F(Base Mat)	311	680	408	274	273
Unit2		B5F(Base Mat)	304	606	282	167	167
Unit3		B5F(Base Mat)	308	384	311	192	193
Unit4		B5F(Base Mat)	310	492	337	193	194
Unit5		B4F(Base Mat)	277	442	205	249	254
Unit6		B3F(Base Mat)	271	322	488	263	263
Unit7		B3F(Base Mat)	267	356	355	263	263

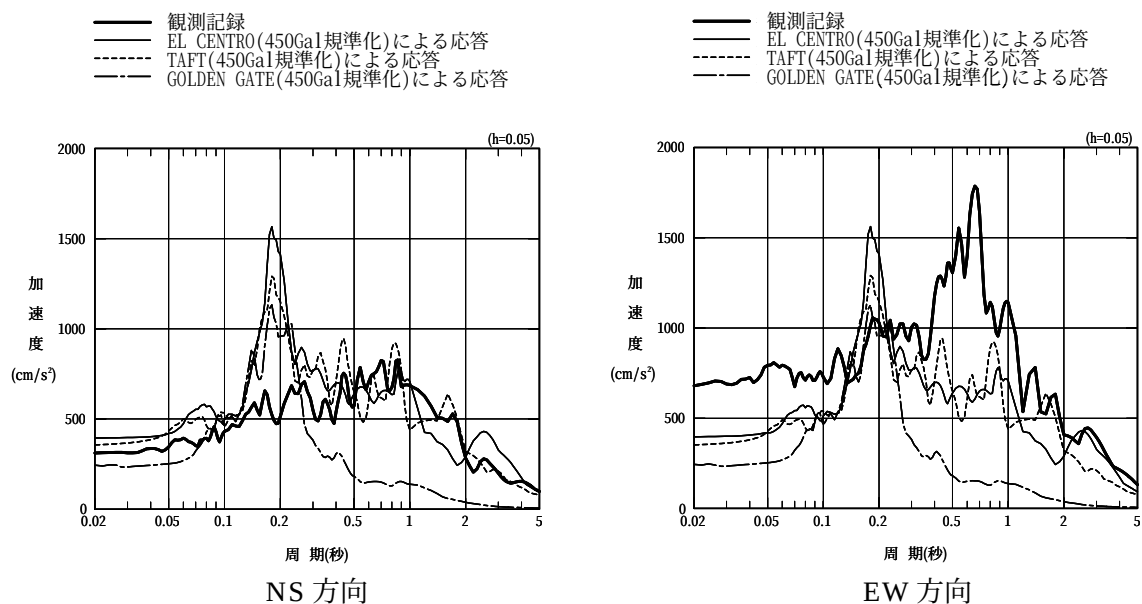
図1-4 原子炉建屋 基礎版上での最大加速度



Gal:cm/s/s

Observation point				Observed Maximum Acc.			Design value	
				NS	EW	UD	NS	EW
Unit1	R/B	1-R1	2F	599	884	394	460	463
Unit2	R/B	2-R1	2F	517	718	412	271	271
Unit3	R/B	3-R1	2F	525	650	518	314	309
Unit4	R/B	4-R1	2F	606	713	548	299	293
Unit5	R/B	5-R1	3F	472	697	331	354	350
Unit6	R/B	6-R1	3F	554	545	578	415	411
Unit7	R/B	7-R1	3F	367	435	464	415	411

図1-5 原子炉建屋 中間階での最大加速度



応答スペクトル：与えられた地震動に対して、いろいろな固有周期を持つ構造物が、それぞれどのように揺れるかを示した図

図1-6 1号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル

表 1-1 耐震重要度クラス別による損傷状況

耐震クラス	設備の例	損傷
As ^{*1}	- 原子炉圧力容器 - 原子炉格納容器 - 制御棒	無
A ^{*1}	- 非常用炉心冷却系 - 原子炉建屋	無
B	- タービン設備 - 放射性廃棄物処理系	原子炉建屋天井クレーン走行伝動用継手部
C	- 主発電機 - 変圧器 - 所内ボイラー	所内変圧器 主排気筒ダクト 消火系配管など

*1: 2006 年に策定された新指針では、As と A クラスは S クラスに統一されている。

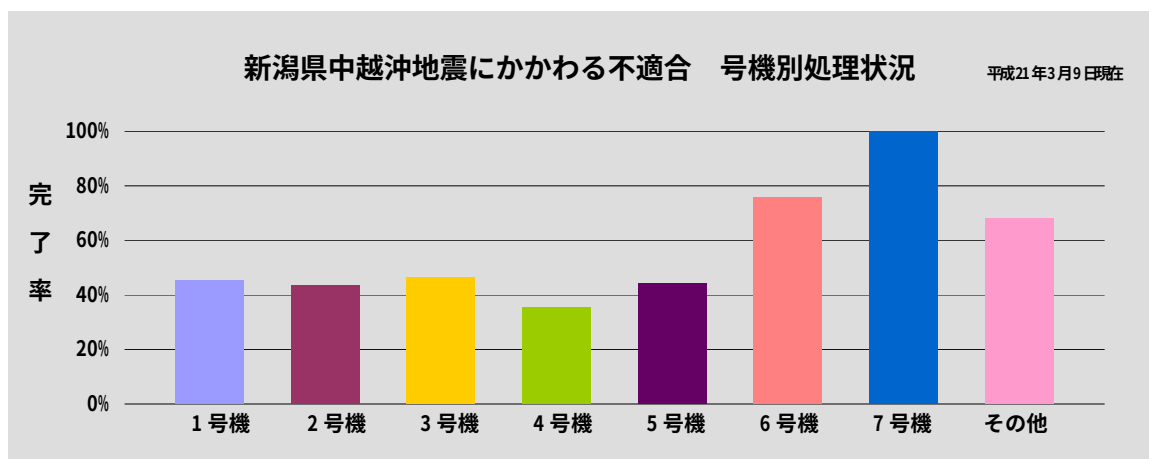
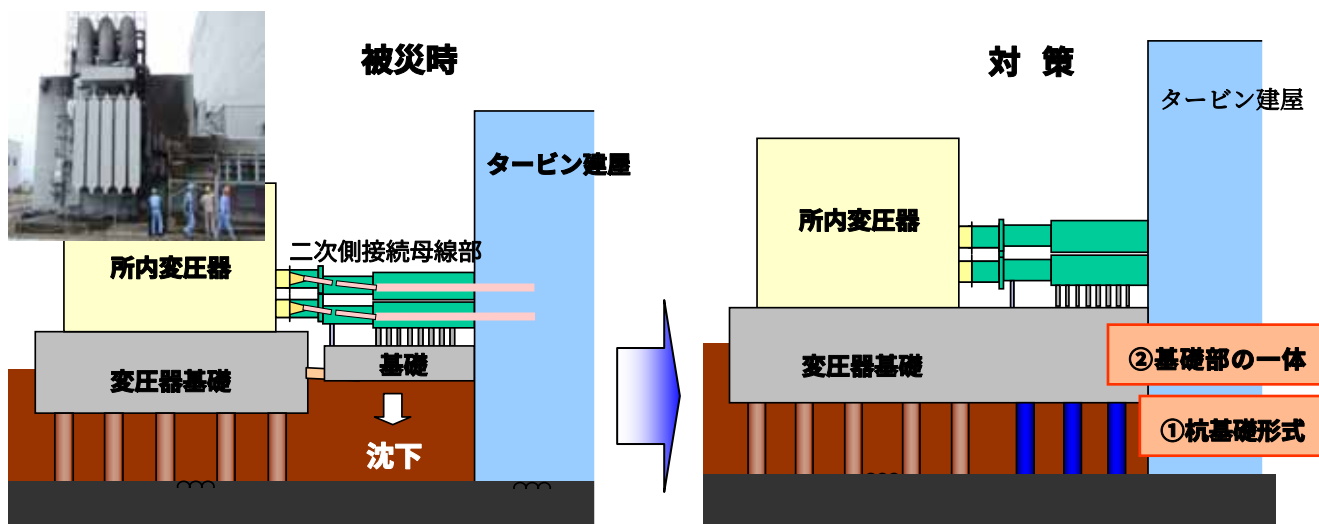


図 1-9 不適合 号機別処理状況※

※ 東京電力 HP より引用（一部最新情報に変更）

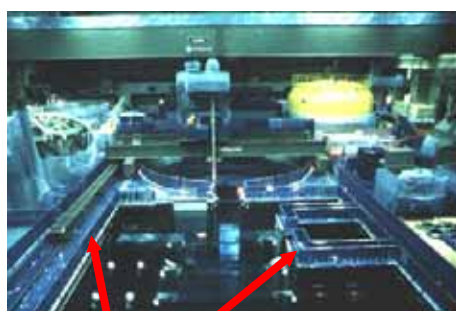


3号機所内変圧器復旧状況（火災対策）



消火系配管復旧状況（地上化、火災対策）

図 1-10 地震による不適合の復旧例（その1）



従来は手摺りのみ

溢水量を 1～3 割程度に低減

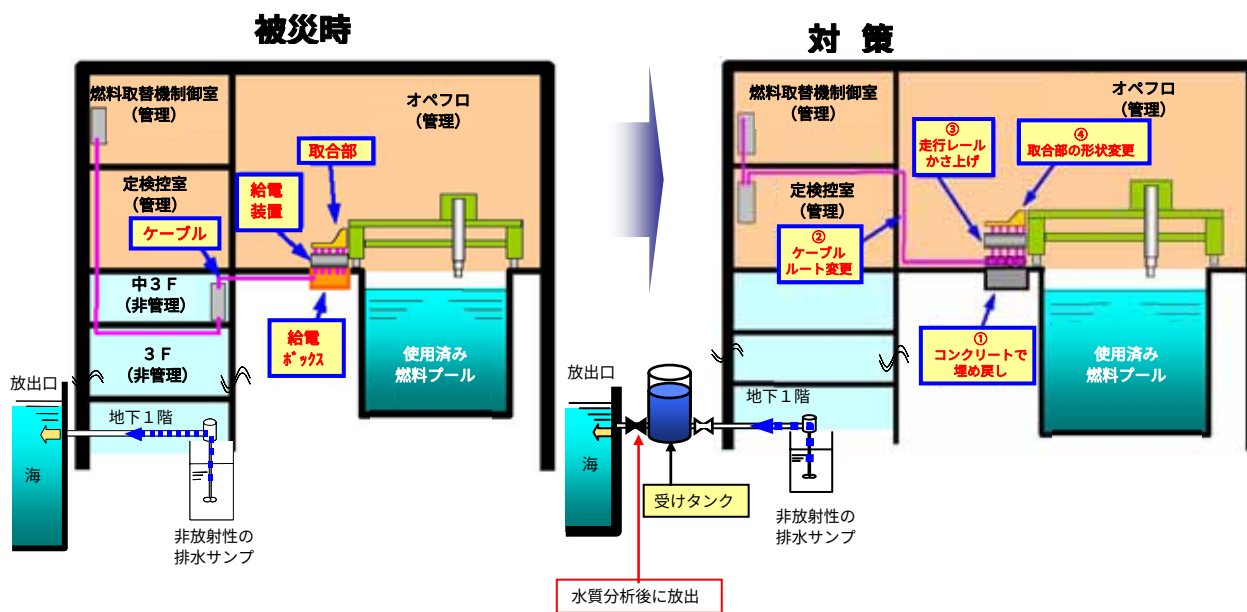


柵を設置し溢水量を低減させる



柵設置 対策イメージ

原子炉オペレーティングフロアにおける溢水対策



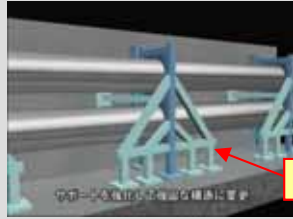
- ケーブル敷設ルートを変更するとともに、従来のケーブルルートの埋め戻しを実施。
(当該ケーブルがオペレーティングフロアから非管理区域に向けて敷設されていたのは6号機のみ)
- 非放射性ドレン移送系への受けタンク設置

系外放出対策

図 1-10 地震による不適合の復旧例 (その2)

【配管サポート追加・強化】

配管（電線管・ケーブルトレイ・空調ダクト含む）にサポートの追加や強化を行います。



配管サポートの強化（イメージ）



配管サポートの追加

サポート

【原子炉建屋の屋根トラスの強化】

建屋の屋根を支えるトラス（鉄骨構造）に、補強用の鋼材を追加するなどの強化を行います。



原子炉建屋の屋根を支えるトラス（イメージ）



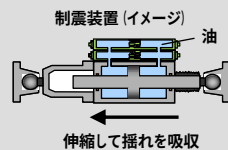
鋼材の追加

【排気筒の強化】

建屋内の換気などに用いる排気筒の揺れを吸収するため、制震装置の設置などを行います。（制震装置の設置は1・2・6・7号機で実施）



制震装置の設置



制震装置の取り付け（6・7号機の例）



【原子炉建屋・天井クレーンの強化】

原子炉のふた開け作業などに用いる天井クレーン本体が脱落しないよう、走行レール支持部に補強材を取り付けるとともに、脱線防止金具の大型化を行います。



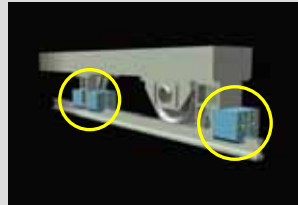
脱線防止金具の大型化



補強材取り付けにともなう溶接工事

【燃料取替機の強化】

天井クレーンと同様に、燃料を取り替える際に用いる設備についても補強材を追加し、脱線防止金具の大型化や追加設置を行います。



脱線防止金具の大型化・追加（イメージ）



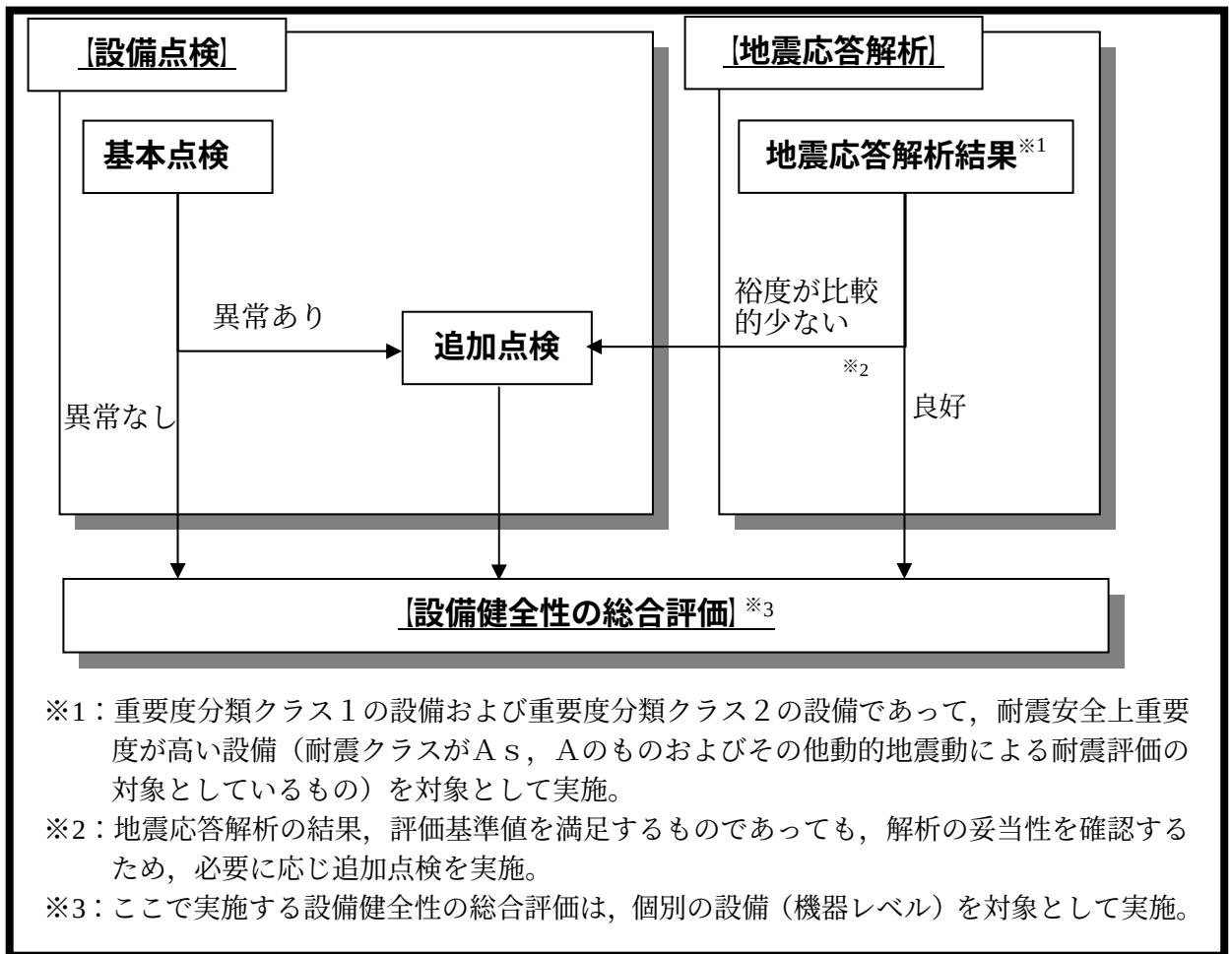
補強材の設置

補強材

図 1-11 耐震補強工事の状況※

※ 東京電力 HP より引用（<http://www.tepco.co.jp/nu/kk-np/chuetsu/panfu-j.html>）

機器レベルの点検・評価



系統レベルの点検・評価

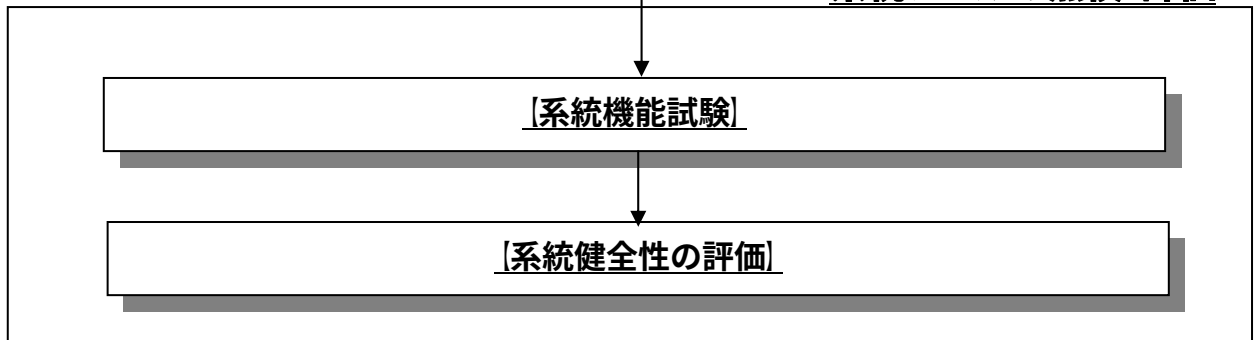


図 1-12 点検評価の全体フロー（東京電力報告書より引用）

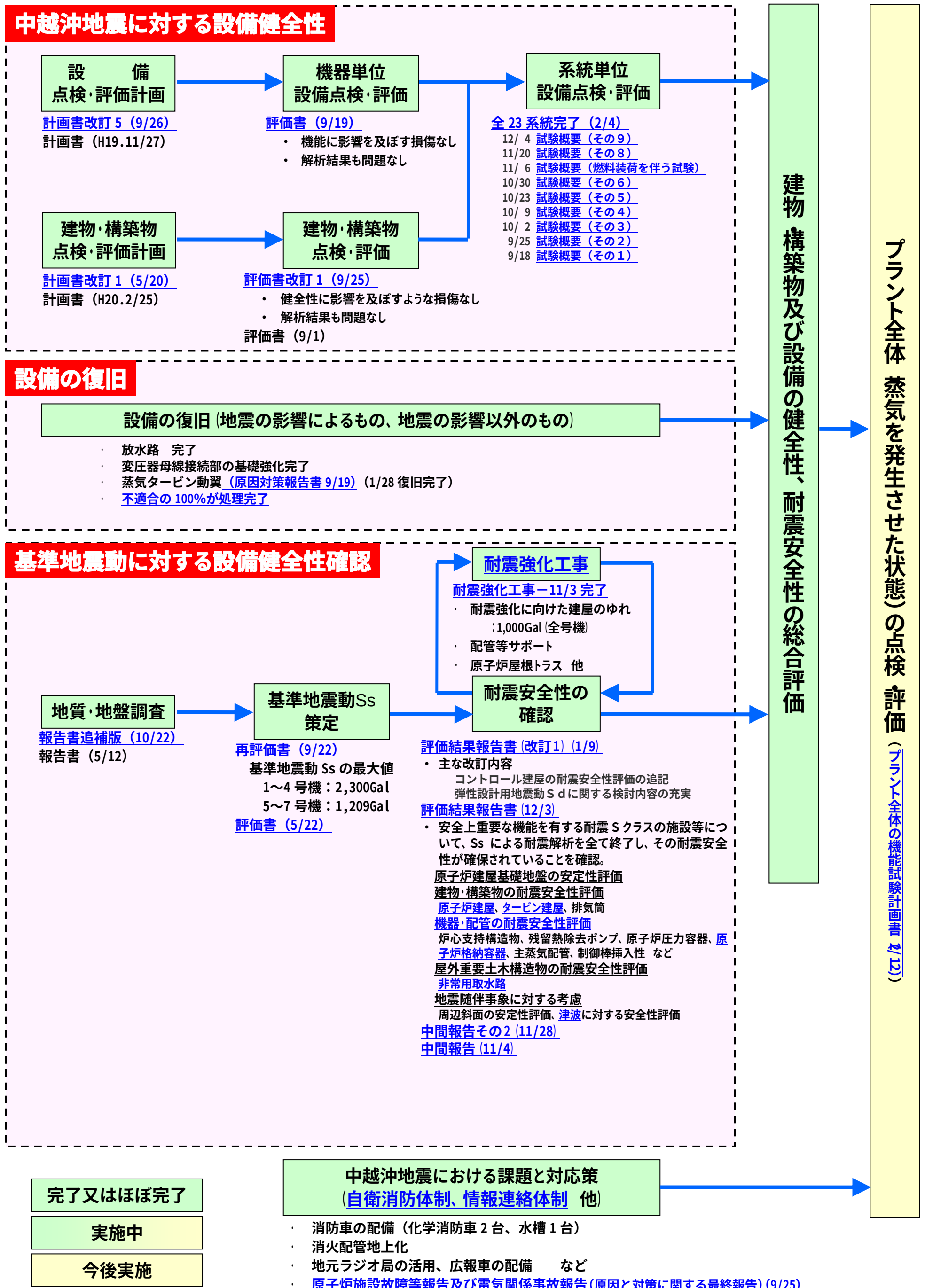


図1－13 柏崎刈羽7号機 プラント全体の健全性確認の進捗状況 (H21年3月末現在)

表1－2 国・県・関係学協会での調査状況

(平成21年3月末現在)

No.		親委員会	WG	SWG	委員長・主査	内容
1	原子力安全・保安院 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会	中越沖地震における原子力施設に関する調査・対策委員会			班目春樹 (東大院教授)	1.地震発生時の原子力事業者による自衛消防体制、情報連絡体制及び情報提供の在り方 2.新潟県中越沖地震から得られる知見を踏まえた耐震安全性の評価 3.新潟県中越沖地震発生時における原子炉の運営管理の状況と設備の健全性及び今後の対応
2			自衛消防及び情報連絡・提供に関するWG		大橋弘忠 (東大院教授)	No.1の1項
3			運営管理・設備健全性評価WG		関村直人 (東大院教授)	No.1の3.項
4				設備健全性評価サブWG	〃	・事業者が策定する設備点検・評価計画、点検（試験）結果、地震応答解析の結果及び設備健全性の評価方法等についての妥当性確認
5		耐震・構造設計小委員会			阿部勝征 (東大名誉教授)	・平成19年新潟県中越沖地震から得られる知見を踏まえた耐震安全性の評価
6			構造WG		西川孝夫 (首都大学東京名誉教授)	中越沖地震を踏まえた柏崎刈羽にかかる検討および浜岡3・4号機の耐震バックチェック
7				Aサブグループ会合	久保哲夫 (東大院教授)	耐震バックチェック（志賀、福島第一、第二、東海第二、伊方、東通、女川、泊）
8				Bサブグループ会合	西川孝夫 (首都大学東京名誉教授)	〃（敦賀、もんじゅ、美浜、大飯、高浜、島根、玄海、川内）
9				Cサブグループ会合	〃	〃（六ヶ所再処理、東海再処理）
10			地震・津波WG		藤嶋一紀 (東大教授)	No.12の合同WGで総括的に審議
11			地質・地盤WG		衣笠善博 (東工大院教授)	No.12の合同WGで総括的に審議
12			地震・津波、地質・地盤合同WG		阿部勝征 (東大名誉教授)	中越沖地震を踏まえた柏崎刈羽にかかる検討および浜岡3・4号機の耐震バックチェック
13				Aサブグループ会合	衣笠善博 (東工大院教授)	耐震バックチェック（志賀、福島第一、第二、東海第二、伊方、東海再処理）
14				Bサブグループ会合	翠川三郎 (東工大院教授)	〃（東通、女川、泊、玄海、川内、六ヶ所再処理）
15				Cサブグループ会合	藤嶋一紀 (東大教授)	〃（敦賀、もんじゅ、美浜、大飯、高浜、島根）
16	原子力安全委員会	耐震安全性評価特別委員会			入倉孝次郎 (愛知工大客員教授)	・既設原子力施設の耐震安全性の確認等 ・新潟県中越沖地震により東京電力㈱柏崎刈羽原子力発電所の施設が受けた影響についての詳細な確認及びその健全性の評価 ・「原子力発電所の地質、地盤に関する安全審査の手引き」の改訂に向けた検討
17			地震・地震動評価委員会		佃栄吉 (産業技術総合研究所)	・耐震安全性評価結果に関する妥当性の確認についての行政庁からの報告に関する事項のうち、地震・地震動の評価に関する事項 ・柏崎刈羽原子力発電所における平成19年新潟県中越沖地震時に取得された地震観測データの分析及び基準地震動に係る報告等の評価
18				地震動解析技術等作業会合	—	地震動の解析技術等
19			施設健全性評価委員会		秋山宏（日大教授）	・新潟県中越沖地震により東京電力㈱柏崎刈羽原子力発電所の施設が受けた影響についての詳細な確認及びその健全性の評価に関する事項 ・耐震安全性の具体的かつ詳細な評価結果に関するその妥当性の確認についての行政庁からの報告に関する事項のうち、施設の健全性の評価に関する事項
20				WG1	釜江 克宏（京大教授）	新耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性評価（中間報告等）の審議状況（浜岡、福島第一、第二、東海第二、女川、東海再処理）
21				WG2	奥村 晃史（広大院教授）	〃（もんじゅ、敦賀、美浜、大飯、高浜、志賀、泊）
22				WG3	山岡耕春（名大院教授）	〃（島根、玄海、川内、伊方）
23				WG4	山崎晴雄 (首都大学東京院教授)	〃（東通、日本原燃㈱再処理施設及び特定廃棄物管理施設）
24			地質・地盤に関する安全審査の手引き検討委員会		入倉孝次郎 (愛知工業大客員教授)	・原子力発電所の地質、地盤に関する安全審査の手引きの見直し ・原子力発電所における地質・地盤調査等のあり方
25	新潟県	新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会			代谷誠治 (京大原子炉実験所長)	・発電所の運転、保守、管理及びその他安全確保に関する事項の確認にあたって、県に技術的な助言・指導。 ・中越沖地震が発電所への影響について解説し、県を通じて県民に分かりやすく伝える。 ・小委員会での検討内容を踏まえ、技術的な要請事項を整理して、県に助言。
26			地震、地質・地盤に関する小委員会		山崎晴雄 (首都大学東京院教授)	・地震や活断層に関して地域が不安に思っている事項について、様々な立場から議論を行い、論点を整理。 ・活断層や地震動に対する国の耐震小委等の評価結果について、地元の安全と安心の観点から確認。
27			設備健全性、耐震安全性に関する小委員会		北村正晴 (東北大名誉教授)	・設備の健全性や耐震安全性に関して地域が不安に思っている事項について、様々な立場から議論を行い、論点を整理。 ・国の調査・対策委員会、耐震小委での議論や評価結果等について地元の安全と安心の観点から確認。
28	日本電気協会	原子力規格委員会			関村直人 (東大院教授)	原子力発電所耐震設計技術規程／指針（JEAC4601／JEAG4601）制改定案について公衆審査（8/25～10/24）終了。了承（H20.12.19）
29			耐震設計分科会		柴田碧 (東大名誉教授)	〃「既存プラントの耐震安全性評価基準関連」検討
30	日本原子力学会	原子力発電所地震安全特別専門委員会			班目春樹 (東大院教授)	原子力発電所の地震に対する「原子力安全」の確保に関してロードマップを作成し、「原子力安全」の観点よりその見解を社会に発信。4年間の活動
31			地震安全ロードマップWG		関村直人 (東大院教授)	各分科会作成のロードマップを元に横通しの整理のため議論、結果を委員会に諮り基本的な方向をまとめる
32			安全分科会		大橋弘忠 (東大院教授)	発電所の安全確保と安全運転の観点からの地震時の対応を定める（耐震裕度、耐震設計、地震PSA、重要度分類）
33			構造分科会		岡本孝司 (東大院教授)	No.35と共同。機器の耐震設計、評価に関する具体的課題整理と課題解決の方策等。H19.12.27開催の準備会から2年間の活動予定。H20.5に中間報告取り纏め。
34			地震工学分科会		亀田弘之 (京大名誉教授)	No.37と共同。地質、地盤、地震動、建屋構造など幅広い分野。H23.3末までの検討スケジュール
35	日本機械学会	動力エネルギーシステム部門	中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価分科会		岡本孝司 (東大院教授)	公開情報をもとに以下に示す項目検討。・余裕の考え方、地震荷重の特徴、重要度分類、グッドプラクティスの収集と評価、・報道と広報のあり方、・技術課題の抽出とロードマップ策定。
36		標準・規格センター 発電用設備規格委員会	原子力専門委員会	耐震許容応力検討タスク	森下正樹（JAEA）	機器設備の健全性評価基準策定に関する技術課題の検討。
37	日本地震工学会	原子力発電所の地震安全問題に関する調査委員会			亀田弘行（京大名誉教授）	地震PSAの手法を参考にした上で、総合的な視点で課題を抽出。原子力発電所の地震安全に関する研究課題を網羅的に抽出。各課題を重要度によって層別・整理し、ロードマップ策定。
38	日本技術士会	柏崎刈羽原子力発電所 復旧状況調査チーム			高橋 修（会長）	（社）日本技術士会の4部会（原子力・放射線部会、機械部会、電気電子部会、建設部会）と北陸支部の各専門分野の技術士有志等による調査。

1. 基準地震動 Ss の概要

耐震設計審査指針では、基準地震動 Ss の策定方針として、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定することを要求している。柏崎刈羽原子力発電所においては、新潟県中越沖地震の分析などから得られた知見を踏まえた上で、基準地震動 Ss を策定した。

1.1 新潟県中越沖地震の知見から得られた基準地震動 Ss 策定への反映事項

- (1) 海域で発生した地震については、1～4号機側と5～7号機側で地震動特性が異なっており、一方、陸域で発生した地震については、1～4号機と5～7号機で同様の地震動特性を有することが確認された。従って、海域の活断層による地震については、1～4号機側と5～7号機側で個別の基準地震動 Ss を策定し、陸域の活断層による地震については、1～7号機で同様の地震動特性を有するものとして地震動評価を行う。
- (2) 地震動の到来方向の違いによる伝播特性や地下構造による影響が確認された。このことから、応答スペクトル法に基づく地震動評価では、地震動の到来方向を考慮した観測記録の分析から評価したサイト補正係数を適用する。また、断層モデルを用いた手法による地震動評価では、伝播特性や地下構造等の影響が反映された要素地震を用いて評価を行う。
- (3) 柏崎刈羽原子力発電所については、新潟県中越沖地震や発生様式が同様である他の地震について地震動を評価した結果、震源による影響が確認された。このことから、Noda.et.al (2002) に基づく応答スペクトル法により内陸地殻内地震の地震動評価を行う際には、内陸地殻内地震の低減係数を考慮しないものとする。一方、断層モデルを用いた手法による地震動評価においては、平均値に対する 1.5 倍の短周期レベルを考慮するものとする。

1.2 基準地震動 Ss の震源モデル

(1) 震源を特定して策定する地震動

1) 海域の活断層による地震

海域の活断層のうち最も柏崎刈羽原子力発電所の敷地に大きな影響を与えると想定される活断層による地震を考慮して基準地震動 Ss を策定している。海域の活断層による地震として、長さ 36 km とした F-B 断層による地震の震源モデルにより敷地の地震動の評価を行った。表 添付 1-1-1 に F-B 断層 (図 添付 1-1-1) による地震の震源モデルの主なパラメータを示す。

2) 陸域の活断層による地震

陸域の活断層のうち最も柏崎刈羽原子力発電所の敷地に大きな影響を与えると想定される活断層による地震を考慮して基準地震動 Ss を策定している。陸域の活断層による地震として、角田・弥彦断層、気比ノ宮断層及び片貝断層の連動を考慮し長さ 91 km とした長岡平野西縁断層帯 (図 添付 1-1-1) による地震の震源モデルにより敷地の地震動の評価を行った。表 添付 1-1-1 に長岡平野西縁断層帯による地震の震源モデルの主なパラメータを示す。

添付 1-1-1

表 添付 1-1-1 震源を特定して策定する地震動の震源モデルの主なパラメータ

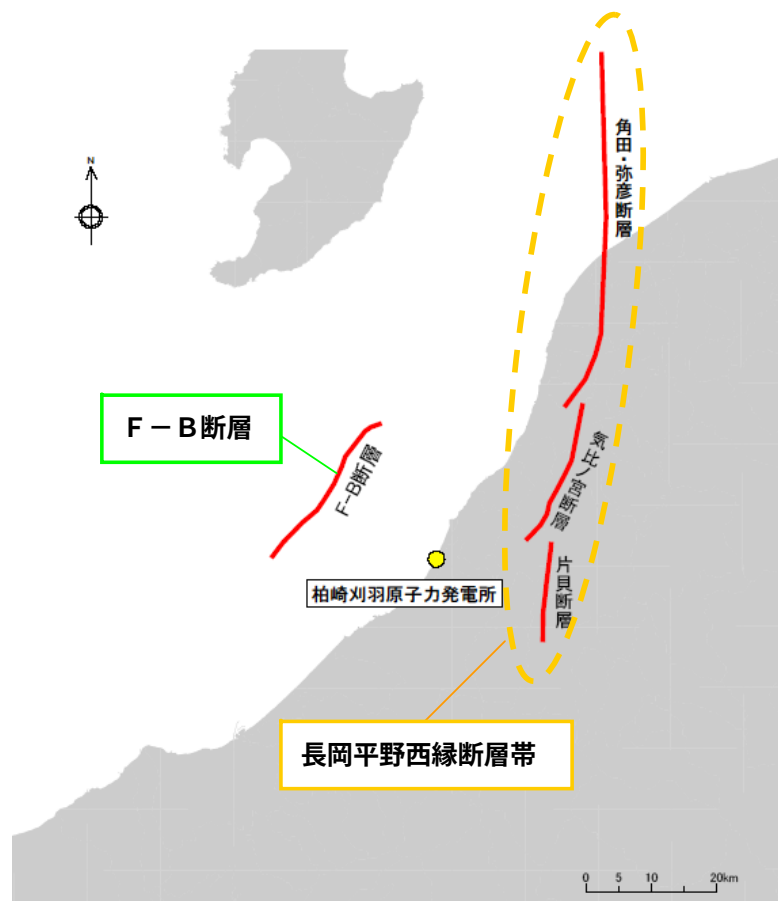
震源モデル	F-B 断層	長岡平野西縁断層帯		
		長岡平野西縁断層帯	(応力降下量の不確かさ)	(傾斜角の不確かさ)
断層長さ	36 km	91 km	91 km	91 km
地震規模	M7.0	M8.1	M8.1	M8.1
地震モーメント	1.7×10^{19} N・m	1.0×10^{20} N・m	1.0×10^{20} N・m	1.8×10^{20} N・m
断層傾斜角	35 °	50 °	50 °	35 °
断層幅	20 km	15 km	15 km	20 km
アスベリティの位置	*1	断層中央上端*4	断層中央上端*4	断層中央上端*4
応力降下量	*1	16 MPa*4	24 MPa*5	17 MPa*4
破壊開始点	*2	断層面端部	断層面端部	断層面端部
破壊伝播様式	*3	*6	*6	*6

- *1 新潟県中越沖地震の震源特性の分析結果を参考に設定
- *2 地震調査研究推進本部の震源位置及び新潟県中越沖地震の情報を参考に設定。
- *3 新潟県中越沖地震の震源特性の分析結果をもとにマルチハイポセンター破壊が設定されている。
- *4 地震調査研究推進本部の強震動予測レシピに基づき設定されたアスベリティ位置および応力降下量
- *5 地震調査研究推進本部の強震動予測レシピに基づく応力降下量の 1.5 倍 ($16 \times 1.5 = 24$)
- *6 地震調査研究推進本部の強震動予測レシピによる放射状の伝播を考慮

(2) 震源を特定せず策定する地震動

「震源を特定せず策定する地震動」については、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらをもとに策定することが要求されるが、震源と活断層とを関連づけることが困難な地震の最大規模は、地震発生層を飽和する震源断層による地震である仮定すると、その地震の規模はM6.7 相当であると考えられる。地震調査研究推進本部による確率論的地震動予測地図の作成においては、敷地が位置する領域震源における地震の最大規模を、1751 年越後の地震の M7.2 としているが、敷地から半径 30 km 以内については、詳細な地質調査を行っており、この範囲で過去に繰り返し活動があればその痕跡が認められ、「震源を特定して策定する地震動」として評価することが可能である。従って、敷地周辺において震源と活断層とを関連づけることが困難な地震の最大規模はM6.7 程度と考えられる。また、加藤ほか(2004)による内陸地震を対象として詳細な地質学的調査によっても震源位置と地震規模を予め特定できない地震の解放基盤表面上の応答スペクトルは、前述した震源を特定して策定する地震動において策定した基準地震動 Ss の設計用応答スペクトルを全ての周期帯において下回ることから、柏崎刈羽原子力発電所においては、基準地震動 Ss は震源を特定して策定する地震動によるもので代表することとする。

添付 1-1-2



1.3 策定した基準地震動 Ss

前述した震源モデルに基づき、応答スペクトル法 (Noda et. al (2002)に基づく) および断層モデルにて評価した基準地震動 S_s を表 添付 1-1-2 および図 添付 1-1-2~7 に示す。

表 添付 1-1-2 基準地震動 Ss の最大加速度 (単位；cm/s²)

	基準地震動	NS 方向		EW 方向		UD 方向	
	Ss	1~4 号機	5~7 号機	1~4 号機	5~7 号機	1~4 号機	5~7 号機
F-B 断層	Ss-1	2,300	1,050	2,300	1,050	1,050	650
	Ss-2	847	848	1,703	1,209	510	466
長岡平野	Ss-3	600		600		400	
西縁断層帯	Ss-4	589	428	574	826	314	332
	Ss-5	553	426	554	664	266	346

- 基準地震動 Ss-1H (F-B 断層、応答スペクトル)
- 基準地震動 Ss-2NS (F-B 断層、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-3H (長岡平野西縁断層帯、応答スペクトル)
- 基準地震動 Ss-4NS (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-5NS (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)

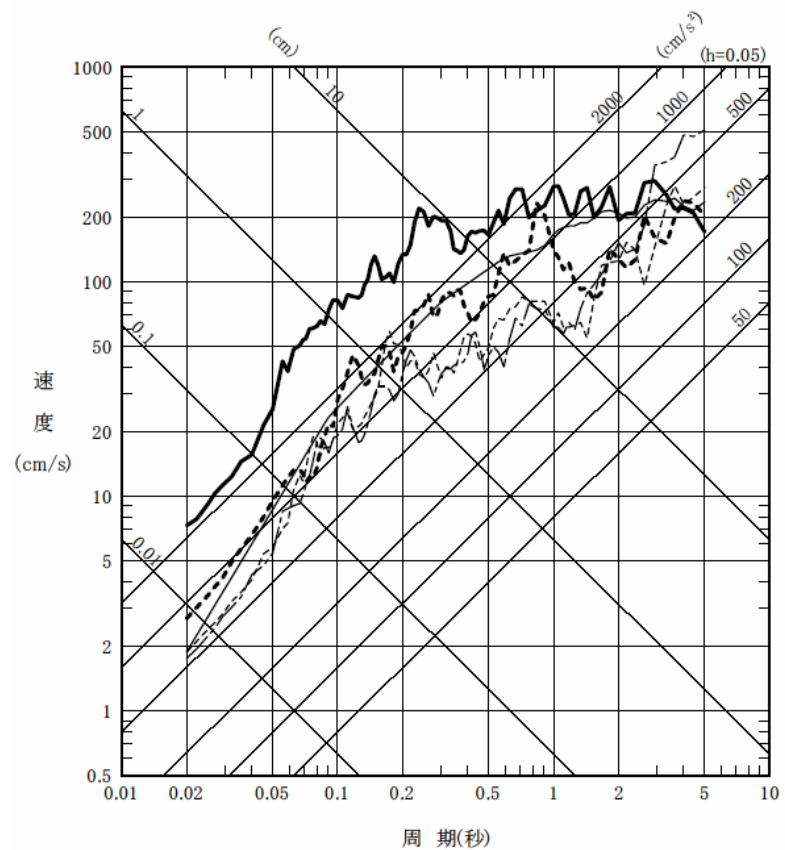
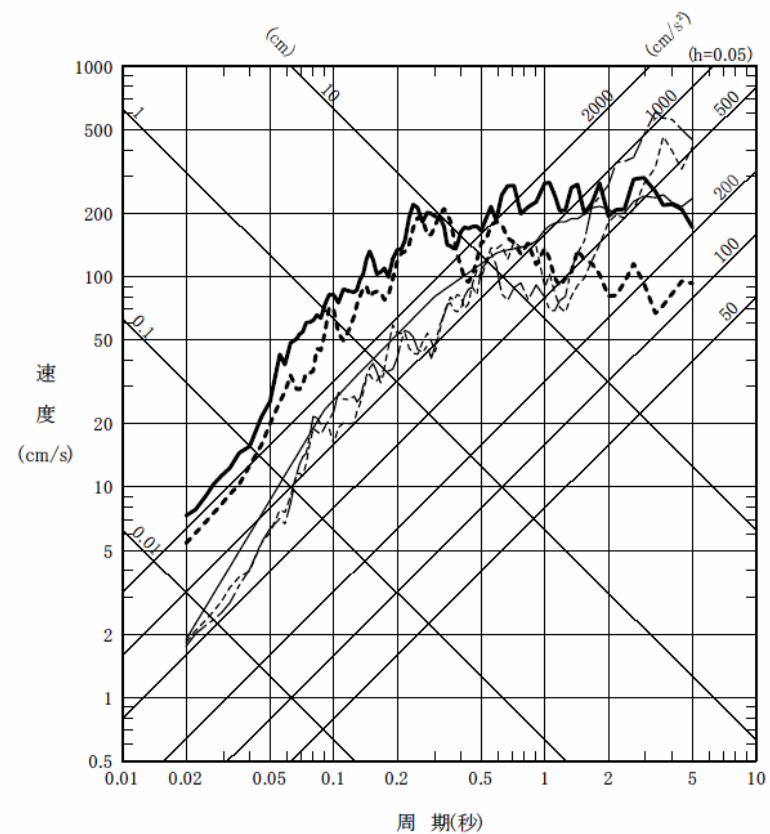


図 添付 1-1-2 基準地震動 Ss (荒浜側, NS 成分)

添付 1-1-5

- 基準地震動 Ss-1H (F-B 断層、応答スペクトル)
- 基準地震動 Ss-2EW (F-B 断層、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-3H (長岡平野西縁断層帯、応答スペクトル)
- 基準地震動 Ss-4EW (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-5EW (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)



図添付 1-1-3 基準地震動 Ss (荒浜側, EW 成分)

添付 1-1-6

- 基準地震動 Ss-1V (F-B 断層、応答スペクトル)
- - - 基準地震動 Ss-2UD (F-B 断層、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-3V (長岡平野西縁断層帯、応答スペクトル)
- - - 基準地震動 Ss-4UD (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-5UD (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)

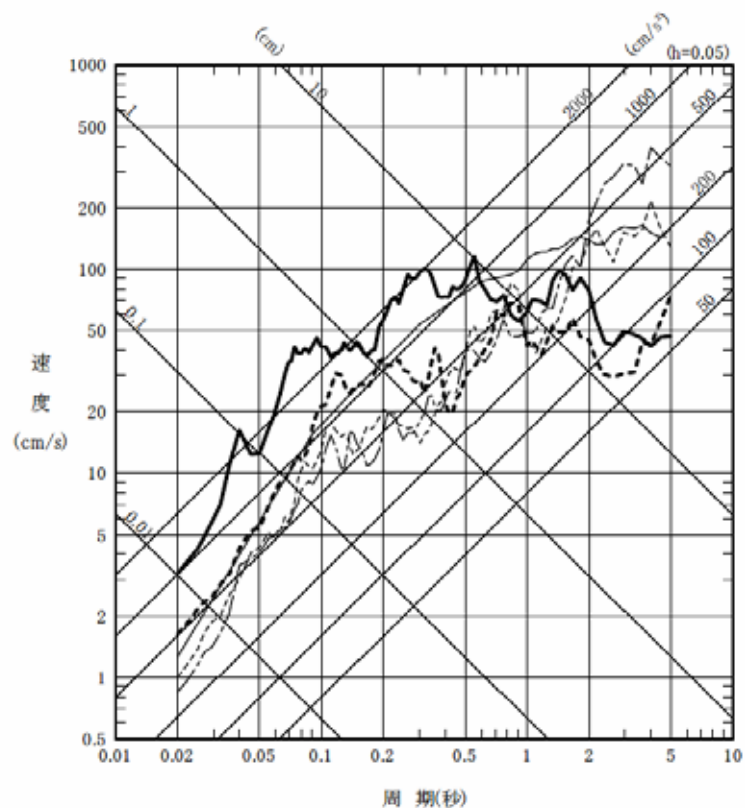


図 添付 1-1-4 基準地震動 Ss (荒浜側, UD 成分)

添付 1-1-7

- 基準地震動 Ss-1H (F-B 断層、応答スペクトル)
- - - 基準地震動 Ss-2NS (F-B 断層、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-3H (長岡平野西縁断層帯、応答スペクトル)
- - - 基準地震動 Ss-4NS (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-5NS (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)

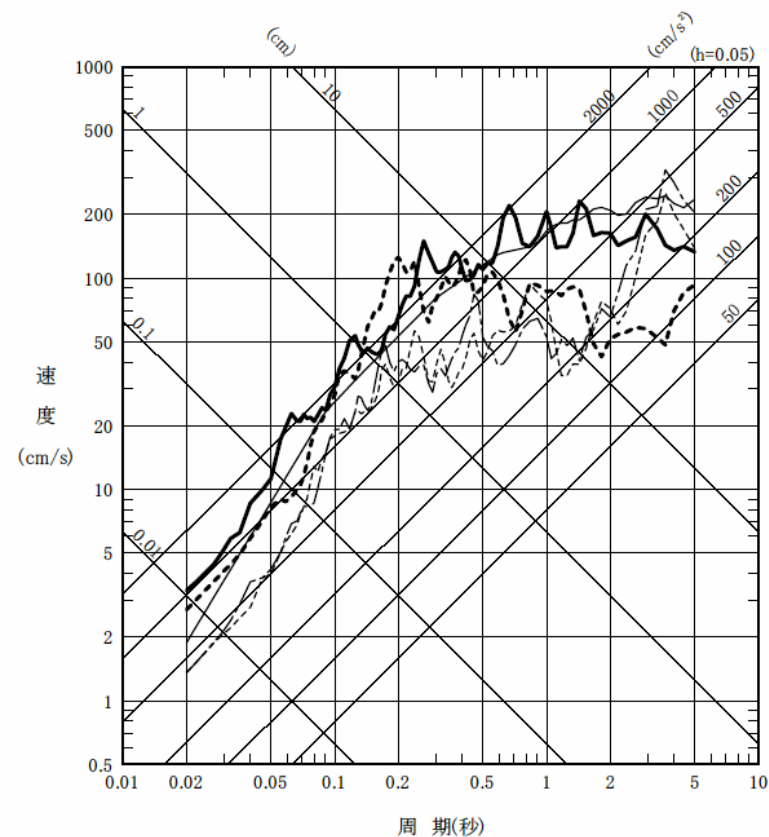


図 添付 1-1-5 基準地震動 Ss (大湊側, NS 成分)

添付 1-1-8

- 基準地震動 Ss-1H (F-B 断層、応答スペクトル)
- - - 基準地震動 Ss-2EW (F-B 断層、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-3H (長岡平野西縁断層帯、応答スペクトル)
- - - 基準地震動 Ss-4EW (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-5EW (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)

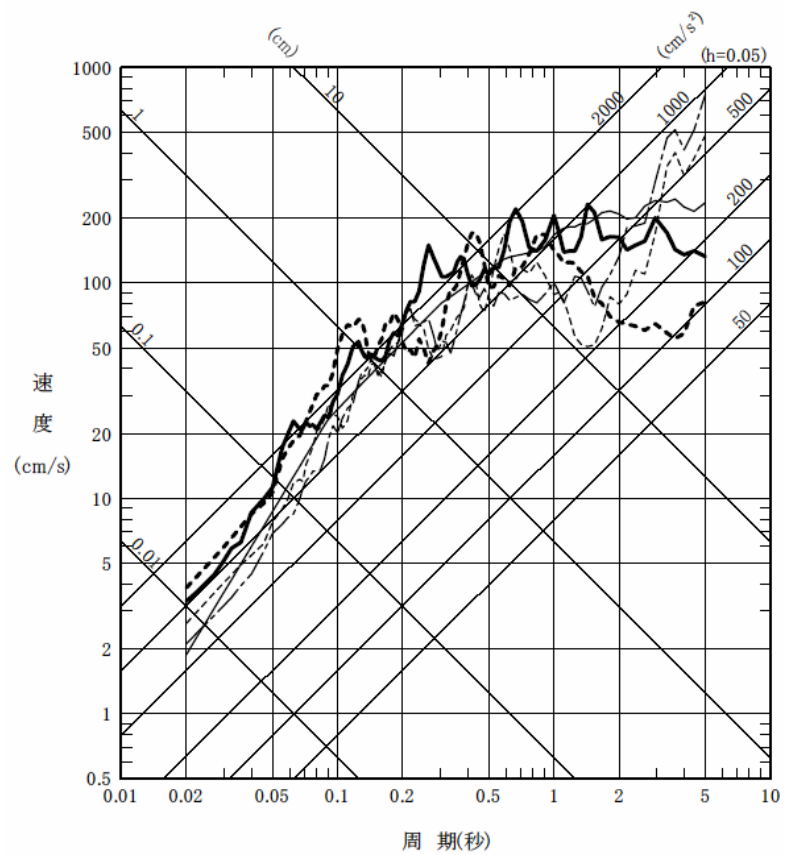


図 添付 1-1-6 基準地震動 Ss (大湊側, EW 成分)

添付 1-1-9

- 基準地震動 Ss-1V (F-B 断層、応答スペクトル)
- - - 基準地震動 Ss-2UD (F-B 断層、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-3V (長岡平野西縁断層帯、応答スペクトル)
- - - 基準地震動 Ss-4UD (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)
- 基準地震動 Ss-5UD (長岡平野西縁断層帯、断層モデル)

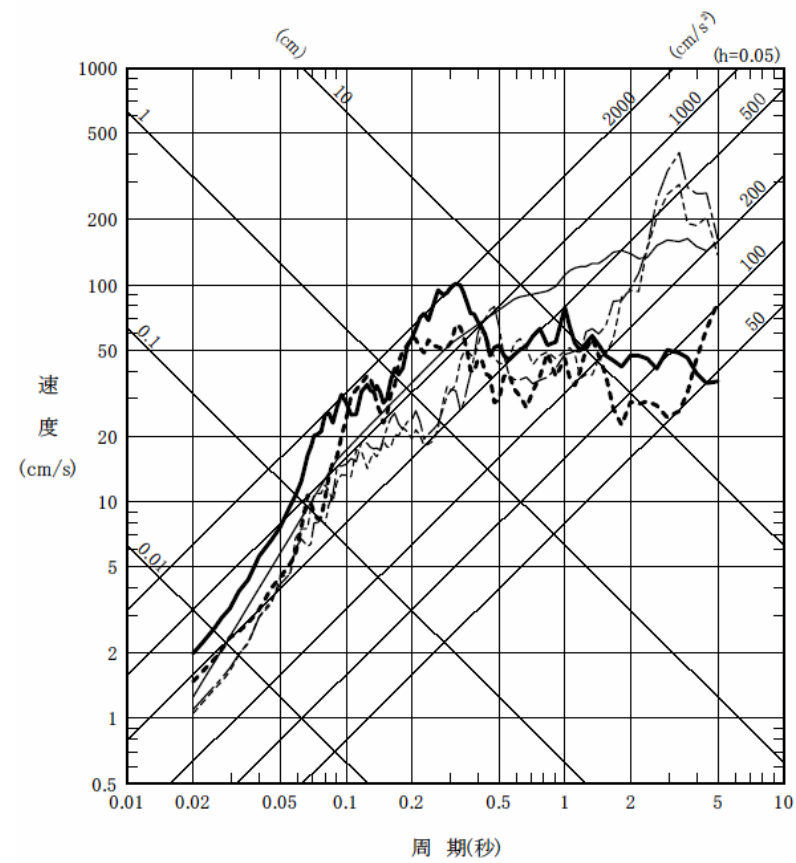


図 添付 1-1-7 基準地震動 Ss (大湊側, UD 成分)

添付 1-1-10

2. 健全性評価に関する全体方針と具体的展開

2007年7月16日に発生した中越沖地震では、柏崎刈羽原子力発電所の原子炉は安全に停止するとともに、安全上の重要な機器は、外見上の大きな損傷は認められなかった。しかしながら、観測された地震波は設計時に想定した地震動加速度を大きく上回るものであり、重要機器の継続使用にあたっては、地震影響を検討し、地震後の設備健全性を評価することが不可欠となった。

なお、新潟県中越沖地震後の健全性評価は、機器レベル、系統レベル、プラント全体での評価と順を追って進められるが、本委員会では、平成19年9月の発足に際し、重要機器を対象に評価を行うこととし、実機の損傷状況の確認、検査と解析の組合せによる評価フローの検討、想定される損傷モード、考慮すべき経年事象についての評価を行うこととした。

健全性評価に関する全体方針の概要を以下に示す。

2.1 健全性評価の全体方針

新潟県中越沖地震に対する設備健全性の評価は、設備点検による評価と地震応答解析による評価を実施し、それぞれの評価結果に基づく総合評価によって判断する。

なお、地震後の健全性評価に資する材料データが不足している場合には、試験によるデータの拡充や実機材の調査・サンプリングによる評価を実施する。

2.1.1 設備点検の考え方

設備点検は、各設備に共通的に実施する目視点検・作動試験等の基本点検、および基本点検の結果や地震応答解析結果に応じて実施する分解点検・非破壊試験等の追加点検からなる。

設備点検では、地震による損傷モードに対応した点検を実施する必要があるが、実施に当たり、遵守すべき関係法令・基準の確認、点検・評価者に必要とされる力量を明確にし、地震による損傷部位を的確に予測し設備点検に反映できる体制で実施する。

また目視点検や寸法測定では検出できない塑性ひずみの評価が必要とされる場合には、硬さ測定、磁気特性などの材質を評価する手法の適用、あるいは最新の知見を用いた評価手法の適用についても検討する。

2.1.2 健全性評価基準の考え方

地震荷重を受けた機器の健全性評価は、耐震安全上の重要な機器が地震荷重を受けた後もその機能を維持しており、「止める」「冷やす」「閉じ込める」という安全機能により原子炉施設の安全性が確保されることを担保することであり、地震荷重により機器が実際に経験した応力状態に基づいて構造健全性を評価する。

この考え方を満たす構造健全性に対する評価基準としては「原子力発電所耐震設計技術指針」の許容応力状態Ⅲ_{AS}がある。また許容応力状態Ⅲ_{AS}と同等の基準が、設計・建設規格やASME等国内外の設計用規格・基準に定められており、許容基準としての適用性を検討する。地震荷重を受けた機器の解析的評価に当たっては、応答倍率法による簡易評価に加え、最新の知見の反映、弾塑性挙動を考慮した詳細解析の適用についても検討する。また、今回の中越沖地震の評価は「設計段階における評価（想定地震に対する評価）」とは異なり、経験した荷重をベースにした評価であるため「設計段階における評価」のように不確定に対する裕度（荷重の不確定性に対するマージン等）は必ずしも必要ではない。

即ち、設計段階では未確定の事象に対する安全の担保を目的に余裕を考慮して許容応力、耐震基準の設定が不可欠となるが、既存設備の地震後の健全性評価は設計とは以下の点が異なる。

- ① 機器の構造や使用されている材料およびその特性（材料強度）が実存する。
- ② 地震の観測記録が存在しており、地震動に関する情報も得られている。
- ③ 地震が発生したときのプラントの状態（運転中、定期検査中など）が既知であり、地震時に作用していた荷重を推定することが可能である。
- ④ 損傷の有無、損傷した場合の変形や破損状況など地震後の機器の状態を点検して確認することが可能である。

従って地震後の機器の健全性評価では、既知の構造、材料、荷重に関する評価を行うことが可能であり、設計段階での評価手法における不確定性に起因した裕度に考察を加え、より合理的な評価方法を追求していく。

また、新耐震指針により、新たに策定された基準地震動 S_s に基づいて耐震安全性を評価する際には、「原子力発電所耐震設計技術指針」の許容応力状態Ⅳ_{AS} を適用するとともに、ASME 等国内外の設計用規格・基準の適用性も広く検討する。

2.1.3 材料強度評価の方針

日本電気協会の耐震設計技術指針、日本機械学会の発電用原子力設備「設計・建設規格」「材料規格」で規定された許容応力を適用して実施される個別機器の健全性評価の前提になる、地震荷重によって強度などの材料特性に有意な変化がないことを確認する。

その際、地震荷重が材料の機械的特性や疲労寿命に及ぼす影響について明らかにし、関連学協会規格の評価の保守性を確認することが重要である。

そこで、地震荷重が材料特性に及ぼす影響について既往の知見を整理するとともに、実機に使用されている鋼種を対象に、試験の実施によってデータの拡充を図る。

2.1.4 想定される損傷モード

地震により設備機器に損傷が生じているかどうかを点検検査する場合は、設備機器の構造特性に応じて想定される損傷モードに着目して行うことが損傷の見逃しを避けることに役立つ。地震により想定される損傷モードとしては、延性破断、塑性崩壊（大荷重が作用して構造が全断面降伏し、荷重増加を伴わずに変形だけが進行するようになった状態）、過大な変形（メカニカルラチェットの発生）、疲労損傷の累積とき裂の発生、機器や支持構造物などの座屈がある。各損傷モードに対して、原子力発電所耐震設計技術指針を適用し、以下の考え方から評価する。

a)延性破断

延性破断は1次一般膜応力制限により防止する。許容応力状態Ⅲ_{AS}では、過大な塑性変形を生ずることではなく崩壊限界には十分な余裕がある許容限界を、許容応力状態Ⅳ_{AS}では崩壊限界を許容応力とする。

b)塑性崩壊

塑性崩壊は1次膜応力+曲げ応力の制限により防止する。延性破断同様に、許容応力状態Ⅲ_{AS}では崩壊限界には十分な余裕がある許容限界を、許容応力状態Ⅳ_{AS}では崩壊限界下限を許容応力とする。

c)過大な変形

メカニカルラチェットによる塑性ひずみは原則として1次+2次応力の制限により、その発生を防止する。許容応力状態Ⅲ_AS、Ⅳ_ASともにShakedown限界を適用する。

d)疲労

1次+2次+ピーク応力の制限により、疲労損傷を防止する。許容応力状態Ⅲ_AS、Ⅳ_ASともに、地震応力の繰返しと他の荷重による繰返しを考慮する疲労解析を行い、疲れ累積係数 $\sum$ は1.0ならば問題ないと判断する。

e)座屈

許容応力状態Ⅲ_ASの評価において、弾性座屈を防止する。また許容応力状態Ⅳ_ASの評価においては、原則として座屈を防止するが、座屈による変形が生じても機器の安全機能に影響を及ぼさないことが担保される機器においては、塑性変形の発生による応答低減などを考慮する。

ここで、延性破断と塑性崩壊は一見して識別が可能であり、過大な変形、座屈も、目視点検で検出が可能である。疲労については解析結果を判断根拠とする。

2.1.5 考慮すべき経年事象

表2-1に健全性評価の際に考慮すべき経年事象を示す。表に示す事象では、材料特性の変化を除くと、いずれも荷重を担う機器の断面積を減少させる可能性がある。これらの影響が有意である場合、健全性を評価する際には断面積減少を考慮した評価（応力の割増し等）を行う。また、き裂について、発電用原子力設備維持規格（JSME S NA1-2004）による、破壊力学的な評価も併せて行う。

以上の評価は、いずれも機器に生じている負荷の大きさ（応力、ひずみ、交番荷重のくり返し数、破壊力学パラメータ等）を、機器材料の特性に基づく許容値と比較することにより行う。許容値はJSME規格を参照して設定することが妥当であるが、経年化により許容値の根拠となっている材料特性（ S_y 、 S_u 、疲労寿命、KIC等）が変化する場合には、既存の知見を参考に妥当な許容値を設定する。

表 2-1 機器の健全性評価の際に併せて考慮すべき可能性がある事象

健全性評価の際に考慮すべき事象			損傷への影響
大分類	中分類	小分類	
材料特性の変化	地震荷重がもたらした塑性ひずみ硬化による材料特性の変化	破壊靱性の低下	許容値の変化
		疲労強度の変化	
		強度 (Su、Sy) の変化	
	中性子照射や放射性環境による材料特性の変化	照射硬化、水素脆化、脆性破壊	
		疲労強度の変化	
		強度 (Su、Sy) の変化	
	熱時効による材料特性の変化	照射偏析、鋭敏化	
		破壊靱性の低下	
		疲労強度の変化	
き裂	力学因子と環境因子の重畳によるき裂	S C C	・断面積の減少 ・不安定破壊の可能性 (損傷モードの追加)
		腐食疲労	
	力学因子によるき裂	疲労	
	応力分布の変化 (塑性による応力再配分)	溶接残留応力分布の変化	
		予防保全施工による残留応力分布の変化	
減肉	施工不良等によるき裂	溶接欠陥	・断面積の減少 ・固有値の変化 (減肉が著しい場合) ・漏えい
	全面腐食		
	局所腐食	孔食	
		隙間腐食	
	FAC		
	エロージョン		
	過大な変形に伴う薄肉化		

2.2 健全性評価の具体的展開

平成19年度は、前項に記した健全性評価の全体方針を定めるとともに、委員による現地視察結果を検討事項に反映するとともに、検査対象と検査技量の考え方、国内外の規格基準と機器継続使用の考え方、疲労評価を補完する材料試験データ収集、地震応答解析の評価、ボルト締結部の検査有効性、溶接残留応力緩和の影響などの課題するため、検査、評価基準、疲労・材料試験、動的評価、締結部材評価、高経年化の各WGを設置、成果を平成19年度中間報告書として取り纏めた。

平成20年度からは、新たに8名の有識者を委員に加えた26名の委員と電力・メーカ他の多数の関係者により、WG体制を5WG(評価基準WG、検査WG、疲労・材料試験WG、配管振動評価WG、建屋-機器連成WG)に再編成し、柏崎刈羽発電所の設備健全性評価と耐震安全評価を技術支援する課題毎の具体的検討に取組んできた。

- ・評価基準WG：塑性ひずみの検査、基礎ボルトの点検評価(平成19年度より継続)
- ・検査WG：JEAG4601のIIIASに替わる継続使用代替手法の導入検討(平成19年度より継続)
- ・疲労・材料試験WG：鋼種・使用条件を広げたデータ取得とその評価(平成19年度より継続)
- ・配管振動評価WG：配管減衰定数の合理化検討と減肉配管の振動評価(平成20年度より)
- ・建屋-機器連成WG：原子炉圧力容器基礎部の弾塑性モデルを用いた評価手法の開発と実機評価(平成20年度より)

本委員会では、柏崎刈羽7号機、6号機について東京電力より適宜、解析評価と検査結果の報告を受け、機器・配管のサンプル調査の進め方や、非破壊検査等の対象部位選定に、あらかじめ示された判定基準を満たしていることを確認した。また、地震応答解析による主要機器の発生応力の評価結果などを確認した。また材料試験の結果より、機器の疲労寿命は十分な裕度を有していることを確認した。

平成19年度に健全性評価フローチャートの検討に際し継続使用の判断根拠とした、「現状の機器の健全性評価」、「将来発生のある可能性がある地震に対する安全性評価」は、その後の国の審議動向等を踏まえ「中越沖地震動による健全性評価」、「Ss 基準地震動による耐震安全性評価」に見直しを行なった。

また、安全裕度に関する一般への説明性向上が原子力関係者の共通課題となっていることに鑑み、WGとは異なり目標・成果を求めない議論の場として、「見える化タスク」を設置し、安全裕度に関する考え方の整理や、東京電力から提供された可視化モデルの評価検討、さらにはプラント再起動に関する課題などについても予備的な検討を行った。

これらの成果を本中間報告書では、次章以降、WG 毎の成果を各章単位でまとめる構成とし、3章では、塑性ひずみの検査、基礎ボルトの点検結果など、柏崎刈羽7・6号機の点検方法と評価結果を中心に、検査WGの成果を纏めた。4章では、国内外の関連規格データや考え方を精査し、新たな基準の作成について検討した評価基準WGの成果を纏めた。さらに、配管減衰定数に起因する裕度などを検討、減肉配管の評価に着手した配管振動評価WGの成果を纏めた。5章では、ABWRの原子炉本体基礎部（コンクリート構造物）を対象として、建屋解析モデルの非線形化に伴い、機器側も建屋に併せ、既往の研究で実験結果が得られている非線形解析の適用について検討した、建屋・機器連成WGの成果を纏めた。また、6章で鋼種・使用条件を広げた疲労データ取得による疲労・材料試験WGの成果を、7章では、安全裕度に関する見える化タスクの検討状況を、8章では中越沖地震で損傷した屋外設備（ろ過水タンク）について、損傷解析事例として取り纏めた。

また、これらの技術成果は、国、県の審議会や関連学協会などに積極的に公開していくこととした。平成21年3月末までの主要な成果公開状況は表2-2に示すとおりである。

表 2 - 2 委員会活動成果の公開状況

(平成 2 1 年 3 月末現在)

項目	報告先	報告の概要
SANE 委員会の活動概要 (H20 年 2 月)	原子力発電所の耐震安全性・信頼性に関する国際シンポジウム (柏崎市)	H19 年度の委員会活動状況
SANE 委員会の活動概要 (H20 年 4 月)	エネルギーフォーラム 4 月号	H19 年度の委員会活動状況
塑性ひずみの測定結果	・原子力安全委員会 ・原子力安全・保安院 サブWG ・新潟県小委員会	「予め計画する追加点検」にて硬さ測定による塑性ひずみの検出結果
ろ過水タンクの座屈試験解析結果	・原子力安全委員会 ・原子力安全・保安院サブWG	ろ過水タンクに生じた座屈の模擬解析
P L R 配管の S C C に対する地震の影響評価 (H20 年 6 月)	・原子力安全・保安院サブWG	P L R 配管の S C C に対する地震の影響調査結果
基礎ボルトの点検結果	・原子力安全・保安院サブWG ・新潟県小委員会	解析方法、強度評価結果
SANE 委員会の活動状況	記者懇談会 (H20/6/30)	H19 年度の主たる活動成果と H20 年度の活動計画
SANE 委員会の活動状況 (H20 年 6 月)	日本原子力学会第 2 回原子力発電地震安全特別専門委員会	H19 年度の主たる活動成果と H20 年度の活動計画
ろ過水タンクの座屈試験解析 (H20 年 7 月)	日本保全学会第 5 回学術講演会	地震により座屈が生じたろ過水タンクの試験解析結果
SANE 委員会の活動状況 (H20 年 8 月)	エネルギーフォーラム 8 月号	H19 年度の主たる活動成果と H20 年度の活動計画
中越沖地震ならびに SANE 委員会の活動概要 (H20 年 6 月)	非破壊検査協会東関東非破壊検査研究会	中越沖地震の概要報告に加えて、SANE 委員会、とくに検査 WG の活動成果
SANE 委員会の活動状況 (主に疲労試験、検査) (H20 年 9 月)	日本機械学会 M&M 特別フォーラム	委員会活動概要の紹介、低サイクル疲労試験結果、基礎部や配管の検査方法など
SANE 委員会の活動状況 (主に検査) (H20 年 11 月)	非破壊検査協会秋季講演大会	ひずみ測定技術や基礎ボルトの検査技術を中心に中越沖地震後の機器の健全性評価のための検査技術
SANE 委員会の活動状況 (主に疲労試験、検査) (H20 年 12 月)	日本材料学会フォーラム	委員会活動概要の紹介、低サイクル疲労試験結果、基礎部や配管の検査方法など
循環水配管の強度評価 (H20 年 11 月)	・原子力安全・保安院	変形した配管の強度評価結果、累積疲労損傷評価方針
6 号機 RPV ベDESTAL の耐震安全性評価 (H21 年 3 月)	・原子力安全・保安院サブWG	弾塑性モデルを用いた 6 号機の RPV ベDESTAL の耐震安全性評価結果

3. 地震荷重を受けた機器の検査手法の検討

3.1 点検・検査に関する基本的な考え方

地震荷重を受けた機器の点検・検査（設備点検）は、地震応答解析と共に、機器の健全性評価の方法の一つとして位置づけられる。

設備点検は、設備の運転状態を踏まえた設備の損傷の有無、損傷の程度の確認を行う事を目的として、各設備に共通的に実施する目視点検、作動試験等の『基本点検』、および基本点検の結果や地震応答解析結果等に応じて実施する分解点検、非破壊試験等の『追加点検』からなる。

本報告書では、設備点検の対象を電気事業法に基づく事業用電気工作物の工事計画書に記載のある静的機器、支持構造物を主とし、損傷モードに対応した基本点検、及び追加点検手法を提案する。特に追加点検については、想定される損傷モードとして『変形』と『割れ』をあげ、それぞれに対する点検方法を提案する。また、設備点検実施にあたり遵守すべき関係法令、基準を明記するとともに、点検・評価者に必要とされる資格、力量について言及する。さらに、地震荷重による損傷部位を的確に予測し、設備点検に反映できる点検体制についても提案を行う。

地震荷重の影響評価においては、塑性ひずみの評価、基礎部の健全性評価が要求される場合も想定される。塑性ひずみの評価は、交番荷重により変形が復元している場合や局所的な変形など、目視点検や『変形』の測定では検出、地震荷重による影響評価が難しいため金相的な評価や硬さ測定、さらには電磁気的な特性の評価などによる最新の手法の適用も検討する必要がある。本報告書では、塑性ひずみの測定方法について、実プラントでの作業性も含めた各手法の適用性評価を実施し、その結果について記載するとともに、ラボ試験による塑性ひずみの検出結果も記載し、実機における塑性ひずみ検出方法に関する提案を行う。また、実機プラントでの実施における課題を整理し、その対応についても提案を行う。

基礎部の健全性評価では、地震時により発生が予想される基礎ボルトのき裂を検査する方法について検討する必要がある。本報告書では基礎ボルトのき裂検査手法について、検出感度を評価するためのラボ試験を実施し、その結果について記載するとともに、検査手法の提案を行う。さらに、健全性を追加確認する方法として締結力確認手法の提案も行う。

また点検検査結果の妥当性、機器の健全性を実証するためには、実機からのサンプル採取による評価やモックアップによるデモンストレーションが有効である。そこで本報告書では、実機サンプル調査、モックアップによる評価に対する考え方も提案する。なお、サンプル調査の一環として、ひび（応力腐食割れ）がある状態で運転を継続していた配管に対する地震影響調査の考え方も示す。

3.2 設備点検の方針

3.2.1 設備点検の基本方針

設備点検は、安全上重要な機器に対しては解析と合わせた健全性を総合的に評価する手法、またその他の機器に対しては健全性を評価する主な手法として位置づけられる。

設備点検は、各設備に共通的に実施する目視点検・作動試験等の基本点検、および基本点検の結果や地震応答解析結果等に応じて実施する分解点検・非破壊試験等の追加点検からなる。その実施については以下のとおりとする。

- 原子炉安全上重要な設備は、基本点検とあわせて地震応答解析を実施する。さらに、基

本点検において異常が確認された設備、および地震応答解析結果において評価基準を満足しない設備については追加点検を実施する。

- その他の設備は、設備点検を主体に実施し、基本点検において異常が確認された設備に対し追加点検を実施する。

また、追加点検結果の妥当性、機器の健全性等を証明する必要がある場合、実機からのサンプル採取、もしくはモックアップ試験等の実施を検討する。

3.2.2 点検対象設備

電気事業法にもとづく事業用電気工作物の工事計画書に記載のある静的機器（炉内構造物を含む）、支持構造物を主とする。また、耐震設計に考慮している支持構造物等については、工事計画書に記載がない場合も点検対象とする。

なお、以下の場合、代表設備または代表部位による点検を実施しても良い。

- 同一の設備が複数存在する場合。
- 配管系等、類似設備が多数存在する場合。
(代表部位の選定においては、設計時の余裕度（算出値と許容値の余裕度等）、仕様、使用条件等を考慮すること)

3.2.3 関係法令

設備点検の実施は、以下の規定に基づき実施する。これらの規定は、最新版（追補を含む）を適用する。

- 「日本電気協会 原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111)」
- 「日本電気協会 保守管理規程(JEAC4209)」

また、点検・評価にあたっては、以下の法令・規格基準等を参照すること。これらの参照法令・規格基準等は最新版（追補を含む）を適用する。

- 電気事業法
- 電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令
- 電気設備に関する技術基準を定める省令
- 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準
- 日本工業規格（JIS）
- 電気学会電気規格調査会規格（JEC）
- 日本電機工業会規格（JEM）
- 日本電気協会電気技術規程（JEAC）
- 日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格
- 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- 日本電気協会軽水型原子力発電所の運転保守指針（JEAG4803）
- 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針
- 日本電気協会原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601） 等

3.2.4 点検方法策定にあたっての基本的考え方

点検方法の策定にあたっては、以下を考慮して策定する。

- ①各設備の種類、設置方法等から地震時に想定される損傷の形態を分析し、点検手法に反映させること。
- ②現場における点検によって十分に健全性が証明できないと考えられる場合は、適宜サンプル採取、モックアップ試験等の実施を検討すること。
- ③作業員被ばく低減、人身安全等の観点から点検が困難な場合は、合理的な点検を策定すること。

3.2.5 地震荷重により想定される損傷形態

各設備が地震荷重を受けたことによって発生する損傷として、部材の変形・破断・割れの発生、締結部のガタ・はずれ、保温材の変形・はく離、塗装のはく離などを想定する。

3.2.6 点検方法の策定

(1) 各機種における点検方法

各設備が地震荷重を受けたことを考慮し、地震荷重の影響が及ぶ可能性のある部位に着目した点検を行う。その際、機種ごとに要求機能の整理と、各部位への地震荷重による損傷要因の想定を行ったうえで、要求機能の喪失に至る各部位の損傷形態を整理し、それぞれの損傷形態に応じた点検手法を選定する。基本点検、追加点検の概要を整理して下記に示す。

a. 静的機器（炉内構造物を含む）

配管、熱交換器等には耐圧、強度等の機能が要求されており、地震荷重による変形、割れ等の発生が想定される。これらの機能の確認には、外観の確認（保温材の変形・はく離の確認を含む）や通水状態における漏えい試験等が有効である。

- 1) 基本点検：目視点検、漏えい試験を主体
- 2) 追加点検：非破壊試験、塑性ひずみ測定、寸法測定等

b. 支持構造物等

耐震設計に考慮している支持構造物等は、主に機器基礎部、支持脚、静的レストレイント、動的レストレイント等から構成され、これらには、構造、強度等の機能が要求されている。地震荷重により支持構造物本体の変形等やコンクリート定着部等の損傷（基礎ボルトの損傷、コンクリートの割れ、塗装のはく離等）が想定されるが、これらの確認には、変形や移動痕等に対する外観上の確認が有効である。

- 1) 基本点検：目視点検
- 2) 追加点検：非破壊試験、表面検査等

なお、動的レストレイントについては走行試験もしくは分解点検を行う。基礎ボルトなどボルト締結部の点検にあたっては、変形、破損を確認するとともに必要に応じトルク確認などにより締結力が喪失していないことを確認する。また評価対象部の選定にあたっては、せん断力を受ける部位では緩みの点検、引張応力が高い部位では非破壊試験による点

検を考慮すること。

c. その他

- 基本点検の実施が困難な設備は、当該設備の追加点検、類似仕様の他設備の基本点検または追加点検結果、ないしは地震応答解析結果等を以って代替点検としても良い。
- 確認されている設備の損傷その他の不具合事例を踏まえ、適切な点検手法を策定すること。

(2) 評価方法

設備点検の手順および判定基準は、保守点検等において用いられる規格・指針等（表-3.2-1 参照）を準用して策定するが、準用が困難である場合には技術的に妥当であると確認されたものを採用するなど、各点検対象設備ごとに手順および判定基準を適切に策定しても良い。

表-3.2-1 各点検・評価方法の判定基準例一覧

点検手法	手順および判定基準
目視点検	・ 日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-3 ・ JIS Z 3090 溶接継手の外観検査方法 ・ NDIS 3414 目視試験方法 ・ NDIS 3415 設備および装置の点検方法 等
漏えい試験	・ 日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-2 等
作動試験	・ 定例試験実施時の値 ・ 定期事業者検査等の機能・性能試験における手順および判定基準 ・ 軽水型原子力発電所の運転保守指針（JEAC4803） 等
機能確認試験	・ 定期事業者検査等の機能・性能試験における手順および判定基準 等
分解点検	・ 定期事業者検査等の分解検査における手順および判定基準 等

(3) 実施者・評価者の技量・力量

点検、検査を実施・評価する者は表-3.2-2 に示す技量、力量を有する者とする。

表-3.2-2 点検、検査の実施・評価者に要求される技量、力量

点検方法	技量、力量
目視点検	・ NDIS 3413 「非破壊試験技術者の視力及び色覚の試験方法」にて準用される、JIS Z 2305 「非破壊試験－技術者の資格及び認証」にて非破壊試験員に要求される近方視力の確認を行う等、視力に問題のない者とする。 ・ 業務経験年数、社内認証、教育・訓練受講履歴等、適切な力量を有する者とする。
非破壊試験	実施する非破壊試験に対して、以下の資格、技量を有すること ・ NDIS 0601 「非破壊試験技術者技量認定規定」 2 種以上 ・ JIS Z2305 「非破壊試験－技術者の資格及び認証」 レベル 2 以上 ・ 上記資格と同等の技量を有すること

(4) 体制

地震荷重によって影響を受け破損しやすい箇所等を把握可能な設計者に意見を求めることが可能な体制とする。

3.2.7 追加点検の考え方

追加点検は、基本点検において異常が確認された設備、および地震応答解析結果において評価基準を満足しない設備に対して行う。地震応答解析結果において評価基準に対する裕度が小さい設備には、追加点検の実施を検討する。なお追加点検では、必要に応じ疲労強度に影響を与える塑性ひずみの発生の有無、基礎ボルトネジ部の健全性を評価する。追加点検において考慮すべき損傷は、変形・割れであり、それぞれの考え方は以下の通りとする。なお、疲れ累積係数が1を超える様な疲労による損傷が発生する可能性がある部位では、変形の有無に限らず、割れに対する追加点検を実施する。

(1) 変形

変形に対しては、詳細な目視点検、塑性ひずみ測定を実施する。また実施にあたっては、検査者の技量、力量、規格を勘案すること。有意な変形が検出された箇所は、硬さ・寸法測定、割れに対する非破壊試験を実施する。

地震荷重により生じた変形量、塑性ひずみの評価を行う場合、硬さ測定結果あるいは最新の技術を用いた測定結果により実施しても良い。測定された結果は、材料試験結果等と比較し、疲労強度などへの影響を評価する。

(2) 割れ

a. 表面検査

表面検査が実施可能な場合は、目視点検、PT等の表面検査を実施する。

b. 体積検査

表面検査が実施できない部位、内部の検査を必要とする部位、あるいは内表面を確認する部位では、UTなど体積検査による検査を実施する。

c. サイジング

体積検査の結果、割れ等の欠陥が検出された部位については、サイジングを行い、欠陥の大きさを定量化する。

(3) 機能確認試験

詳細な目視点検、非破壊試験が不可能な部位等については、解析による評価とあわせて、耐圧・漏えい試験などによる機能確認試験により健全性を評価する。

(4) 評価

変形、割れが機能に及ぼす影響の評価を行う。機能に影響がある場合には補修、補強、取替などの対策を検討する。機能に影響が無いと判断された場合は検出された割れに対する維持基準を適用した評価について検討する。

(5) 塑性ひずみ検出方法の考え方

地震荷重が加わったことにより、部材の破断延性の低下や疲労強度の低下が生じる可能性がある。また局所的な変形や表面近傍のみの降伏、交番荷重により変形が復元している場合など変形が検出し難く、目視点検では損傷（変形）が検出できない可能性もある。このため、各材質に対する塑性ひずみを検出する検査手法の調査・検討を行う。

また、目視点検で評価不可能な微小変形を評価する必要がある場合には、上記検査手法の適用を検討する。

3.3 検査手法の検討

追加点検では、詳細な目視点検、浸透探傷試験、基礎ボルトのトルク確認試験、超音波探傷試験及び塑性ひずみ測定が行われることが想定される。そのうち、塑性ひずみ測定と基礎ボルトの超音波探傷試験（以下、基礎ボルト UT と略す。）については、現場での適用性を検討する必要があるため、手法の選定、性能・特性調査の検討を行った。

3.3.1 塑性ひずみ測定方法の検討

3.3.1.1 塑性ひずみ測定方法の調査

配管が地震荷重を受けた場合、地震荷重に由来する応力は曲げモーメントによる応力が支配的になる。そのため、塑性変形が発生した場合、配管表面に変形が発生する。従って、配管表面から得られる情報を用い塑性ひずみを評価する方法について調査を実施した。その際、発電所内で、かつ据付状態のままで評価が可能であることを条件に調査を実施した。調査の結果、塑性ひずみを評価する方法は以下に分類された。

- ・ 材料表面の硬さから塑性ひずみを評価する方法
- ・ 材料表面の組織変化から塑性ひずみを評価する方法
- ・ 材料表面の相変態から塑性ひずみを評価する方法
- ・ 材料表面の応力状態等から塑性ひずみを評価する方法

(1) 材料表面の硬さから塑性ひずみを評価する方法

塑性変形により生じる加工硬化を検出することにより、塑性変形を受けた履歴の有無を推定できる可能性がある。材料表面の加工硬化を検出する手法として、反発式硬さ計、ポータブルビッカース硬さ計および超音波硬さ計などがある。

(2) 材料表面の組織変化から塑性ひずみを評価する方法

塑性変形により発生するリューダース帯やすべり線を観察することにより、塑性変形を受けた履歴の有無を推定できる可能性がある。リューダース帯の観察は、目視で可能であるが、地震時の表面が鏡面状態であることが前提となる。また、すべり線の観察は、地震後の試験部表面を鏡面に仕上げ、エッチングを行い、ポータブルタイプの光学顕微鏡を用いて直接観察する方法と、試験部表面をレプリカに転写し、実験室の光学顕微鏡や走査型電子顕微鏡を用いて観

察を行う方法がある。更に、塑性ひずみによりエッチング速度が変化する特徴を利用し、エッチングの色調を観察する方法がある。

(3) 材料表面の相変態から塑性ひずみを評価する方法

オーステナイト系ステンレス鋼では塑性変形が生じるとマルテンサイト変態を生じる。そのマルテンサイト変態を検出することで塑性変形を受けた履歴の有無を推定できる可能性がある。材料表面の相変態を検出する手法として、フェライト測定法、渦電流探傷試験及びX線回折法などがある。

(4) 材料表面の応力状態等から塑性ひずみを評価する方法

塑性変形を受けた場合、材料表面の格子定数、磁気的特性あるいは超音波伝播特性などが変化する可能性があり、これらの特性の変化を検出することで塑性変形を受けた履歴の有無を推定できる可能性がある。材料表面の格子定数を測定する方法として、ポータブルタイプのX線回折装置を用いたX線回折法がある。また、材料表面の磁気的特性あるいは超音波伝播特性などの変化を検出する方法として、磁歪法、バルクハウゼンノイズ法及び音速比法などの方法がある。

3.3.1.2 塑性ひずみ測定方法の実証試験と選定

塑性ひずみ測定方法の選定では、現場での作業性、装置等の準備、および健全性評価上要求される残留応力や塑性ひずみの検出性などの性能をもとに現場調査に有効な手法について検討する必要がある。そのため、直接測定法（X線回折法、形状レプリカ法）以外の各種測定方法について検出限界、測定範囲、測定精度および材料間のバラツキについて評価を行うための実証試験を実施した。実証試験を実施した測定方法、およびその結果を表 3.3-1 に示す。また、実証試験の詳細な試験方法、試験結果を添付 3-1 に示す。

実証試験の結果、硬さ測定が塑性ひずみとの相関が最も良いことが確認され、有効な手法であることが確認された。音速比法（垂直法）も一部課題があるがフェライト鋼では塑性ひずみとの相関があることが確認された。その他の方法は、信号変化が弾性範囲内の変化と同等であるか、信号変化が認められず、塑性ひずみの検出には検討を要する結果となった。

以上より、加重による塑性ひずみ発生の有無を評価する測定方法は、硬さ測定と音速比法（垂直法）が有効と考えられる。なお、音速比法は塑性変形の方法が予め分かっている必要があること、オーステナイト系ステンレス鋼には適用できないこと、硬さ測定法ではポータブルビッカース硬さ計の値が、通常のビッカース硬さ計の値に近かったことから、現地における塑性ひずみの測定は、硬さ測定を主とした方法を提案した。さらに、その他の方法（反発式硬さ計、超音波硬さ計、音速比法）は、補助的方法として使用し、補助的方法の測定結果を組み合わせた総合的な評価を推奨した。

表 3.3-1 現地における塑性ひずみの発生有無の調査への適用性検討結果の纏め表

	手法		フェライト鋼		オーステナイト系 ステンレス鋼	
			炭素鋼	低合金鋼	SUS304	SUS316
材料表面の硬さから塑性ひずみを評価する方法	硬 さ 測 定	ポータブルビッカース	◎※1	◎※1	◎※1	◎※1
		反発式	◎	◎	◎	◎
		超音波	◎※2	◎※2	◎※2	◎※2
材料表面の組織変化から塑性ひずみを評価する方法	表面金相（レプリカ法）		×	×	×	×
材料表面の相変態から塑性ひずみを評価する方法	マルテンサイト 検出	フェライトスコープ	—	—	△	×
		マルチコイル型(ECT)	—	—	△	×
材料表面の応力状態等から塑性ひずみを評価する方法	音速比	垂直法	○	○	△	△
		表面波法	△	△	△	△
	磁歪法		△	△	△	△
	バールハウゼンノイズ法		△	△	△	△

※1；ビッカース硬さ計の値に最も近い。

※2；他の硬さ測定法に比べて表面粗さの影響を受けやすい。

記号の意味 ◎；塑性ひずみと相関が確認される。 ○；信号の変化が確認される。

△；信号の変化が確認される（但し、塑性ひずみの検出には検討を要する）。

×；試験範囲では明確な変化が認められなかった。

3.3.1.3 実機測定における検討

実証試験の結果、硬さ測定が塑性ひずみとの相関が良く、現場適用に最も適している結果となった。しかしながら、実証試験と実機測定では、測定的前提条件等が異なるため、実際の評価に当たっては、様々な要因が測定値に影響を与えることが考えられる。そのため、硬さの測定値に与える要因について検討を実施した。また、地震荷重による塑性ひずみの発生を評価するにあたり、評価対象部位の選定方法、評価方法、測定限界についても検討を実施した。さらに、疲労強度との関係、測定箇所の合理化についても検討を実施した。その結果を以下に示す。

(1) 硬さ測定値に影響を与える要因に関する検討硬さ測定による塑性ひずみの評価を行うに当たり、測定値に影響を与える可能性があると考えられる事項（材料、製造履歴、多軸ひずみ、繰返し荷重、測定点数）について検討を実施した。

A) 材料の影響

材料の硬さは、一般的に引張強さとの相関があることが知られている。日本工業規格（JIS）では、各々の材料に対し、最低引張強さを規定している。市販材料は規格を満足するために、規格以上の引張強さ（硬さ）を確保しているため、引張強さ（硬さ）は、ある程度のバラツキ

があるのが現状である。実機での硬さ測定では、そのバラツキが地震荷重による塑性ひずみ発生有無の評価に影響を与える可能性がある。そのため、硬さの比較を行う箇所は同一ロット・ヒートの材料を使用した箇所を選定し、材料の影響を少なくする必要がある。

B) 製造履歴の影響（曲げ加工の影響）

構造物は一般的に製造時の成型加工により塑性ひずみが存在している。エルボの場合、成型加工後、熱処理をしたエルボでは、エルボ部内で硬さのバラツキが少ないことが確認されている。一方、高周波誘導加熱による曲げ加工を行った配管は、モックアップによりエルボ部内で硬さのバラツキが大きい事を確認している。従って、高周波誘導加熱により曲げ加工を実施したエルボ部は、バラツキが大きい事から、調査対象として選定しないこととした。

C) 多軸ひずみの影響

実際の地震では、検証試験のような単軸のひずみではなく、様々な振動モードが発生する。実機の評価部では、多軸の塑性ひずみが発生している場合も考えられる。そのため、多軸の塑性ひずみの評価方法についてモックアップ試験を実施し、検討を実施した。

多軸の塑性ひずみを与えた試験片に対し、硬さを測定し、実証試験結果（単軸引張試験結果）との比較を実施した。塑性ひずみ量は、相当塑性ひずみに換算し評価を実施した。測定された硬さと相当塑性ひずみの関係は、単軸で実施した実証試験の結果と同等であることを確認した。従って、多軸の塑性ひずみが発生した場合でも硬さの測定値から相当塑性ひずみとして評価可能であることを確認した（図 3.3-1）。

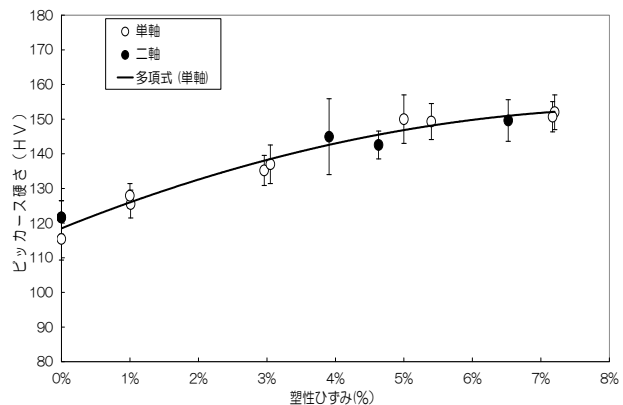
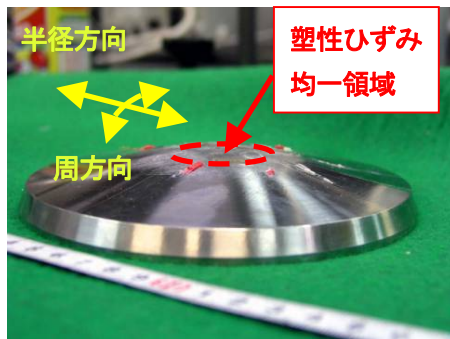


図 3.3-1 硬さに及ぼす多軸ひずみの影響確認結果

D) 繰返し荷重の影響

地震は繰返し荷重であるため、繰返し硬化の影響が考えられる。SUS304、SS400 にて、塑性ひずみを一定にし、1回のみ負荷を与えた場合と、繰返し負荷を与えた場合の硬さの比較を実施した。繰返し負荷を与えた場合、1回のみと比較し硬さが上昇しており、繰返し硬化が発生している事を確認した。なお、硬さから想定される塑性ひずみ量は繰返し負荷を受けた方が硬さの上昇が大きいいため、大きな塑性ひずみが発生したと評価されることになる(図 3.3-2)。

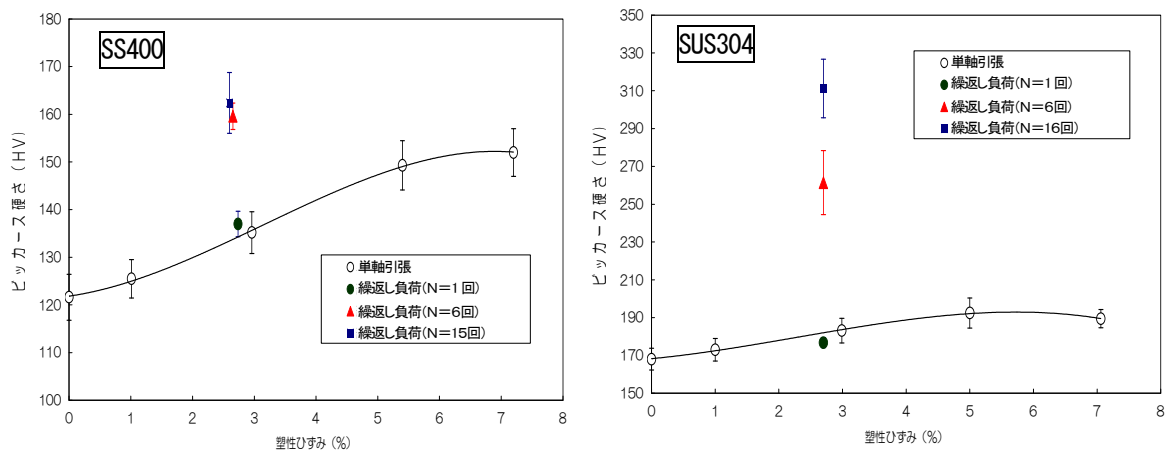


図 3.3-2 硬さに及ぼす繰返し負荷の影響確認結果

E) 測定点数の影響

硬さ測定値には、材料が持つバラツキ、測定によるバラツキ等の影響が含まれている。評価箇所の硬さを知るためには、1 箇所辺りの測定点数を多くし、バラツキを一定値に収束する測定点数を確認する必要がある。そのため、測定点数とバラツキの関係について確認試験を実施した。バラツキは、測定点数が 20 点以上になると、標準偏差がほぼ一定値に収束する事を確認した。従って、余裕を見て測定点数は、1 箇所当たり、40 点とする。

(2) 実機測定・評価に関する検討

A) 評価対象部位の選定に関する検討

実機配管では、製造時の成型・溶接等に起因するひずみがどの程度か不明であるため、仮に塑性ひずみを検出しても製造時に発生したものか、地震時に発生したものかの判断が出来ない。そのため、地震荷重による塑性ひずみ発生の有無を評価するためには、地震応答解析結果にて、地震の影響が大きかった部位（評価部）の硬さと、地震の小さかった部位（比較部）の硬さを比較し、両者のバラツキ（標準偏差）を超える有意な差の有無を確認することとする。評価部・比較部の選定は、材料の影響、製造履歴の影響を考慮し、同一ヒート・ロットで、同形状の部位から選定する。

B) 評価方法に関する検討

地震荷重により塑性ひずみが発生した場合、評価部の硬さは、硬くなる（最大値、最小値が大きくなる）ことが想定される。そのため、評価部と比較部の最大値・最小値の比較を行い、評価部におけるそれぞれの値が小さい、又は差が両者のバラツキ（標準偏差）の範囲内である場合、各々に有意な硬さの変化は無かったと判断し、地震荷重により硬さ測定で検出できるレベルの塑性ひずみが生じていないと評価する。

なお、バラツキを超える有意な差が認められた場合は、バラツキの可能性、製造履歴の影響の可能性、材料不均一性の可能性等を考慮し総合的な評価を行い、地震荷重により疲労強度に

影響を与える塑性ひずみ発生の有無を評価する。

C) 検出限界の把握

B)評価方法では、バラツキに関し、評価部、比較部の硬さを比較し、差が両者のバラツキ（標準偏差）の範囲内である場合に有意な硬さの差は無いと判断することとしている。そのため、本評価手法において検出できる塑性ひずみ量は、評価部、比較部各々のバラツキを考慮し、標準偏差の2倍を超える硬さの差が発生する塑性ひずみ量とした。

この検出できる塑性ひずみ量は、材料により加工硬化傾向が異なるため、材料により異なる。なお、発電所で一般的に使用されている材料で確認をした結果、2～4%の塑性ひずみが発生した場合に評価可能であることを確認した。

(3)疲労強度との関係

硬さ測定による塑性ひずみの評価では、測定値のバラツキから地震荷重による塑性ひずみが2～4%の塑性ひずみが発生していないと評価ができない。実際に塑性ひずみが発生していた場合は、低サイクル疲労強度の低下が予測される。疲労・材料試験WGでは塑性ひずみを予ひずみとして与えた低サイクル疲労試験を実施し、8%（ひずみ範囲16%）までの予ひずみは低サイクル疲労強度に影響を与えないことを確認している。塑性ひずみ測定において、地震荷重による塑性ひずみが発生していると評価された場合、疲労・材料試験WGで評価された低サイクル疲労強度に影響を与えない塑性ひずみを超えたか否かの評価を行う。

(4)測定箇所合理化

東京電力では、本委員会提案を受け、柏崎刈羽原子力発電所7号機にて予め計画する追加点検の一部として硬さ測定による塑性ひずみの評価を実施した。7号機の実績、及び詳細解析（FEM）結果から鞍型管台部の硬さ測定箇所の合理化について検討を実施した。

7号機では、鞍型管台部では、測定箇所として母管部、枝管部で各々硬さを測定していた。FEM解析から、地震時に発生する応力は管台部の付け根で最も高くなることが確認されたことから、発生応力が高くなる管台付け根部のみを測定をすることでも当該箇所を評価可能と判断し、測定箇所の合理化をすることとした（図3.3-3、図3.3-4）。

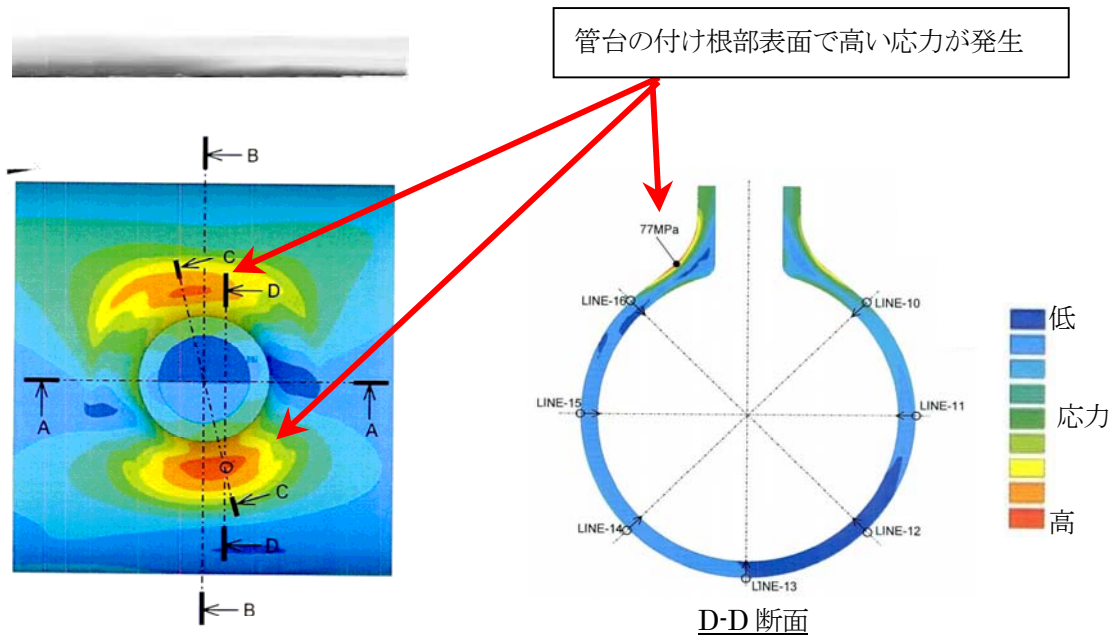


図 3.3-3 7号機主蒸気配管管台部の FEM 解析結果※

※ 新潟県 設備健全性、耐震安全性に関する小委員会 資料：設備小委 7-5-2 より引用

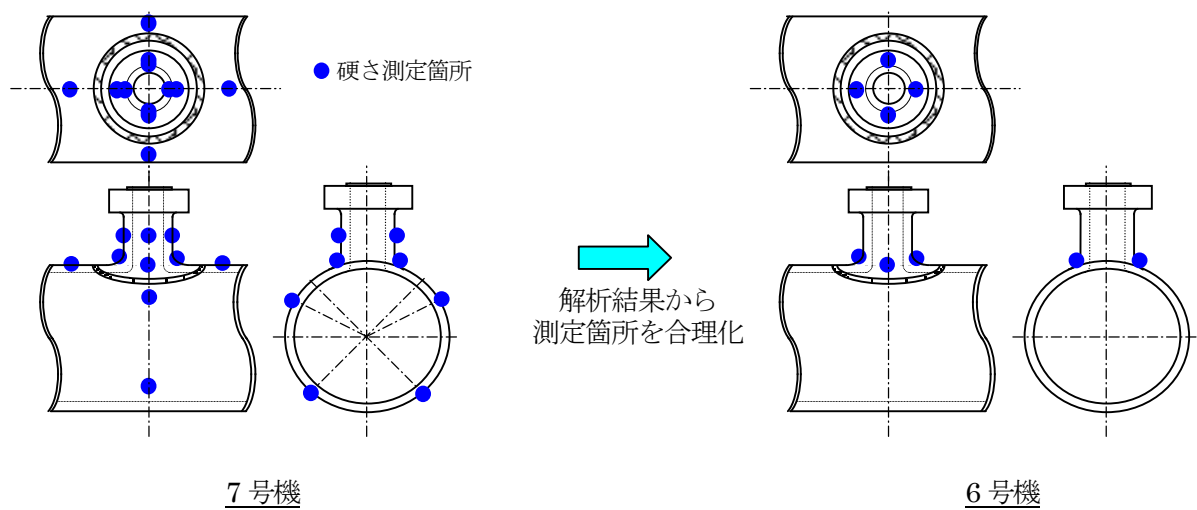


図 3.3-4 管台部硬さ測定箇所の合理化

3.3.2 基礎ボルトの欠陥検出方法の検討

3.3.2.1 基礎ボルトの健全性確認法

基礎ボルトが地震荷重により損傷を受けた場合は、ネジの谷部に応力集中が発生すると考えられる。よって、ネジ部表面に割れによる欠陥発生がないことを確認することで基礎ボルトの健全性を確認できると考えられる。

基礎ボルトの健全性を原子力発電所の機器に据付、固定された状態で確認する方法として、垂直探傷法が考えられる。

垂直探傷法は、原子炉圧力容器スタットボルトの超音波探傷試験に適用されている手法であり、基礎ボルトの欠陥検出に有効な手法と考えられる。しかし、基礎ボルトの中には、スタットボルトより長いボルトや口径の小さいボルトなどがあるため、現地での測定に適用する場合は基礎ボルトネジ部の欠陥の検出性能・限界を確認し、適切な基準感度校正方法と探傷感度の検討を行なう必要がある。これらについて適用性の検討を進めた。

3.3.2.2 き裂検出性能・特性の検討

基礎ボルトのネジ部の表面欠陥について超音波探傷技術の垂直探傷法による検出性能・限界を調査し、適切な基準感度校正方法と探傷感度の検討を行った。

(1) 検出性能の確認

機器基礎ボルトの内、比較的口径の小さな基礎ボルトを代表例として検出性能の確認を行う。

1) 試験体および探傷条件

口径の小さい基礎ボルトの試験体を、図 3.3-5 に示す。試験体のネジ部には「軽水型原子力発電用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針（JEAG 4207-2004）」の規定を参考としたノッチ深さ 3.2mm とその 2 分の 1 の深さ 1.6mm が付与されている。この試験体のノッチを用いて以下条件で試験を行ない、口径の小さい基礎ボルトに対する検出性能を調査した。

- a) 探触子仕様：5MHz 横波 垂直探触子(型式 5Z10N)
- b) 基準感度：底面エコー方式（健全部における底面からの反射波を表示器の 80%に調整）
（図 3.3-6 参照）
- c) 探傷範囲
 - ・ 試験 i ; 探触子入射位置手前側のネジ部
 - ・ 試験 ii ; 探触子入射位置反対側のネジ部

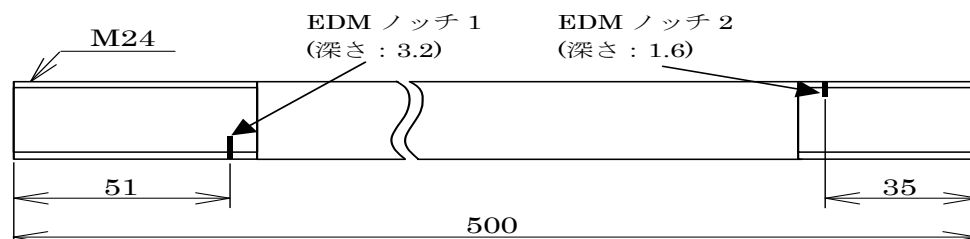


図 3.3-5 口径の小さい基礎ボルト試験体（寸法: $\phi 24 \times 500$ mm、材質:SS400）

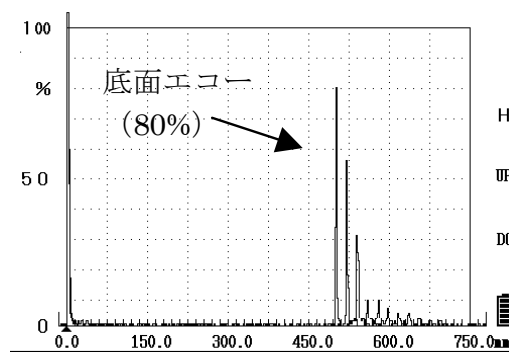


図 3.3-6 基準感度調整画面

2) 試験結果

試験 i

試験方法の概要を、図 3.3-7 示す。試験 i では、探触子入射位置手前側のネジ部の欠陥に対する検出性能を調査した。その結果を、図 3.3-8 及び図 3.3-9 に示す。底面エコーで基準感度を校正し、基準感度で探傷することで、探触子入射位置手前側のネジ部の深さ 1.6mm 以上のノッチが検出できることを確認した。

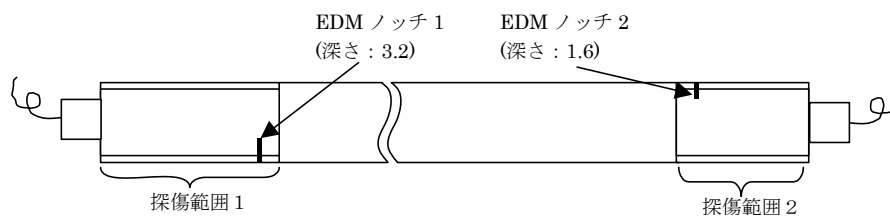


図 3.3-7 試験方法の概要

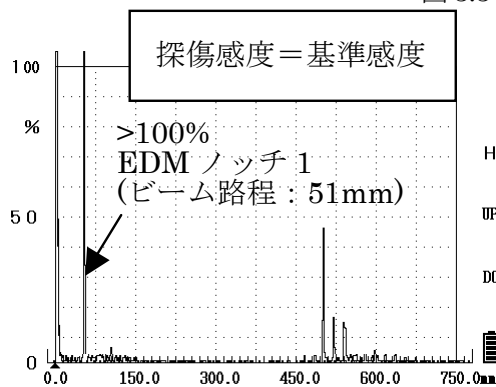


図 3.3-8 探傷範囲 1 の探傷結果

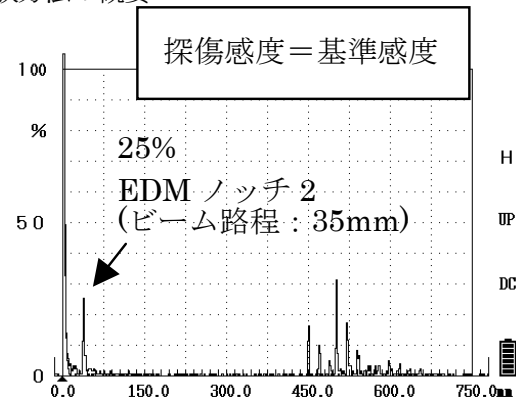


図 3.3-9 探傷範囲 2 の探傷結果

試験 ii

試験方法概要を図 3.3-10 に示す。試験 ii では、探触子入射位置反対側のネジ部の欠陥に対する UT 性能を調査した。その結果を、図 3.3-11 に示す。この結果より、探傷感度を基準感度+18dB に設定することで、深さ 1.6mm の EDM ノッチ 2 がエコー高さ 20% 程度で検出できることを確認した。

また、ノッチからの反射エコーとして 2 つの波形ピークが検出された。この事象に対して反射位置の解析図を図 3.3-12 に示す。2 つの波形ピークは、縦波で直射するルート(路程 465mm)と縦波が壁面でモード変換し横波になったルート(路程 484mm)によるものと推定した。

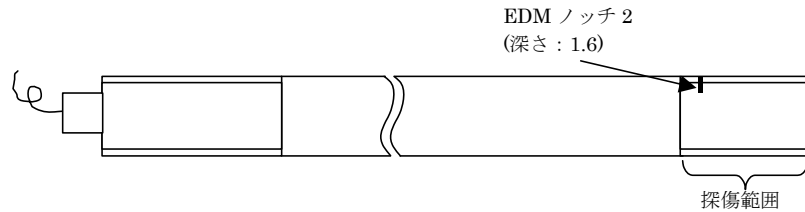


図 3.3-10 試験方法の概要

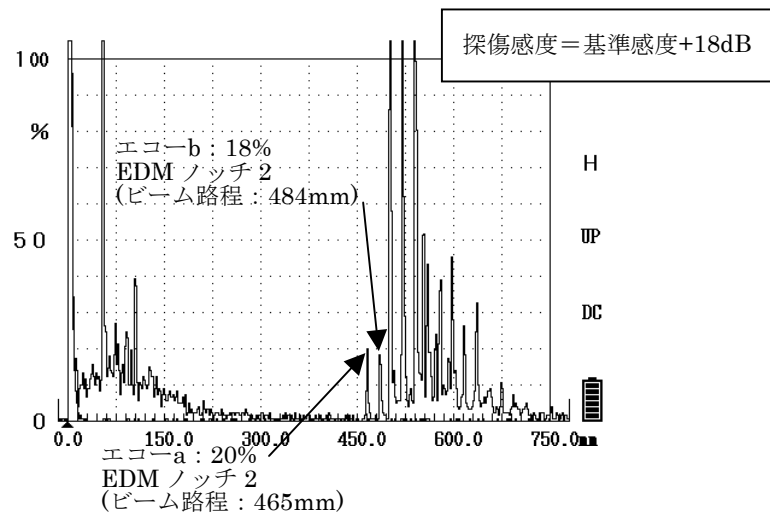


図 3.3-11 試験 ii の探傷結果の例

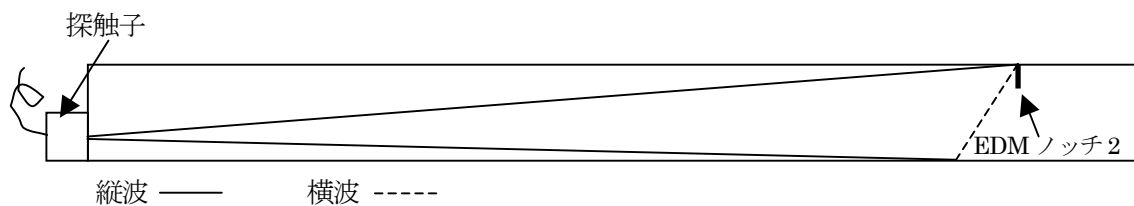


図 3.3-12 反射体解析図

(2) 検出限界の確認

実機相当の基礎ボルトに対して検出性能の確認試験にて確立した要領での欠陥の検出限界の確認を行った。

1) 試験体および探傷条件

実機の基礎ボルトを想定した試験体を作成した。試験体に模擬欠陥 (EDM ノッチ) を付与し、以下の条件にて検出限界を確認した。試験体の概要を表 3.3-2 に示す。

- a) 探触子仕様：周波数：5MHz 型式：5C10N、5C20N
- b) 基準感度：底面エコー方式（健全部における底面からの反射波を表示器の80%に調整）
- c) 探傷範囲
 - ・ 試験 i；探触子入射位置手前側のネジ部
 - ・ 試験 ii；探触子入射位置反対側のネジ部
- d) 探傷感度
 - ・ 試験 i；探傷感度＝基準感度
 - ・ 試験 ii；探傷感度＝基準感度＋12dB，＋18dB

表 3.3-2 検出限界確認試験体の概要

No,	対象	寸法	材質	模擬欠陥寸法
1	機器 A	M24× 500	SS400	0.4、0.8、1.6、3.2
2	機器 B	M56×1730	S45C	0.4、0.8、1.6、3.2
3	機器 C	M68×1552	SNCM439	0.8、1.6

2) 試験結果

試験 i

試験方法の概要を 図 3.3-13 に示す。試験 i では、探触子入射位置手前側のネジ部の模擬欠陥（EDMノッチ）に対する検出性を確認し、その結果から検出限界を評価した。

試験結果から、いずれの試験体に対しても 0.4mm、0.8mm 深さの欠陥については検出不可、1.6mm 以上の欠陥については検出可能であり、検出限界は深さ 1.6mm の欠陥と評価できる。

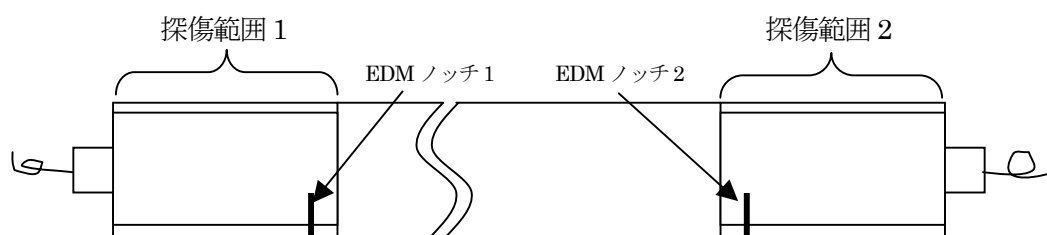


図 3.3-13 試験方法の概要

試験 ii

試験方法の概要を 図 3.3-14 に示す。試験 ii では、探触子入射位置反対側のネジ部の模擬欠陥（EDMノッチ）に対する検出性を確認し、その結果から検出限界を評価した。

試験結果は試験 i と同様に、いずれの試験体に対しても 0.8mm 深さの欠陥については検出不可、1.6mm 以上の欠陥については両方の基準感度で検出可能であり、検出限界は深さ 1.6mm の欠陥と評価できる。

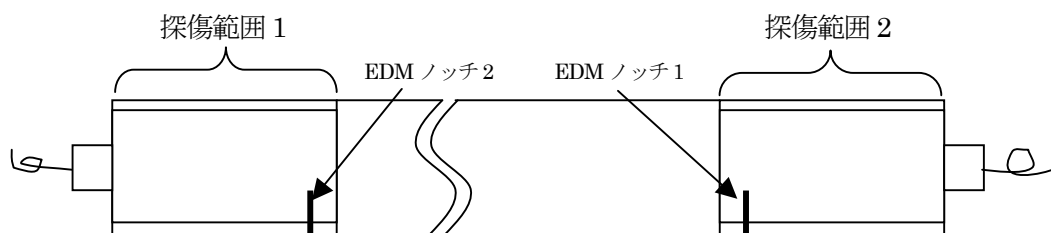


図 3.3-14 試験方法の概要

上記の試験 i 及び試験 ii の結果の一例として機器 B の基礎ボルトの試験体に対する測定結果を表 3.3-3 に示す。

表 3.3-3 機器 B 基礎ボルトの試験体に対する測定結果

上側のネジ部 【探触子入射位置手前側のネジ部】		下側のネジ部 【探触子入射位置反対側のネジ部】	
探傷範囲	模擬欠陥深さと検出結果	探傷範囲	模擬欠陥深さと検出結果
	0.8mm 欠陥検出不可		0.8mm 欠陥検出不可
	1.6mm 		1.6mm
	3.2mm 		3.2mm

（3）人工欠陥（EDMノッチ）と自然欠陥（疲労き裂）の検出性比較

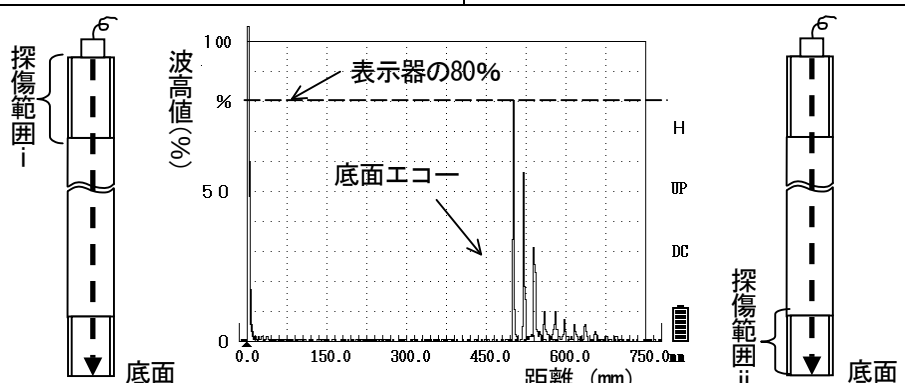
前述の検出性能及び検出限界の確認においては、基礎ボルト試験体に模擬欠陥として人工欠陥（EDMノッチ）を付与して垂直探傷法による確認を行っている。しかし、現地でのき裂検出においては人工欠陥（EDMノッチ）とは異なるき裂（自然欠陥）に対する検出を行う必要があるため、自然欠陥の例として疲労き裂に対しても前述の測定要領が有効であることを確認する。このため、同一寸法のEDMノッチと疲労き裂を付与した試験体（基礎ボルト形状の試

験体とは異なる）を用いて検出性の比較を行った。その結果、E DMノッチと疲労き裂の検出性は同等であることが確認され、これまでの探傷要領は疲労き裂（自然欠陥）の検出にも有効であることを確認した。

3.3.2.2 探傷条件の評価

現地での基礎ボルトにおける垂直探傷法による欠陥検出は、表 3.3-4 に示す探傷条件及び図 3.3-15 に示す実施手順で実施することを提案する。

表 3.3-4 基礎ボルト試験体により確認した探傷条件【最終条件】

	範囲 i 【上側のネジ部の探傷】	範囲 ii 【下側のネジ部の探傷】
基準感度設定要領	 基準感度＝底面エコーを 80% として設定 ボルト中心部（塗装・刻印・突起等は手入れにて除去）にて設定	
探傷感度	探傷感度＝基準感度	探傷感度＝基準感度＋12 dB 【範囲 i の 4 倍感度】
その他	探触子仕様：周波数：5 MHz、型式：5 C 1 0 N、5 C 2 0 N	
	記録レベル：探傷器の表示画面で 5 % を超えるエコー	

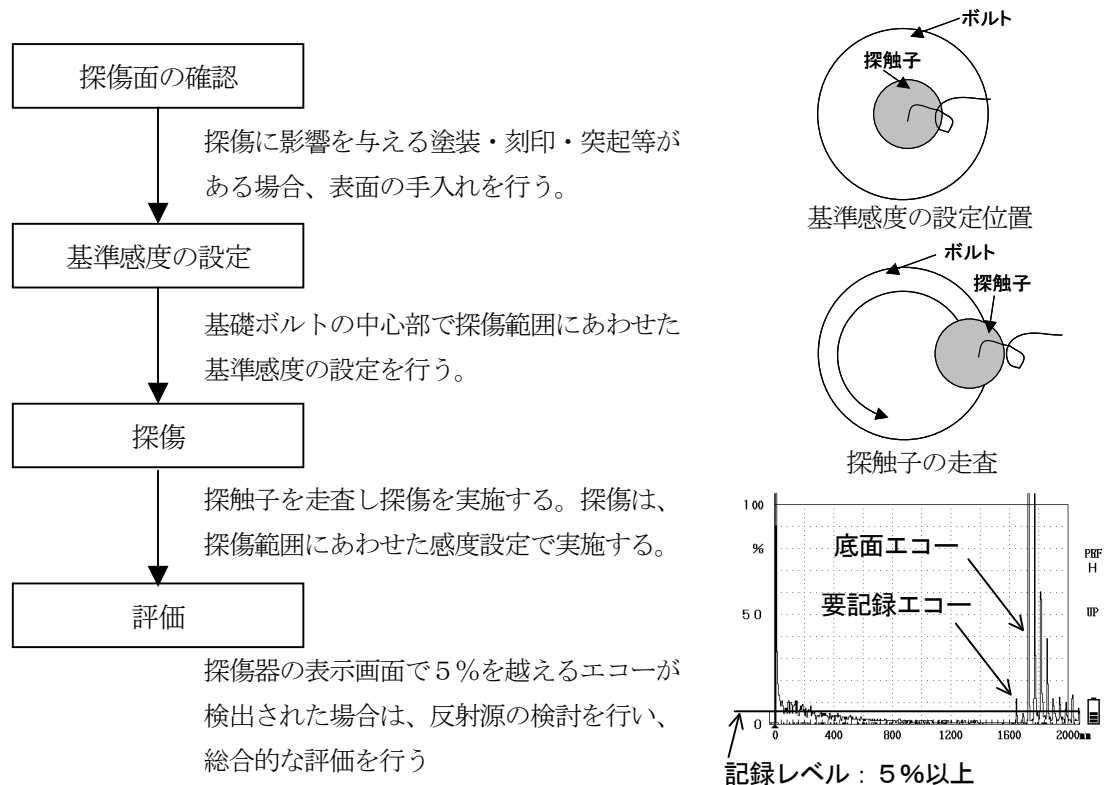


図 3.3-15 基礎ボルトの欠陥検出における探傷手順概要

3.3.3 基礎ボルトの締結力確認方法の検討

東京電力が実施した基礎ボルトの基本点検では地震荷重により基礎ボルトで固定している機器の移動が発生していないことの確認を目的に、目視点検及び打診試験を実施している。基本点検はすべての機器を対象に実施し、目視点検により機器のずれやナットの回転などが無いことを、打診試験によりナットのガタつきが無いことを確認することで、ほとんどの機器について締結状態に異常が無いことを確認している。

本WGでは前節に示すように、地震荷重による基礎ボルトの健全性への影響を確認するため、選定した代表機器の基礎ボルトを対象に、欠陥発生の有無を超音波探傷試験により確認することを提案した。また、更なる健全性の確認方法として基礎ボルトの軸力が確保されていればネジ部の欠陥発生の可能性は少ないと考えられることから、超音波探傷試験と同様な追加点検として、ボルト締結力の維持の確認を目的としたトルク負荷により確認する方法を提案した。

○基礎ボルトのトルク確認実施要領

基礎ボルトは機器基礎部を所定の位置に保持することを目的としており、配管フランジを締結するボルトのように所定の軸力を確保することは設計上考慮していない。そのため建設時の締付トルクの施工管理値は、施工上の目安として定めたものである。そこで、基礎ボルト健全性は、締結機能が喪失していない、すなわち残存トルクが存在し緩め側に回転しないことをもって確認する。

3.4 実機サンプル調査

3.4.1 調査対象の考え方

地震荷重を受けた機器・配管の健全性を追加確認するために、サンプルとして代表機器を選定し、非破壊検査等を行うことを提案する。実機サンプル調査の考え方を以下に示す。

耐震 A,As クラス設備の内、地震応答解析で評価基準値（ⅢAS）を超えたもの、評価基準値に対し裕度が小さいものを対象に、地震荷重の影響を受けやすいと考えられる配管・基礎ボルトを選定する。配管に対しては、有意な変形や割れが無いことを確認するための VT、PT（または MT）を中心とし、配管内面の割れの有無を確認するための UT を行う。また地震荷重による疲労強度に影響を与える塑性ひずみ発生の有無を確認を行う。基礎ボルトに対しては、緩みの確認、ネジ部のき裂発生有無の確認を行う。

また、耐震 A,As クラス設備の健全性確認とは別に地震荷重により損傷が確認されている耐震 C クラス機器についても比較のため実施することを推奨する。

3.5 ひび（応力腐食割れ）を有する配管の地震影響調査結果

検査 WG では、ひびを有する配管の地震影響として、ひびの進展・ひび先端の塑性領域の変化等、ひび先端の状態が変化している可能性があることを示した。また、地震の影響を評価するための調査に対する考慮事項として以下を提案した。

- 配管切断前に実施できる調査（超音波探傷試験等）は事前に実施しておく。
- （必要に応じ配管切断後）地震による新たなひび発生の有無を確認する。
- ひび部は、破面観察を行い、ひび先端に地震による進展があるか確認する。また、開放面が地震の交番荷重により潰されていないかを確認する。
- ひび先端の微小硬さ分布の確認をする。

この提案を受け、ひびがある状態で地震荷重を受けた柏崎刈羽原子力発電所 3 号機 原子炉再循環系配管のひび部の点検・調査が行われた。検査 WG では調査結果の報告※¹を受け、上記提案事項の確認を行い、ひびに対する地震の影響が極めて小さいことを確認した。

※1 東京電力 新潟県中越沖地震による地震の影響評価について

柏崎刈羽原子力発電所 3 号機 原子炉再循環系配管のひび部の点検・調査結果について

<http://www.tepco.co.jp/cc/direct/08060501-j.html>

3 章のまとめ

平成 19 年度は、地震荷重を受けた機器の点検・検査の基本的考え方を示し、点検・検査（設備点検）が、地震応答解析と共に、機器の健全性評価方法の一つとして位置づけた。

設備点検は、各設備に共通的に実施する目視点検等の『基本点検』、および基本点検の結果や地震応答解析結果等に応じて実施する非破壊試験等の『追加点検』からなる。追加点検については、想定される損傷モードとして『変形』と『割れ』をあげ、それぞれに対する点検方法を提案した。また、設備点検実施にあたり遵守すべき基準等を明記するとともに、点検・評価者に必要とされる資格、力量について言及した。

地震後の健全性評価の一環として、塑性ひずみの測定方法についても検討を実施した。検討においては、実プラントでの作業性も含めた各手法の適用性評価を実施するとともに、塑性変形を与えた試験片を用いて試験を実施し、適用手法の絞込みを行った。その結果、硬さ測定を主とし、補助的方法（反発式硬さ計、超音波硬さ計、音速比法）の測定結果を組み合わせた総合的な評価を推奨した。

平成 20 年度は、前年度検討した塑性ひずみ測定方法について、実機適用に当たっての課題を整理し、その対応案、及び地震による塑性ひずみの発生有無を評価する手法について提案を実施した。また、機器基礎部の健全性を評価する手法について検討を行い、締結力確認のためのトルク測定方法、基礎ボルトのき裂発生有無確認のための超音波探傷条件について提案を行った。

本 WG で検討を実施した硬さ測定による塑性ひずみ評価方法、及び機器基礎部の健全性評価手法は、東京電力が柏崎刈羽原子力発電所 6 号機・7 号機で実施した予め計画する追加点検に反映された。また、応力腐食割れを有する配管に対する地震影響調査についても追加点検に反映された。本 WG では東京電力が実施する上記追加点検に対して、現場確認、及び点検結果の確認を行い、点検が適切に行われていること、点検結果に異常がないことの確認を行った。

塑性ひずみ測定方法の実証試験結果

添 1. 塑性ひずみ測定方法の選定

塑性ひずみ測定方法の選定では、現場での作業性、装置等の準備および健全性評価上要求される残留応力や塑性ひずみの検出性などの性能をもとに現場調査に有効な手法について検討した。また、直接測定法（X線回折法、形状レプリカ法）以外の各種非破壊検査は性能に係わる検出限界、測定範囲、測定精度および材料間のバラツキについて評価を行うための実証試験を実施し、以下の特性の確認を行った。

- ・ 材料、測定位置の影響
- ・ 信号等と応力状態との相関
- ・ 信号等と塑性ひずみとの相関
- ・ 信号等と塑性ひずみとの相関に及ぼす応力状態の影響

添 2. 試験方法

各手法の特性確認のために、次に示す試験Aと試験Bを行なった。

試験Aは、得られる信号が応力状態と塑性ひずみの影響を受けると考えられる手法を対象に、塑性ひずみを徐々に与えながら無負荷状態と引張負荷状態の信号変化を調査する試験である。試験Aの対象手法は音速比法、磁歪法、バルクハウゼンノイズ法とし、フェライト鋼、オーステナイト系ステンレス鋼に対して実施した。試験Aの対象手法と供試材を表 添付 3-1-1 に示す。また、試験状況の例を図 添付 3-1-1 に示す。

一方、試験Bは、得られる信号が応力状態より塑性ひずみの影響を受けると考えられる手法を対象に、塑性ひずみを与えた引張試験片について信号測定を調査する試験である。試験Bの対象手法は、表面金相法、エッチング法、表面硬さ測定法、マルテンサイト検出法とし、試験Aと同様にフェライト鋼とオーステナイト系ステンレス鋼に対して実施した。試験Bの対象手法と供試材を表 添付 3-1-2 に示す。また、試験状況の例を図 添付 3-1-2 に示す。

表 添付 3-1-1 試験Aの対象手法と供試材

対象手法	供試材				
	フェライト鋼			オーステナイト系 ステンレス鋼	
	SS400 (1)	SS400 (2)	SFVQ1A	SUS304	SUS316L
音波比法	○	○	○	○	○
磁歪法	○	○	○	-	-
バルクハウゼンノイズ法	○	-	○	-	-

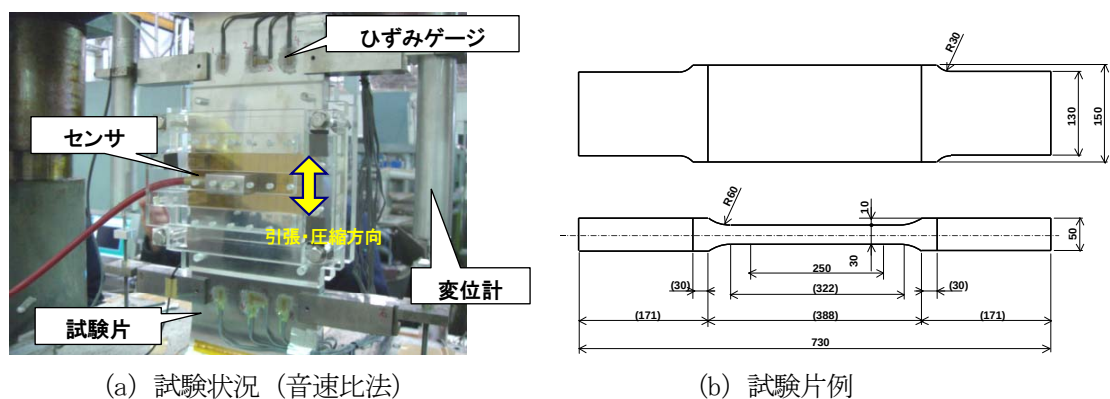


図 添付 3-1-1 試験状況例

表 添付 3-1-2 試験Bの対象手法と供試材

対象手法	供試材				
	フェライト鋼			オーステナイト系 ステンレス鋼	
	SS400 (1)	SS400 (2)	SFVQ1A	SUS304	SUS316L
表面金相法 (レプリカ含)	○	－	○	－	○
エッチング 法	○	－	○	－	○
表面硬さ測定法	○	○	○	○	○
マルテンサイト検出法	○	○	○	○	○

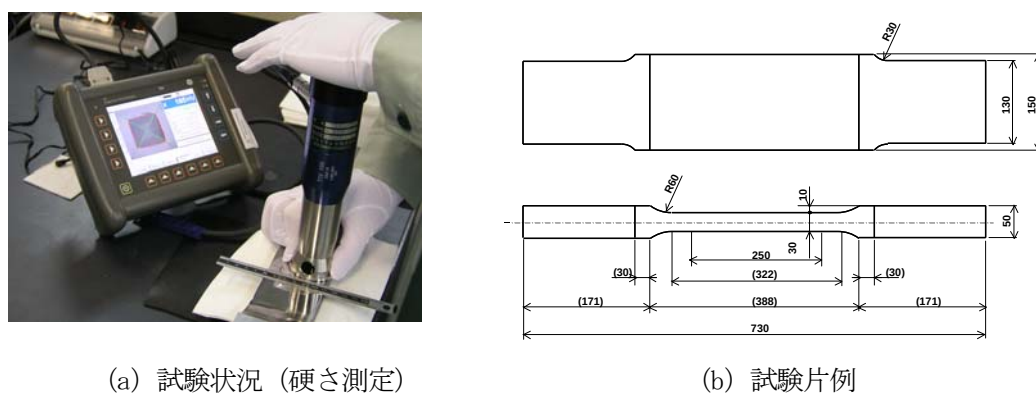


図 添付 3-1-2 試験状況例

添 3. 試験結果および考察

(a) 試験 A

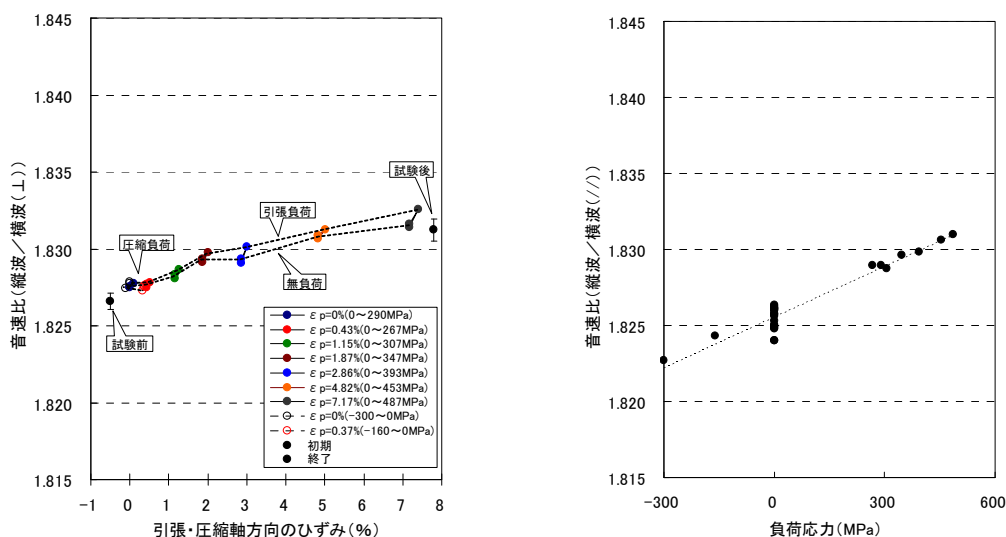
1) 音速比法

a) 垂直法

フェライト鋼では、縦波/横波（ $\perp$ ）と永久ひずみに相関が見られ（図 添付 3-1-3(a) 参照）、縦波/横波（ $//$ ）と負荷応力に相関が見られた（図 添付 3-1-3(b) 参照）。この結果より、音速比は、単軸の塑性変形で変形方向が予めわかっている場合は、測定精度の範囲で残留応力状態と永久ひずみの評価に有効である可能性がある。一方、オーステナイト系ステンレス鋼は、横波/縦波と永久ひずみ、負荷応力に相関がなく、残留応力と永久ひずみの評価には更なる検討を要する。

b) 表面波法

表面波法はセンサの試験部への押付け状態の影響を受けやすく、再現性の高いデータの取得が容易ではなかったことから、残留応力と永久ひずみの評価には更なる検討を要する。



(a) 縦波/横波（ $\perp$ ）と永久ひずみに相関 (b) 縦波/横波（ $//$ ）と負荷応力に相関

図 添付 3-1-3 音速比と負荷応力、永久ひずみとの相関調査結果（SS400(2)）

2) 磁歪法

磁歪法では、引張・圧縮軸方向（Y軸）とそれに直交する方向（X軸）の透磁率差（ $\mu_x - \mu_y$ ）に相当する指示値（弾性範囲では主応力差（ $\sigma_x - \sigma_y$ ）に相当）が測定される。この指示値は、全てのフェライト鋼に対して、永久ひずみと負荷応力の両方の影響を受けることがわかった。実プラントの健全な配管等にどれだけの残留応力が存在するかは不明であるが、仮に拘束や製造時の加工などで降伏点の半分以上に相当するひずみ-0.1～0.1%に相当する残留応力が存在すると仮定した場合、永久ひずみを与えた無負荷状態と負荷状態の殆どの試験結果がひずみ-0.1～0.1%の指示範囲に入った（図 添付 3-1-4 参照）。この結果より、塑性変形と残留応力との組み合わせによっては永久ひずみのない無負荷な状態と同程度の指示値を示す場合や拘束等による残留応力を塑性ひずみと誤判断することが想定されることから、磁歪法は実プラントの配管等の塑性ひずみ検出には更なる検討を要する。

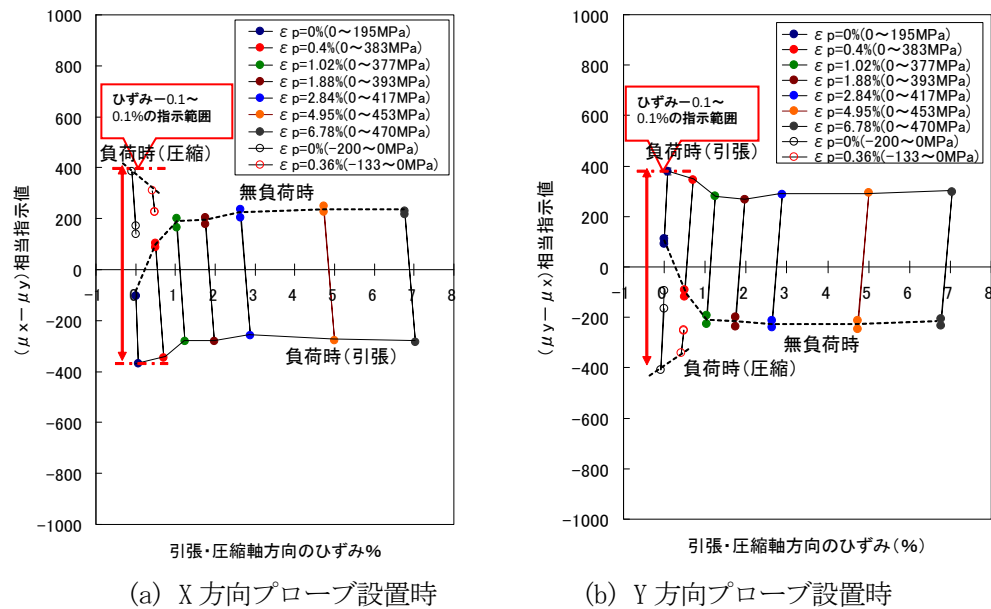


図 添付 3-1-4 磁歪法の指示値と負荷応力、永久ひずみとの相関測定結果例（SFVQ1A）

3) バルクハウゼンノイズ法

バルクハウゼンノイズ法では、外部磁場方向の透磁率に相当する指示値（弾性範囲では応力に相当）が測定される。この指示値は、全てのフェライト鋼に対して、永久ひずみと負荷応力の両方の影響を受けることがわかった。ひずみ-0.1~0.1%に相当する残留応力が存在すると仮定した場合、永久ひずみを与えた無負荷状態と負荷状態の殆どの試験結果がひずみ-0.1~0.1%の指示範囲に入った（図 添付 3-1-5 参照）。この結果より、塑性変形と残留応力との組み合わせによっては永久ひずみのない無負荷な状態と同程度の指示値を示すことや拘束等に起因する残留応力を塑性ひずみと誤判断することが想定されることから、バルクハウゼンノイズ法は実プラントの配管等の塑性ひずみ検出には更なる検討を要する。

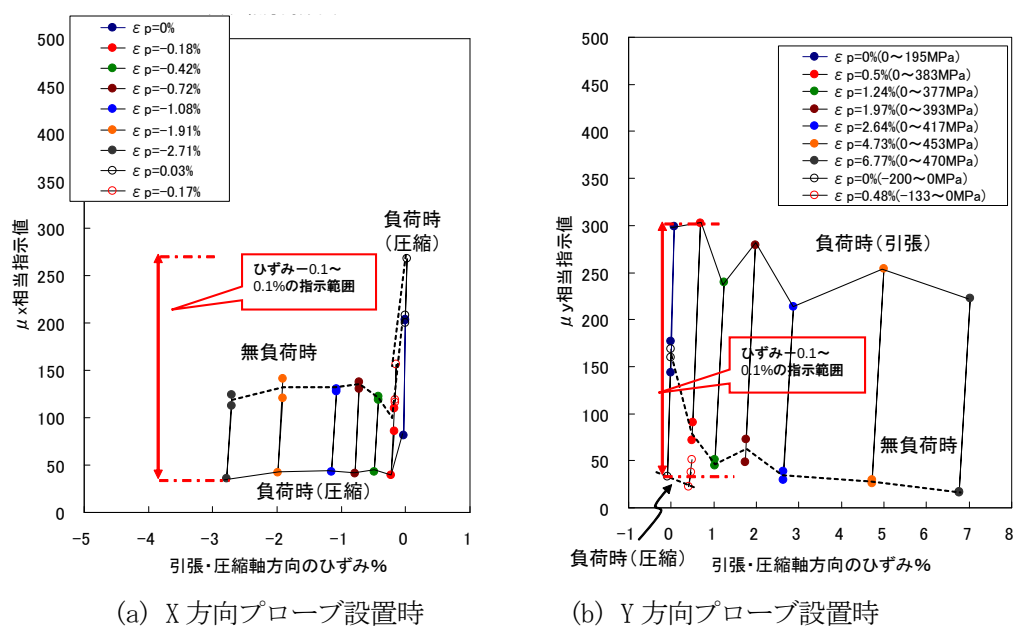


図 添付 3-1-5 BHN法の指示値と負荷応力、永久ひずみとの相関測定結果例（SfVQ1A）

(b) 試験B

1) 表面金相（レプリカ）

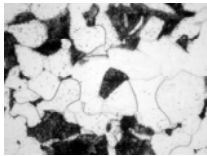
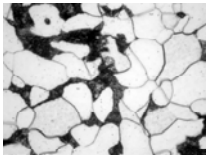
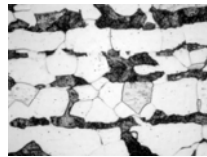
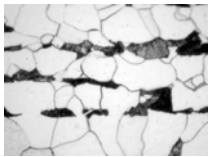
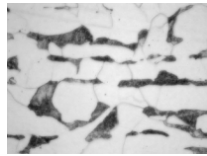
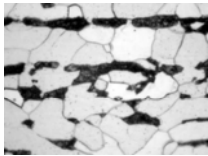
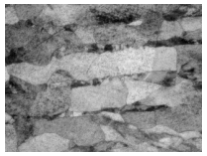
最大 10%の永久ひずみを与えたフェライト鋼とオーステナイト系ステンレス鋼について、以下のエッチング液を用いてエッチングを行い、ミクロ組織を光学顕微鏡にて観察した。その結果、全ての材料においてひずみ 10%以下ではすべり線の発生が認められなかった（表 添付 3-1-3 参照）。

- ・ フェライト鋼：ナイトール、ピクラール、Fry 液*
- ・ オーステナイト系ステンレス鋼：10%シュウ酸電解、王水、クロム酸電解

*塩化第二銅、塩酸を成分としたエッチング液

以上のことから、表面金相や表面レプリカによる 10%以下の塑性ひずみ検出は不可能と考えられる。

表 添付 3-1-3 組織観察例（SS400）

鋼種	炭素鋼(SS400)		
エッチング液	5%ピクラール	5%ナイトール	Fry液
目標ひずみ量0%	 (90s)	 (30s)	—
目標ひずみ量3%	 (90s)	 (30s)	—
目標ひずみ量10%	 (90s)	 (30s)	 (3s) 50μm

()内は浸漬時間

2) エッチング

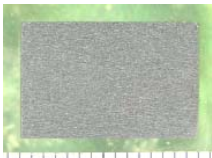
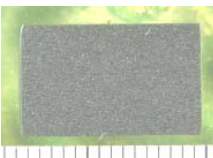
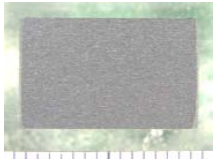
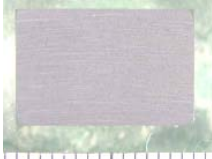
最大10%の永久ひずみを与えたフェライト鋼とオーステナイト系ステンレス鋼について、以下のエッチング液を用いてエッチングを行い、目視にて色調を観察した。その結果、全ての材料においてひずみ10%以下で色調に有意な差が認められなかった（表 添付3-1-4 参照）。

- ・ フェライト鋼：ナイトール、ピクラル、Fry 液*
- ・ オーステナイト系ステンレス鋼：10%シュウ酸電解、王水、クロム酸電解

*塩化第二銅、塩酸を成分としたエッチング液

以上のことから、エッチング法では10%以下の塑性ひずみ検出は不可能と考えられる。

表 添付3-1-4 炭素鋼1（SS400）及び低合金鋼（SFVQ1A）のマクロ組織観察結果

鋼種	炭素鋼(SS400)		低合金鋼(SFVQ1A)	
目標ひずみ量	3%	10%	3%	10%
5%ピクラル	 (90s)	 (90s)	 (30s)	 (30s)
5%ナイトール	 (30s)	 (30s)	 (10s)	 (10s)

3) 表面硬さ測定

永久ひずみを与えたフェライト鋼及びオーステナイト系ステンレス鋼について、現地で行う表面研磨手順で加工し、以下を用いて表面硬さを測定した。また、比較のため、専用の研磨機で鏡面に仕上げた試験片断面について、ビッカース硬さ計を用いて断面硬さを測定した。

- ・ ポータブルビッカース硬さ計
- ・ 超音波硬さ計
- ・ 反発式硬さ計（エコーチップ）

ポータブルビッカース硬さ計と反発式硬さ計で測定した表面のビッカース硬さとビッカース硬さ計で測定した断面のビッカース硬さ（真値）を比較した結果、ポータブルビッカース硬さ計で求めたビッカース硬さが真値に近く、反発式硬さ計で求めたビッカース硬さは真値よりも大きめの傾向を示した。この結果より、表面硬さ測定によるビッカース硬さの定量評価にはポータブルビッカース硬さ計が有効であると考えられる。また、反発式硬さ計は、真値よりも大きめの結果を示す特徴から塑性ひずみに対する検出感度が高いと考えられ、また作業性に最も優れていることから、塑性ひずみの有無の確認には適用可能と考えられる。

現地における配管の塑性ひずみ発生有無の調査では、地震前の正確な表面硬さが不明であることから、評価対象の配管の硬さとリファレンス配管の硬さの比較から塑性ひずみの発生有無を推定することになる。従って、リファレンス配管には、評価対象配管のミルシート上の硬さが同程度の配管で、なおかつ硬さへの影響因子として考えられる形状、製造工程が同等な配管を選定することが望まれる。

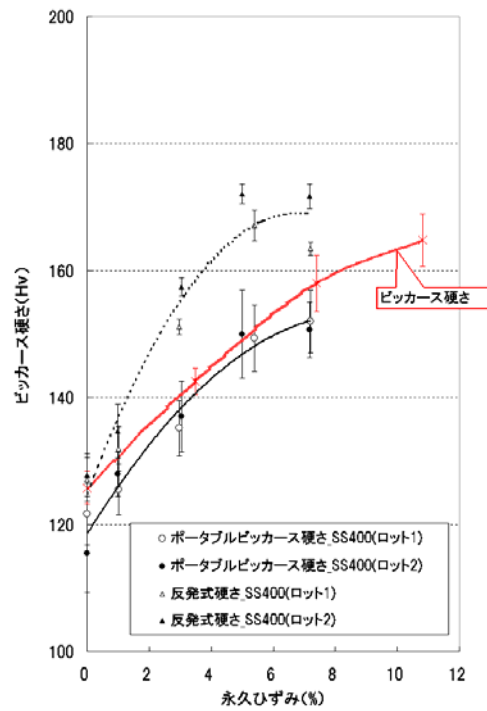
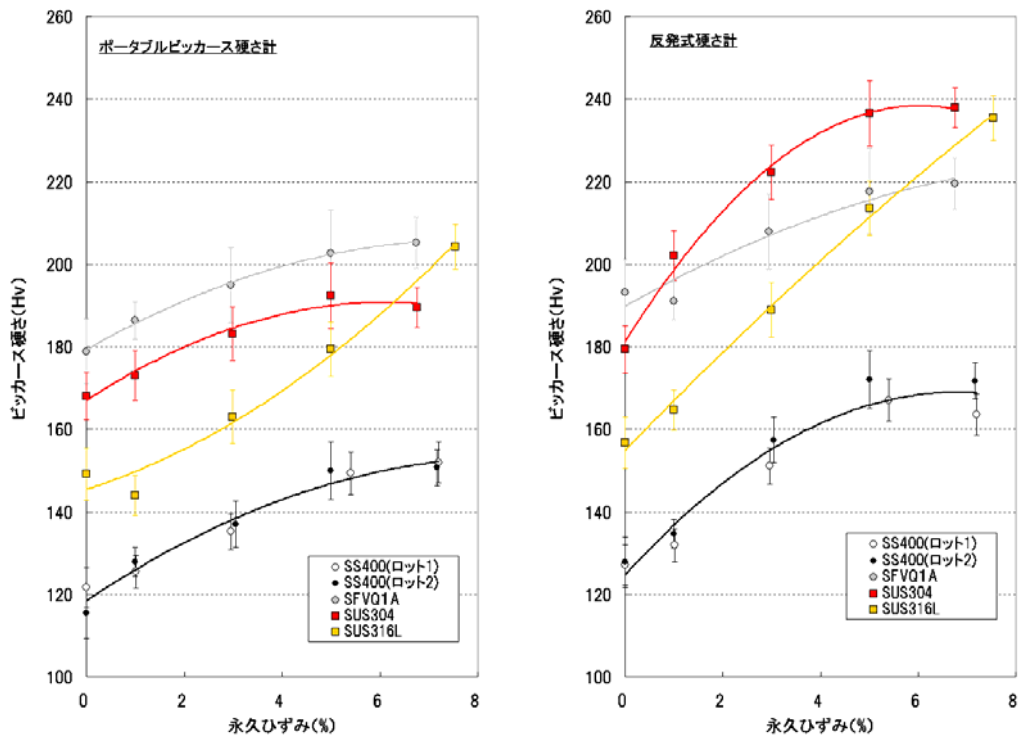


図 添付 3-1-6 可搬式硬さ計による表面硬さ測定結果と
ビッカース硬さ計による断面硬さの比較



(a) ポータブルビッカース硬さ計

(b) 反発式硬さ計

図 添付 3-1-7 硬さと永久ひずみとの相関

4) マルテンサイト検出

永久ひずみを与えたオーステナイト系ステンレス鋼について、フェライト測定器（フェライトスコープ）とマルチコイル型フェライト測定器（パンケーキ型マルチコイルフェライト測定器）を用いてマルテンサイト変態に伴う磁気的特性の変化を調査した。

フェライト測定器の指示値と永久ひずみとの相関図を、図 添付 3-1-8 に示す。永久ひずみを与えた SUS316L の測定結果は、フェライトスコープとマルチコイル型フェライト測定器ともに、概ねひずみ 0%材の測定値のばらつき内に入ってしまうことから、マルテンサイトの検出による塑性ひずみの発生有無の推定は困難と考えられる。また、SUS304 の測定結果は、ひずみ 5%以下でひずみ 0%材の測定値のばらつき内に入っており、ひずみ 7%で僅かな増加を示唆する結果が得られた。しかし、この程度の僅かな変化量を、測定場所、表面研磨の仕上げ状態、ロット間のばらつきの影響を受けることが予想されることから、実プラントの配管等の塑性ひずみ検出には更なる検討を要する。

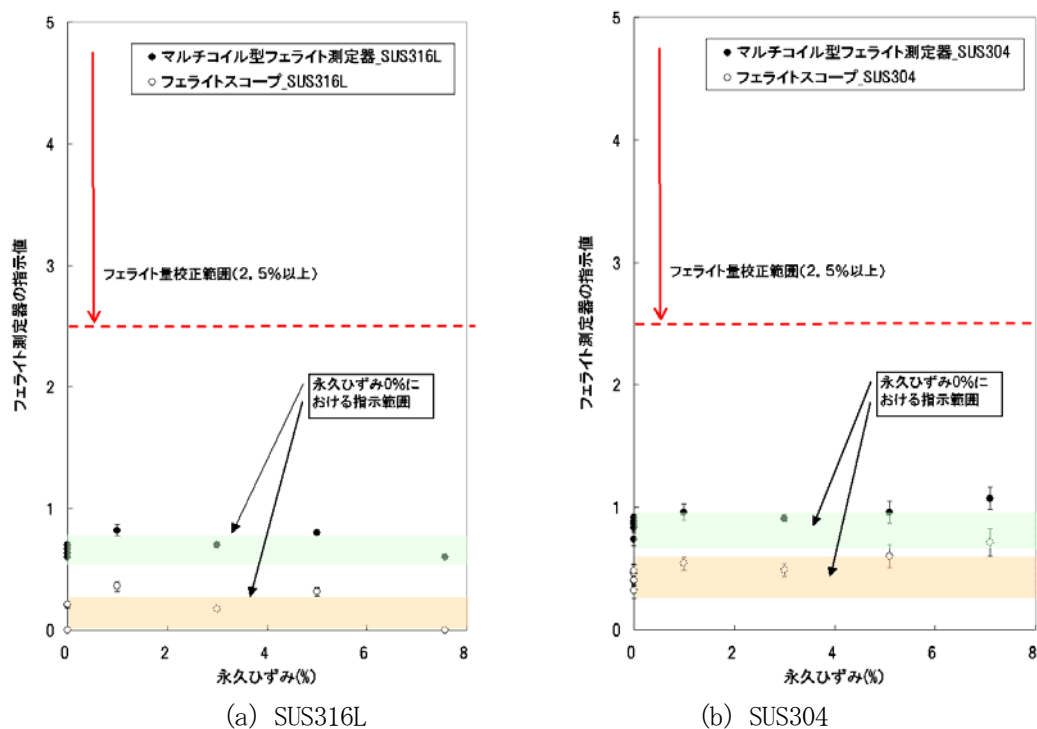


図 添付 3-1-8 フェライト測定器の指示値と永久ひずみとの相関

添4.まとめ

実証試験の結果の取りまとめを表 添付 3-1-5 に示す。硬さ測定が塑性ひずみとの相関が確認され、有効な手法であることが確認された。音速比法（垂直法）も一部課題があるがフェライト鋼では塑性ひずみとの相関が確認された。その他の方法は、信号変化が弾性範囲内の変化と同等であるか、信号変化が認められず、塑性ひずみの検出には検討を要する結果となった。

表 添付 3-1-5 現地における塑性ひずみの発生有無の調査への適用性検討結果の纏め表

	手法		フェライト鋼		オーステナイト系 ステンレス鋼	
			炭素鋼	低合金鋼	SUS304	SUS316
材料表面の硬さから塑性ひずみを評価する方法	硬 さ 測定	ポータブル圧入	◎	◎	◎	◎
		反発式	◎	◎	◎	◎
		超音波	◎※	◎※	◎※	◎※
材料表面の組織変化から塑性ひずみを評価する方法	表面金相（17° 法）		×	×	×	×
材料表面の相変態から塑性ひずみを評価する方法	マルテンサイト検出	フェライトスコop	—	—	△	×
		マルテンサイト型(ECT)	—	—	△	×
材料表面の応力状態等から塑性ひずみを評価する方法	音速比	垂直法	○	○	△	△
		表面波法	△	△	△	△
	磁歪法		△	△	△	△
	バルク超音波法		△	△	△	△

※；他の硬さ測定法に比べて表面粗さの影響を受けやすい。

記号の意味 ◎；塑性ひずみと相関が確認される。 ○；信号の変化が確認される。

△；信号の変化が確認される（但し、塑性ひずみの検出には検討を要する）

×；試験範囲では明確な変化が認められなかった。

4. 配管耐震性に関する評価手法の整備

現状、国内には地震後の設備・機器や建屋・構築物の健全性評価に適用される点検の方法は参考にするべき事例がなく、必要な基準なども整備されていないため、地震後の健全性評価は点検と解析を組み合わせることで評価することとしている。新潟県中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所における地震動は設計時に想定していた地震動を上回るものであったことから、点検の結果では損傷が認められていないが、解析の結果は変形を残す可能性があるような力が加わったことを示す場合が予想される。これは、現行の原子力発電所耐震設計技術指針⁽¹⁾ (JEAG4601-1991 追補版 以下、JEAG4601) による配管の設計評価手法は保守的であり余裕を大きくみこんでいることに一因があると思われる。米国の近年の ASME 規格⁽²⁾ (2007) では、最新の知見を基に余裕を適正化した評価式が採用されている。

一方、地震後の機器の健全性評価では、①使用されている材料が確定していること、②地震動に関する情報が得られていること、③地震時のプラントの状態（運転中、定期検査中など）が既知であることが設計とは異なる。さらに点検による詳細評価や機能確認試験が可能であることから、地震後の機器の健全性評価においては、設計時のように不確定に対する裕度（荷重の不確定性に対するマージン等）は必ずしも必要ではない。従って、地震後の機器の健全性評価、継続使用の判断にあたっては、本来は設計用である JEAG4601 に代わる規格・基準を整備することが望ましい。

そこで評価基準 WG では、地震後の機器の健全性評価、継続使用の判断のための配管耐震性評価手法、基準に関する検討を実施する。この際、ASME 規格のような余裕の適正化を図った規格の適用、配管の弾塑性挙動試験、FEM による弾塑性解析評価等の最近の知見を踏まえて、一段と合理的な地震後の配管耐震性評価のための新評価手法を検討する。

また本章には、評価基準 WG で実施した新評価手法の検討に加え、配管耐震性評価に関する情報として配管振動評価 WG で検討した配管の減衰定数の合理化に関する課題と、減肉配管の健全性評価に関する知見も併せて示す。

4.1 健全性評価手法の整備方針

評価基準 WG では、発生応力に占める地震力の割合が比較的高い配管を対象に、地震後の健全性を評価して継続使用の判断をするための「配管耐震性評価手法」（以下、新評価手法）を検討した。地震後の配管の継続使用については、詳細点検による評価、機能確認試験により異常が認められていないことに加え、地震応答解析により以下の2つの条件が満足されていることを判断の基準とした。

(1) 評価対象配管の形状や材料物性が地震後にも設計時の想定範囲内にあり、実測された地震動に対して健全性が確保されていること

(2) 継続使用した場合に耐震設計が要求する耐震安全性が確保されること

このうち、(2)の耐震安全性の評価は未確定の Ss 地震に対して実施する評価であり、設計と同等の裕度を想定するため、ここでは既存の耐震設計規格 (JEAG4601 の IV_AS、ASME 規格の Level D) を使用することとした。

(1)の健全性の評価においては、地震動、機器の構造などは確定した情報を用いて地震応答解析を実施することとした。地震後の配管の健全性は、設計で要求される機能が担保されている

ことが前提となるため、地震応答解析の結果で以下の状態が満たされることによって、健全であると判断できる。

- ① 地震後に配管系全体に及ぶような塑性変形や機能を損なうような過大な変形が生じる応力が発生していないこと
- ② 地震後に局所累積ひずみが発生していないこと、もしくは局所累積ひずみが発生していても十分に小さいこと

健全性評価の判断基準としては JEAG4601 のⅢ_AS あるいは ASME 規格の Level C に規定された許容応力がある。前者は機器・配管が概ね弾性状態にあることを担保できるように許容応力を設定しており、上記①、②の状態が満足される。後者は終局状態に一定の裕度を考慮し、累積ひずみの制限なども踏まえて許容応力を設定しているものであり、設計応力強さ S_m に対して 3.15 倍(係数補正を行った場合には 2.1 倍)の応力まで許容されるが、図 4.1-1 に示すように、累積ひずみがほとんど発生しない状態に制限されている。このため ASME 規格の Level C においても、JEAG4601 のⅢ_AS 同様に上記①、②が満足される。従って、発生した地震に対しては、地震後の詳細点検による評価、機能確認試験による評価に加え JEAG4601 のⅢ_AS あるいは ASME 規格の Level C の許容応力を満たすことにより地震後の健全性は確保されていると判断できる。

地震後の設備の継続使用にあたっては、発生した地震に対して健全性が確保されていること、 S_s 地震に対する耐震安全性が確保されていることが必要であるが、同時に地震による配管の材質への影響、特に疲労強度の著しい低下がないことも重要と考えられる。6 章に示す疲労・材料試験の結果より、過大な変形がない状態、累積ひずみが小さい状態では疲労強度の低下が生じないことが確認されていることから、上記①、②が満たされることにより、疲労強度に及ぼす影響は十分小さいと判断でき、疲労累積係数を用いた通常の疲労損傷評価法により継続使用の判断が可能である。

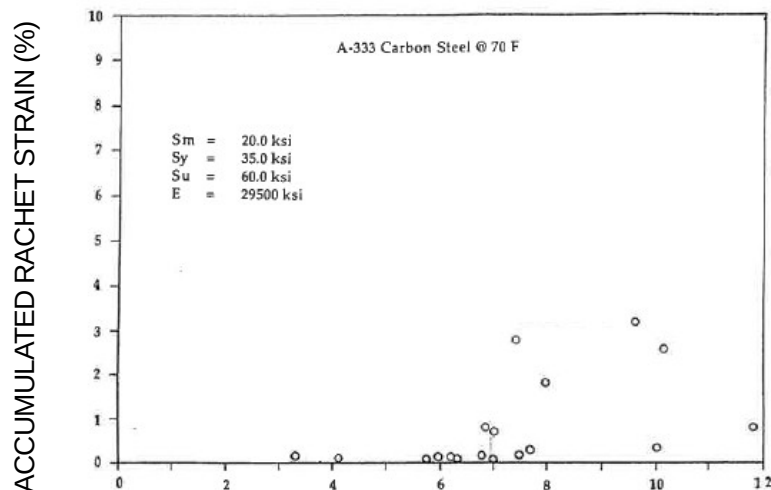


図 4.1-1 10 サイクル時の累積ひずみに基づくラチェット評価^③

ASME Level C は JEAG4601 に比べて、1 次応力に対する評価法が改定されている。この合理化の背景や前提条件などを調査し、国内の設計指針と比較して妥当と判断できれば、ASME Level C を健全性の評価基準として採用することが可能である。そこで、ASME Level C の適用性、すなわ

ち 1 次応力の合理化の妥当性に対する検討を課題 I と位置づけ、評価基準 WG で検討した。

ASME Level C の適用性に関する評価に加え、評価基準 WG では、弾塑性解析を用いた評価方法についても検討を行っている。従来の設計では弾性解析が用いられるが、弾塑性解析を用いた事例規格⁽⁴⁾も制定され、先進的な解析方法が設計にも導入されている。評価基準 WG では、設計規格に取り入れられた弾塑性解析手法も参考にしながら、より実態に即した弾塑性解析法の検討を実施している。この際、弾塑性解析では応力とともにひずみが解析結果として算出されるため、地震で発生した応力の評価に加え、ひずみの評価基準についても検討を行う必要がある。具体的には、進行性変形の抑制、疲労き裂の発生防止が評価項目となることから 1 次+2 次+ピーク応力の評価についてひずみの制限を検討する必要がある。そのため、1 次+2 次+ピーク応力の評価を課題 II と位置づけて検討を実施している。

以上の検討課題をについて、評価基準 WG で「配管耐震性評価手法」の検討を行っている。なお、新評価手法の整備方針を以下のように定めた。

- (1) 新評価手法策定に伴う技術的課題については、1 次応力制限に相当する課題 I を優先的に取り組む。課題 I を解決し、評価方法の合理化が期待できるようになった段階で課題 I に対する新評価手法案をガイドラインとして提案する。
- (2) 新評価手法案は、下記理由により、ASME Level C も参考にして策定する。
 - a) 供用状態としての ASME の Level C と JEAG の許容応力状態Ⅲ_AS（以下、Ⅲ_AS）は横並びであること
 - b) 近年の ASME 規格改定には日本の研究成果が多く反映されていること
 - c) 米国原子力規制委員会（NRC）の地震後の健全性評価に関する指針（Regulatory Guide 1.167）において、発生応力の評価基準として ASME Level C が規定されていること
- (3) ASME Level C の概念導入に伴って検討すべき課題（日米における地震動の想定繰返し回数の違い等）については、既往試験データ等の調査も踏まえて検討すること。
- (4) 1 次+2 次応力の制限及びピーク応力の制限に相当する課題 II に対する新評価手法として、配管の弾塑性や応答低減等を考慮できる現状よりも高度な概念を検討する。

H20 年度は、主に課題 I、ASME Level C に対する検討を中心に活動し、課題の整理、検討を行った。

4.2 新評価手法策定に伴う課題について

新評価手法策定に伴う課題を JEAG4601 の制限事項に基づいて、表 4.2-1 の通り、課題 I と課題 II に分類した。課題 I としては、ASME Level C に採用されている知見を踏まえた 1 次応力評価法の合理化を位置付けている。ASME Level C に記載される 2 つの評価法の概要を表 4.2-2 に示す。ASME NB-3655.2(a)は標準的な方法で JEAG4601 のⅢ_AS と同等である。新評価手法は、ASME NB-3655.2(b)の考え方の採用を目指す。

表 4.2-2 に示す ASME NB-3655.2(b)の考え方は、地震荷重によるモーメントに対して応力係数 B2' を用いて評価を行う。ここで B2' は B2 の 2/3 倍であり、ASME NB-3655.2(b)では、許容される地震荷重が JEAG4601 のⅢ_AS、ASME NB-3655.2(a)に比べて 50%増になる。この合理化は、実験結果、解析結果などを基に余裕の適正化を図った結果である。

表 4.2-1 新評価手法策定に伴う課題の分類

JEAG4601 の制限項目	課題 I	課題 II
1 次応力	ASME Level C (NB-3655.2(b)の方法) に基づくクラス 1 管の 1 次応力評価法の合理化	同左
1 次+2 次+ピーク応力	JEAG4601 と同じ	配管の弾塑性挙動や応答低減等を考慮できる合理的な評価法

注：1 次+2 次応力については、ピーク応力評価法選択のためのスクリーニングルールであって、実質的な制限項目ではないことから、表に記載していない

表 4.2-2 ASME Level C の評価法の概要

JEAG4601 III _A S と同等な標準的な方法 ASME NB-3655.2(a)	標準的な方法の代替評価法 ASME NB-3655.2(b)
$B_1 \frac{P \cdot D_o}{2t} + B_2 \frac{D_o}{2I} \cdot M_i \leq 2.25 \cdot S_m \cdots \cdots (1)$ B₁, B₂：応力係数 P：内圧 D_o：管外径 t：管肉厚 I：断面 2 次モーメント M_i：機械的荷重による合成モーメント S_m：材料の設計許容応力強さ	$B_1 \frac{P \cdot D_o}{2t} + B_2' \frac{D_o}{2I} \cdot M_E \leq 2.1 S_m \cdots \cdots (2)$ $B_2' \frac{D_o}{2I} \cdot M_W \leq 0.5 S_m \cdots \cdots (3)$ $C_2 \frac{D_o}{2I} \cdot M_{AM} \leq 4.2 S_m \quad \text{かつ} \quad \frac{F_{AM}}{A_M} \leq 0.7 S_m \cdots (4)$ B₁, B₂', C₂：応力係数 (B₂' = 2/3 · B₂) P：内圧 D_o：管外径 t：管肉厚 I：断面 2 次モーメント M_E：地震荷重による合成モーメントの振幅** M_W：自重による合成モーメント M_{AM}：支持点の相対変位による合成モーメント範囲 F_{AM}：支持点の相対変位による軸方向荷重振幅 A_M：管断面積 S_m：材料の設計許容応力強さ

4.2.1 課題Ⅰの検討項目の抽出

ASME 規格 NB-3655.2(b)を採用することの妥当性を検討するため、表 4.2-1 に示す項目を抽出し、課題Ⅰとして検討を行った。文献調査結果、過去の試験データなどから課題Ⅰについては概ね解決されていることがわかった。なお、ASME NB-3655.2(a)、JEAG4601 のⅢ_AS による評価基準は 2.25S_m であるのに対し、ASME NB-3655.2(b)による評価基準は 2.1S_m であるが、配管の試算をした例では、地震荷重に対する余裕を適正化した結果、現行の評価と比較し ASME NB-3655.2(b)では約 20%の合理化が見込まれる。

表 4.2-1 新評価手法策定に伴う課題Ⅰ

カテゴリー	課題
地震に対する ASME 規格の妥当性に関わる事項	① ASME 規格の地震応力取扱方法の妥当性について
	② 地震荷重と静的な変位制御繰返し荷重の同等性の確認
	③ 既往試験における 3.15S _m (4.5S _m ×0.7 倍) 以下の発生応力による破断、崩壊発生の有無の確認
NRC による ASME 規格の認証に関わる事項	④ B2' 係数に対する NRC の見解について
	⑤ 特異な損傷モード（塑性座屈）を呈した Test#37 の試験体に生じた応力の評価
	⑥ 炭素鋼の動的ひずみ時効効果
国内導入に伴う懸案事項	⑦ 日米で想定する地震の繰返し数の違いがもたらす影響
代替手法効果の事前試算	⑧ 代替手法による合理化効果の試算

4.2.2 課題Ⅱへの取り組み

課題Ⅱに対する配管の耐震評価法としては、配管の弾塑性挙動を考慮した評価法の検討を進める。

弾塑性挙動の考慮を、供用状態Ⅲ_AS だけに限定することは合理的ではないことから、基準地震動に対する耐震安全評価法としても適用できるようにすることを考える。

弾塑性挙動を考慮した配管の耐震評価法は、以下の損傷モードを想定し、これらに対する評価手法を開発・策定することを目指す。

- (1) 有意な変形（進行性変形）の抑制
- (2) き裂発生防止

現状、(1)に対する制限事項としては累積ひずみ、(2)に対する制限事項としては UF（疲

労累積係数)が有力である。両者が重畳する場合(ラチェット疲労等)、損傷の評価は困難となる。このようなケースに対しては、下記のいずれかの対応をとることとする。

- － ひずみの制限値を十分に小さく抑える
- － ラチェットの影響を考慮した疲労損傷評価法を開発する

4.3 新評価手法の構成案と今後の検討事項

平成 20 年度より新評価手法の具体的整備に着手し、手法案の構成を以下の通り暫定した。

- (1) 適用
- (2) 一般要求事項
- (3) 用語・記号の説明
- (4) 地震による慣性荷重に対する評価
- (5) 地震による支持点の相対変位(アンカーモーション)に対する評価
- (6) 自重に対する評価
- (7) 疲労の評価
- (8) 弾塑性挙動を考慮した配管耐震評価法

なお、地震後の配管耐震性評価案策定には以下に留意して取り組むこととする。

- (1) JEAC4601-2008、既設プラントの耐震安全性評価(バックチェック)との相関を踏まえた上で、新評価手法案の位置づけを明確にする。
- (2) 新評価手法案が評価対象の設備に要求する事項(総体的な弾性/局所的な塑性)について、既存の規格の事例等も参考にして、定量的な解釈を試みた上で、地震後の既設プラントの健全性評価に適した評価手法及び許容値を策定する。

4.4 評価用配管減衰定数の合理化

機器・配管系の耐震構造設計における動的解析には設計用減衰定数が用いられている。この減衰定数は、実験結果などをもとに減衰メカニズムの定式化、減衰推算式によるアプローチなどを経て検討され、試験データの下限に余裕を考慮して設定されている。これまで設計に用いられてきた減衰定数(JEAG4601-1991 追補版)⁽¹⁾は、耐震設計指針の改訂にあわせて見直しが行われ、保温材を有する配管系の設計用減衰定数の改訂と U ボルト支持による配管系の設計用減衰定数が追加された。これらは新たな実験データなどをもとに改訂されたものであり、柏崎刈羽原子力発電所の新潟県中越沖地震後の機器の健全性評価にも使用されたが、海外の設計用減衰定数(例えば U.S. NRC R.G. 1.61⁽⁵⁾)に比べて小さく、保守的であるとの指摘もある。

設計では、未確定の事象に対する安全を担保することを目的に余裕を考慮して設計用減衰定数を設定する。しかしながら既存の設備の地震後の健全性を評価する場合には、サポートや付加物の状態が既知であり、地震動に対する情報も得られていることから設計と同等の保守性は必ずしも必要ではない。そのため、地震荷重を受けた既存の設備の健全性評価には設計用とは異なる減衰定数を用いることも可能と考えられる。また配管系の耐震補強においては、弾塑性解析を用いた設計、減衰性能を向上させたデバイスの採用など新たな配管設計システムの適用についても検討を行う必要がある。

配管設計、特に減衰定数について国内外規格の設定の経緯、保守性の定量的な評価を行い、地震後機器の補強工事、バックチェックへの適用、あるいは配管設計システムの高度化などを視野にいて、合理的な配管健全性評価手法について、以下検討する。

4.4.1 配管減衰定数の設定と配管健全性評価合理化のための課題

(1) 配管設計用減衰定数と設定方法

配管設計用減衰定数の設定経緯について、表 4.4-1 に示す。減衰定数は振動試験の結果をもとに、エネルギー消散機構を明確化した上で減衰メカニズムの定式化し、地震時の運動エネルギーと消散エネルギーの比率から算定する減衰推算式により算出されている。設計用減衰定数の設定にあたっては、評価対象とするデータ群の下限にさらに裕度が考慮されている。図 4.4-1 には、JEAG4601 に記載された配管の設計用減衰定数の評価フローを、図 4.4-2 には、総支持具数と減衰定数の関係を示す。配管区分によっても異なるが、設計用配管減衰定数は概ね平均値に対して σ (σ : 標準偏差) から 2σ (場合によっては 2σ 以上) の裕度を有している。

表 4.4- 1 配管系の設計用減衰定数の設定経緯

時 期	減衰定数 (%)	検 討 内 容		備 考
		機関, 報告書等	検 討 項 目	
～1974 年 3 月	0.5	—	慣用値	
1977 年～1979 年 ↓ 1981 年 11 月		“電共研配管減衰”を経て「原子力発電所ダンピング問題研究会」	配管系の減衰機構の解明と、減衰推算式の確立	研究会としての提案は下記 S_1 : 1.5% S_2 : 3.0%
1984 年 7 月 1 日		MITI 内規「原子力発電所の配管系の設計用減衰定数について」	原子力発電技術顧問会 配管減衰検討会での検討結果を受け、規制当局の内規として制定	配管系の応答変位及び固有周期に制限有り
1987 年 8 月 15 日	0.5～2.5	JEAG4601-1987	民間規定として発行	同上
1983 年 9 月～ 1986 年 3 月		電力共研「機器・配管系の合理的な耐震設計手法の確立に関する研究」	振動試験による配管系の大変位応答時の減衰量の確認	変位制限撤廃
1985 年 6 月 17 日		耐特委報告書 Vol.2「配管系の設計用減衰定数に関する調査報告書」	上記知見の技術的な委員会審議	
1991 年 12 月 20 日		JEAG4601-1991	上記知見を取り込み、民間規定として発行	
2000 年 2 月～ 2002 年 3 月	0.5～3.0	電力共研「機器・配管系に対する合理的耐震評価法の研究」	Uボルト支持による配管系の減衰定数の規定、保温材による付加減衰効果の見直し及び振動試験による長周期配管系に対する減衰量の確認	固有周期制限撤廃
2002 年 3 月 29 日		耐専報告書 Vol.37「配管系設計用減衰定数の適正化に関する調査報告書」	上記知見の技術的な委員会審議	
2008 年 12 月 19 日		JEAG4601-2008	上記知見を取り込み、民間規定として発行	

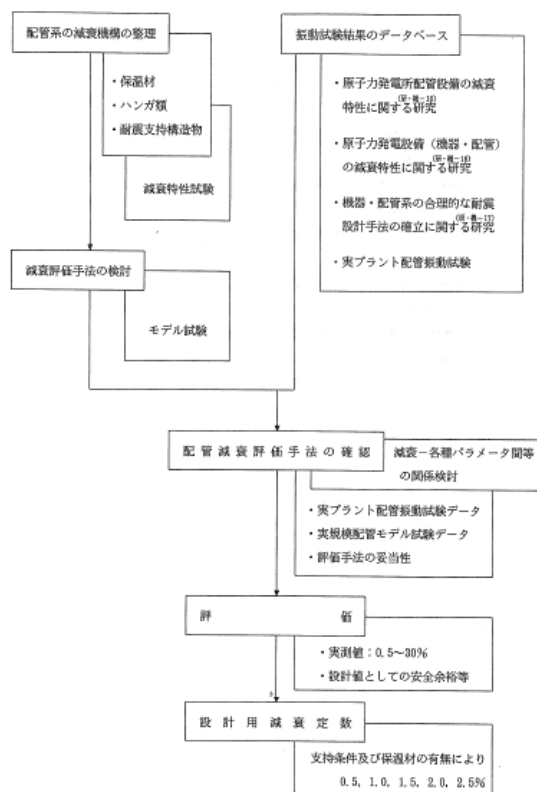


図 4.4-1 配管の設計用減衰定数の評価フロー⁽¹⁾

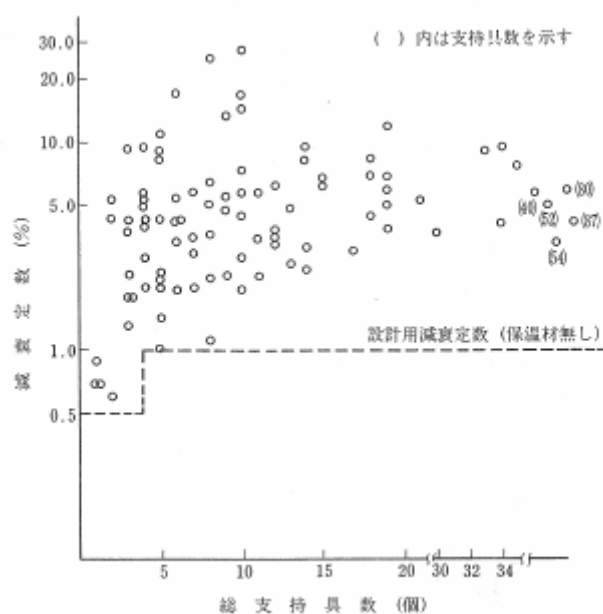


図 4.4-2 総支持具数と減衰定数の関係⁽¹⁾

JEAG4601 とその改訂版である JEAC4601-2008⁽⁵⁾の配管系設計減衰定数を表 4.4-2 に示す。改訂版では、保温材を有する配管系の設計用減衰定数の改訂と U ボルト支持による配管系の規定が追加された。これらは新たな試験データをもとに改訂、追加されたものである。

表 4.4-2 配管系の設計減衰定数 (JEAG4601 と JEAC4601-2008)

配 管 区 分		設計用減衰定数 (%)	
		保温材有	保温材無
I	スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、支持具 (スナッパ又は架構レストレイント) の数が 4 個以上のもの	2.5→ <u>3.0</u>	2.0
II	スナッパ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、アンカ及びUボルトを除いた支持具の数が 4 個以上で、配管区分 I に属さないもの	1.5→ <u>2.0</u>	1.0
III	<u>Uボルトを有する配管系で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4個以上もの。</u>	<u>3.0</u>	<u>2.0</u>
IV	配管区分 I, II 及び III に属さないもの。	1.0→ <u>1.5</u>	0.5

なお、上記の設計用減衰定数を適用する場合の適用条件及び注記等の記載は省略した。

図 4.4-3 には、U.S. NRC R.G. 1.61 の配管減衰定数を示す⁽⁶⁾。R.G. 1.61 では振動数に依存する減衰定数を与えており、10Hz 以下では 5% の減衰定数で 20Hz 以上では 2% になる。

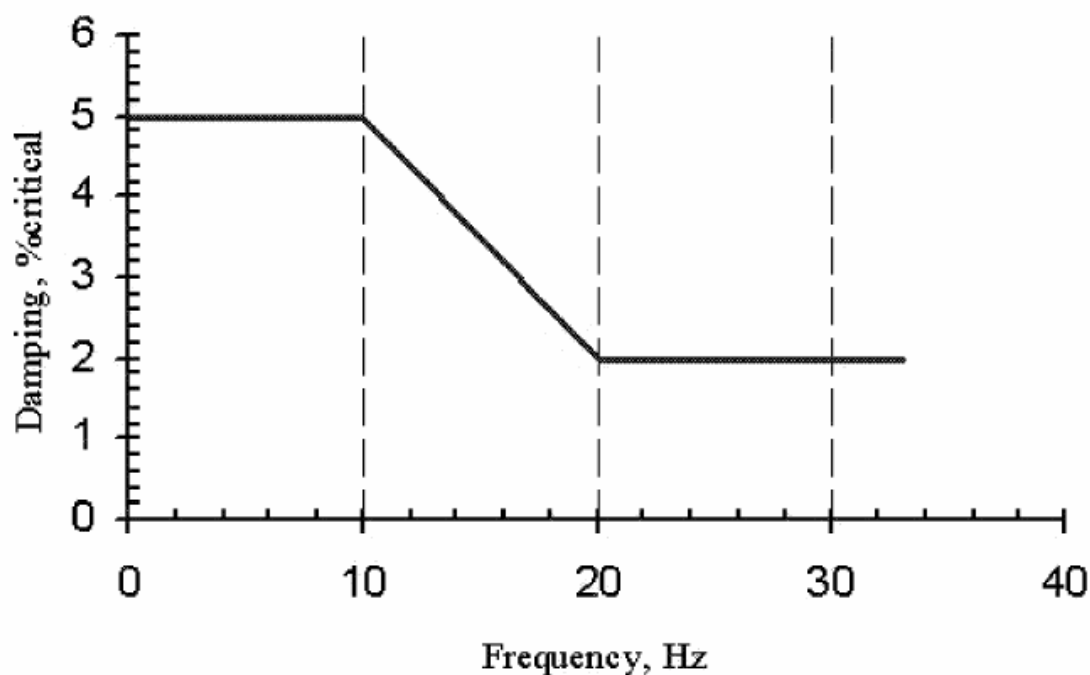


図 4.4-3 U.S. NRC R.G. 1.61 の振動数依存減衰⁽⁶⁾

(2) 配管減衰定数と配管健全性評価の合理化のための課題

既存の配管系の健全性評価においては、サポートや付加物などの情報が既知であるため、設計とは異なる合理化された減衰定数を適用することも可能と考えられる。また健全性評価、補強工事にあたっては弾塑性解析の適用や制振設計による配管システムの採用など新たな手法の適用についても検討すべきである。このような検討を進める上で課題となる事項について、列挙する。

- ・ 減衰定数合理化のためのデータ取得

これまでに実施された加振試験の結果をもとに JEAC4601-2008 では配管系の設計用減衰定数の改訂が行われたが、この知見はすでに柏崎刈羽原子力発電所の健全性評価、耐震安全性評価に適用されている。更なる合理化を検討するためには新たなデータの取得や実機配管系での減衰測定などを検討する必要がある。

- ・ 設計の有する保守性の定量的な評価

配管設計には減衰定数以外にも保守性が組み込まれ、安全が担保されている。また弾塑性挙動によるエネルギー吸収など現状の設計には取り込まれていない事象もある。これらの保守性について、耐震設計全体としての余裕の評価を行い、その中で減衰定数の適正化を検討する必要がある。

- ・ 海外規格の採用

U.S. NRC R.G. 1.61 など海外の規格では、設計用減衰定数の値は JEAC よりも大きい。しかしながら、規格値を下回る実験データが認められているにもかかわらず、それらの配管の保守性を担保する考え方は明示されていない。また海外の設計体系が必ずしも国内のそれと一致するものではないため、適用制限などを十分に検討しない限り、そのまま使用できるものではない。

- ・ 規格化

海外では専門家による工学的な判断により規格が決定されるが、わが国では学識経験者等多数の専門家による審議を得て決定される。そのため減衰定数を合理化し、規格化するためにはしかるべき実験的な事実が必要とされる。また規格化を進めるには、審議のための時間も必要である。

- ・ 応答スペクトル法による設計

配管系の設計は応答スペクトル法で行われている。この方法では、配管系全体に対して、たとえば2%という減衰定数を設定して設計を行うため、簡便な設計方法である。各配管系の振動モードを積み上げて実力値で評価する方法は、設計という観点では必ずしも合理的ではない。

- ・ 実機配管の不確定性

各配管系の減衰定数の実力値を個別に評価する方法もあるが、配管系の減衰定数は、スナバ、架溝レストレイント等の支持具の個数以外に、配管系の引き回し、取り付けられている動的機器の形状、位置、重量等の因子によっても変化する。また材料の非線形挙動や製造公差などによって、振動エネルギーが吸収される効果もある。そのため減衰定数の実力値を机上検討だけで求めることは難しい。

- ・ 減衰定数の定義

減衰定数は理論的に定められたものではなく、配管振動試験の結果をもとに、減衰メカニズムを定式化して、地震時の運動エネルギーと消散エネルギーの比率から算定する減衰推算式により算出されている。減衰定数の合理化を議論していくと、物理的に不確定な因子をどのように厳密に定義するかという問題がある。

- ・ 新設計手法

配管の弾塑性特性を加味した設計や減衰機能を有するデバイスを付加する制震設計など新たな配管設計手法もある。減衰定数の合理化とともにこれらの有効性についても検討し、配管設計の合理化を検討すべきである。

設計用配管減衰定数の合理化、配管健全性評価の合理化には以上のような課題があるが、配管の耐震性に関する研究も引き続き実施されている。

今後これらの最新の研究成果なども参考に配管減衰定数の合理化、配管健全性評価の合理化の可能性について、以下の視点から調査・検討を継続する。

- ・ 配管の設計用減衰定数は、実験データの下限にさらに裕度を考慮して設定されており、JEAC4601-2008 の改訂に最新の知見も反映されている。減衰定数の合理化を検討するためには、新たな実験データによる検討や耐震設計の有する裕度の定量化と適正化などを検討する必要がある。
- ・ 既設配管系の健全性評価には設計と同じ減衰定数を用いる必要はないが、構造だけでなく材料の特性や製造公差などもエネルギー消散に影響を及ぼすので、その影響についても加味する必要がある。

4.5 減肉配管の健全性評価

地震による配管の破損モードは、進行性の変形を伴う低サイクル疲労である。配管振動評価 WG では、減肉配管の低サイクル疲労挙動について検討を行った。その結果、減肉を有する配管の強度試験、振動試験の結果、減肉を有する配管も十分に高い耐震裕度を有していることを確認した。

4.5.1 局所減肉を有するエルボ配管の低サイクル疲労挙動⁽⁷⁾

減肉したエルボ（減肉の深さ 板厚の 50%または 80%、角度 90° または 180°、長さ 100mm）が繰り返し面内曲げを受ける場合の疲労き裂の発生箇所、方向等を試験及び解析にて明らかにした。背部が減肉したエルボ 2 体は、減肉深さによらず、いずれも脇部の内面からき裂が発生し、軸方向に進展した。き裂が貫通するまでの疲労寿命については、背部の減肉よりも、脇部や腹部の減肉による影響が大きいことが判明した。特に、局所減肉の後にき裂が発生した場合、き裂は座屈による著しい応力集中を受けるため、疲労寿命は短くなる傾向がある。また許容応力以下の応力では、低サイクル疲労破壊が生じないこと、最大減率 $d/t=0.8$ 、減肉角 $2\theta=180^\circ$ の減肉が存在した場合であっても、エルボ配管は十分に高い耐震性を有していることが明らかにされた。

4.5.2 減肉配管の振動実験

原子力機器の振動試験としては、原子力安全基盤機構にて原子力発電施設耐震信頼性実証試験が実施され、配管系の終局強度に関するデータも取得されている⁽⁸⁾。また防災科学研究所を中心

に、H8 年度～H17 年度にかけて減肉部を有する配管の耐震性評価に関する研究が実施され⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾、H20 年度から H22 年度の予定で配管の耐震裕度評価の研究が行われている。過去の研究では、健全配管と減肉配管の要素試験と振動試験が実施され、振動試験では弾性域から弾塑性域までの加振を行った。試験の結果、配管系の地震による損傷形態は疲労であり、減肉のあるエルボ部分ではラチェット変形が認められた。また一次応力制限値の 7 倍以上もの入力で損傷（内部流体の漏洩）が発生しており、肉厚の 50%の減肉を有する配管でも十分な疲労強度があることが確認されている。

4 章のまとめ

地震後の健全性評価の判断根拠として準用されてきた、「耐震設計技術指針」（JEAG4601）の許容応力状態Ⅲ_Sは、未知な情報にも対処する設計のための判断基準である。設備の使用段階では、確定情報をもとに適正かつ合理的な判断根拠を示すことが考えられ、許容応力検討経緯や弾塑性挙動に関する知見を踏まえて、地震後の配管耐震健全性評価手法案を検討し、余裕を適正化した評価基準、評価手法に関する検討を実施した。

また、設計用減衰定数設定経緯を調査し、サポートや付加物の既知の情報をもとに設計と異なる合理化された評価を可能にするための課題を整理した。さらに、減肉を有する配管の振動試験で得た十分な疲労強度の結果から、配管系が保有する耐震裕度を検討した。

参考文献：

- (1) 日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1991 追補版
- (2) ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Sec. III, Division 1 - Subsection NB, Class 1 Components, Rules for Construction of Nuclear Facility Components (2007)
- (3) Tagart, S.W. Jr., Tang, Y.K., Guzy, D.J. and Ranganath, S., Piping Dynamic Reliability and Code Rule Change Recommendations, Nuclear Engineering Design, 123, (1990), pp.373-385.
- (4) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 事例規格 弾塑性有限要素解析を用いたクラス 1 容器に対する強度評価の代替規定, JSME S NC-CC-005,
- (5) 日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-2008
- (6) REGULATORY GUIDE 1.61 “DAMPING VALUES FOR SEISMIC DESIGN OF NUCLEAR POWER PLANTS”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007
- (7) 高橋ら, “局部減肉を有するエルボ配管の低サイクル疲労挙動”, 圧力技術, Vol.46, NO.6, pp.352-362, (2008)
- (8) 原子力発電施設耐震信頼性実証試験の概要
http://www4.jnes.go.jp/katsudou/seika/jnes_ss/report/SS-0617.pdf
- (9) 中村いずみ、大谷章仁、白鳥正樹、「機器・配管系の経年変化に伴う耐震安全裕度評価手法の研究報告書」2001、防災科学技術研究所研究資料 第 220 号
- (10) 中村いずみ、大谷章仁、白鳥正樹、「地震荷重を受ける減肉配管の破壊過程解明 に関する研究報告書」2007、防災科学技術研究所研究資料 第 306 号
http://www.bosai.go.jp/library/pub/technical_note/tec_notel.htm

5. 原子炉本体基礎の弾塑性評価手法による耐震安全性評価

5.1 原子炉本体基礎の弾塑性モデルによる耐震安全性評価

5.1.1 はじめに

柏崎刈羽原子力発電所各号機の原子炉本体基礎（以下、本文中では「RPV ペデスタル」という。）は、いずれも鋼板円筒殻の内部にコンクリートを充填した構造となっている。現行の耐震設計では、RPV ペデスタルは線形仮定において地震応答解析を実施している。

しかしながら、地震による建屋の変形が大きく、その弾塑性特性に応じて剛性が低下した場合には、建屋と並列ばねを形成する RPV ペデスタルが、解析上、大きな力を負担することになる。そこで、既往の試験結果を参考にして、RPV ペデスタルの地震時の挙動を実態に合わせる弾塑性モデル化手法を検討した。

RPV ペデスタルの応答が大きい場合、RPV ペデスタルを支持しているアンカ部の負担が大きくなる。現行設計ではアンカボルトからの引抜力に対し、定着部のシアコーン破壊を想定した保守的な評価を行っているので、引抜力に対する定着部の挙動を 3 次元弾塑性解析で検討し、余裕を有していることを明らかにした。

5.1.2 耐震安全性評価のプロセスと大型機器連成応答解析

原子力発電施設の耐震安全上重要な設備について耐震安全性評価を行う場合の概略プロセスを図 5.1.2-1 に示す。原子力発電施設の耐震安全性評価を行う際には、原子炉建屋や原子炉本体の地震応答解析を行って地震応答加速度や地震応答荷重を得る。得られた地震応答加速度または地震応答荷重を用いて、個別の設備の耐震安全性評価を行う。

本検討で弾塑性応答挙動を検討する地震応答解析モデルは、図 5.1.2-1 の赤枠で示した大型機器連成応答解析モデルであり、地震応答加速度または地震応答荷重といった設備の耐震安全性評価用地震荷重条件を算出するための解析モデルである。

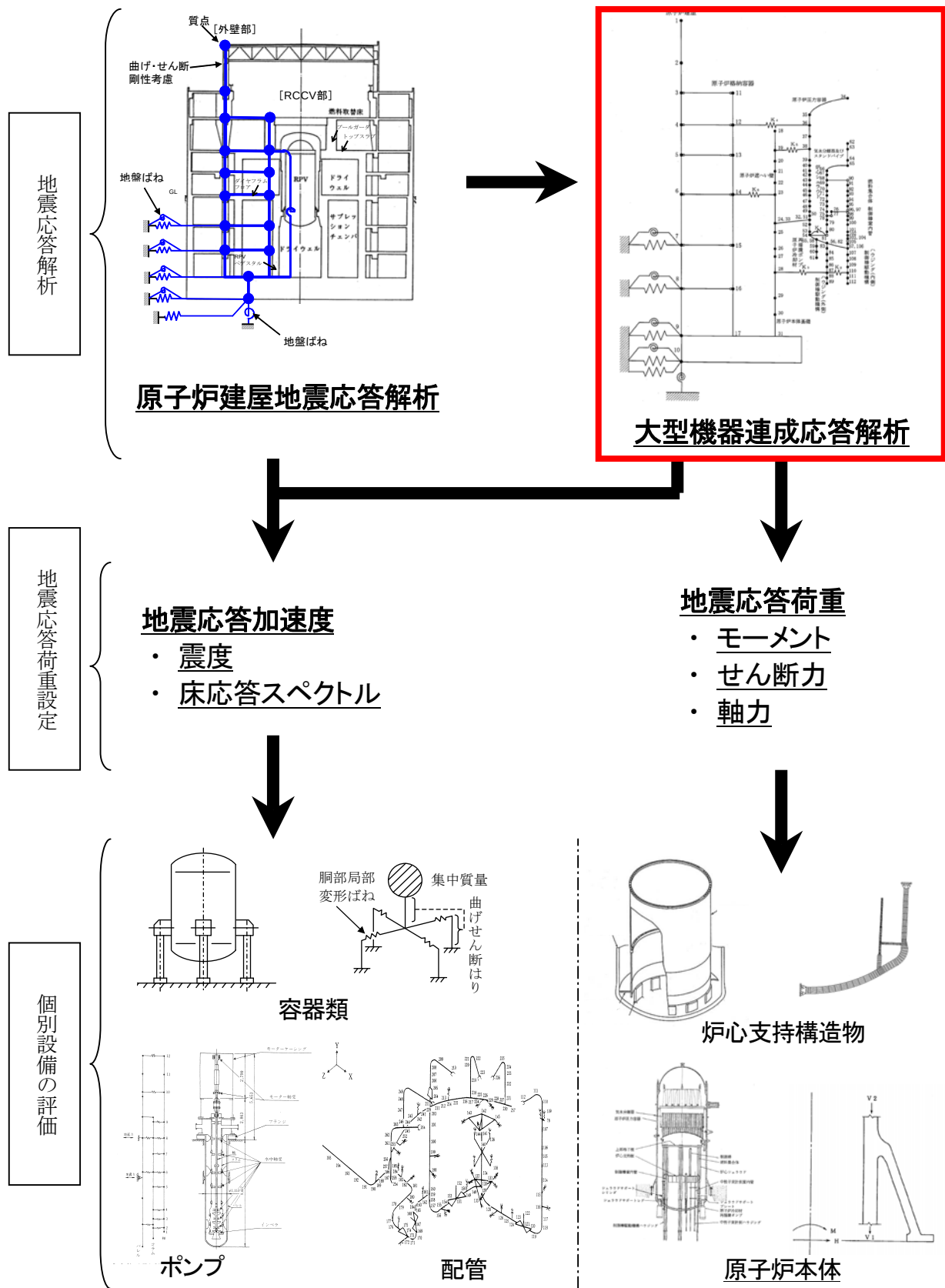


図 5.1.2-1 原子炉発電施設の耐震安全性評価の概略プロセス

5.1.3 大型機器連成応答解析における弾塑性挙動検討の必要性

原子炉建屋内の原子炉压力容器、原子炉遮へい壁、原子炉本体基礎等の大型機器・構築物は、図 5.1.3-1 および図 5.1.3-2 に示すように、原子炉建屋―地盤系モデルと連成させて地震応答解析を行う。図 5.1.3-1 でわかる通り、原子炉建屋・原子炉格納容器と原子炉本体基礎・遮へい壁および原子炉压力容器は、ばね要素でモデル化されたスタビライザ、ダイヤフラムフロア等の各構造物を介して連結されており、その動的な連成作用により応答は相互に影響を受ける。

図に例示した柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の場合、各構造物の重量は表 5.1.3-1 の通りである。この表に示す通り、機器系は建屋系に対して 4%程度の重量である。重量が小さい機器系の応答挙動は、重量が大きい建屋系の応答の影響を大きく受ける。

原子炉建屋に作用する地震慣性力は、剛性比に応じて建屋系と機器系に配分される。柏崎刈羽原子力発電所の耐震安全性評価において原子炉設備の地震応答解析を行う際に、原子炉建屋は弾塑性応答解析モデルを用いることになるが、これは原子力発電所において十分に実績のある手法であり一般化された手法である。一方 RPV ペDESTAL は線形仮定において地震応答解析を行っている。大きな地震入力に対して弾塑性モデルの建屋系と弾性モデルの RPV ペDESTAL を組み合わせた地震応答解析モデルを用いると、解析上、弾性モデルの RPV ペDESTAL が大きな荷重を負担することになる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号機を例に、建屋剛性の変化による RPV ペDESTAL の荷重分担比の変化を表 5.1.3-2 に示す。この表より、建屋が非弾性領域に入った場合の RPV ペDESTAL の荷重分担比は、建屋が弾性領域である場合の 5 倍以上となる。

RPV ペDESTAL の地震時の挙動を実態に合わせ、RPV ペDESTAL アンカ部の評価を適正化するために弾塑性モデル化手法を検討する必要がある。

表 5.1.3-1 大型機器連成解析モデルにおける重量（柏崎刈羽原子力発電所 7 号機）

構築物	重量	(内訳)	
建屋系	約 193,000 t	原子炉建屋	約 116,000 t
		原子炉格納容器	約 76,600 t
機器系	約 7,300 t	原子炉遮へい壁および原子炉本体基礎	約 5,300 t
		原子炉压力容器	約 2,000 t

表 5.1.3-2 建屋非弾性時の荷重分担比（柏崎刈羽原子力発電所 6 号機）

構造物名	全体剛性 (ton・m ²)		建屋のみ塑性変形(第 2 勾配)した時の全体剛性 (ton・m ²)	
R/B+RCCV	EI ₁	4.94×10 ¹¹	EI ₁ '	9.22×10 ¹⁰
RPV ペデスタル	EI ₂	3.61×10 ⁹	EI ₂ '	3.61×10 ⁹

並列ばねによる荷重分担比					
構造物名	建屋弾性領域		建屋非弾性領域		荷重分担の比 (非弾性/弾性)
R/B+RCCV 側	EI ₁ /(EI ₁ +EI ₂)	0.993	EI ₁ '/(EI ₁ '+EI ₂ ')	0.962	0.97
RPV ペデスタル側	EI ₂ /(EI ₁ +EI ₂)	0.007	EI ₂ '/(EI ₁ '+EI ₂ ')	0.038	5.43

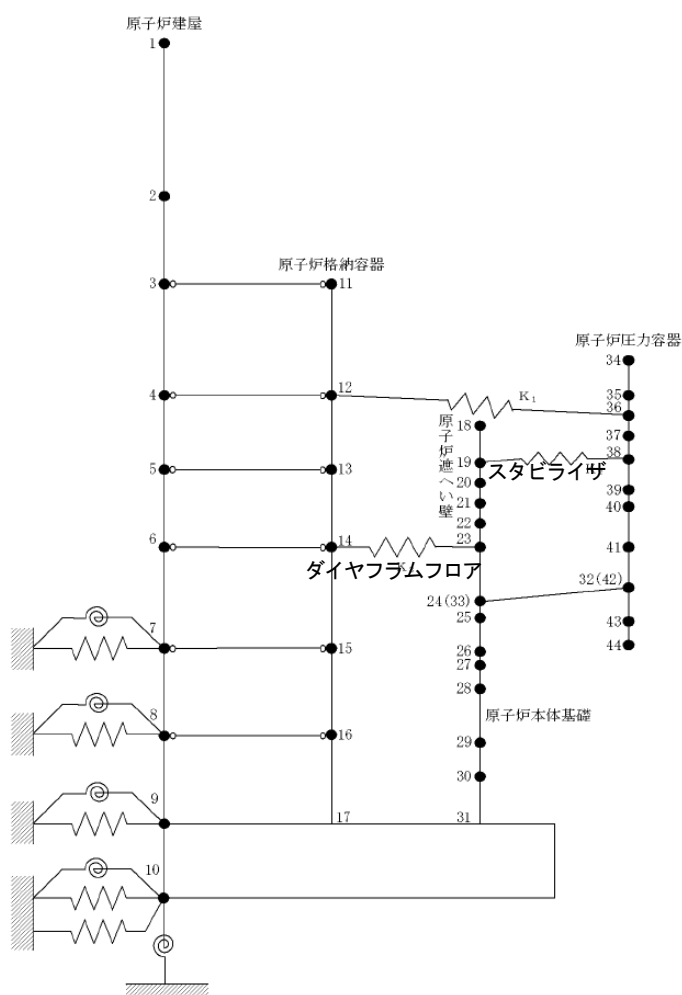


図 5.1.3-1 大型機器連成応答解析モデル（原子炉本体基礎地震応答解析モデル）の例
『柏崎刈羽原子力発電所 7 号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書（改訂 1）』東京電力株式会社（平成 21 年 1 月）より抜粋

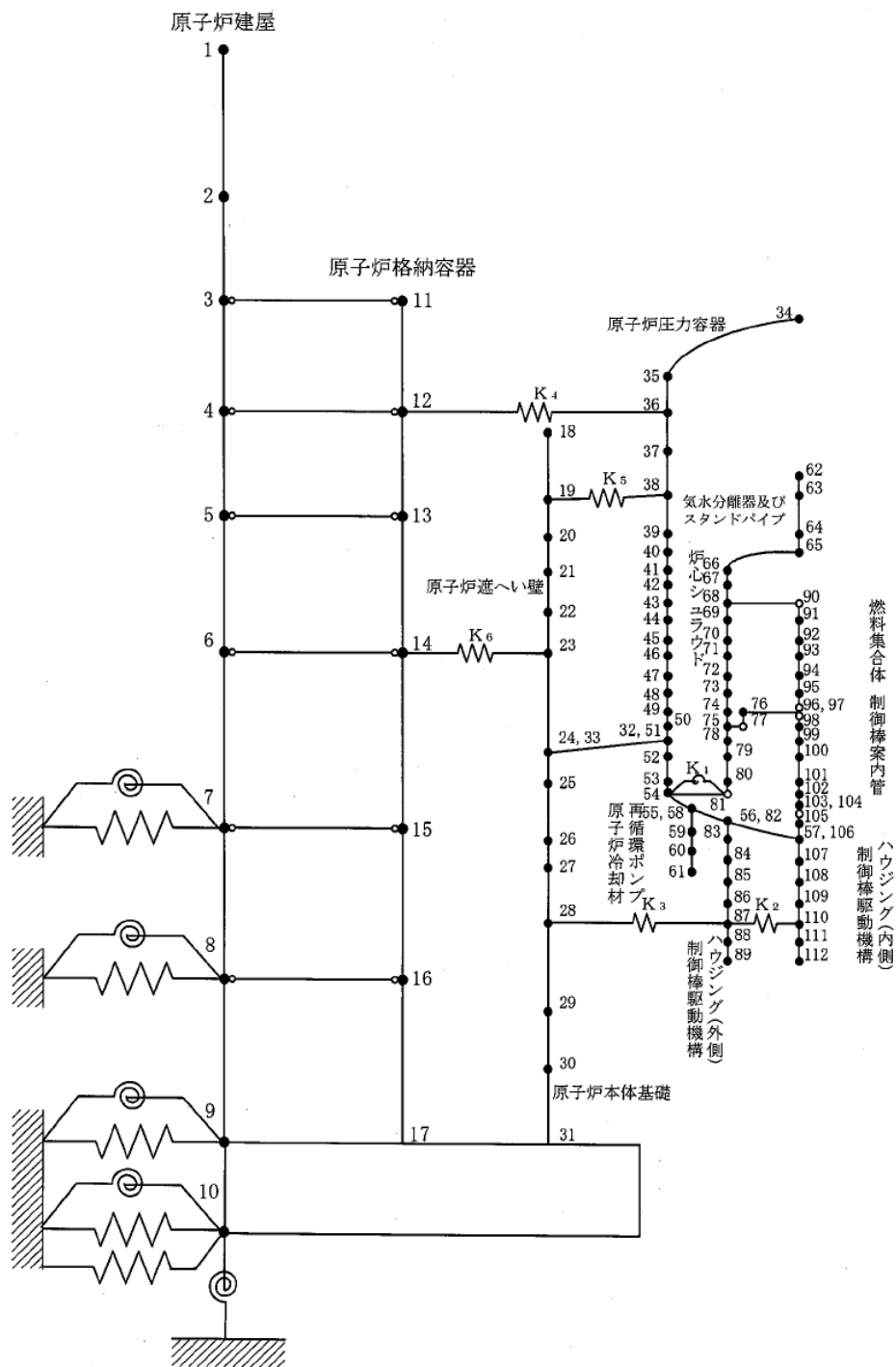


図 5.1.3-2 大型機器連成応答解析モデル（炉心，原子炉圧力容器及び圧力容器内部構造物の地震応答解析モデル）の例

『柏崎刈羽原子力発電所 7 号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書（改訂 1）』東京電力株式会社（平成 21 年 1 月）より抜粋

5. 2 原子炉本体基礎の耐震安全性評価方針

5. 2. 1 評価対象

(1) RPV ペデスタルの構造

RPV ペデスタルは、原子炉圧力容器 (RPV) を支持する他、原子炉遮へい壁、ダイヤフラムフロアを支持する円筒状の構造物である。RPV ペデスタルの概略図を図 5. 2. 1-1 に示す。

RPV ペデスタルの主要構造は、内外の円筒鋼板とそれらを一体化するための放射状の縦リブ鋼板、及びブラケット他の支持部である水平配置の水平鋼板で構成され、内部にコンクリートを充填している。RPV ペデスタル内には、上部ドライウェル (U/D) と下部ドライウェル (L/D) を連絡する連通孔 (コネクティングベント開口) を設けてある。また、RPV ペデスタルにはベント管を内蔵している。RPV ペデスタルの基礎は原子炉格納容器底部にアンカボルトにより固定される。RPV ペデスタルの基礎の構造を図 5. 2. 1-2 に示す。

(2) RPV ペデスタル設計の考え方

a. RPV ペデスタル円筒鋼板部

RPV ペデスタルの内部にはコンクリートが充填されていることから、地震応答解析では内部コンクリートの効果を考慮した剛性を設定し、応答荷重を求める。

RPV ペデスタルは、これに直接作用する荷重の他に、原子炉圧力容器、原子炉遮へい壁及びダイヤフラムフロアより伝達される荷重などに対して、鋼板のみで十分な強度を有するように設計する。すなわち、設計では鋼板のみの FEM 解析モデルから応力算定を行ない、断面検討を行う。RPV ペデスタル円筒鋼板部の設計フローを図 5. 2. 1-3 に示す。

b. RPV ペデスタルアンカ部

原子炉圧力容器からの荷重は、原子炉圧力容器基礎ボルトを介して RPV ペデスタルに伝達させる。また、RPV ペデスタルに生ずる各応力は、リングガーダを介してアンカボルトにより原子炉格納容器底部に伝達させる。設計では、アンカボルトの引張応力度及び定着、ベアリングプレートとの強度検討を行う。RPV ペデスタルアンカ部の設計フローを図 5. 2. 1-4 に示す。

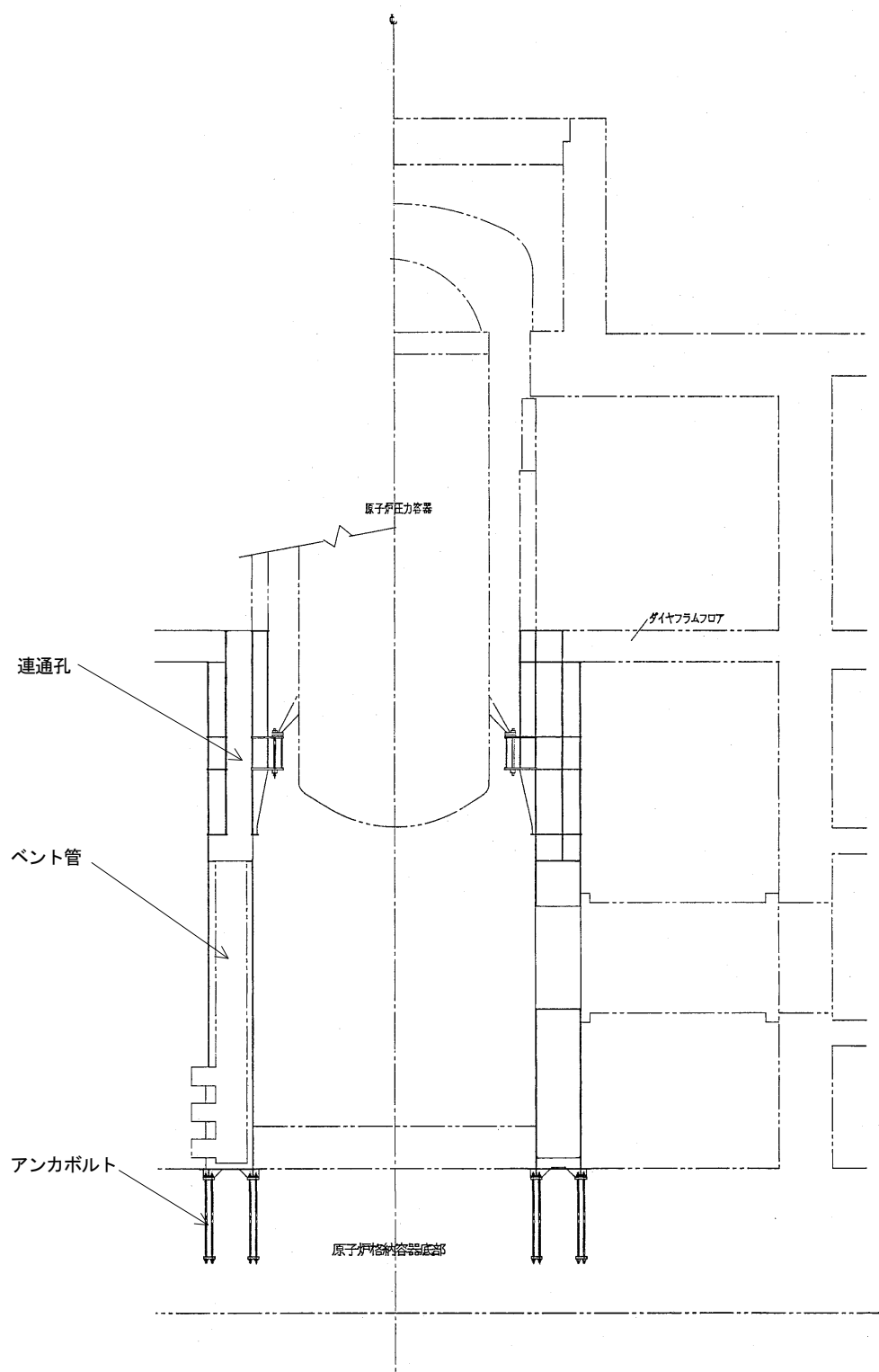


図 5.2.1-1 RPV ペデスタル構略図

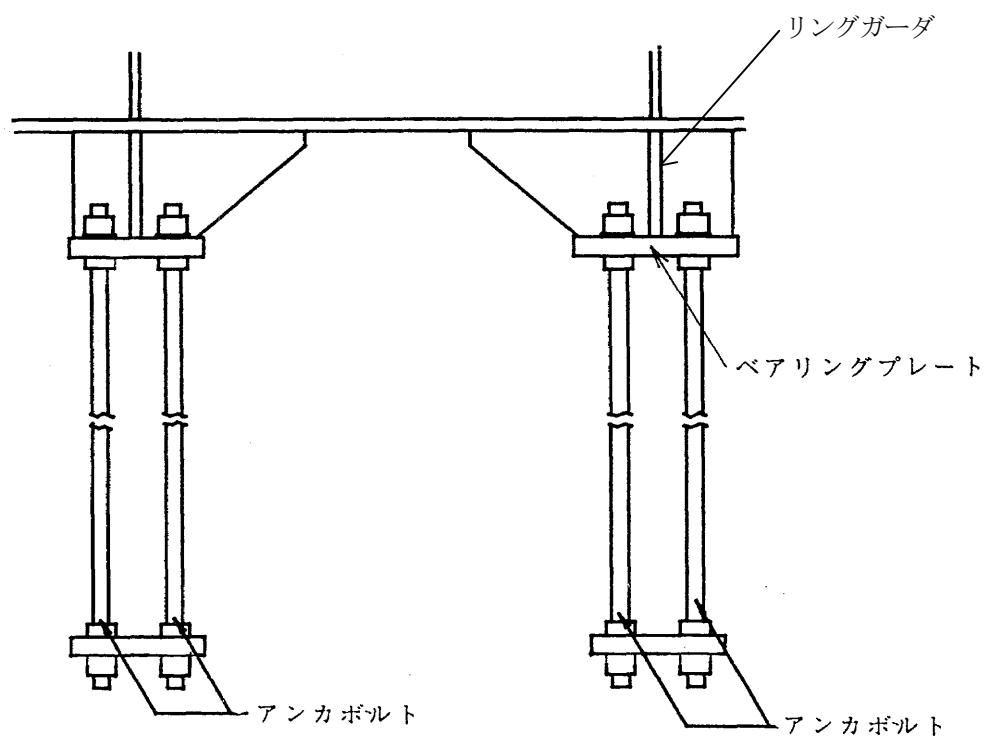


図 5. 2. 1-2 RPV ペデスタルの基礎部の構造

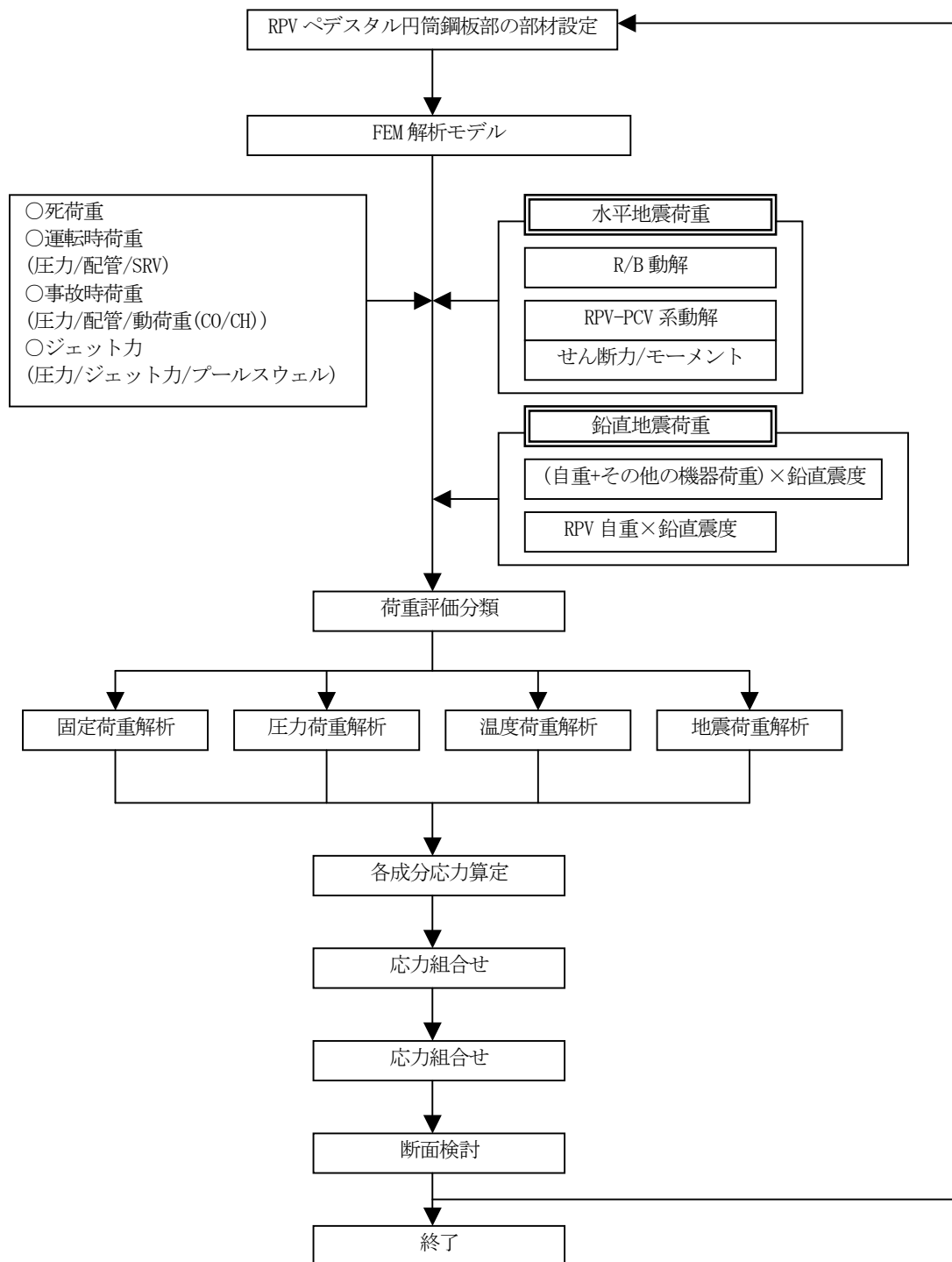


図 5. 2. 1-3 RPV ペDESTAL円筒鋼板部の設計フロー

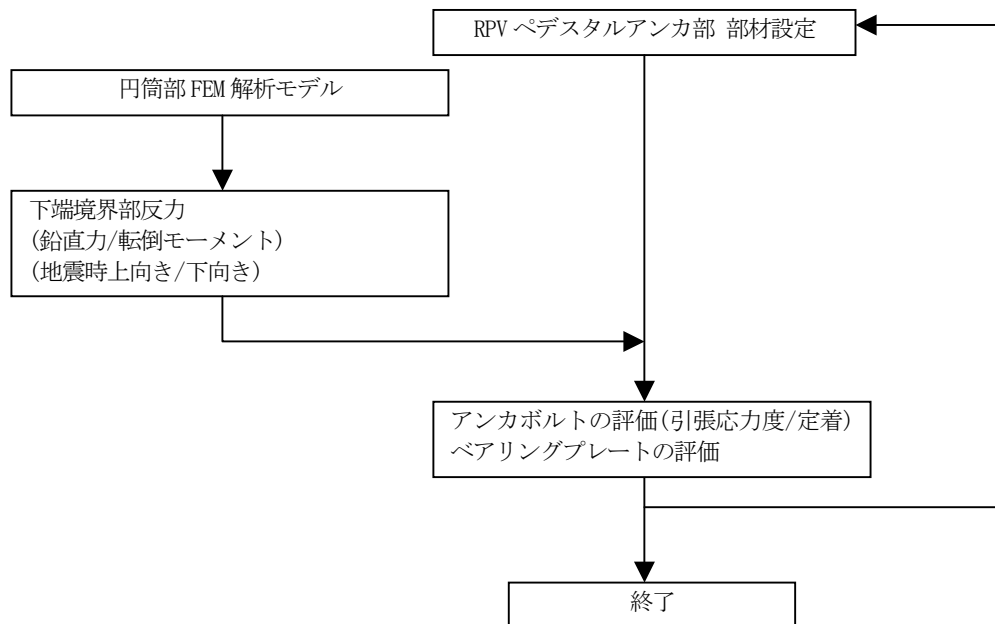


図 5.2.1-4 RPV ペDESTAL アンカ部の設計フロー

5. 2. 2 弾塑性モデルによる耐震安全性評価

(1) RPV ペDESTAL の地震応答解析モデル

RPV ペDESTAL は、原子炉建屋中心部に位置し、原子炉圧力容器を支持している。ABWR の原子炉建屋の縦断面を図 5.2.2-1 に示す。原子炉建屋の地震応答解析では、RPV ペDESTAL は、原子炉建屋、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器と共に、ばね要素でモデル化される。RPV ペDESTAL の地震応答解析モデルを図 5.2.2-2 に示す。

(2) RPV ペDESTAL 弾塑性地震応答解析モデル作成の基本原則

建屋と大型機器の設計用の地震応答解析モデルは、地震時に構造物に生じる地震応答荷重を算定すると共に、当該構造物に接続されている配管や機器の評価に用いる応答スペクトルや相対変位の算定にも活用される。このことを考慮し、RPV ペDESTAL の弾塑性地震応答解析モデルは以下の原則に従って構築することとした。この原則は従来から慣用され、数々の試験で確認されてきたものである。

- a. 地震応答解析モデルは、建物と地盤、機器と建物間で生じる共振現象を解析していくモデルであり、断面算定や重量設定にあたっては、公称値ベースでの平均的な値が用いられている。RPV ペDESTAL の弾塑性解析モデルについても、他の部位とのバランスを考慮し、公称値に基づくモデルとする。
- b. 弾塑性解析モデルを構築する場合、荷重と変位関係のスケルトンカーブを想定し、適切に設定することが中心となる。ここで検討対象としている建屋と RPV 系大型機器のモデルでは、RPV や RPV ペDESTAL 本体及びアンカ部のせん断力、曲げモーメントの算定と共に、配管設計で用いられる格納容器内大型機器・原子炉建屋間の相対変位の算定も視野に入れる必要があ

る。RPV ペデスタル弾塑性解析モデル化手法として構築していく場合、全体のバランスを考え、荷重と変位の両者を平均的に評価できるように配慮した。具体的には、既往の試験データにベストフィットする弾塑性スケルトンカーブを構築した。

- c. 地震応答解析にあたっては、原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 (以下、「JEAG4601」という) で保守側の仮定となる設計用減衰定数を定め、運用している。RPV ペデスタルに弾塑性モデルを適用しても、減衰は原則として従前の値を踏襲することとした。

RPV ペデスタル弾塑性モデル化の検討フローを図 5. 2. 2-3 に示す。

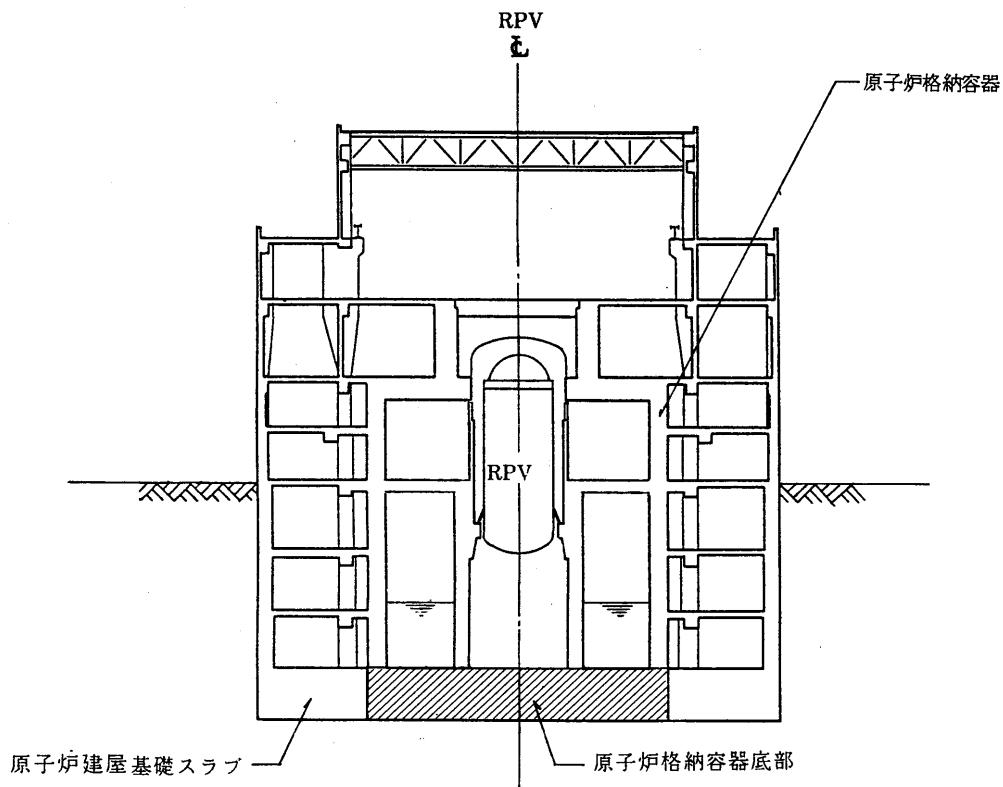


図 5. 2. 2-1 ABWR の原子炉建屋の縦断面

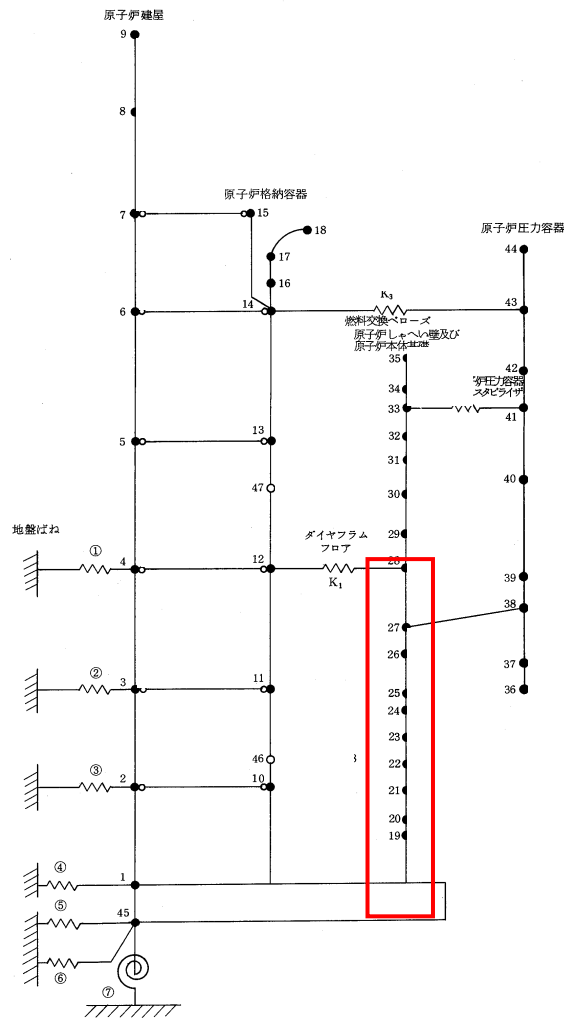


図 5. 2. 2-2 RPV ペデスタル地震応答解析モデル

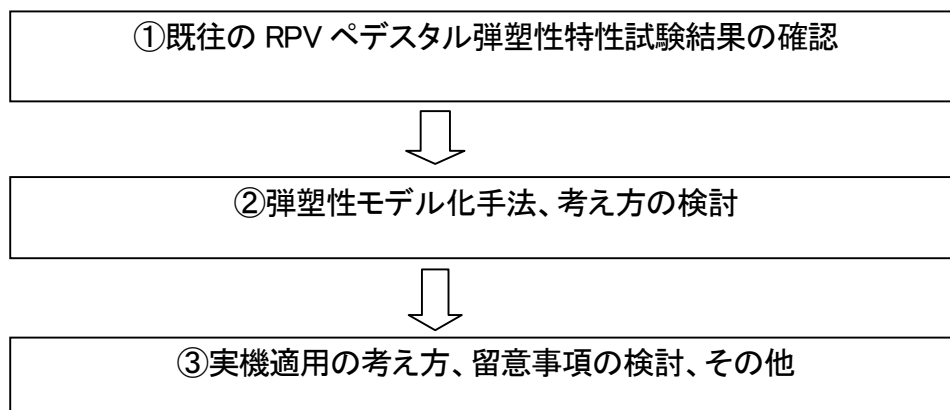


図 5. 2. 2-3 RPV ペデスタル弾塑性モデル化のフロー

5. 3 原子炉本体基礎の弾塑性モデル化手法

5. 3. 1 既往の知見

SC 構造の弾塑性特性の設定方法は、鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 JEAG4618-2005⁽¹⁾（以下、「SC 指針」という）に示されている。一般に SC 構造と呼称される構造は、鋼板とコンクリートの一体化と表面鋼板の座屈拘束のためにスタッド方式、リブ方式及び隔壁方式等が用いられている。SC 指針では、これらのうち、頭付スタッド（以下、「スタッド」と略記）により鋼板とコンクリートが一体に挙動し、ともに外力に抵抗することを前提としたスタッド方式による SC 構造板部材を対象としている。

一方、RPV ペデスタルは隔壁方式の SC 構造とみなすことができる。SC 指針はスタッド方式の SC 構造を前提としたものであるため、RPV ペデスタルに適用するには、RPV ペデスタルの構造様式(隔壁方式の SC 構造)を考慮する必要がある。RPV ペデスタルの荷重-変形特性は、ABWR 開発時に行われた水平加力試験⁽²⁾により確認されている。試験は 1/10 縮尺試験体を用い、温度荷重、内圧荷重、地震時水平荷重を模擬した静的加力試験で、温度及び内圧に対する面外変形性状の把握、水平地震力に対する変形性状の把握、ベント管を有する鋼板とコンクリートの複合構造体の剛性の確認を目的とし、最終的には水平加力により試験体を破壊し、水平地震力に対する耐力を確認している。試験体と加力装置を図 5.3.1-1 及び図 5.3.1-2 に、試験体への荷重載荷履歴を図 5.3.1-3 に示す。

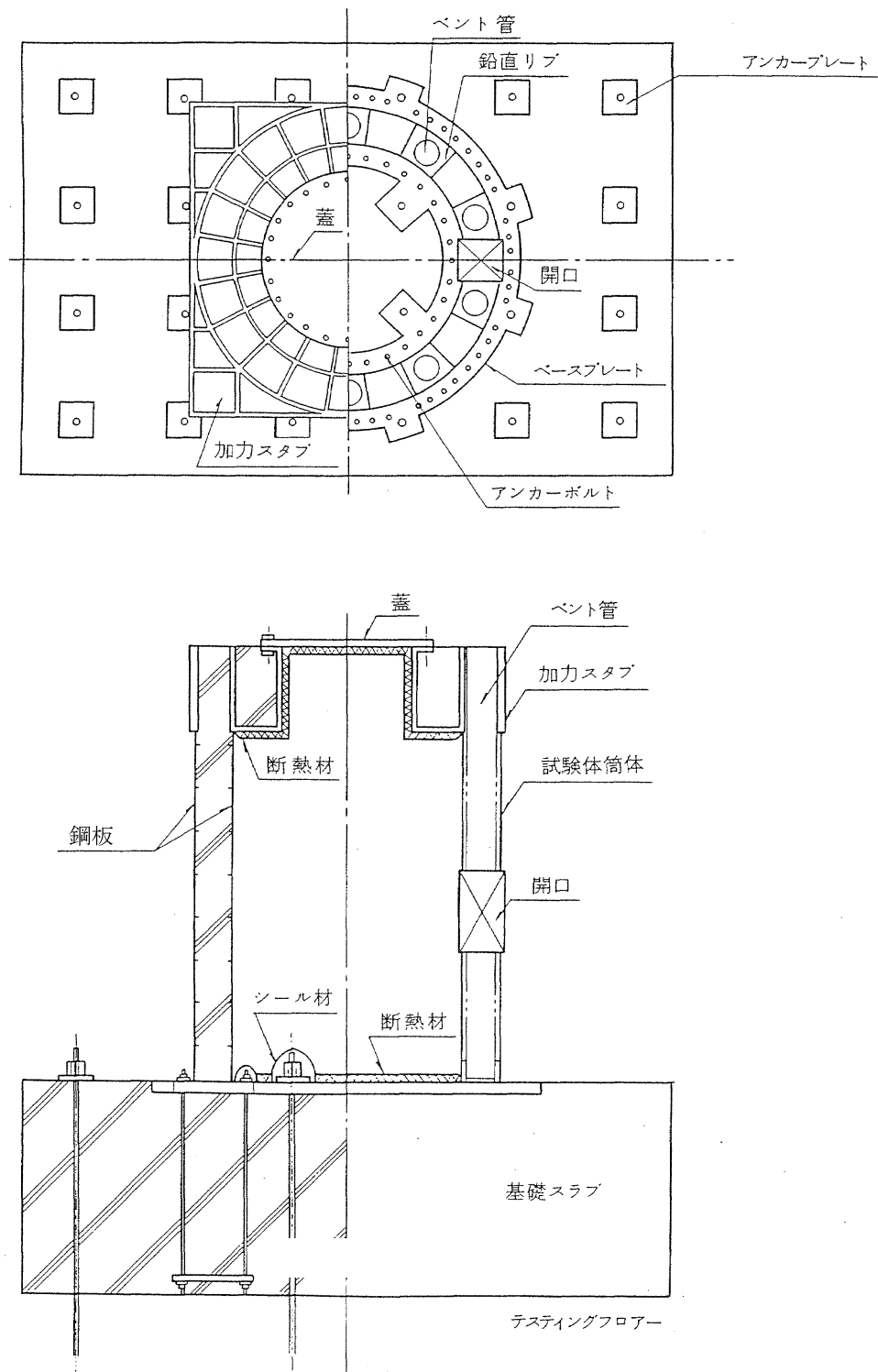


図 5. 3. 1-1 RPV ペデスタル試験体形状
(参考文献(2)より引用)

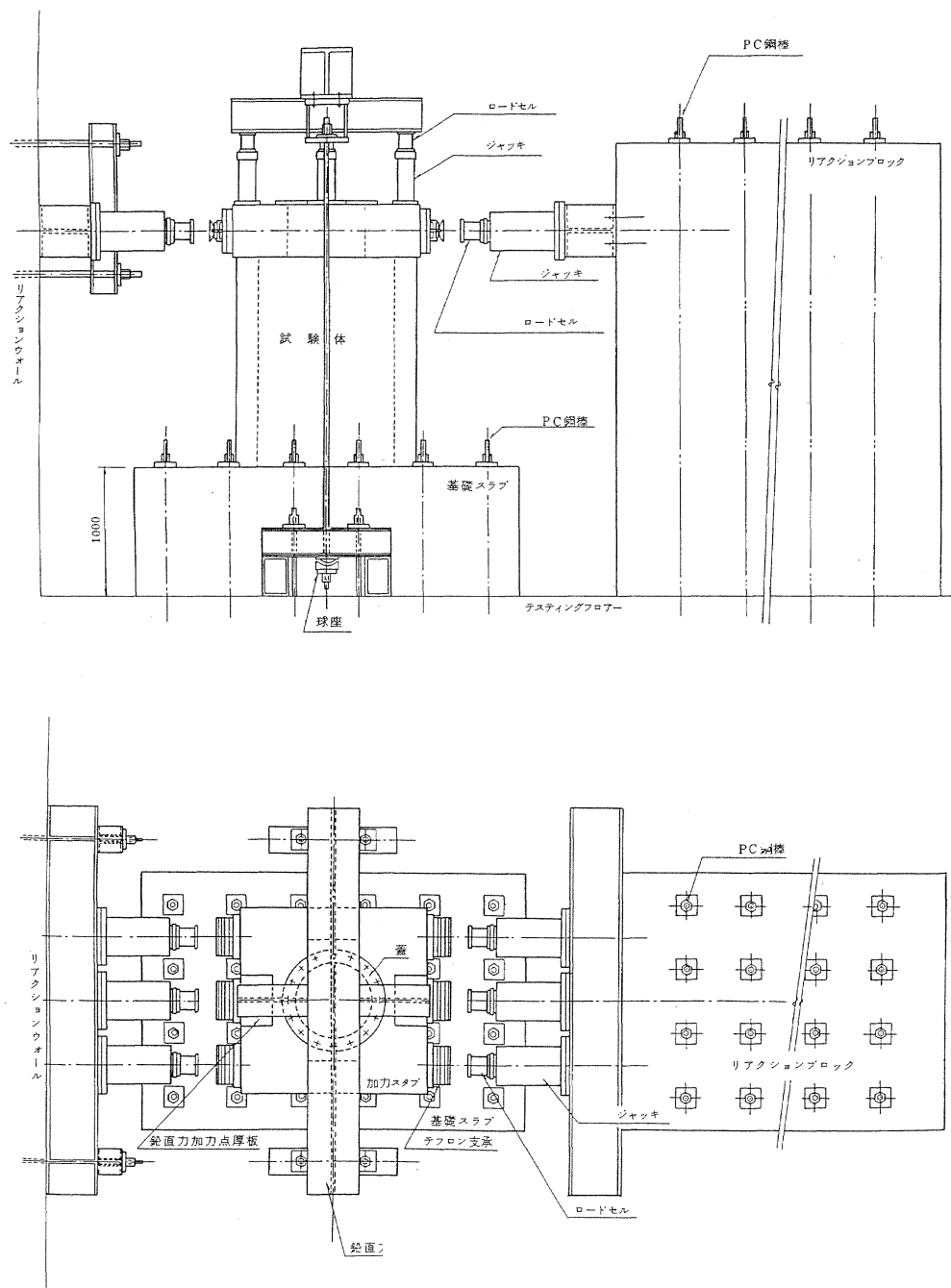


図 5.3.1-2 RPV ペデスタル試験加力装置
(参考文献(2)より引用)

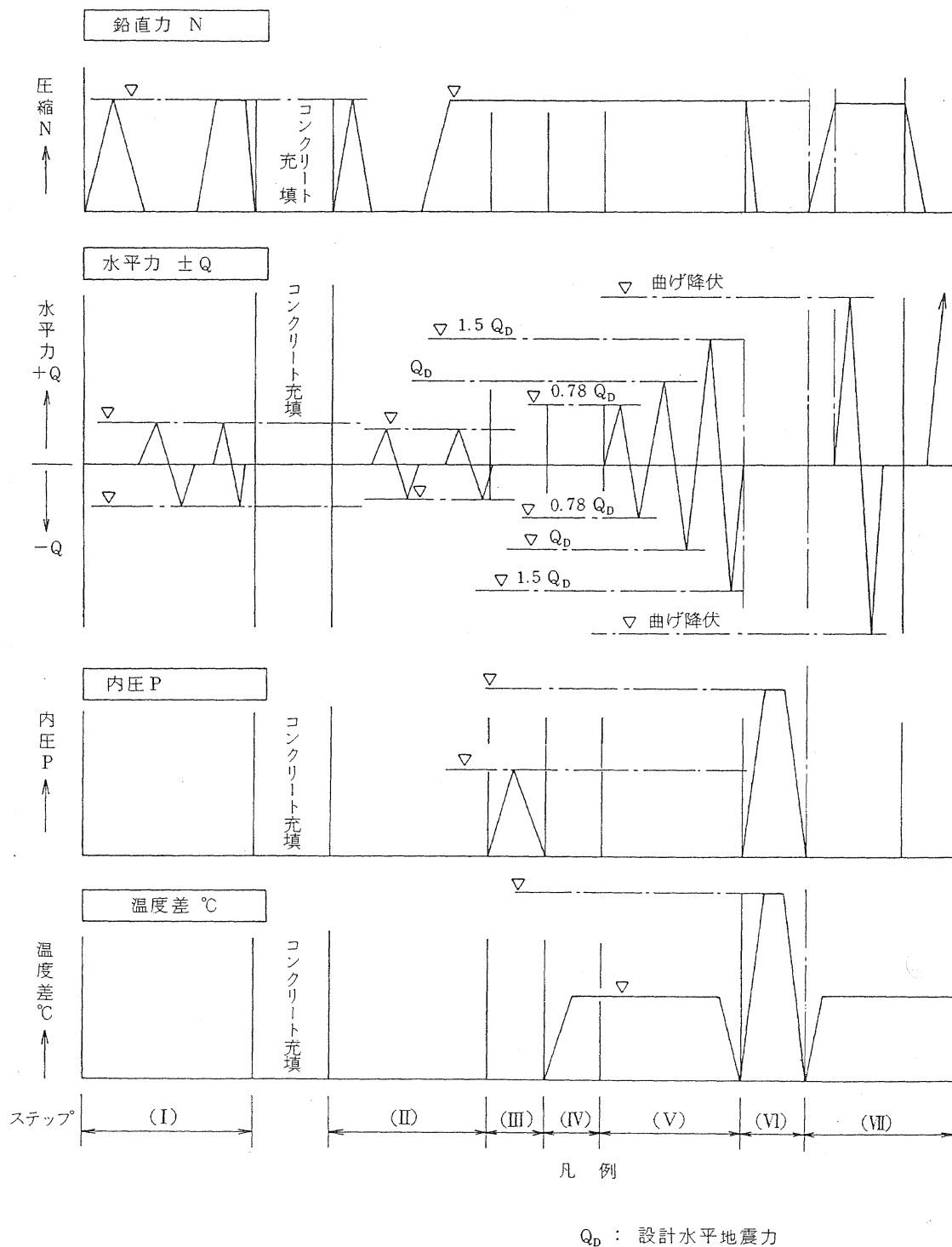
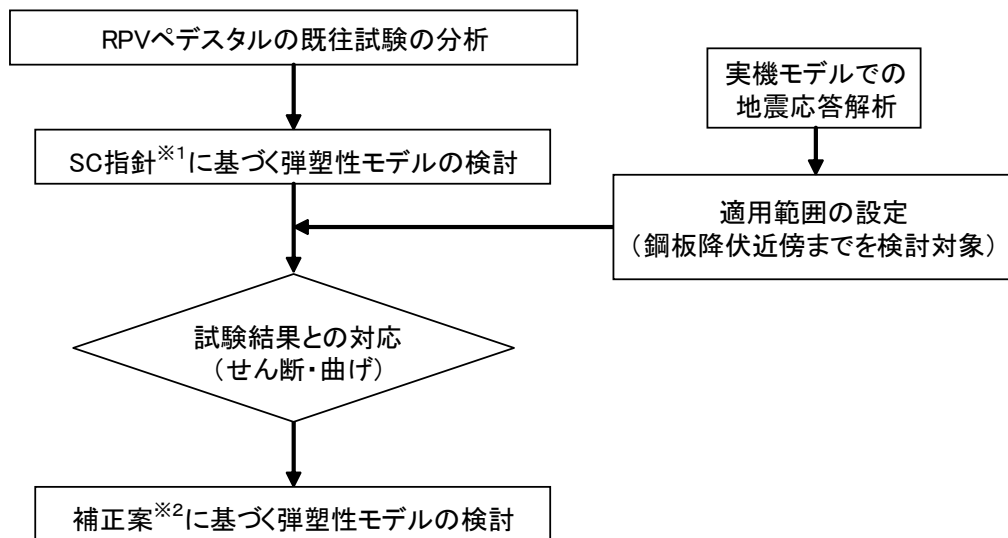


図 5.3.1-3 RPV ペデスタル試験載荷履歴
(参考文献(2)より引用)

5. 3. 2 弾塑性モデル化手法の考え方

(1) RPV ペDESTAL弾塑性モデル化手法検討のフロー

RPV ペDESTAL弾塑性モデル化手法の検討では、SC 指針の評価式に基づき、RPV ペDESTALの試験結果を踏まえた RPV ペDESTAL固有の構造特性を考慮した検討を行う。RPV ペDESTAL弾塑性モデル化検討のフローを図 5. 3. 2-1 に示す。なお、RPV ペDESTALの弾塑性モデル化とは、地震応答解析モデルに用いる部材モデルのことで、RPV ペDESTALの部材レベルにおける曲げモーメント—曲率関係及びせん断力—せん断変形角関係に係る復元力特性（スケルトンカーブ及び履歴特性）をモデル化することをいう。



※1 SC指針: 鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 JEAG4618-2005

※2 補正案: 本検討ではSC指針を基に、RPVペDESTALの既往試験結果を踏まえて、RPVペDESTAL固有の構造特性を反映したスケルトンカーブの補正案のこと。

図 5. 3. 2-1 RPV ペDESTAL弾塑性モデル化の検討フロー

(2) RPV ペDESTAL弾塑性モデル化の適用範囲

RPV ペDESTALの試験では、試験体が破壊に至るまで水平加力を行い、荷重—変位関係を取得しているが、本検討では、RPV ペDESTALの鋼板が降伏に至るまでの範囲を検討対象とする。本検討における RPV ペDESTAL弾塑性モデル化の適用範囲を図 5. 3. 2-2 に示す。

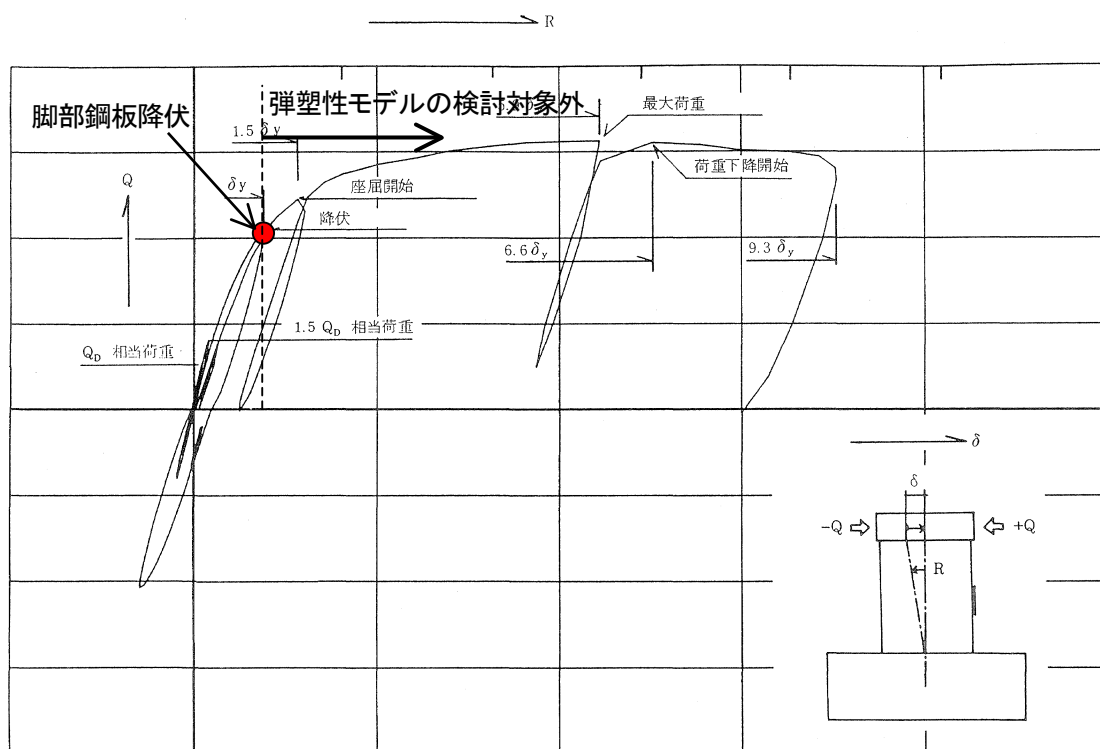


図 5. 3. 2-2 RPV ペDESTAL弾塑性モデル化の適用範囲
(参考文献(2)に加筆)

(3) 曲げに関する弾塑性モデル化

a. SC 指針の曲げ変形に対するスケルトンカーブ

SC 指針に示された曲げ変形に対するスケルトンカーブは、曲げモーメント M と曲率 ϕ との $M-\phi$ 関係を以下に示す状態を考慮して算定する (図 5. 3. 2-3 参照)。

- ① コンクリートの曲げひび割れによる剛性の変化 (第 1 折点)
- ② 鋼板の降伏による剛性の変化 (第 2 折点)
- ③ 曲げ終局強度及び終局曲率 (終局点)

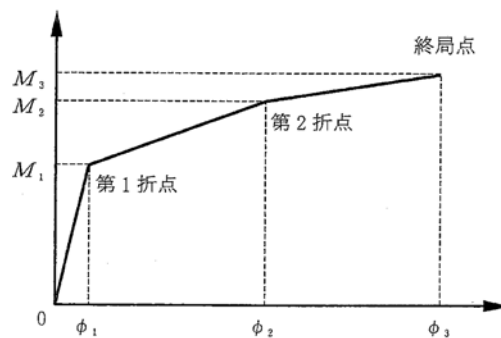


図 5. 3. 2-3 曲げ変形に対するスケルトンカーブ
(参考文献(1)より引用)

SC 指針記載内容の抜粋を以下に示す。

(第1折点) コンクリートの曲げひびわれにより剛性が変化する点

$$M_1 = Z_e \cdot (f_t + \sigma_v) \quad (2.2.7)$$

$$\phi_1 = M_1 / (E_c \cdot I_e) \quad (2.2.8)$$

$$\text{ただし, } f_t = 0.38 \cdot \sqrt{\sigma_B}$$

(第2折点) 鋼板の降伏により剛性が変化する点

$$M_2 = M_y \quad (2.2.9)$$

$$\phi_2 = \phi_y \quad (2.2.10)$$

(終局点) 曲げ終局強度及び終局曲げ曲率を示す点

$$M_3 = M_u \quad (2.2.11)$$

$$\phi_3 = 0.004 / X_{nu} \quad (2.2.12)$$

ただし, $\phi_3 > 20 \cdot \phi_2$ ならば $\phi_3 = 20 \cdot \phi_2$ とする。

ここに, I_e : 鋼板を考慮した断面2次モーメント (mm⁴)

Z_e : 鋼板を考慮した断面係数 (mm³)

f_t : コンクリートの曲げ引張強度 (N/mm²)

σ_v : 鋼板を考慮した鉛直方向軸応力度 (圧縮を正, N/mm²)

E_c : コンクリートのヤング係数 (N/mm²)

σ_B : コンクリートの圧縮強度で, 設計基準強度 F_c を用いてよい (N/mm²)

M_y : 鋼板降伏時モーメント (N・mm)

ϕ_y : 鋼板降伏時曲率 (1/mm)

M_u : 全塑性モーメント (N・mm)

X_{nu} : 全塑性モーメント時の圧縮縁からの中立軸までの距離 (mm)

(参考文献(1)より引用)

b. 補正案の曲げ変形に対するスケルトンカーブ

上記 a. 項に示す SC 指針の記載内容に基づき、RPV ペデスタルの静的試験結果との整合性を踏まえて RPV ペデスタル固有の構造特性を反映した点を以下に示す。

(第1折点、第2折点、終局点共通)

RPV ペデスタル脚部では、図 5.3.2-4 (赤点線囲み) に示すようにコンクリートと鋼板が分断されていることから、コンクリートの引張強度 f_t は無視する。

なお、SC 指針及びその補正案ともに、曲げに対する断面解析に用いるコンクリート及び鋼材 (内外筒鋼板) の応力度－ひずみ度関係は、材料試験結果に基づき、下記に示す材料モデ

ルとする。

①コンクリート：圧縮側はFafitis-Shah の式⁽³⁾、引張側は引張強度以降のテンションステ
ィフニングを無視する

②鋼材（内外筒鋼板）：完全弾塑性モデル

さらに、曲げスケルトン算定に際しては、鉛直リブを無視し、水平リブ間の曲率を一定と
仮定して全体曲げ変形を算定した。

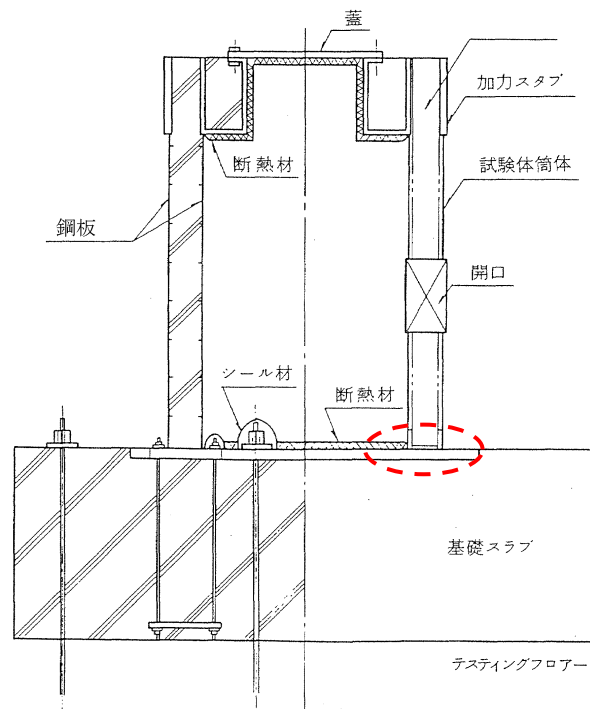


図 5. 3. 2-4 RPV ペデスタル試験体の脚部
[赤点線囲みでコンクリートと鋼板が分断状況を示す]
(参考文献(2)に加筆)

(4) せん断に関する弾塑性モデル化

a. SC 指針のせん断変形に対するスケルトンカーブ

SC 指針に示されたせん断変形に対するスケルトンカーブは、せん断力 Q とせん断ひずみ γ との $Q-\gamma$ 関係を以下に示す状態を考慮して算定する (図 5.3.2-5 参照)。

- ① コンクリートのせん断ひび割れによる剛性の変化 (第 1 折点)
- ② 鋼板の降伏による剛性の変化 (第 2 折点)
- ③ せん断終局強度及びせん断終局ひずみ度 (終局点)

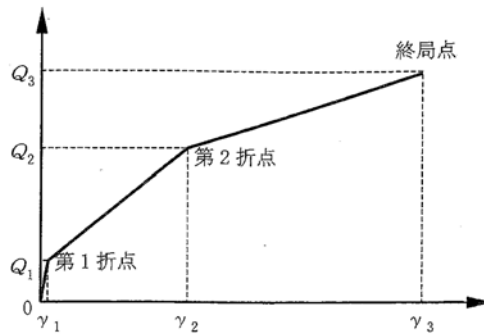


図 5.3.2-5 せん断変形に対するスケルトンカーブ
(参考文献(1)より引用)

SC 指針記載内容の抜粋を、以下に示す。

(第1折点) コンクリートのせん断ひびわれにより剛性が変化する点

$$Q_1 = (A_c + (G_s/G_c) \cdot A_s) \cdot \tau_c \quad \dots\dots\dots (2.2.1)$$

$$\gamma_1 = \tau_c / G_c \quad \dots\dots\dots (2.2.2)$$

$$\text{ただし, } \tau_c = \sqrt{0.31 \sqrt{\sigma_B} \cdot (0.31 \sqrt{\sigma_B} + \sigma_v)}$$

(第2折点) 鋼板の降伏により剛性が変化する点

$$Q_2 = (K_a + K_B) / \sqrt{(3K_a^2 + K_B^2)} \cdot A_s \cdot \sigma_y \quad \dots\dots\dots (2.2.3)$$

$$\gamma_2 = Q_2 / (K_a + K_B) \quad \dots\dots\dots (2.2.4)$$

$$\text{ただし, } K_a = A_s \cdot G_s$$

$$K_B = 1 / \{4 / (A_c \cdot E_c') + 2 \cdot (1 - \nu_s) / (A_s \cdot E_s)\}$$

(終局点) せん断終局強度及びせん断終局ひずみ度を示す点

$$Q_3 = A_c \cdot \sqrt{(A_s/A_c) \cdot \sigma_y \cdot \nu_1 \cdot \sigma_B} \quad \dots\dots\dots (2.2.5)$$

$$\gamma_3 = 6.0 \times 10^{-3} \text{ (rad)} \quad \dots\dots\dots (2.2.6)$$

ここに, A_s : 鋼板のせん断断面積 (mm^2)

A_c : コンクリートのせん断断面積 (mm^2)

G_s : 鋼板のせん断弾性係数 (N/mm^2)

G_c : コンクリートのせん断弾性係数 (N/mm^2)

E_s : 鋼板のヤング係数 (N/mm^2)

E_c' : コンクリートのひびわれを考慮したヤング係数で, コンクリートのヤング係数に0.7を乗じた値を用いてもよい (N/mm^2)

ν_s : 鋼板のポアソン比

σ_v : 鋼板を考慮した鉛直方向軸応力度 (圧縮を正, N/mm^2)

K_a : 鋼板のせん断剛性

K_B : ひびわれ後の鋼板による拘束効果を考慮したコンクリートの有効せん断剛性

σ_y : 鋼板の降伏点強度 (N/mm^2)

σ_B : コンクリートの圧縮強度で設計基準強度 F_c を用いてもよい (N/mm^2)

ν_1 : コンクリート圧縮強度の有効係数で, $0.7 - \sigma_B/200$ を用いてもよい

(参考文献(1)より引用)

b. 補正案のせん断変形に対するスケルトンカーブ

上記 a. 項に示す SC 指針の内容から、RPV ペデスタルの静的試験結果との整合性を踏まえて RPV ペデスタル固有の構造特性を反映した点を以下に示す。

(第1折点)

①ベント管開口による応力集中を平均的に考慮する。

②試験時の状況等も踏まえて、第2折点と同様に、軸力 (RPV ペデスタルに作用する鉛直力と自重) の影響を無視する。

(第2折点)

SC 指針本文の記載式は、コンクリートと鋼板がスタッドボルトを介して一体化されているために、コンクリートの圧縮ストラットを45度としている。RPV ペデスタルの実験結果を踏まえると、水平リブによるトラス機構よりも鉛直リブ間のアーチ機構の影響が大きいと考えられる。従って、圧縮ストラット角度 θ を図5.3.2-6に示すように鉛直リブで隔てられたベント管開口部と一般部に分けて、SC 指針の参考資料1に示された釣り合い式に基づき、ひび割れ後のコンクリートを一様な異方性弾性体と仮定して評価する。

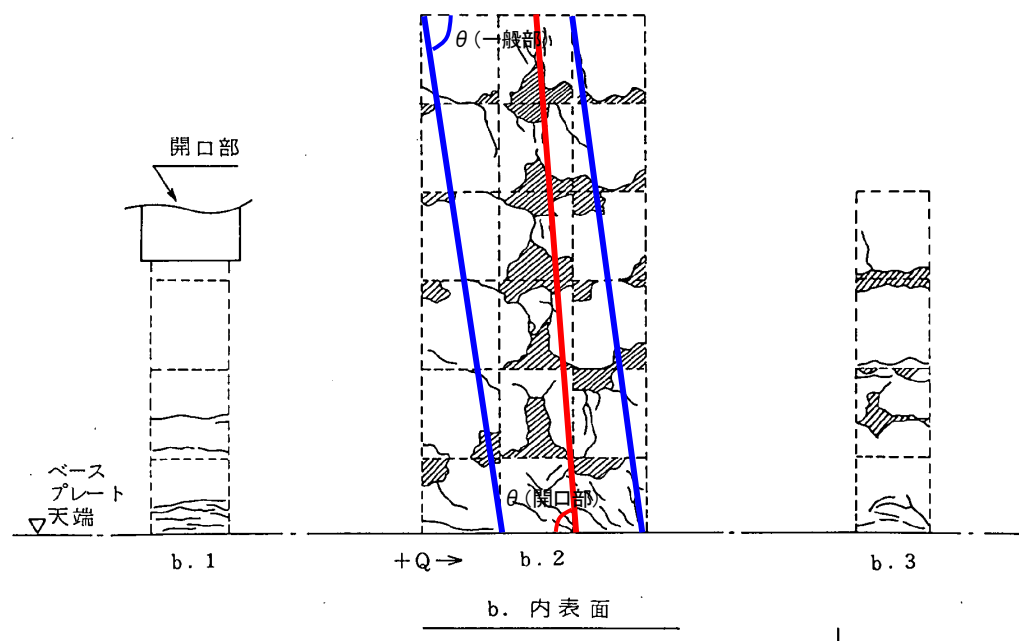


図 5.3.2-6 RPV ペデスタルの圧縮ストラット角度
(参考文献(2)に加筆)

(5) 補正案スケルトンカーブと実験結果の比較

a. 荷重－変形関係の比較（全体）

RPV ペデスタル頂部に作用させた水平力と水平変形関係図を図5.3.2-7に示す。これより、SC 指針から求まる荷重－変形関係も、補正案から求まる荷重－変形関係も全体的には大きな相違は見られず、今回適用範囲としている鋼板降伏までにおいて実験結果と概ね対応していることが示された。

b. 荷重－変形関係の比較（鋼板降伏点近傍）

RPV ペデスタル頂部に作用させた水平力と水平変形関係を拡大したものを図5.3.2-8に示す。a. 項に示した全体的な傾向からは、SC 指針から求まる荷重－変形関係も、補正案から求

まる荷重－変形関係も大きな相違は見られない。しかし、コンクリートひび割れ点から鋼板降伏点近傍を拡大して観察すると、SC 指針から求まる荷重－変形関係は実験結果よりも剛性を高めに評価しており、コンクリートと鋼板の一体性を過大評価していると考えられる。

一方、補正案から求まる荷重－変形関係は、今回適用範囲としている鋼板降伏までにおいて実験結果との対応が良好である。

c. 実験における曲げ及びせん断変形成分の分離

RPV ペデスタルの弾塑性モデルの更なる検証のために、実験から得られた曲げ成分及びせん断成分との比較を行う。図 5. 3. 2-9 (b) に示す試験体側面に取り付けた鉛直変位計から曲げ変形を算出し、図 5. 3. 2-9 (a) から得られた全体水平変形から曲げ変形の差をとった残りの変形成分をせん断変形と仮定することで、実験における曲げ変形とせん断変形を分離する。ただし、実験では曲げ降伏以降の最終サイクル時には、大変形のために測定治具が有効に稼動しなかったため、曲げ降伏サイクル（脚部鋼板の降伏）までを弾塑性モデルの適用対象とする。

補正案から求まる曲げ及びせん断変形を、実験結果と比較して図 5. 3. 2-10 に示す。補正案から求まる曲げ及びせん断変形は、今回適用範囲としている鋼板降伏までにおいて実験結果の変形量と良好に対応している。

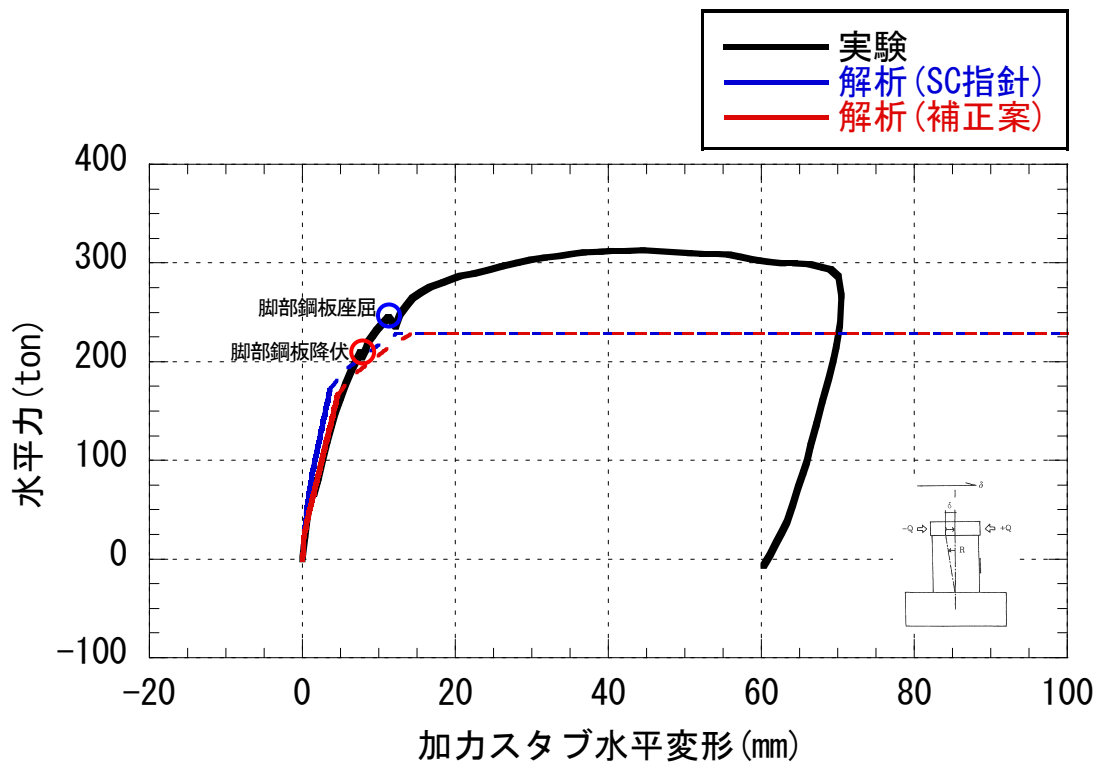


図 5. 3. 2-7 荷重-変形関係の比較(全体)
(解析より求まる鋼板降伏点以降は点線で示す)

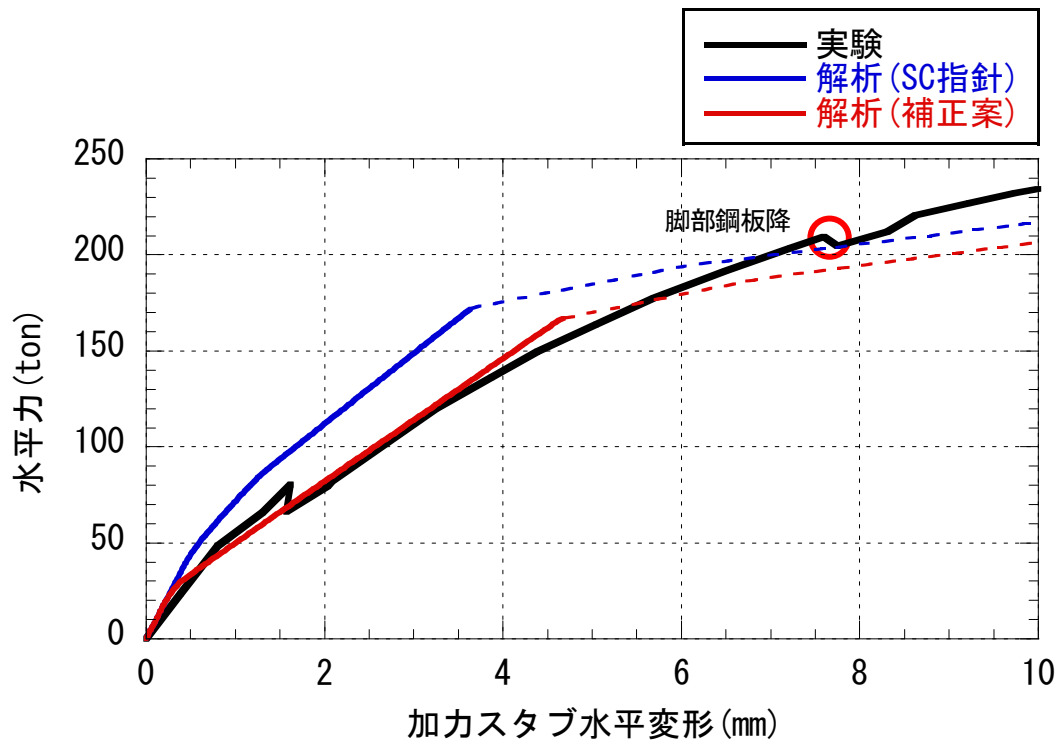
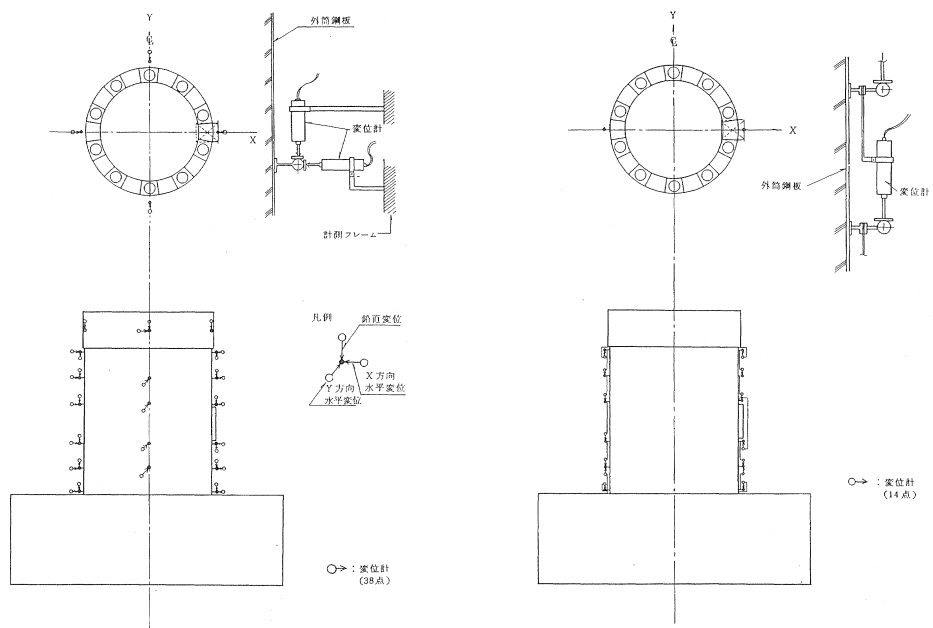


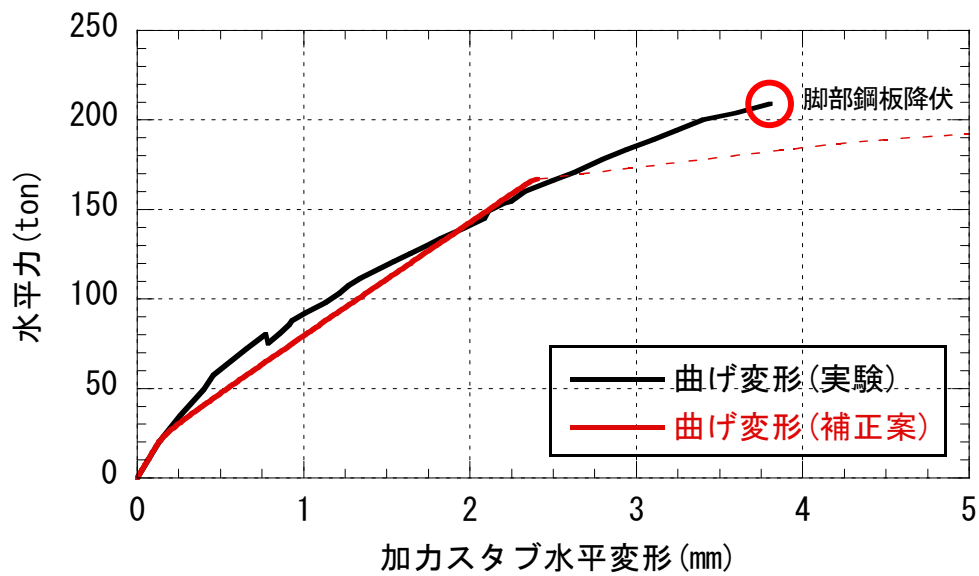
図 5.3.2-8 荷重－変形関係の比較（鋼板降伏点近傍）
（解析より求まる鋼板降伏点以降は点線で示す）



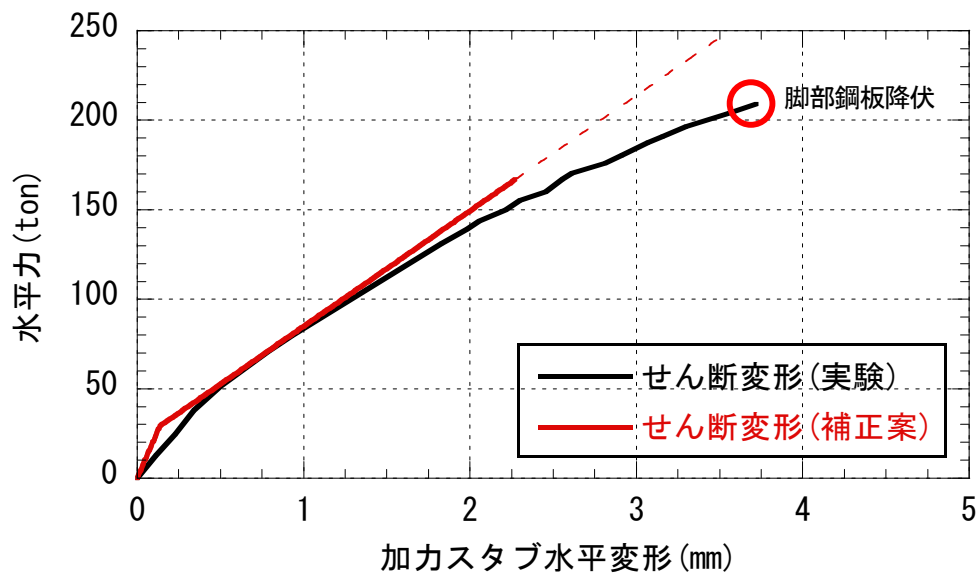
(a) 水平変形測定のための変位計

(b) 曲げ変形測定のための変位計

図 5.3.2-9 実験における曲げ変形及び水平変形の計測方法
（参考文献(2)より引用）



(a) 曲げ変形の比較



(b) せん断変形の比較

図 5. 3. 2-10 曲げ変形及びせん断変形の比較 (補正案)
(解析により求まる鋼板降伏点以降は点線で示す)

5. 3. 3 実機適用の考え方

(1) RPV ペデスタルのモデル化

RPV ペデスタルは隔壁方式の SC 構造であり、図 5. 3. 3-1 に示すように下部ペデスタルと上部ペデスタルに大別できる。さらに、上部ペデスタルは中間鋼板を含む断面形状の違いから、以下に示す 3 部位に細分類できる。

- ① RPV 支持点上部
- ② RPV 支持点下部
- ③ ベント取入孔部

地震応答解析モデルに用いる下部ペデスタルと上部ペデスタルを構成する各部材は、図 5. 3. 3-1 の質点を繋いだものである。例えば、下部ペデスタルは、質点番号 1～7 の各質点を繋ぐ曲げ変形及びせん断変形を考慮した 6 要素でモデル化している。上部ペデスタルは、質点番号 7～11 の各質点を繋ぐ曲げ変形及びせん断変形を考慮した 4 要素から構成され、RPV 支持点上部では 2 要素、RPV 支持点下部では 1 要素及びベント取入孔部では 1 要素でモデル化している。

下部ペデスタルは、5. 3. 1 に示す 1/10 縮尺試験体と同じ形状となっているために、基本的に 5. 3. 2 の補正案で設定した弾塑性モデル化の考え方を直接用いることが可能である。一方、上部ペデスタルは、水平方向の隔壁も密に配置され、ベント管開口等がなくコンクリートが 4 面ともに鋼板で閉鎖されている構造となっている。従って、上部ペデスタルは、下部ペデスタルに比べてコンクリートと鋼板の一体性は高く、SC 構造により近い構造といえる。このような観点から、実機適用に際しては、特に上部ペデスタルに着目して検討するものとするが、基本的には下部ペデスタルで得られた弾塑性モデル化の考え方を準用し、上部ペデスタル固有の構造特性に留意したものとする。

なお、ここで示す実機適用の考え方は、基本的には 5. 3. 2 で示す 1/10 縮尺試験体で得られた知見に基づいているために、実機縮尺に対する寸法効果の影響を過小評価している可能性がある。この寸法効果の影響が大きくないことは、別途実施した弾塑性 FEM 解析によって確認している。

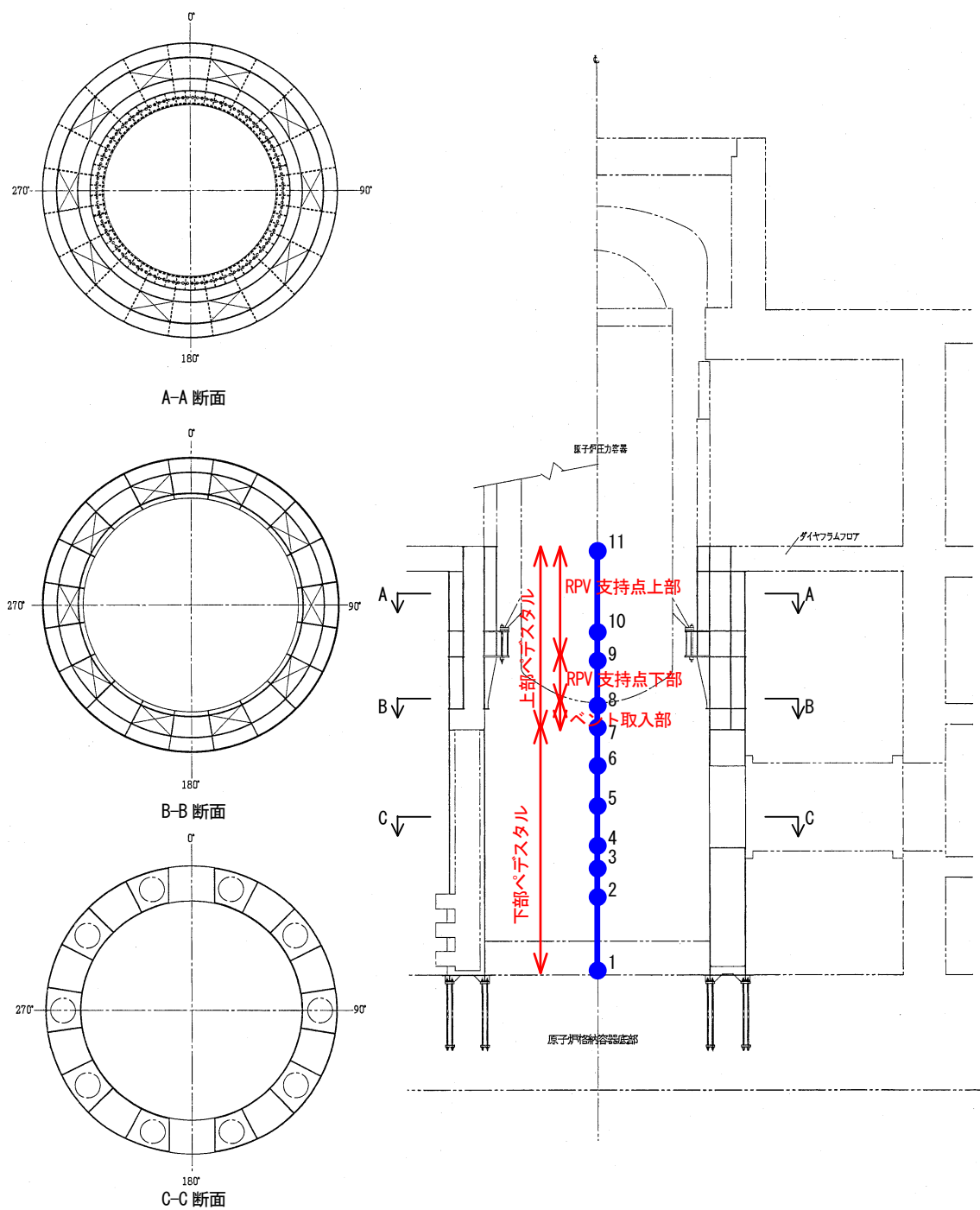


図 5.3.3-1 RPV ペデスタルと地震応答解析モデルの対応

(2) 曲げ復元力特性

5. 3. 2の補正案に基づく、実機 RPV ペデスタルの曲げ復元力特性の評価方針を以降に示す。なお、下部ペデスタルの曲げ復元力特性の評価方針に関しては、基本的に5. 3. 2の補正案と同様である。

a. 下部ペデスタル

- $M_1 = \sigma_v \cdot Z$ ——— (1-1)

- ϕ_1 は初期剛性と M_1 の交点 ——— (1-2)

注) 鋼板によるコンクリートの分断効果を考慮し、コンクリートの曲げ引張強度 $f_t=0$ とする

- $M_2 = M_y$ M_y : 降伏モーメント ——— (1-3)

- ϕ_2 は M_y 到達時の ϕ_y ——— (1-4)

b. 上部ペデスタル

- $M_1 = (0.5f_t + \sigma_v) Z$ ——— (2-1)

- ϕ_1 は初期剛性と M_1 の交点 ——— (2-2)

注) コンクリート断面の開口欠損分を考慮し、コンクリートの曲げ引張強度 f_t に 0.5 を乗じる

- $M_2 = M_y$ M_y : 降伏モーメント

- ϕ_2 は M_y 到達時の ϕ_y

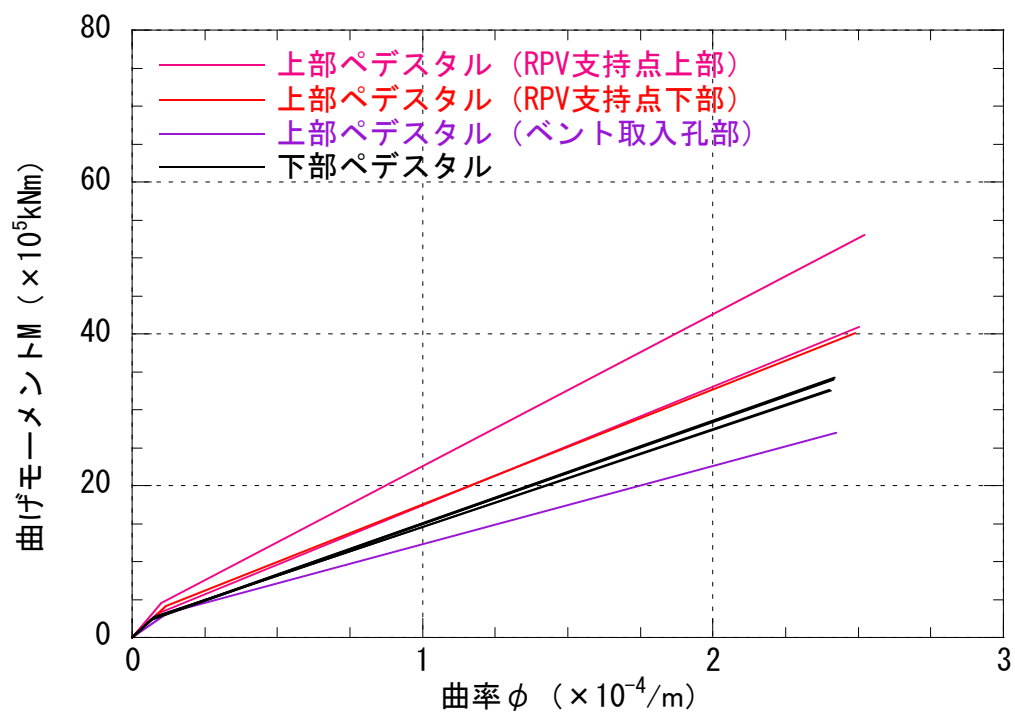
c. 上部ペデスタルに関する留意事項

(a) 設計では、コンクリートの剛性は開口欠損を考慮した断面積に基づいて性能評価している。ここでは、水平鋼板によるコンクリートの分断を考慮し、コンクリート断面積のうち約 1/2 のみがコンクリート打設孔設置のため連続していると仮定する。

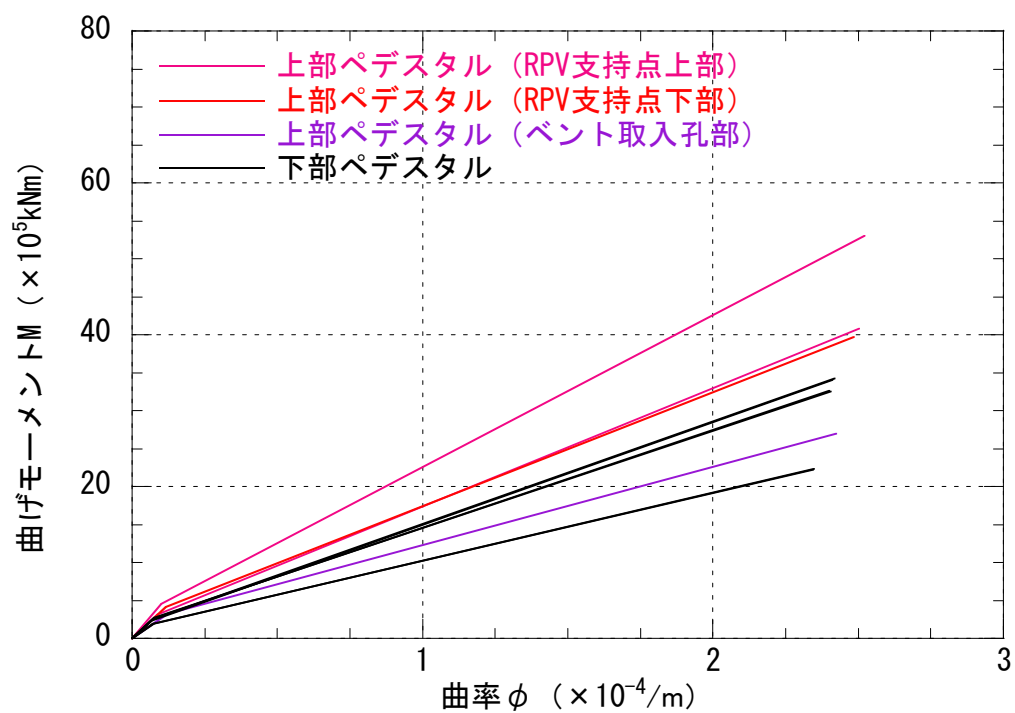
(b) 表裏及び中間鋼板は、隔壁を介して基礎まで連続する鋼板へ応力伝達されるので 100% 有効と評価する。

(c) コンクリートの曲げ引張強度以降のテンションスティフニング特性は、下部ペデスタルと同様に無視する。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機 RPV ペデスタルの曲げ復元力特性を図 5. 3. 3-2 に示す。



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 5.3.3-2 曲げモーメントー曲率関係
(鋼板降伏点である第2折点までを算定)

(3) せん断復元力特性

5. 3. 2の補正案に基づく、実機 RPV ペデスタルのせん断復元力特性の評価方針を以降に示す。なお、下部ペデスタルのせん断復元力特性の評価方針に関しては、基本的に5. 3. 2の補正案と同様である。

a. 下部ペデスタル

$$\bullet Q_1 = (A_C + (G_S/G_C) \cdot A_S) \cdot \tau_{cr} \quad \text{—— (3-1)}$$

$$\gamma_1 = \tau_{cr}/G_C \quad \text{—— (3-2)}$$

$$\text{ただし、} \tau_{cr} = 0.5^{*1} \times \sqrt{0.31\sqrt{\sigma_B} \cdot (0.31\sqrt{\sigma_B} + \sigma_V)}$$

注) *1 ベント開口部の平均的な応力集中を考慮し、せん断ひびわれ強度 τ_{cr} に 0.5 を乗じる

- Q_2 , γ_2 については、隔壁で分断された区画ごとに等価矩形断面に置換し、SC 指針の参考資料1に基づき、算定する。

下部ペデスタルのコンクリートの圧縮ストラット角度 θ は、下部ペデスタル内に水平方向の隔壁がないので、共通の値を用いる。

b. 上部ペデスタル

- Q_1 , γ_1 評価式 ((3-1) 及び (3-2)) は下部ペデスタルと同様

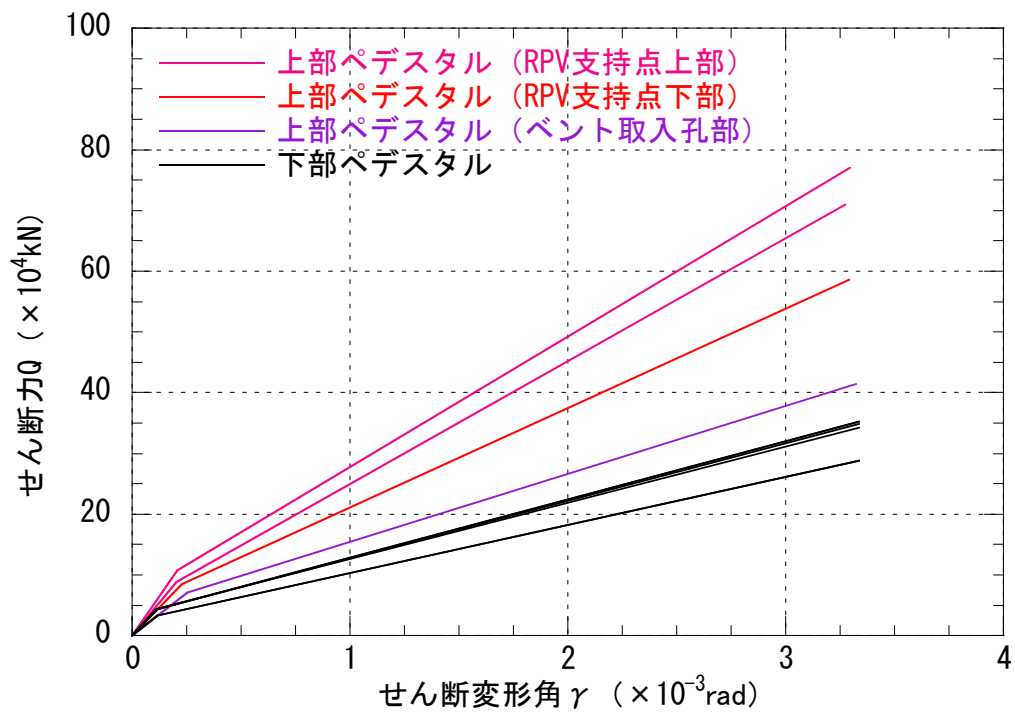
$$\text{ただし、} \tau_{cr} = \sqrt{0.31\sqrt{\sigma_B} \cdot (0.31\sqrt{\sigma_B} + \sigma_V)}$$

注) コンクリートは4面を鋼板で囲まれた閉鎖断面のために、せん断ひびわれ強度 τ_{cr} はSC 指針に従う

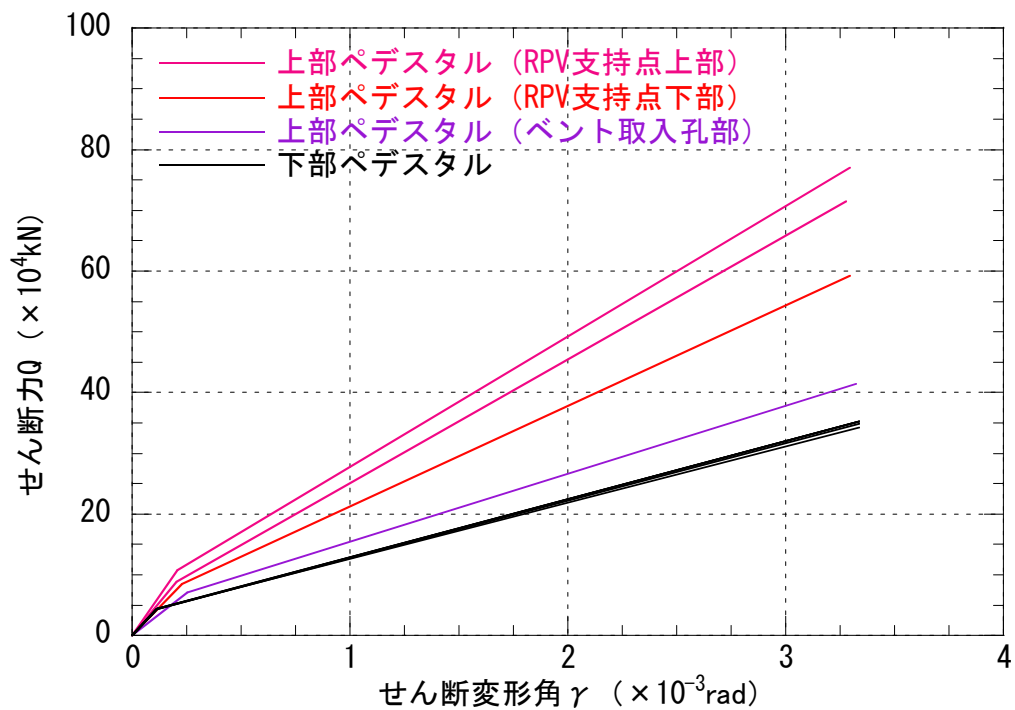
- Q_2 , γ_2 については、隔壁で分断された区画ごとに等価矩形断面に置換し、SC 指針の参考資料1に基づき、算定する。

上部ペデスタルのコンクリートの圧縮ストラット角度 θ は、RPV 支持点上部、RPV 支持点下部及びベント取入孔部に分けて、水平方向の隔壁を介したコンクリートの応力伝達も考慮して設定する。

柏崎刈羽原子力発電所6号機 RPV ペデスタルのせん断復元力特性を図5.3.3-3に示す。



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 5.3.3-3 せん断力-せん断変形角関係
(鋼板降伏点である第2折点までを算定)

(4) 履歴特性に関する影響検討

a. 検討目的

RPV ペデスタルの弾塑性復元力特性を実機に適用するにあたり、履歴特性を設定する必要がある。既往試験では、設計荷重の1.5倍程度の微小変形領域での負荷－除荷の両方向繰り返しを複数回行っているが、今回設定する復元力特性の適用範囲である鋼板降伏近傍での負荷－除荷の両方向繰り返しはわずかに1回のみであり、履歴特性設定のための知見としては不足していると考えられる。従って、ここでは、既往試験に比較的近い履歴特性とRC/SC耐震壁で定められている履歴特性による解析結果とを比較することで、ひずみエネルギー吸収性能の観点から、保守性に配慮した履歴特性を検討することを目的とする。

b. 検討ケース

履歴特性に関するパラメータスタディの検討ケースを表5.3.3-1に示す。

ケースAは、RC耐震壁で定められている履歴特性（JEAG4601-1991 原子力発電所耐震設計技術指針⁽⁴⁾で規定されており、以降では「RC指針」という。）及びSC耐震壁で定められている履歴特性（JEAG4618-2005 鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針⁽¹⁾で規定されており、以降では「SC指針」という。）を踏まえて、曲げとせん断の双方ともに最大点指向型の履歴特性を採用したケースである。

ケースBは、曲げに対する履歴特性に既往試験を踏まえた現実的なものを採用し、せん断に対しては、曲げによる応答が支配的になるように、ひずみエネルギー吸収性能がより小さな原点指向型の履歴特性を採用したケースである。

既往試験による履歴特性に関して、鋼板降伏点近傍までの全体変形を曲げ変形とせん断変形に分離した荷重－変形関係を図5.3.3-4に示す。これによると、曲げ変形の履歴特性はディグレイディングトリリニアモデルに近い紡錘型の安定したループ形状を示しており、せん断変形よりも履歴減衰が大きな傾向にある。

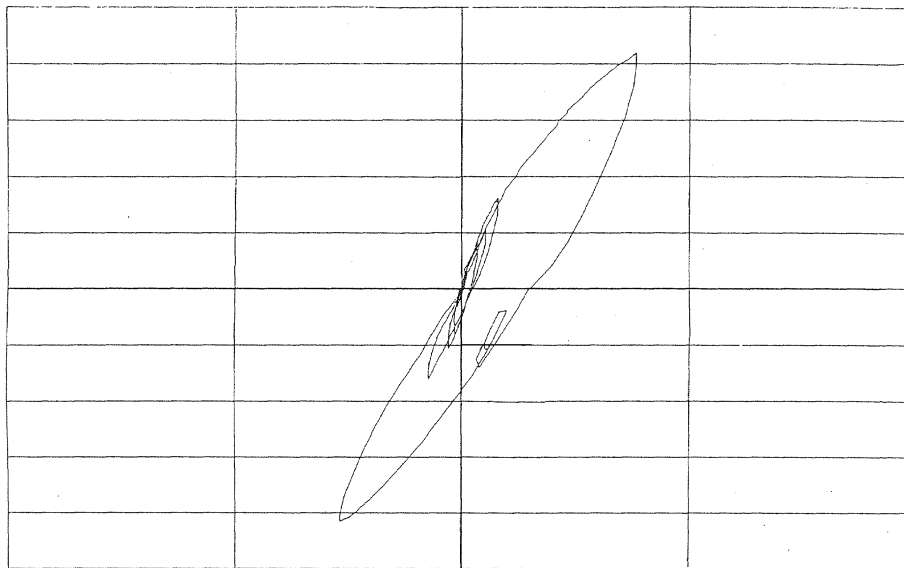
参考までに、最大点指向型、ディグレイディングトリリニア型及び原点指向型の履歴特性のイメージを図5.3.3-5～図5.3.3-6に示す。

なお、検討に用いる地震動は、柏崎刈羽原子力発電所1号機原子炉建屋の基礎版上で得られた中越沖本震記録（EW成分）を最大加速度振幅で1.5倍にしたものとした。

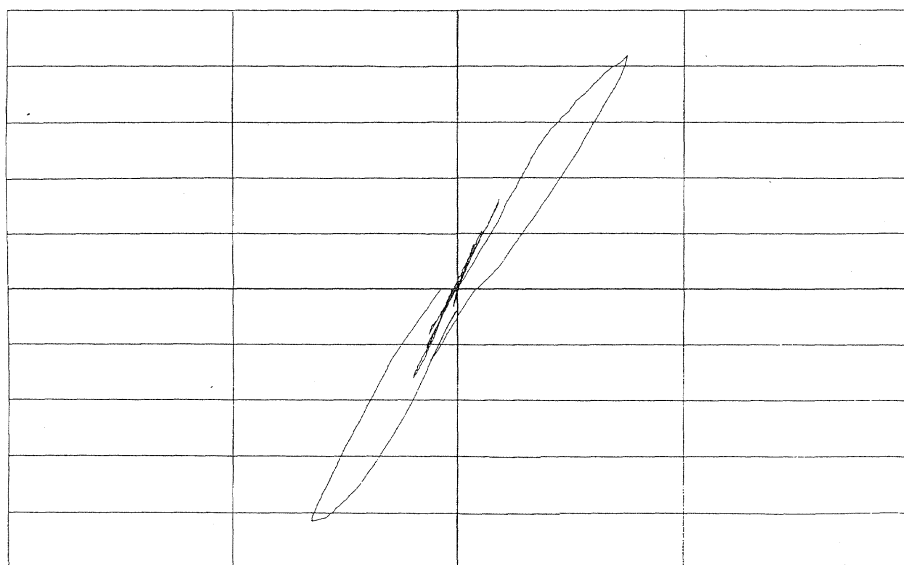
表 5.3.3-1 履歴特性に関するパラメータスタディ

ケース	曲げ	せん断
RC 指針 ^{*)}	最大点指向	最大点指向
SC 指針 ^{*)}	最大点指向	最大点指向
ケース A	最大点指向	最大点指向
ケース B	ディグレイディング トリリニア	原点指向

*) スケルトンの第2折点までの履歴特性を示す

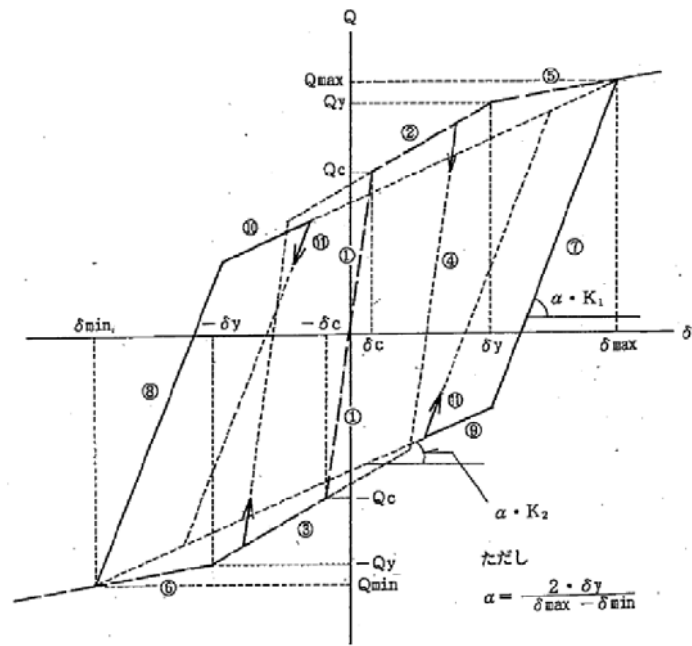


(a) 水平力-曲げ変形関係

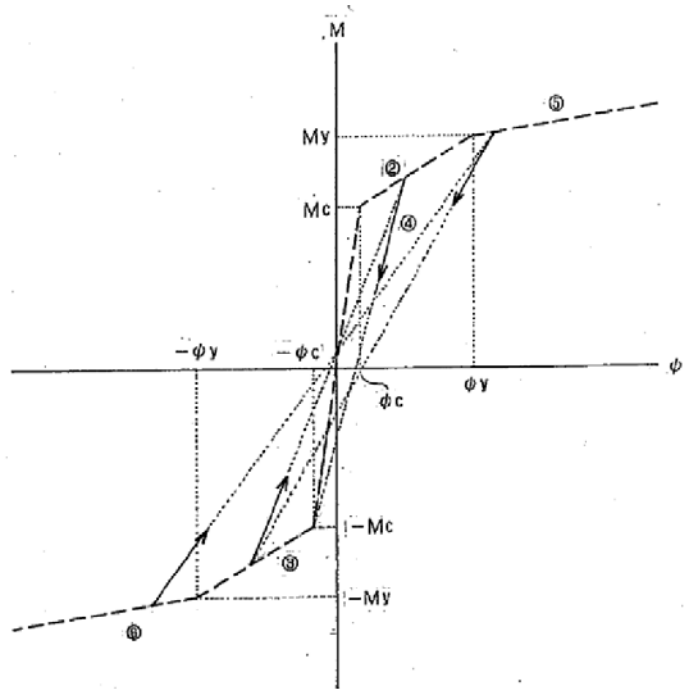


(b) 水平力-せん断変形関係

図 5.3.3-4 実験における曲げ及びせん断の履歴特性
(参考文献(2)より引用)

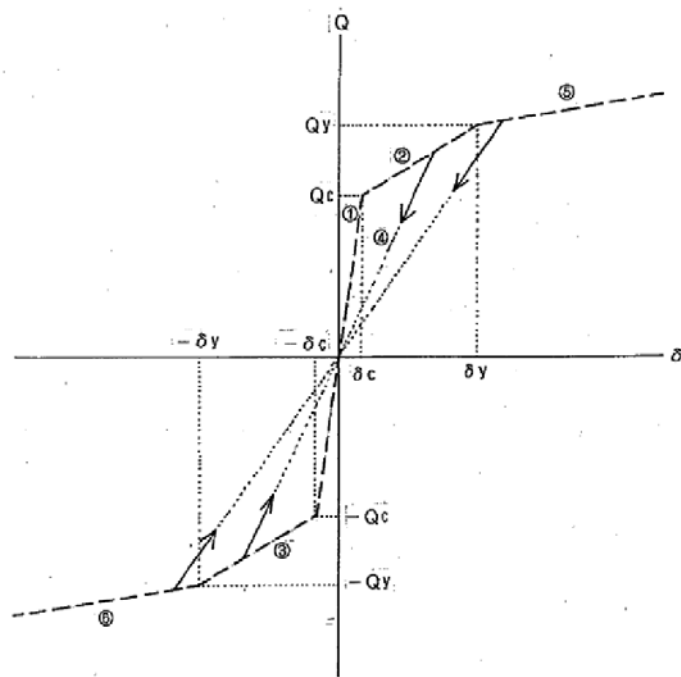


(a) ディグレイディングトリリニア



(b) 最大点指向

図 5.3.3-5 各種履歴特性のイメージ (1)



(a) 原点指向

図 5.3.3-6 各種履歴特性のイメージ (2)

c. 検討結果

履歴特性をパラメータにした地震応答解析結果のうち、RPV ペデスタル脚部の履歴ループの比較を図 5.3.3-7 に示す。いずれも、最大応答値はそれほど変わらないものの、曲げ履歴は多数回にわたって第一折れ点を超えており多くのエネルギーを吸収している一方で、せん断履歴は第一折れ点を超えるのは一度のみでありエネルギー吸収は小さい。

ひずみエネルギー吸収性状を詳細に分析するために、RPV ペデスタル脚部に蓄積される曲げ及びせん断によるひずみエネルギーの累積値（弾性ひずみエネルギーを含む）を比較したものを図 5.3.3-8 に示す。曲げによるひずみエネルギーは、せん断によるひずみエネルギーと比べるとかなり大きな値を示し、履歴特性の影響を受けていることが分かる。さらに、曲げによるひずみエネルギーは、試験結果に近いディグレイディングトリニアモデルを採用したケース B は、ケース A の 1.5 倍以上のエネルギーが履歴特性により消費されていることが示された。

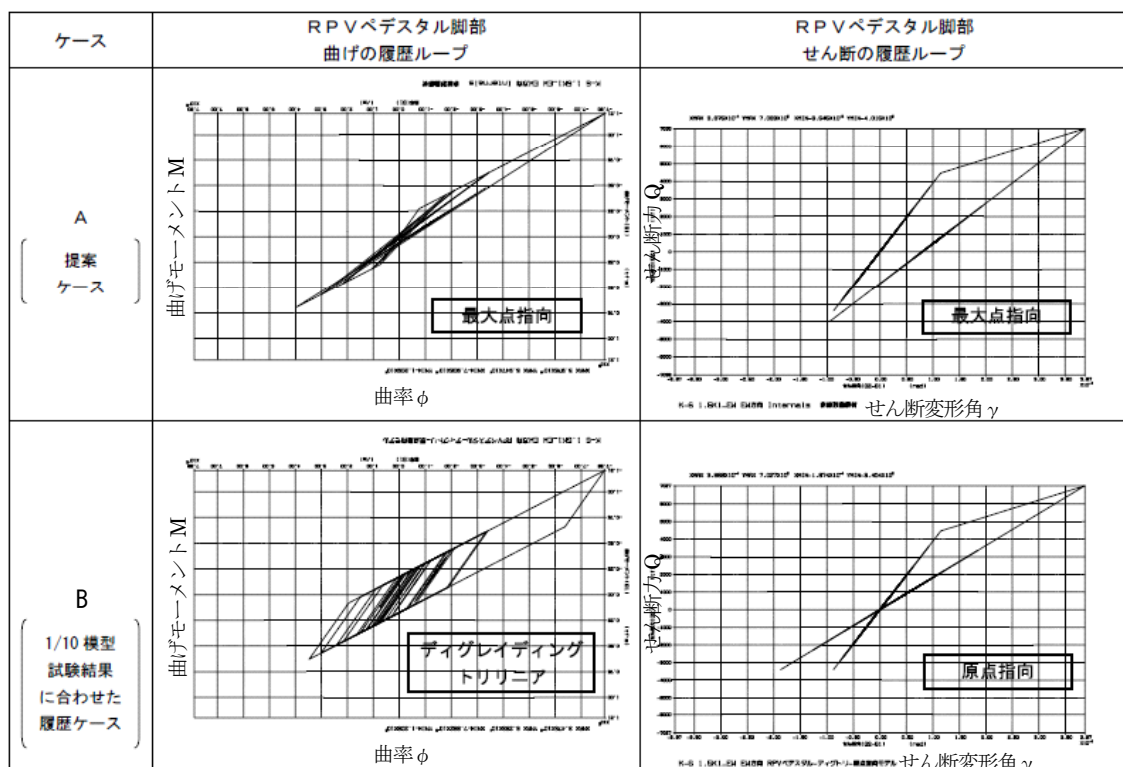
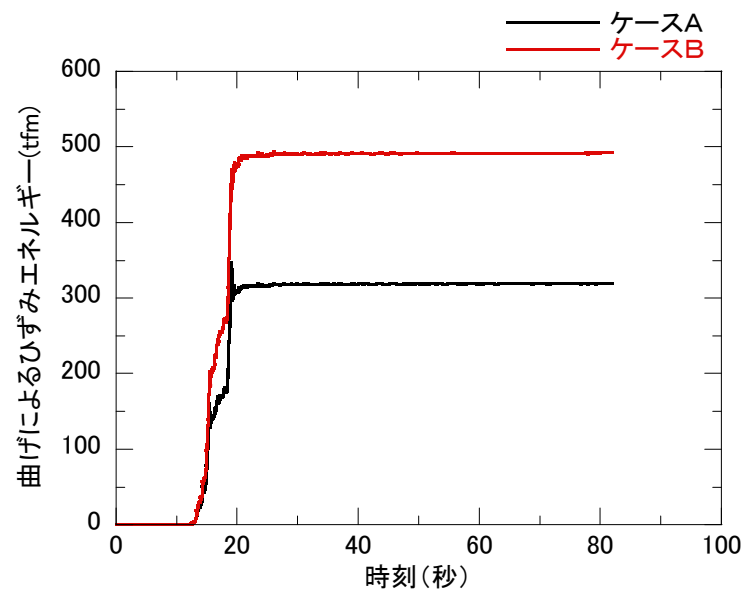
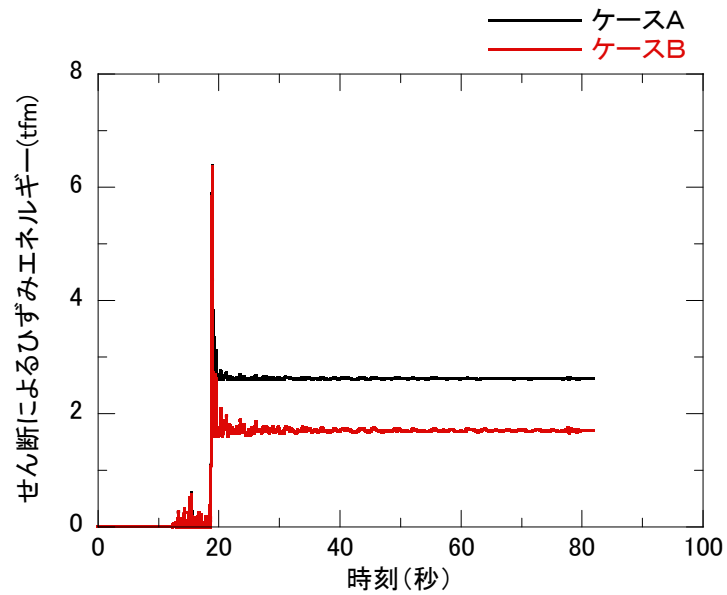


図 5.3.3-7 履歴特性ループの比較（RPV ペデスタル脚部）



(a) 曲げ



(b) せん断

図 5. 3. 3-8 曲げ及びせん断によるひずみエネルギーの比較 (RPV ペデスタル脚部)

d. 実機評価に用いる履歴特性

既往試験に比較的近い履歴特性と RC/ SC 耐震壁で定められている履歴特性による解析結果を比較したところ、RPV ペデスタル脚部に支配的な曲げによって消費されるひずみエネルギーは RC/ SC 耐震壁で定められている履歴特性の方が小さく、より厳しい地震応答結果を与える可能性があることが示された。従って、実機 RPV ペデスタルに用いる履歴特性は、消費エネルギーが小さく、かつ、RC 指針及び SC 指針との対応も考慮して、ケース A（曲げ及びせん断ともに最大点指向型）を工学的判断により採用することとした。つまり、5. 4 の耐震安全性評価では、ここで得られた地震応答結果のうち最大応答曲げモーメント及び最大応答せん断力を用いるので、残留変形は小さく評価されるものの、消費エネルギーが小さく、最大応答曲げモーメント及び最大応答せん断力が大きくなる可能性が高いケース A を採用した。

5. 4 耐震安全性評価結果

本節では、5. 3 節で策定した原子炉本体基礎の弾塑性モデル化手法を実機の評価に適用した事例をまとめた。

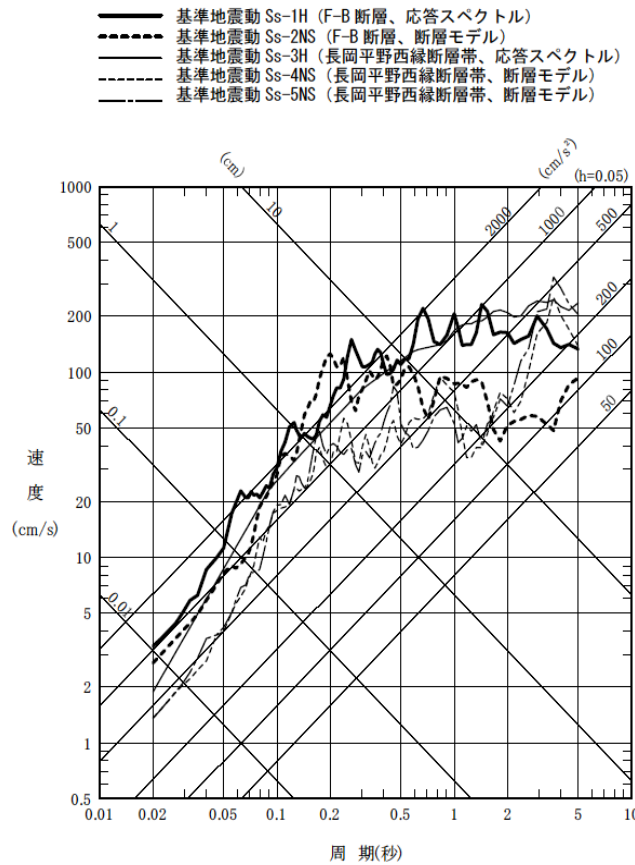
5. 4. 1 基準地震動 Ss の概要

耐震設計審査指針では、基準地震動 Ss の策定方針として、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定することを要求している。柏崎刈羽原子力発電所においては、新潟県中越沖地震の分析などから得られた知見を踏まえた上で、基準地震動 Ss を策定した。

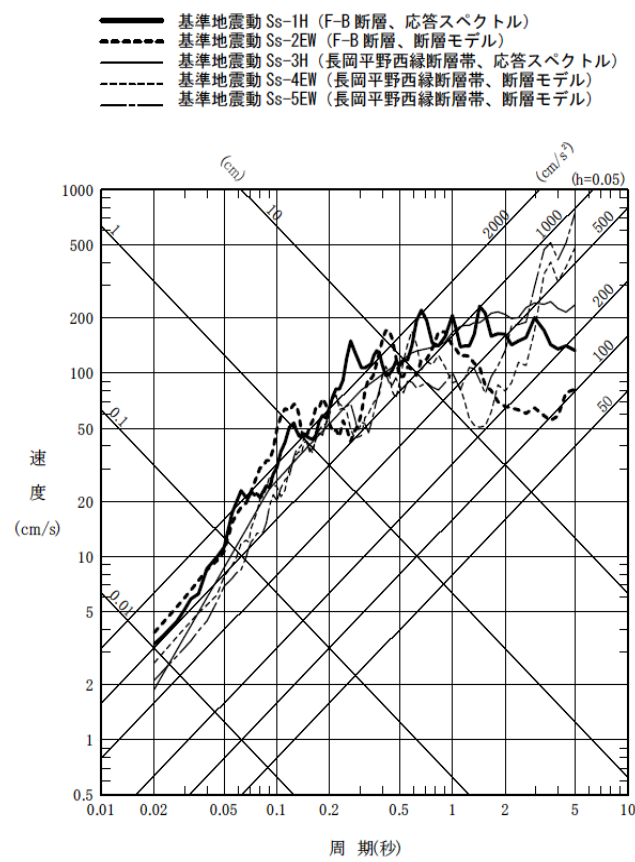
基準地震動 Ss の最大加速度一覧を表 5. 4. 1-1 に示す。柏崎刈羽原子力発電所 6 号機、7 号機の耐震安全性評価に使用した基準地震動 Ss（大湊側 5～7 号機用）の応答スペクトル図を図 5. 4. 1-1 に示す。

表 5. 4. 1-1 基準地震動 Ss の最大加速度 (単位 ; cm/s²)

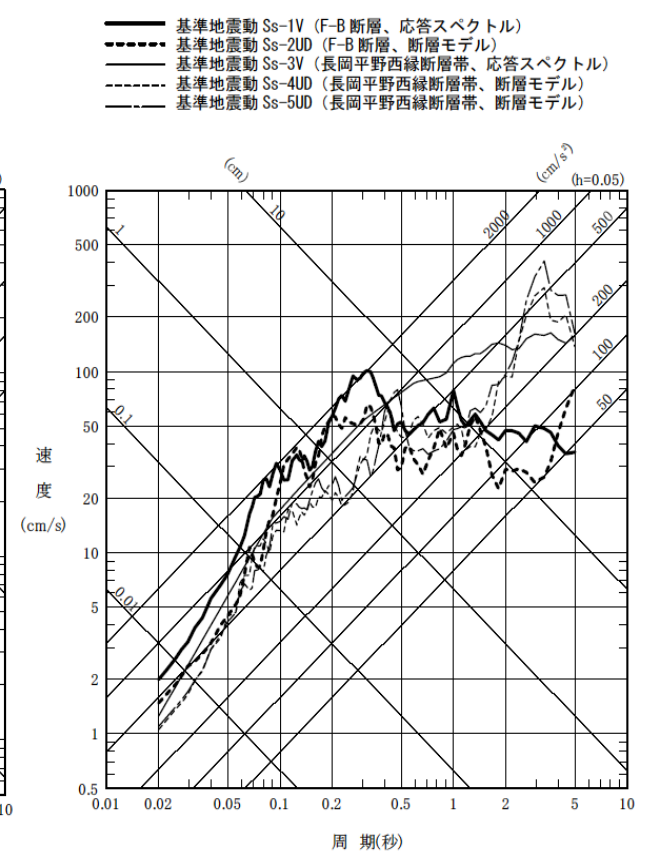
	基準地震動 Ss	NS 方向		EW 方向		UD 方向	
		1～4 号機	5～7 号機	1～4 号機	5～7 号機	1～4 号機	5～7 号機
F-B 断層	Ss-1	2,300	1,050	2,300	1,050	1,050	650
	Ss-2	847	848	1,703	1,209	510	466
長岡平野 西縁断層帯	Ss-3	600		600		400	
	Ss-4	589	428	574	826	314	332
	Ss-5	553	426	554	664	266	346



(a) 基準地震動 Ss (大湊側, NS 成分)



(b) 基準地震動 Ss (大湊側, EW 成分)



(c) 基準地震動 Ss (大湊側, UD 成分)

図 5.4.1-1 基準地震動 S s (大湊側) の応答スペクトル

5. 4. 2 評価基準

耐震安全性評価では、基準地震動 S_s に対する RPV ペDESTAL の構造健全性を確認することとした。

RPV ペDESTAL を構成する鋼材の評価基準は日本建築学会 鋼構造設計規準—許容応力度設計法—(2005 改定)の短期許容応力度とした。また、RPV ペDESTAL アンカボルトの引抜力に対するコンクリート部の評価基準は、日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC 4601-2008) に示される供用状態 D_s に対するシアコーン強度とした。

RPV ペDESTAL の評価基準値を表 5. 4. 2-1 に示す。

表 5. 4. 2-1 RPV ペDESTAL の評価基準値

材質	評価基準値	
SPV49 ($F=427 \text{ N/mm}^2$)	許容組合せ応力度	$F/1.5 \times 1.5$
	許容せん断応力度	$F/\sqrt{3} \times 1.5$
	許容曲げ応力度	$F/1.3 \times 1.5$
SNCM439 ($F=686 \text{ N/mm}^2$)	許容引張応力度	$F/1.5 \times 1.5$
コンクリート ($F_c=29.4 \text{ N/mm}^2$)	許容荷重	$0.31 \cdot K_1 \cdot A_c \sqrt{F_c}$ ここで、 K_1 : コーン状破壊する場合の引張耐力の低減係数 F_c : コンクリートの設計基準強度 (N/mm^2) A_c : コンクリートのコーン状破壊面の有効投影面積 (mm^2)

なお、RPV ペDESTAL アンカボルトの引抜力に対する定着部の挙動について 3 次元弾塑性解析を行った結果、アンカボルトの引抜による定着部の挙動は、設計で想定しているシアコーンに比べて延性的であることが確認された。また、アンカボルトの引抜に対する定着部の強度はシアコーン強度を上回り、余裕があることが確認された。

5. 4. 3 RPV ペDESTAL の地震応答解析結果

基準地震動 S_s に対して地震応答解析を行い、RPV ペDESTAL に作用する荷重を求めた。いずれの部位も許容応力度を満足しており、RPV ペDESTAL の基準地震動 S_s に対する耐震安全性が確認された。

5 章まとめ

既設原子力発電設備の耐震安全性評価における RPV ペデスタルのアンカ部の評価を適正化するために、格納容器内の機器の地震応答解析に用いる RPV ペデスタルの弾塑性モデル化手法を検討した。検討結果を以下に示す。

- ・ SC 指針本文及びその元になっている SC 指針参考資料 1 を活用して、RPV ペデスタルに関する既往の試験データの分析を踏まえて、RPV ペデスタルの構造様式を考慮した弾塑性モデルを構築した。検討した弾塑性モデルを用いて、柏崎刈羽原子力発電所 6 号機の基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価をおこない、基準地震動 S_s に対する耐震安全性が確認された。

参考文献

- (1) 社団法人日本電気協会 原子力規格委員会：電気技術指針原子力編 鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 建物・構築物編 JEAG4618-2005、平成 17 年 6 月
- (2) 東京電力株式会社、東北電力株式会社、中部電力株式会社、北陸電力株式会社、中国電力株式会社、日本原子力発電株式会社、株式会社 東芝、株式会社 日立製作所：共同研究報告書「コンクリート PCV の構造評価および基準確立のための実証試験」、昭和 62 年度上半期（最終報告書）、昭和 62 年 9 月
- (3) Fafitis and Shah : Lateral Reinforcement for High-Strength Concrete Columns, Publ., ACI, No. SP-87, 1985
- (4) 社団法人日本電気協会 電気技術基準調査委員会：電気技術指針原子力編 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版、平成 3 年 6 月

6. 材料強度評価の方針

6. 1 疲労寿命データ拡充の基本的な考え方

地震荷重を受けた機器の健全性評価には、「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601)や国内外の設計・建設規格などが適用される。これらの規格は設計、建設のための指針、規格として制定されたものであり、許容応力などは材料規格に規定された耐力や引張強さを基準に決められている。したがって設計指針や建設規格を適用して地震後機器の健全性評価を実施するためには、地震により強度など材料特性に変化(劣化)が生じていないこと、あるいは地震による疲労損傷が設計疲労曲線を用いた疲れ累積係数により評価可能であることが前提となる。

地震に対する健全性評価において、想定すべき損傷モードは延性破断、塑性崩壊、メカニカルラチェットによる過大な変形、疲労、座屈である。中越沖地震では、耐震設計グレードの高い安全上の重要機器に外観上の大きな損傷は認められていないため、延性破断、塑性崩壊、過大な変形、座屈は生じていない。またこれまでの解析の結果でも、過大な応力は発生していない。そのため中越沖地震に対する健全性評価としては、疲労に対する評価が重要である。

中越沖地震では、設計基準を超える地震加速度を受けており、変形や割れが検出されなかった機器でも局所的には塑性ひずみが発生している可能性があるため、健全性評価にあたり、疲労寿命におよぼす塑性ひずみの影響について検討しておく必要がある。また塑性ひずみが発生した部位では、引張強さなど材料強度が変化する可能性があるため、材料強度に及ぼす塑性ひずみの影響についても調査すべきである。検討においては、従来知見を調査するとともに実機で使用されている材料を対象に、実験による材料データの拡充も実施する。

(1) 材料強度に及ぼす影響

地震荷重の影響を検討するにあたり、材料特性の指標となる引張強さや材料強度について検討を行なう必要がある。

また地震荷重を受けた機器の詳細解析に必要な、材料の応力-ひずみ曲線について取得しておくことが望ましい。この際、繰返し負荷による応力-ひずみ特性の変化が生じることも想定すべきである。

(2) 繰返し予ひずみ材の疲労試験

飯田や小川らの研究をはじめいくつかの研究により、予め付与された塑性ひずみ(予ひずみ)を有する材料の高サイクル疲労寿命は上昇することが実験的に知られているが、予ひずみが大きい場合には低サイクル疲労寿命に影響する場合がある。また予ひずみの程度により変化する材料の破断延性や引張強度をパラメータとする高精度な疲労寿命予測モデルも提案されている。しかしながら、原子力機器の構造健全性評価へ

の適用を想定した場合、鋼種や予ひずみ付与方法の観点から、既存の知見だけでは十分とはいえない。

(3) 一方向累積ひずみ疲労試験

電力共同研究で実施された配管の要素試験などにより、地震による配管の破損形態は塑性崩壊ではなくラチェット変形を伴う低サイクル疲労であることが報告されている。中越沖地震ではA/A_sクラスの機器ではほとんど変形が生じておらず、ラチェット変形を生じた可能性は低いと考えられるが、想定しうる損傷メカニズムを網羅し、それら一つ一つに対して健全性を示すためにはラチェット疲労に対する評価も必要である。また、機器の継続使用に関する判断基準策定に備えてラチェット疲労に関する知見を拡充しておくことは有効である。そこで、一方向に平均ひずみが漸増する一方向累積ひずみ疲労試験を実施して、進行性変形が生じる場合の疲労寿命データを充実させることを検討する。

以上の背景から、疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響、累積ひずみの影響を検討するために、下記の観点から材料データを拡充する必要がある。

- ① 低サイクル疲労領域における現行の疲労線図（設計疲労曲線）を使った疲れ累積係数評価方法（累積被害側）の妥当性の確認
- ② 機器の継続使用にあたって疲労寿命に及ぼす影響が工学的に無視できる繰返し予ひずみの限界の確認
- ③ 累積ひずみが疲労寿命に及ぼす影響と工学的に無視できる累積ひずみの限界の確認

6. 2 従来知見のまとめ

(1) 疲労寿命に及ぼす予ひずみの影響

予ひずみが疲労寿命に及ぼす影響に関する文献の調査結果を以下に示す。また、得られた知見を高サイクル疲労および低サイクル疲労領域ごとにまとめ、表 6-1 に示す。

- ・ 高サイクル疲労領域においては、引張側および圧縮側ともに、予ひずみ量が増加することにより、疲労寿命は増加する。
- ・ 低サイクル疲労領域においては、予ひずみ(繰返し予ひずみ)量が増加することにより、疲労寿命が低下する傾向が見られる。
- ・ しかしながら予ひずみ量が数%程度の場合、高サイクル疲労領域および低サイクル疲労領域ともに、予ひずみが疲労寿命に及ぼす影響は無視できる程度である。

表 6-1 高サイクルおよび低サイクル疲労寿命に及ぼす予ひずみの影響に関する従来知見

鋼種	高サイクル疲労寿命 (疲労限度)	低サイクル疲労寿命
低合金鋼	・ $\varepsilon_{pre} \leq 3\%$ で影響小 ^(1,2) (高温水中試験)	
炭素鋼	・ $\varepsilon_{pre} \leq 3\%$ で影響小 ^(1,2) (高温水中試験)	・ 表面仕上げなしの場合: $\varepsilon_{pre} / \varepsilon_f \leq 0.2$ で影響小、 予ひずみの増大に伴い疲労強度減少 ⁽⁸⁾ ・ $\varepsilon_{pre} \leq 3\%$ で影響小 ⁽⁹⁾
オーステナイト系 ステンレス鋼	・ $\varepsilon_{pre} \leq 3\%$ で影響小 ^(1,2) (高温水中試験) ・ $\varepsilon_{pre} \leq 20\%$ で ε_{pre} に伴い疲労 限上昇 ⁽³⁾ ・ $\varepsilon_{pre} \leq 20\%$ で ε_{pre} に伴い NaCl 水溶液中の疲労限上昇 ⁽⁴⁾ ・ $\varepsilon_{pre} \leq 20\%$ で ε_{pre} に伴い疲労 限上昇 ^(5,6,7)	

() 参考文献の番号、 ε_{pre} : 予ひずみ量

(2) 疲労寿命に及ぼす一方向累積ひずみの影響

疲労寿命に及ぼす累積ひずみの影響としてラチェット疲労に関する文献を調査した結果を以下に示す。

- ・ 炭素鋼 (STS410, SGV410, STPA410) の短軸ラチェット疲労試験の結果, 累積ひずみが約 30% で若干の疲労寿命の低下がみられ, 累積ひずみが 40~50% で疲労寿命は約 1/2 まで低下した⁽¹⁰⁾。
- ・ ステンレス鋼 (SUS304) では, 累積ひずみが 20% を超えると疲労寿命が 1/2 以下にまで低下した⁽¹¹⁾。
- ・ 予ひずみを含めて寿命の初期に累積ひずみを付与した場合には疲労寿命への影響は小さいが, 試験期間を通じて徐々に累積ひずみを付与した場合には疲労寿命が大きく低下する⁽¹²⁾。

6.3 これまでの成果

H19 年度は静的強度および疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響, 疲労寿命に及ぼす一方向累積ひずみの影響を検討した結果、以下のことが分った。

- (1) オーステナイト系ステンレス鋼(SUS316NG)は、繰返し予ひずみの疲労累積係数の増大とともに、引張強度が上昇、真破断延性が低下することが分った。しかし、引張強度は約 1.3 倍、真破断延性は約 0.85 倍の変化であり、構造強度上での有意な変

化は認められなかった。

- (2) 低合金鋼(SFVQ1A)は、引張強度、真破断延性に及ぼす繰返し予ひずみの影響は、ほとんど認められなかった。
- (3) オーステナイト系ステンレス鋼、低合金鋼において、真破断延性に対する予ひずみが $\varepsilon_{pre}/\varepsilon_f \leq 0.1$ (0.2) で材料強度に及ぼす影響は、工学的に無視し得る程度に小さいことが確認された。
- (4) オーステナイト系ステンレス鋼(SUS316NG)、低合金鋼(SFVQ1A)共に疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響は小さく、設計疲労曲線に対し十分な寿命裕度が確保されていることが確認された。
- (5) 一方向に平均ひずみを漸増させた疲労試験の結果、SUS316L材は室温において一方向累積ひずみが10%程度までは疲労寿命の低下がほとんどないことが明らかになった。また、一方向累積ひずみが20%程度であっても、累積疲労損傷係数は繰返し予ひずみ疲労試験により得られている変動の範囲内にあることがわかった。

H20年度は引き続き主に配管材 (SUS304TP, STS480, STPT410, SFVC2B, SS400) を対象としてデータの拡充を図り、機械的性質および疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響を検討した。その結果、以下の知見を得た。

- (1) いずれの鋼種においても、機械的性質及び疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみ ($UF_{pre} < 0.2$ 程度) の影響は小さく、特に、設計疲労曲線に対し、十分な寿命裕度が確保されていることが分かった。

機械的性質及び疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響をまとめて添付資料6-1に示す。

参考文献

- (1) (財) 発電設備技術検査協会, プラント長寿命化技術開発 低合金鋼・ステンレス鋼等腐食環境材料試験 (低合金鋼・ステンレス鋼) (BWR) (昭和 62 年度～平成 4 年度のまとめ), 平成 5 年 3 月.
- (2) (財) 発電設備技術検査協会, 平成 6 年度 プラント長寿命化技術開発に関する技術報告書, 平成 7 年 3 月.
- (3) 高橋, 小川, “超音波疲労試験によるオーステナイト系ステンレス鋼の超高サイクル疲労強度評価,” 日本機械学会論文集 (A 編), Vol. 72, No. 723, (2006), pp. 1731-1736.
- (4) 中島, 秋田, 植松, 戸梶, “オーステナイト系ステンレス鋼 SUS316 の疲労挙動に及ぼす予ひずみの影響,” 日本機械学会論文集 (A 編), Vol. 73, No. 731, (2007), pp. 796-802.
- (5) (社) 日本溶接協会 原子力研究委員会 GCF2 小委員会, 受託研究報告書 電力設備材料の疲労強度特性評価研究, 平成 17 年度 (最終報告書), 平成 18 年 3 月.
- (6) 小川他, “オーステナイト系ステンレス鋼の高サイクル疲労強度に及ぼす予ひずみの影響”, 日本高圧力技術協会 平成 19 年度秋季講演会 (2007.11).
- (7) Ogawa, et. al. “Investigation of effect of Pre-Strain on Very High-Cycle Fatigue Strength of Austenitic Stainless Steels”, Proceedings of the 16th Int. Conf. on Nuclear Engineering ICONE16-48811 (2008 May).
- (8) 飯田, 鈴木, 永井, “引張および圧縮予歪が極低サイクル疲労寿命に及ぼす影響” 日本造船学会論文集, Vol. 156, (1985), pp. 485-492.
- (9) (財) 原子力発電技術機構, 平成 11 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する報告書 その 3 配管系終局強度 耐震実証試験, 平成 12 年 3 月.
- (10) (財) 原子力発電技術機構 平成 11 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する報告書 その 3 配管系終局強度耐震実証試験, 平成 12 年 3 月.
- (11) Namaizawa, J., Ueno, K., Ishikawa, A., Asada, Y., Life Prediction Technique for Ratcheting Fatigue, ASME PVP-Vol.266, (1993), 3.
- (12) 後藤, 中村, 柴本, 笠原, 井上, 祐川, ラチェット変形下における 316FR 鋼の疲労強度に関する試験研究, 日本機械学会 2004 年度年次大会講演論文集(1), No.04-1, (2004).

疲労試験データの拡充（機械的性質及び疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響）

1. はじめに

地震荷重による塑性変形を想定した繰返し予ひずみの機械的性質及び疲労寿命に及ぼす影響を実験的に検討する。昨年度実施した材料に加えて、配管材の試験データの拡充を図るとともに、弾塑性解析に資する繰返し応力-ひずみ曲線を採取する。

2. 供試材

供試材を表 1 に示す。昨年度実施した 3 鋼種に加え、5 鋼種（SUS304TP、SFVC2B、STS480、STPT410、SS400）を試験対象とする。

3. 試験方法

試験片形状を図 1 に示す。試験部直径 8mm の砂時計型試験片を用いた。試験機の概要、繰返し予ひずみ付与条件の模式図を図 2 に、試験状況を図 3 に示す。試験は試験片の直径変位制御で行った。

4. 試験結果

4.1 機械的性質に及ぼす繰返し予ひずみの影響

機械的性質に及ぼす繰返し予ひずみの影響を図 4 に示す。オーステナイト系ステンレス鋼と一部のフェライト鋼は、繰返し予ひずみの疲労累積係数の増加に伴って、引張強さは上昇し、真破断延性は低下する傾向は認められるが、構造強度評価に及ぼす影響は小さな範囲である。一方、多くのフェライト鋼の引張強さ、真破断延性は、ほぼ一定であり、繰返し予ひずみ ($UF_{pre} < 0.2$ 程度) の影響は小さい。

4.2 疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響

疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響を図 5 に示す。オーステナイト系ステンレス鋼、フェライト鋼ともに、疲労寿命（等価破断繰返し数）に及ぼす繰返し予ひずみ ($UF_{pre} < 0.2$ 程度) の影響は小さいことが分かる。また、設計疲労曲線に対し、十分な寿命裕度が確保されていることが分かる。さらに、試験結果にばらつきはあるものの、累積疲労損傷評価(UF)の妥当性が確認された。

5. まとめ

地震荷重による塑性変形を想定した繰返し予ひずみの機械的性質及び疲労寿命に及ぼす影響を実験的に検討した。その結果、機械的性質及び疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみ ($UF_{pre} < 0.2$ 程度) の影響は小さく、特に、設計疲労曲線に対し、十分な寿命裕度が確保されていることが分かった。

表 1 供試材一覧

材料	No	鋼種	種別	備考
オーステナイト系 ステンレス鋼	1	SUS316NG	配管用ステンレス鋼管 (原子力仕様)	平成20年4月 中間報告書
	2	SUS316L	熱間圧延ステンレス鋼板	
	3	SUS304TP	配管用ステンレス鋼管	本試験結果
フェライト鋼	4	SFVQ1A	压力容器用調質型 合金鋼鍛鋼品	平成20年4月 中間報告書
	5	SFVC2B	压力容器用炭素鋼鍛鋼品	本試験結果
	6	STS480	高压配管用炭素鋼鋼管	本試験結果
	7	STPT410	高温配管用炭素鋼管	本試験結果
	8	SS400	一般構造用圧延鋼材	本試験結果

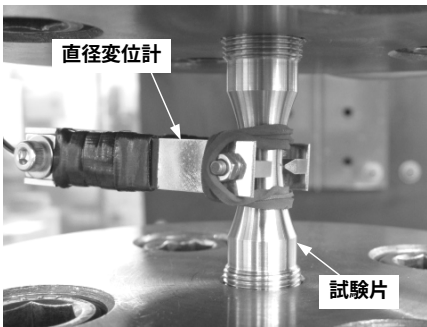
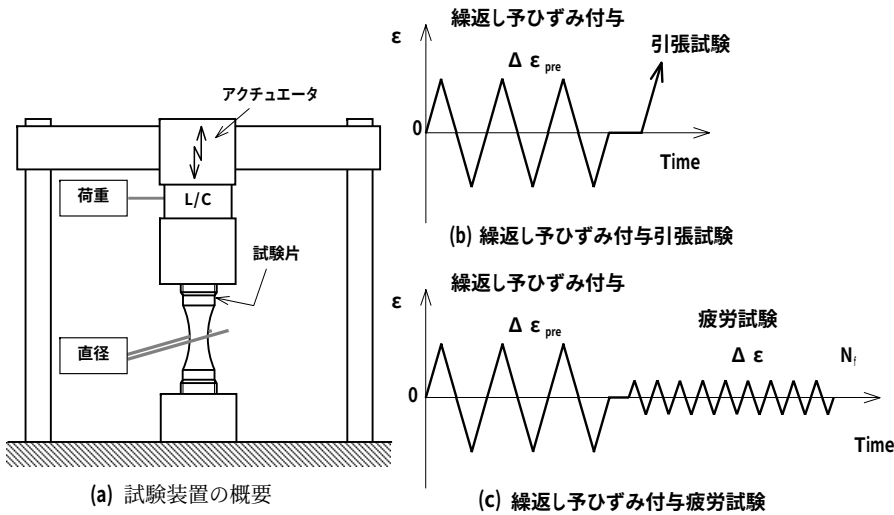
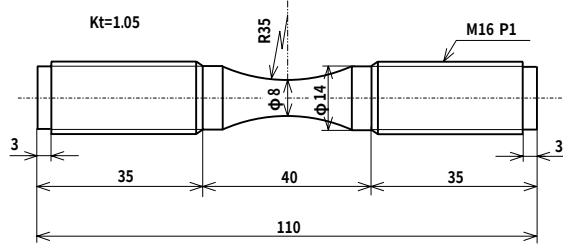
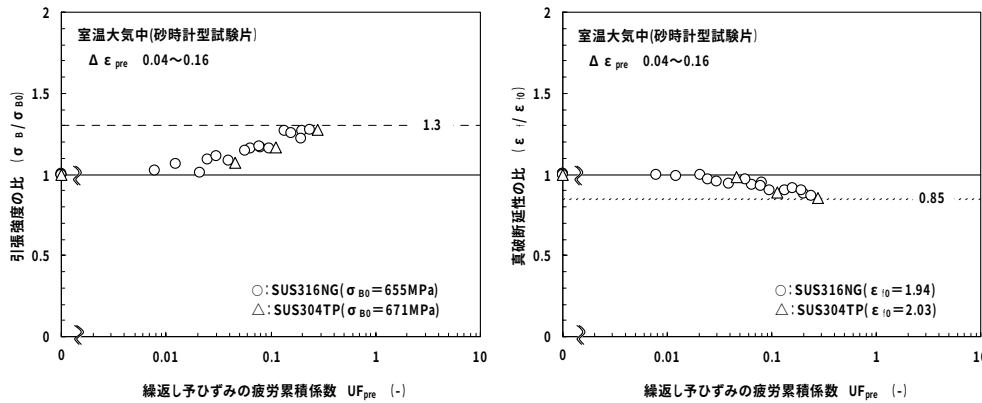


図 3 試験状況

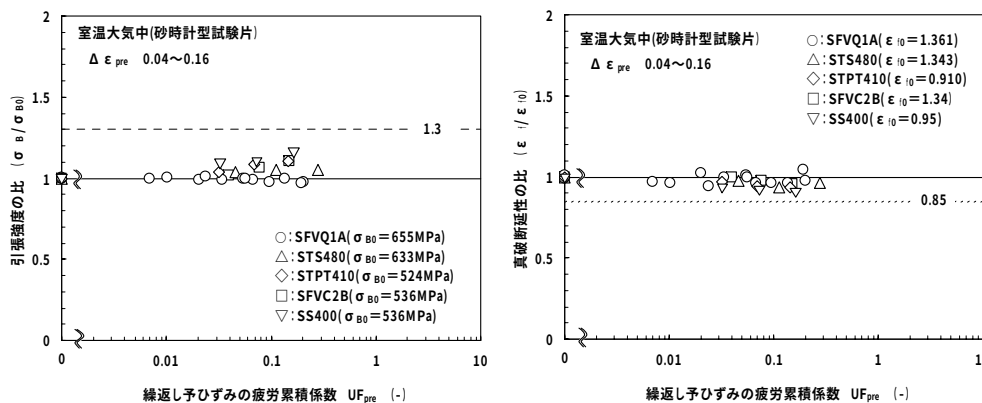
表 2 配管材の予ひずみ試験の基本条件

No	予ひずみ付与		引張 試験	疲労 試験 Δε (%)	備考
	Δε _{pre} (%)	回数			
1	—	—	○	—	基準データ
2	16	2.5	○	—	機械的性質に 及ぼす影響
3	8	5	○	—	
4	4	10	○	—	S-N 曲線 基準データ
5	—	—	—	16	
6	—	—	—	8	
7	—	—	—	4	
8	—	—	—	2	
9	—	—	—	1	疲労寿命に 及ぼす影響
10	16	2.5	—	2	
11	8	5	—	2	
12	4	10	—	1	

(注)弾塑性解析用繰返し応力-ひずみ曲線の採取試験は別途実施

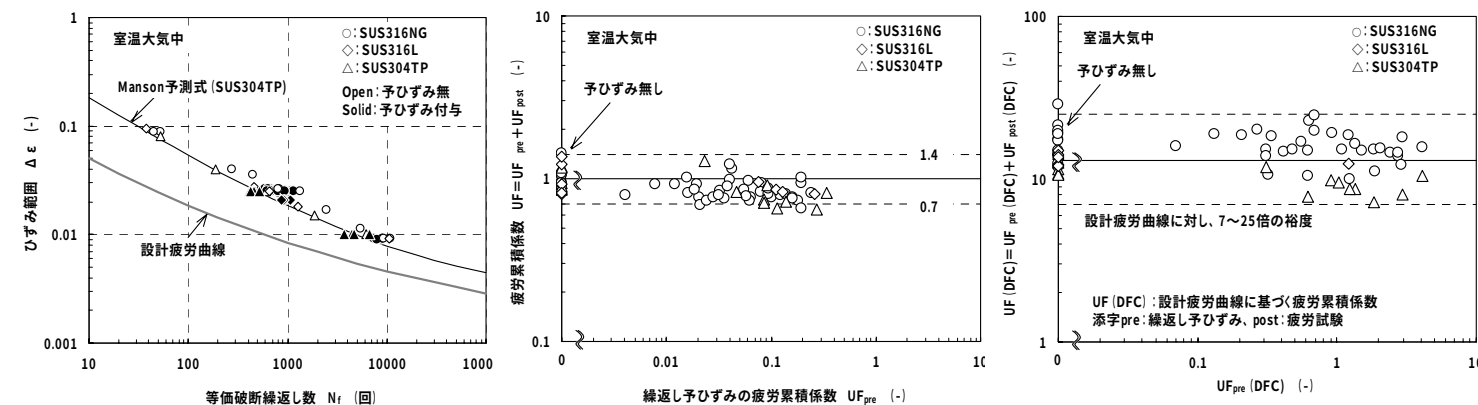


(a) オーステナイト鋼

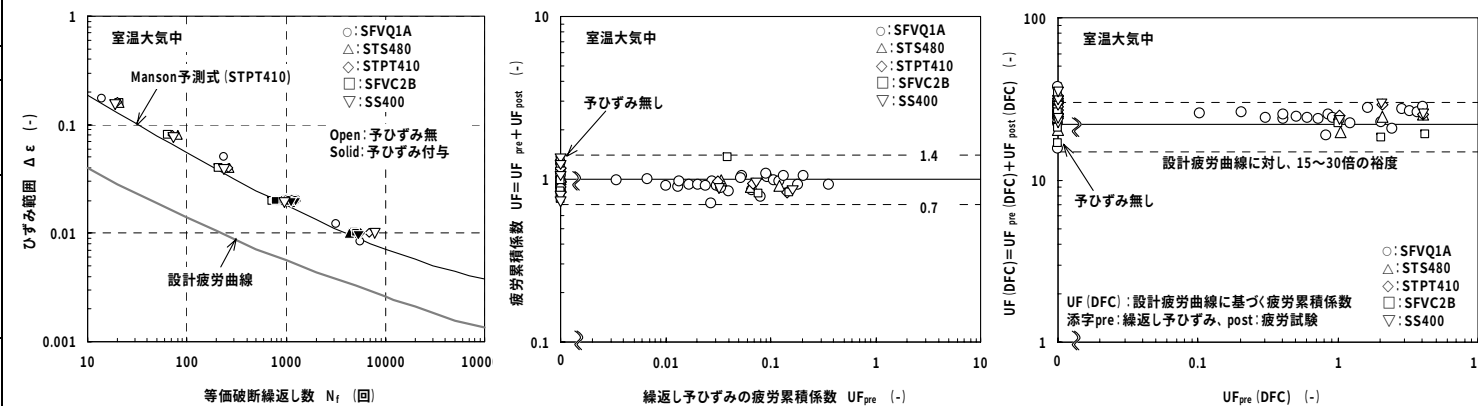


(b) フェライト鋼

図 4 機械的性質に及ぼす繰返し予ひずみの影響



(a) オーステナイト鋼



(b) フェライト鋼

図 5 疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響

7. 「安全裕度」の予備的検討

7. 1 解析評価の保守性

新潟県中越沖地震により、柏崎刈羽原子力発電所は設計用地震動を超える地震動を受けたにも関わらず、重要設備に有意な損傷は認められなかった。この結果は、原子力発電設備の耐震設計の有する裕度が大きいことを示すものである。東京電力が実施した解析の有する保守性の評価結果から耐震設計の有する保守性について、一例を図 7.1-1 に示す。

図 7.1-1 は、残留熱除去系配管のティー部における発生応力を、設計で用いられている手法を基準に表 7.1-1 に示す保守性をそぎ落とした解析ケースと比較し、その影響について評価したものである。

ケース A と比較して、ケース C（床応答スペクトルの拡張の削除、二乗和平方根の採用）では発生応力は約 30%低下する。また時刻歴解析、配管の減衰定数を考慮するとケース C から発生応力がさらに 30%以上低下し、材料証明書、応力係数の保守性まで加味したケース Z の結果と比較すると、現在の健全性評価に使用されている発生応力は 3.1 倍の余裕を有している。同様の比較は、残留熱除去系配管のレデューサー部などについても実施され、約 3 倍の余裕を有することが示されている。



図 7.1-1 7号機 残留熱除去配管の地震応答解析の保守性※

※ 東京電力資料より引用

新潟県 設備健全性、耐震安全性に関する小委員会 資料 No.設備小委 13-2

表 7.1-1 残留熱除去系配管ティー部の発生応力を比較した解析方法

ケース A	一般的に耐震設計で採用されている方法で、床応答スペクトルの 10% 拡幅を含むスペクトルモーダル法による解析結果。
ケース B	ケース A と同じ方法であるが、床応答スペクトルの 10% 拡幅をなくした解析結果。
ケース C	ケース B の解析結果に対して、水平方向、上下方向の応力の加算において、絶対値和の代わりに二乗和平方根を採用した解析結果。東京電力の新潟県中越沖地震後の機器の健全性評価はこの解析方法で実施された。
ケース D	ケース C でスペクトルモーダルの代わりに時刻暦解析で評価した結果。JEAG でもケース D までは適用が認められている。
ケース X	ケース D に対して、配管減衰定数として過去の試験における平均値を適用した試算結果。
ケース Y	ケース X に対して、材料証明書に記載された材料の強度から想定される許容値で評価した結果。
ケース Z	主蒸気管台の有限要素解析の結果をもとに応力係数の保守性をケース Y の結果に乗じて余裕度を算出した結果。

7. 2 安全裕度の「見える化」

このような地震応答解析の有する耐震裕度について、一般の方々にもわかりやすい説明を行う必要がある。そこで耐震裕度の説明性向上のために、「安全」、「説明性」などをキーワードに「安全裕度の見える化」について検討した。（添付資料 7-1）

耐震設計の安全裕度を議論において、以下の点について留意する必要がある。

- ・ 「プラント全体の安全性」と「個別の設備、機器の健全性」は区別して考えること
- ・ 「安全目標に対する安全裕度」と「設備の機能維持に対する耐震裕度」などターゲットとする「安全」についても明確にすること
- ・ 「決定論的安全性評価」と「確率論的安全性評価」があるが説明するデータの内容を踏まえてわかりやすい説明をすること

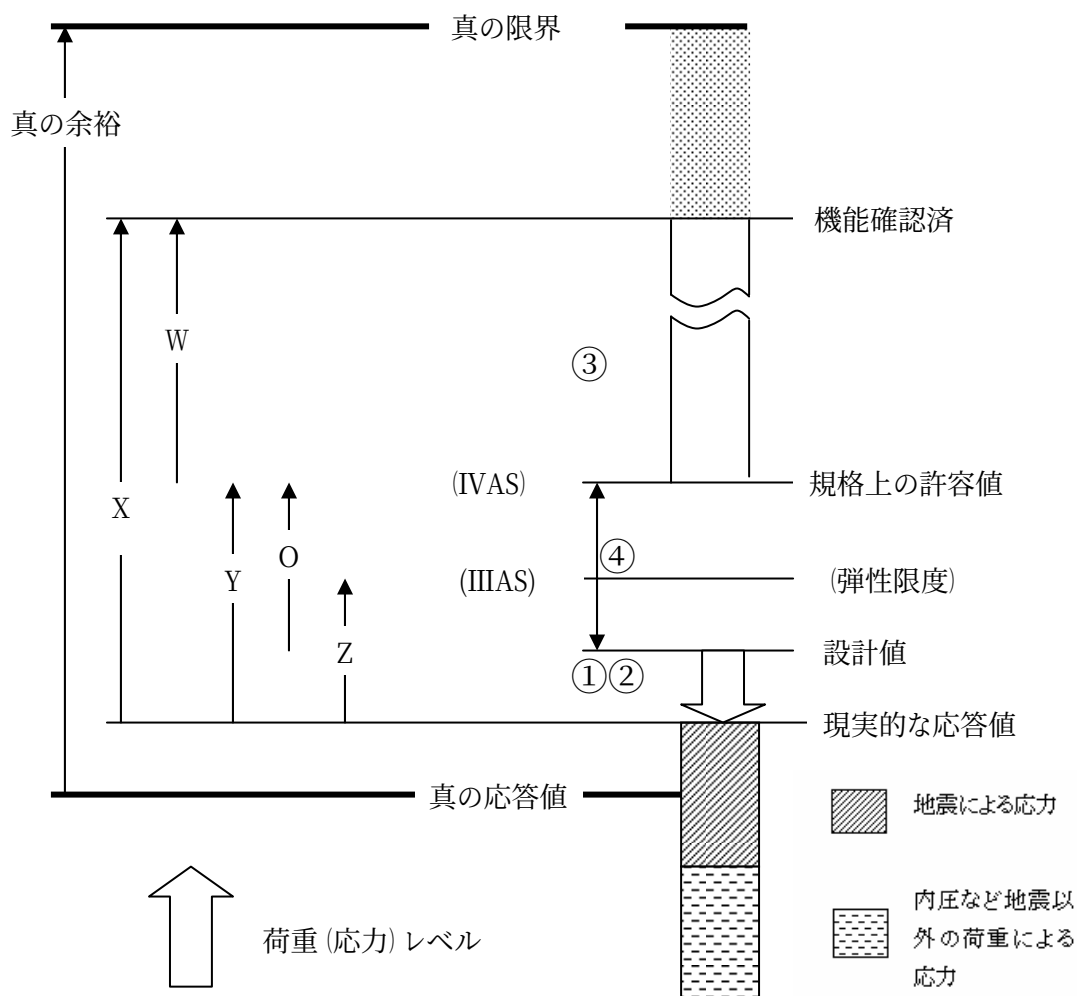
また耐震設計クラスの低い機器では地震により損傷が生じる可能性があるが、機能維持の観点から安全性には影響しないことなども含め、説明方法を検討する必要がある。

地震時の安全性にとって最も重要性の高い、原子炉の地震応答を 3 次元 FEM 解析により視覚化する研究も実施されている。この研究では、炉内構造物の地震応答をダイナミックに可視化するとともに、原子炉内を地震時に仮想的にウォークスルーして各部を点検するモードなどが含まれ、地震による炉内構造物の振動状況、発生応力の大小を視覚的にとらえることができる。このようなシミュレーションは安全裕度の説明性が向上するため、安全裕度の見える化方策として有効である。

「余裕」の「見える化」の視点と課題

1. 耐震設計の「余裕」を明らかとする視点

「余裕」を原子力発電設備の地震時に必要とされる機能という観点から捉えると、そのイメージは大略下图の如くと考えられる。



(1) 検討の対象とする余裕

本来の余裕は「真の応答値」から「真の限界」までとなるが、実際的には、「現実的な応答値」から「機能確認済」までの余裕 X が検討の対象となろう。また、余裕を評価する目的によって、下記の如く余裕の概念が異なることに留意し、どのような余裕を検討しているかを明らかとして表現する必要がある。

O : 設計上の余裕 (最も狭義で、主として設計者の判断で設けられる)

Z : 設備に大きな塑性変形を生じさせないための余裕 (発生した地震に対する健全性評価の余裕)

Y : 設計体系の中で、設備が有する余裕

W : 設計体系が有している余裕

$$X = W + Y$$

当面検討する余裕は、遭遇した地震に対して設備に大きな塑性変形が残っていない理由を説明するための余裕 Z と、想定される地震に対して、設備が機能を維持できる耐震裕度 X となろう。

(2) 余裕の尺度と前提条件

余裕を表す尺度として「耐震裕度」を評価する場合には、その損傷モードによって2種類の定義が考えられていることに注意し、その定義を明示する必要がある。これは、耐震実証試験結果などを用いて、耐震設計手法(設計体系)の余裕Wを論じる場合に、特に留意する必要がある(参考文献1)。

- 初通過破壊に対する耐震裕度: (崩壊に対する) 地震荷重レベルに関する裕度

崩壊が生ずるとしたときの最小の想定地震荷重レベル

設計上許容される最大の地震荷重レベル

- 累積疲労破壊に対する耐震裕度: 地震荷重の継続時間(繰返し回数)に関する裕度

設計上許容される最大荷重レベルの地震波で疲労破壊するまでの継続時間

設計上許容される最大荷重レベルの地震波の継続時間

累積疲労破壊は地震動の大きさのみならず、周波数特性によっても裕度が異なることになるが、比較を容易とするため、配管については、原子力安全基盤機構(JNES)の終局強度耐震実証試験の報告書で下記の如く定義している。

1回の地震波で配管が疲労破壊するとしたときの想定入力地震レベル

耐震設計手法の裕度 = $\frac{\text{設計上許容される } S_s \text{ 地震の入力地震レベル}}{\text{設計上許容される } S_s \text{ 地震の入力地震レベル}}$

また、建築構造物では、「設計地震動と建物を破壊に至らせる地震動(破壊地震動)の大きさの比」で表わす場合があるが、余裕の定量化に際しては、地震動の大きさを尺度とするときの問題点、地震入力特性(周波数特性、パルスなど)の影響などについて、条件を明確にしておく必要がある。

(3) 「余裕」を明らかとする視点からの課題

(3.1) 対象設備の地震時損傷モードと余裕の分析・整理 (課題-1)

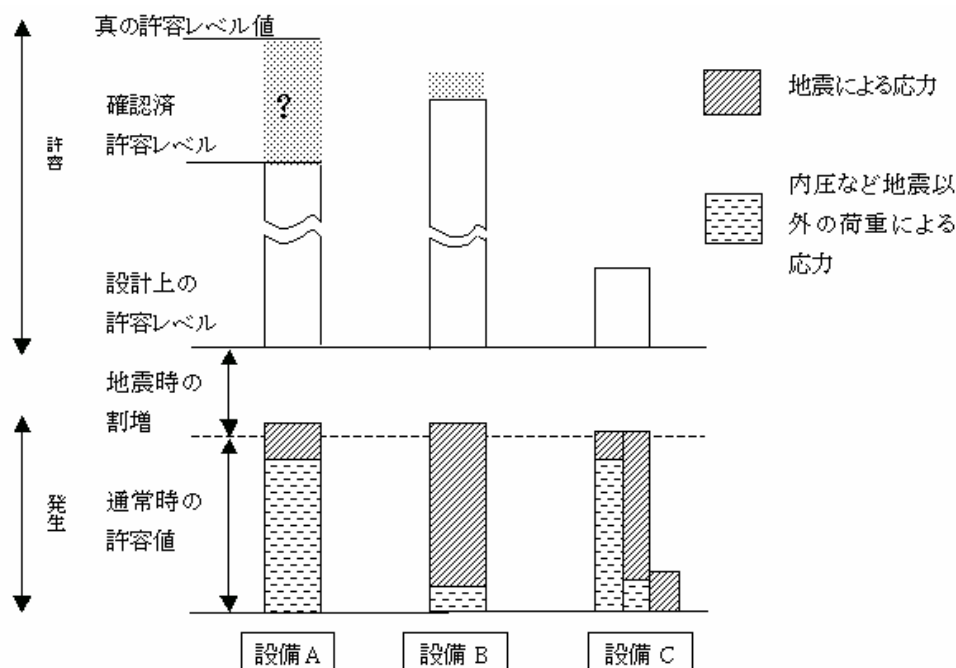
プラント全体についての余裕が論じられる場合には、プラント全体の余裕是最弱設備で決まるので、最弱設備の余裕を明らかにする(場合によっては補強して裕度を高める)必要がある。

設備ごとに見れば、設計荷重に占める地震荷重の割合と、設備固有の損傷モードなどによって耐震裕度、余裕の内容が異なっている。設備に対する余裕の概念を右図に示す。

図に示すように、実際の構造物は、地震時に許容される応力レベルで構造を決めている(設計されている)のではなく、発生する値(応答)とそれに対する許容レベルの間に

設計者の判断などによる差(狭義の余裕)が生じている。

設計上の許容レベルから機能を失うまでの余裕も設備によって異なる。配管系については、これまでの耐震試験などから設計上の許容レベルを越えても破壊までには大きな余裕があることが知られている。低压配管のよ



うに地震荷重の締める割合が大きいものでも、内圧によるラチェットを伴わなければ破損までには極めて大きな余裕があることになる。

(3. 2) 設備個別の余裕の定量的評価 (課題—2)

対象設備によって余裕の寄与は異なるが、共通的な余裕の項目としては下表の項目などが考えられる。これらの中から影響の大きいものを抽出し、現在の技術で可能な範囲での定量化を図ると理解が容易となろう。

分類	①応答値 (動的応答解析のみ)	②評価法 (荷重→応力) (動的、静的設計共通)	③許容値 (W)
定量化対象項目	1. 振動／波動 (入力損失) 2. 地盤減衰 (地下逸散減衰) 3. 建屋躯体減衰定数 4. 建屋モデル化 (重量、剛性) 5. 弾塑性応答 (建物) 6. 設備減衰定数 7. 設備モデル化 (重量、剛性、物性値) 8. 弾塑性応答 (支持構造) 9. 高振動数成分入力 (微小変位吸収効果)	1. 荷重算出用モデル化 (重量、重量分布、摩擦力、支持剛性など) 2. 簡易評価式 (応力係数、断面係数) 3. 基本板厚 (レイティング、腐れ代) 4. 地震荷重の繰返し数 (特にパルス波)	1. 材料の機械特性 2. 荷重の交番性 (塑性率による評価など) 【損傷の許容】 3. 冗長性 (多重性、配置など) 4. システムとしての余裕
	④ 設計値から規格上の許容値までの余裕 (経験、工学的判断による) については、個々には算出可能であるが、それらの分布を見ることが重要と思われる		
評価要項目	1. 床応答スペクトル拡幅 2. 方向、モードの重ね合せ	1. 有効断面 2. 機器荷重割増率 (静的設計)	
長期課題	1. (地震動に含まれる余裕) 2. 支持点のガタの効果		1. 荷重の交番性 (損傷エネルギー評価など) 2. システムの冗長性

余裕 X については、設備が弾性限度を越える以前に、支持構造物 (建物など) が塑性域に入る可能性が大きい。建物が塑性域に入ると、固有周期が長く、また、加速度応答が低減されるので、極めて効果が大いと思われる (特に高振動数領域)。このように、各々の項目は独立ではない場合があり、総合的に評価する必要がある。また、入力となる地震動の特性は、①のみならず損傷モード (初通過破壊、累積疲労破壊) に影響することから、極めて影響が大きい。

これらの余裕の定量的評価では不確かさ、バラツキをどのように定量化するかという大きな課題がある。

2. 耐震設計の「余裕」を説明する視点

原子力発電所の耐震設計は、地震動から許容値まで多岐にわたること、対象物が多く複雑であること、更には使用する用語が特殊であることなどから、部外者の理解を妨げており、全体の体系としての説明、更には説明を聞く側の知識を高めることが重要となっている。

(1) 総合的な余裕評価 (余裕の表現) (課題—3)

個々の余裕が重層構造となっていることから、個々の設備の耐震裕度よりはプラント全体としての余裕が、また、地震荷重よりは地動加速度の方が、理解されやすいと思われる。

プラント全体としての耐震裕度は最弱設備の耐震裕度で決定される。同様に、個々の設備の耐震裕度も設備の最弱部位の耐震裕度で決定される。中越沖地震の被災例からも、クリティカルとなる部位とその損傷モードを探することが重要であり、米国では専門家の経験に基づくスクリーニングが提案されている。しかしながら、経験による判断は設計のバランスが保たれていることが前提となる。また、余裕の重ね合わせについてはバラツキへの配慮が必要であり、設計者の工学的判断に対する理解を得るには、統計的な手法などが考えられる。これらについては、PSA の手法が有効とされるが、どの程度の深さまで精度を高めるかの議論が必要であろう。より簡便な手法としては、地動を基準とし、決定論的に余裕を評価する米国の SMA (Seismic Margin Assessments) も参考となる。

ここで重要となるのは、建物から設備までの一貫した総合的な評価である。金属材料はコンクリート材料よりも靱性に富み耐震裕度は大きいと考えられること、地震荷重が設計荷重に占める割合は高圧容器・配管よりも建物の方が大きいこと、建物が塑性域に入ると固有周期が長くなり、剛構造を原則とする機器・配管設備にとって共振が避けられる方向となることなどから、プラント全体の耐震裕度を決定する上で、建物の耐震裕度評価が重要となる。

(2) 理解を深める視点からの課題

説明を聞く側の知識を高め、理解を深めるための対応が重要であり、そのための課題としては下記が考えられる。

(2. 1) 説明用ツールの開発・整備 (課題－4)

○ シミュレーション／アニメーション

物理現象のビジュアルな理解支援

○ ポータブルなデモ (実験) 装置

可搬式加振装置および加振模型など (参考: JST 「振動の性質 ―振動をモデル化する―」)

(2. 2) 特殊用語の摘出と説明用教材の整備 (課題－5)

工学的基礎知識のない一般の方々 (特に文科系) にも分かり易い用語の説明方策の検討と教材の整備

参考: 文科系の方々の理解を必要とする (理解されない) 用語

(a) 一般的な技術用語

エネルギー、静的／動的 (時間との関係)、線形性 (弾性)、安全率、応力、せん断、振動／波動、自由度、絶対加速度／相対加速度、周期 (振動数)、振幅、応力－ひずみ曲線、降伏点、疲労、加工硬化、予ひずみ、両対数グラフ (対数) など

(b) 耐震設計の用語

地震動／地震動、応答スペクトル／床応答スペクトル、震源／震央、共振、剛領域 (剛設計)、柔領域 (柔構造)、固有振動、振動モード、固有周期／固有振動数、波動 (合成)、減衰 (減衰係数、減衰定数、減衰比)、せん断波速度 (P 波、S 波)、ロッキング振動、スウェイ振動、剛体／弾性体、低サイクル疲労、シェイクダウン、レンズ効果、串団子モデル、振動方程式、地下逸散減衰、振動アドミタンス、原子炉建屋振動モード、軟質岩盤、硬質岩盤、解放基盤、地震基盤、建屋のフィルター効果、(地震発生の仕組み、断層モデル) など

(参考文献)

- (1) JNES、「平成 15 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 配管系終局強度」、原子力安全基盤機構、04 基構報-0002、平成 16 年 6 月

8. 屋外設備の損傷評価

新潟県中越沖地震後の設備点検において、耐震 A、As クラスの機器では損傷は認められなかった一方、ろ過水タンクなど耐震 C クラスの設備の一部では座屈などの損傷が生じた。座屈や変形などの損傷が生じた機器の損傷事象の解明は、耐震強化策の検討や知見の拡充の観点で重要である。そこで本章では、座屈したろ過水タンクと損傷していない軽油タンクの座屈解析を行い、比較を行った。

8. 1 タンクの座屈解析結果

8. 1. 1 緒言

新潟県中越沖地震後に、東京電力柏崎刈羽原子力発電所で実施された設備点検の結果、耐震 C クラス機器であるろ過水タンク、純水タンクの一部に座屈等の損傷が生じたことが明らかになった。これらの損傷については、現地を視察した学識者らによる、詳しい調査を実施すべきとの指摘を受けている。また、座屈や崩壊等、外見から容易に識別しうるほど大規模な変形を伴った構造物の損傷現象を評価・検討することは、当該事象の再発防止のみならず、発電用原子力設備の構造強度評価技術に関する知見の拡充という意義においても重要性が高い。そこで中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会^[1]における検討事項の一環として、有限要素法解析 (FEM 解析) による円筒形容器の座屈挙動のシミュレーションを実施した。

8. 1. 2. 座屈解析の方法

地震動による円筒タンクの座屈は、下記 1)～5) の特徴を伴うことが多く、解析対象としての難易度は一般に高い。

- 1) 地震荷重の方向が非対称であるため 3 次元の解析モデルを必要とすることが多い
- 2) 座屈による変形を模擬するために、大変形弾塑性解析を必要とする
- 3) 地震動であるため動的解析を必要とする
- 4) 内部流体の液圧の効果を考慮するために固-液連成解析を必要とする
- 5) タンクの支持構造が損傷した場合、座屈と支持構造損傷の時系列的な前後関係が不明であることが多く、境界条件の設定が困難となる。

そこで、座屈を生じた複数のタンクから比較的解析条件設定の容易なものを選定し、かつ、地震動は観測記録の内、一方向のみ与える等、解析条件をやや単純化することにより、象脚座屈の解析を実施した。

8. 1. 3. 評価対象

柏崎刈羽原子力発電所の No.3 ろ過水タンクの基部に生じた象脚座屈を対象として検討を行った。ろ過水タンクは 4 基あり、全てに何らかの変形が観測されたが、解析におけるタンク基部の拘束条件設定が最も容易（基礎ボルトの損傷が軽微）であると推測されることから、No.3 ろ過水タンクを選定した。同タンクは、タンク基部の高さ 30cm～40cm 範囲に全周に渡って断続的に象脚座屈が生じている。

尚、損傷の程度としては、全周・連続的な座屈と漏水を生じた No.4 ろ過水タンクの方がより重篤である。しかしながら、同タンクについては、著しく損傷した支持構造部の解析モデル化が容

易ではなく、解析結果に対する不確定性の増加が懸念された。そこで、検討の初段階である本研究においては、No.3 ろ過水タンクを対象とした。

いずれのタンクの座屈も、設計時の想定を超える地震荷重による象脚座屈であることは共通であることから、再発防止のための損傷要因は共通であると考えられる。

8. 1. 4. 解析モデル

解析モデルを図 8-1 に示す。No.3 ろ過水タンクの 1/2 対称モデルを解析モデルとした。タンクの側板と底板部分には 4 辺形シェル要素、内部流体部分には 6 面体流体要素を用いた。解析用ソフトウェアとして FINAS Ver.18.0 を使用した。実現象における座屈の進行と基礎ボルト伸びの時刻歴は不明であるため、本解析では座屈が先に生じたと想定して、タンク基部を完全拘束した。

また、耐震クラスの異なる機器の座屈挙動を比較する目的で、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の軽油タンク（As クラス相当）についても同様の解析を行うこととし、モデルを作成した。

尚、いずれもタンクについても、構造及び流体から成る全体の減衰比を 7% に想定した。

No.3 ろ過水タンクと 7 号機軽油タンクの比較を表 8-1 に示す。タンクの高さ、径、板厚、流体比重等の違いにより、相対的には前者の方が座屈しやすい特性であることが示唆されている。

8. 1. 5. 解析用地震動

解析モデルに付与する地震動として、No.3 ろ過水タンクに近接する大湊側観測小屋で観測された NS 方向の地震動を与えた。No.3 ろ過水タンクの固有振動数 8.1Hz に対する応答倍率が EW 方向よりも高かったことによる。また、地震動の観測記録は 200 秒間であるが、本解析では最大加速度（+954cm/s² と -964cm/s²、北向きが+）を含む時間帯（35.18 秒～36.02 秒）の地震動だけを与える条件とした。図 8-2 に示す通り、時刻 35.66 秒に+954cm/s²、時刻 35.75 秒に-964cm/s² の最大加速度を生じている。

尚、参照用の 7 号機軽油タンクについても、異なる耐震クラスのタンクの挙動を直接比較するために、仮想的に同一の地震動を与えた。

8. 1. 6. 材料特性

No.3 ろ過水タンクの材料は SS400 鋼、7 号機軽油タンクの材料は SM400B 鋼であるが、日本機械学会の建設・設計規格^[2]においては、両鋼種の強度特性は同じである。解析に用いた材料特性を表 8-2 に示す（2 鋼種共通）。尚、弾塑性構成則は α リセットを考慮した移動硬化則を用いた。

8. 1. 7. 解析結果

No.3 ろ過水タンクの解析結果として変形と相当応力コンター図を図 8-3 に示す。時刻 35.77 秒において、象脚座屈が発生している。座屈の形態に比してメッシュサイズがやや大きめと思われるが、象脚座屈の形態を再現している。7 号機軽油タンクのコンター図も図 8-4 に示すが、座屈は認められない。形状等の条件の違いが両タンクに異なる挙動をもたらしたと思われる。

No.3 ろ過水タンクの座屈頂部近傍における入力加速度と変位（入力に対する応答）の時刻歴を図 8-5^[3]に示す。時刻 35.66 秒の北向きの最大加速度と時刻 35.75 秒の南向きの最大加速度による“両振り”の大負荷が作用した直後の 35.77 秒において、急激に変位が増加し、その後入力加

速度が元の水準に戻っても変位は 35.66 秒以前の水準には戻らない。すなわち、35.77 秒において象脚座屈が生じている。

以上により、象脚座屈の発生メカニズムについて、地震による交番荷重回数の増加と共に少しずつ変形が進行したのではなく、時刻歴中の卓越した両振り荷重により、一気に変形が発生・進行した可能性が高いことがわかった。

8. 1. 8. まとめ

新潟県中越沖地震により、東京電力柏崎刈羽原子力発電所のタンクに生じた座屈のシミュレーション解析を実施し、以下の成果を得た。

(1) 耐震 C クラスのタンクの挙動

No.3 ろ過水タンク（耐震 C クラス）を対象とした大変形弾塑性解析により、実際と同じ象脚座屈の再現に成功した。

(2) 耐震 As クラスのタンクの挙動

一方、7号機軽油タンク（As クラス相当）については、同じ条件の解析を行っても座屈は発生しないことを確認した。

(3) 象脚座屈発生のメカニズム

地震による交番荷重回数の増加と共に少しずつ変形が進行するのではなく、一連の地震動の時刻歴に含まれる卓越した両振り荷重の作用により、変形が一気に発生・進行する可能性があることを確認した。

参考文献

- [1] 野本敏治, “ 日本原子力技術協会における「中越沖地震後の原子力機器の健全性評価委員会」の検討状況について”, 保全学, Vol.7, No.2 (2008)
- [2] 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 建設・設計規格 (2005 年版) JSME S NC1-2005
- [3] 田中良彦 他, ” 地震荷重によるタンクの座屈に関する研究”, 日本保全学会 第 5 回学術講演会 (2008)

表 8-1 No.3 ろ過水タンクと 7 号機軽油タンクの比較

	地震による 座屈	半径 m	高さ m	液面 高さ m	流体 比重	板厚 mm	屋根 重量* ton
5号機側ろ過水タンク	発生した	4.9	12.1	10.1	1.00	6, 7	約7
7号機軽油タンク	発生せず	5.3	9.5	7.5*	0.87	9	約6
備考				*設計値			*付属物含む

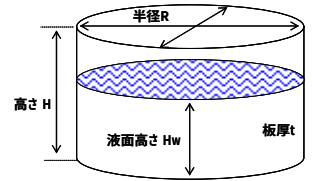


表 8-2 解析に用いた材料特性

項目	単位	ろ過水タンク	軽油タンク	備考
材質		SS400 鋼	SM400B 鋼	JSME S NC1-2005 規格では同特性
ヤング率 (E)	N/mm ²	203,000 1,015,000 (屋根)	203,000 2,030,000 (屋根)	屋根は補強材の剛性を考慮した推定値
ポアソン比 (ν)	—	0.26	0.26	JSME S NC1-2005
降伏応力 (Sy)	N/mm ²	215	215	JSME S NC1-2005
引張強さ (UTS)	N/mm ²	400	400	JSME S NC1-2005
加工硬化係数 (H')	N/mm ²	4500	4500	引張強さ時ひずみを 5%と想定して算出
密度 (ρ)	kg/m ³	8030	8030	

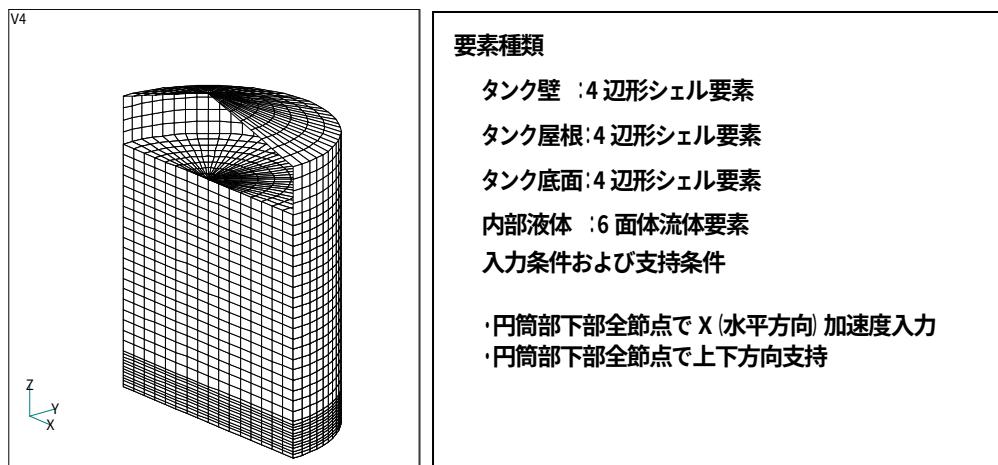


図 8-1 座屈解析用モデル

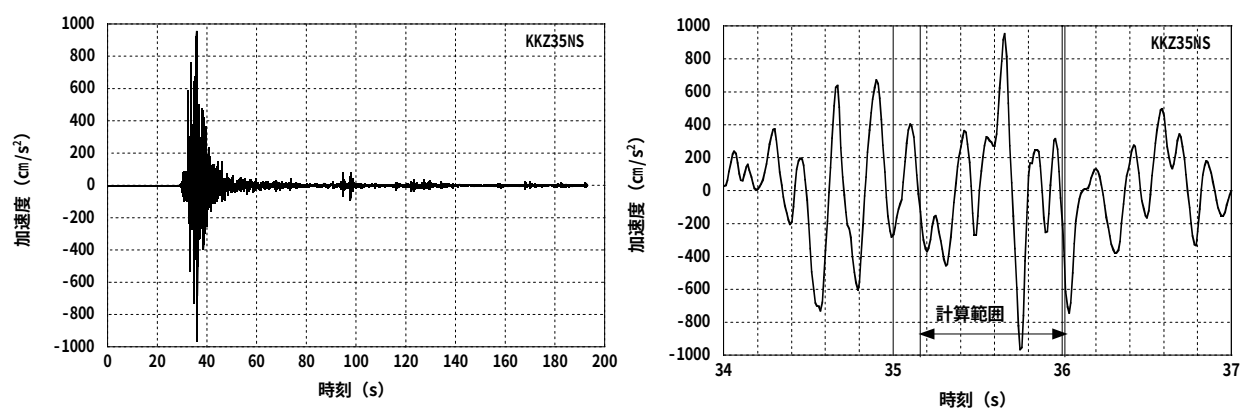


図 8-2 座屈解析に用いた入力地震波 (大湊側観測小屋、NS 方向)

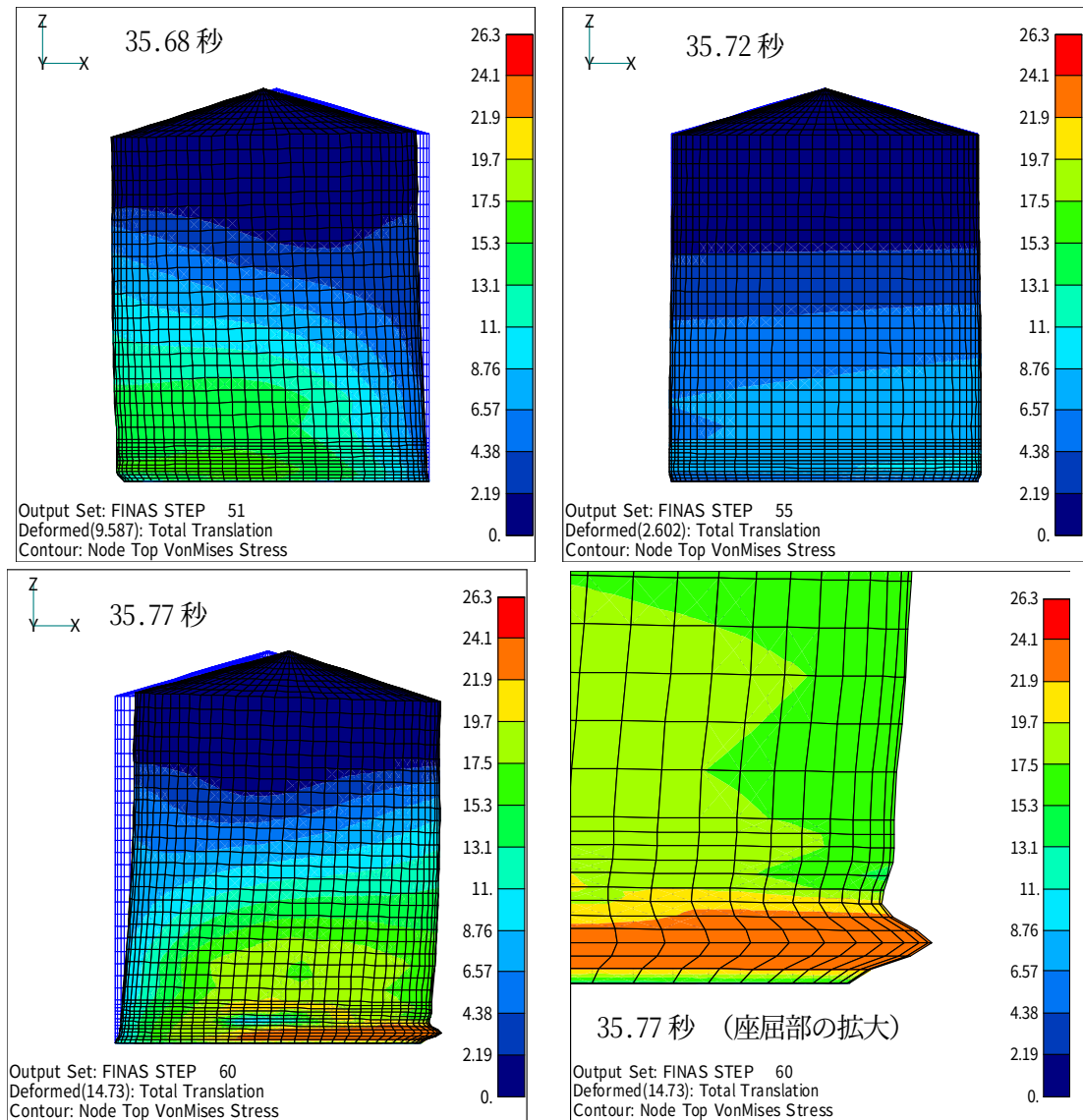


図 8-3 No.3 ろ過水タンクの解析結果 (コンター図、座屈が生じている)

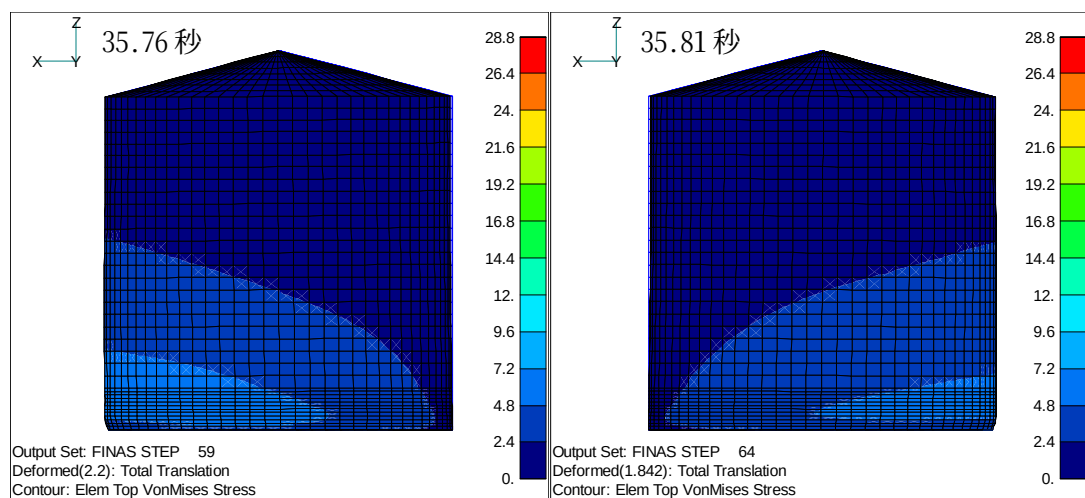


図 8-4 7号機軽油タンクの解析結果 (コンター図、座屈は生じない)

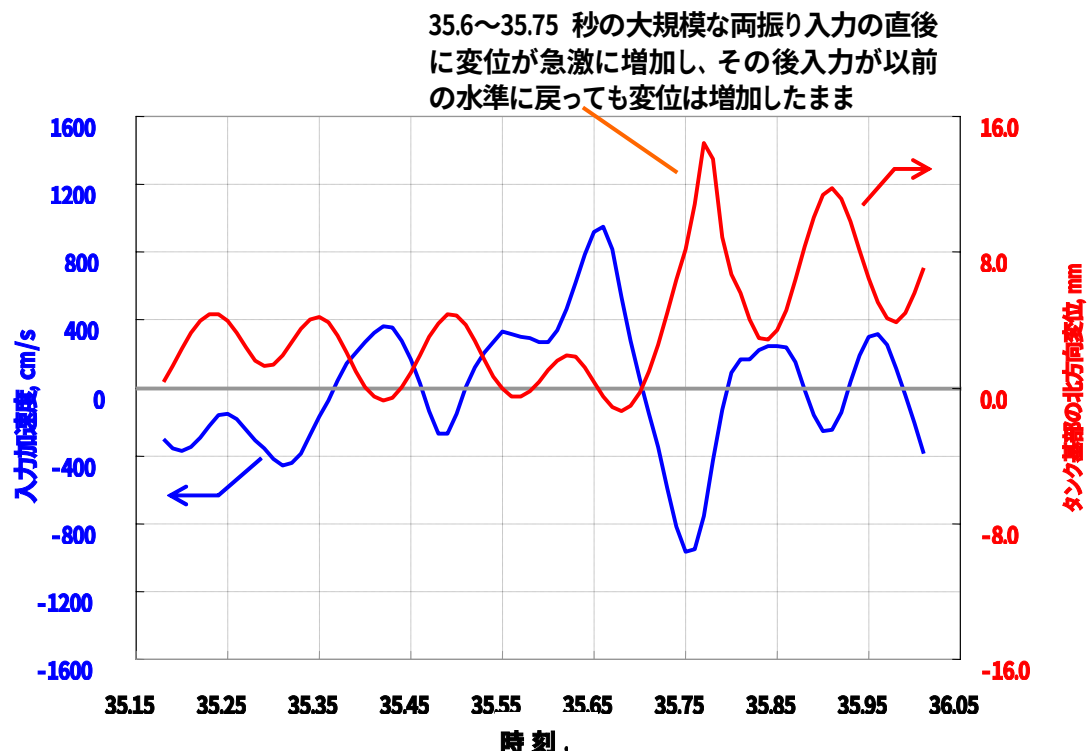


図 8-5 No.3 ろ過水タンクの解析結果 (入力加速度と座屈発生部位の変位の時刻歴)

9. まとめ

中越沖地震後の健全性評価対象初号機となった、柏崎刈羽原子力発電所7号機では、建物・構造物、機器単体の健全性評価が概ね終了、系統レベルの健全性確認作業も概ね終了し、試運転による最終的な確認を行う段階にある。また、新耐震指針に基づく基準地震動 S_s について、東京電力による公表後、追加調査やクロスチェックなど慎重な審議を経て決定し、7号機・6号機の耐震安全性評価が着実に進展している。

本委員会では、原子力関係者や耐震・構造・検査等の専門家が技術知見を共有し、約1年半にわたる検討を重ねた結果、当初の課題であった、点検と解析の組合せによる健全性評価の大きな枠組み、疲労寿命の評価検討、塑性ひずみ測定、締結部材の検査方法などの成果は、東京電力による7号機の健全性評価報告や、国の様々な審議プロセスの中で間接的に活用された。また、原子炉圧力容器基礎部の弾塑性手法適用に関する成果が、6号機の耐震安全性評価報告に活用されたことなど、本委員会の当面の目標は着実に達成されつつある。

技術成果のまとめと今後の進め方を以下に示す。

9.1 技術成果のまとめ

新潟県中越沖地震により想定を超える地震動を受けた柏崎刈羽原子力発電所の機器の健全性評価に関して、点検と解析の両面から、安全上問題になる損傷の有無と影響について評価した。

耐震安全上重要な機器の塑性変形検出等の追加的 point 点検、配管耐震性に関する評価手法、原子炉本体基礎部の弾塑性評価、疲労寿命に関する評価、安全裕度の説明性等、これまでの主な技術成果を以下に記す。

(1)地震荷重を受けた機器の検査手法の検討

機器の点検・検査は、地震が作用した結果を直接確認する有効な方法であり、各設備に共通する目視点検・作動試験等の基本点検、および分解点検・非破壊試験等の追加点検に際し、遵守すべき基準類、点検・評価者に必要な資格・力量について検討した。

局所的な塑性ひずみの各種測定方法の中から、硬さ測定を主とする測定方法を選定し、微小な塑性歪み検出に際しての測定精度上の問題など、実機適用に際しての対応案を検討した。また、機器基礎部の締結力確認のためのトルク測定方法、基礎ボルトのき裂発生有無確認のための超音波探傷試験方法について提案した。

これらの検査手法を7号機・6号機の追加点検に適用した結果、硬さ測定実施個所に地震に起因する有意な塑性変形が生じていないこと、いずれの基礎ボルトも健全性が確保されていることを確認した。

(2)配管耐震性に関する評価手法の整備

地震後の健全性評価の判断根拠として準用されてきた、「耐震設計技術指針」(JEAG4601)の許容応力状態Ⅲ_{LS}は、未知な情報にも対処する設計のための判断基準である。設備の使用段階では、確定情報をもとに適正かつ合理的な判断根拠を示すことが考えられ、許容応力検討経緯や弾塑性挙動に関する知見を踏まえて、地震後の配管耐震健全性評価手法案を検討し、これによる合理化効果を試算した。

また、設計用減衰定数設定経緯を調査し、サポートや付加物の既知の情報をもとに設計と異なる合理化された評価を可能にするための課題を整理した。さらに、減肉を有する配管の振動試験で得た十分な疲労強度の結果から、配管系が保有する耐震余裕を検討した。

(3)原子炉本体基礎の弾塑性評価による耐震安全性評価

基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価を行う際に実施する原子炉建屋—原子炉格納容器—原子炉本体基礎等を連成した地震応答解析で、従来、原子炉建屋は非線形モデル、原子炉本体基礎は線形モデルを用いて連成地震応答解析を行っていたが、原子炉本体基礎部の構造様式を考慮した弾塑性モデルを構築した。

新たに構築した弾塑性モデルにより基準地震動 S_s に対する ABWR の原子炉本体基礎部の地震応答解析、強度評価を実施した結果、基準地震動 S_s に対する耐震安全性を確認した。

(4)疲労強度に関する評価検討

地震荷重により発生したひずみが材料強度、疲労寿命に及ぼす影響を実験的に検討した結果、機械的性質及び疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響は小さく、設計疲労曲線に対し十分な寿命余裕が確保されていると評価した。

中越沖地震の交番荷重による材料強度への影響はほとんどなく、設計疲労線図に基づいて累積疲労係数を評価することによって、機器の疲労寿命は十分な余裕をもって評価することが可能であることを確認した。

(5)「安全余裕」の予備的検討

耐震設計の有する解析評価の保守性と安全余裕について、配管系の各種解析方法によるケーススタディ結果から、原子力発電設備の耐震設計には大きな余裕が内在していることを確認した。さらに、「安全余裕」の一般への説明性向上方策を検討した。

9.2 今後の進め方

今後も、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機・6 号機での健全性評価結果を、他号機へ合理的に展開するとともに、基準地震動決定を受け本格化する各号機の耐震安全性評価を継続実施する。

その際、国内外の技術知見を取り入れ合理的な知見の整理や、耐震安全余裕等についての説明性を高め関係学協会等との関係を深めながら、引き続き関係各方面への技術情報の発信にも努める。また、安全規制等の法的枠組みに基づいて、国や県の審議会において評価が進行中であることから、その動向を注視しながら検討を進める。

本委員会の各 WG で纏めた、点検・検査・配管耐震評価・原子炉基礎部の解析評価など個別技術成果は、本報告書や関係学会での技術論文掲載とは別に、より一般的化した技術ガイドラインの形態に整備し、関係者の利便性に供していくことを検討する。

さらに、地震を受けた原子力発電所は、予め地震動の大きさに応じて地震応答解析の実施内容、点検対象・方法を定めておくことで、運転再開に向け合理的かつ迅速な対応が可能となることから、海外動向（※1）も踏まえて、再起動のためのガイドラインの検討を行うこととし、WG の設置等の必要な検討体制を整備していく。

＊１：IAEA では、地震後の対応に関する米国の先行事例（EPRI NP-6695 “Guidelines for Nuclear Power Plant response to an earthquake）や、日本の原子力発電所の地震経験から得られた教訓と技術知見をベースに、「地震前の計画および地震後の評価に関する技術図書」（Safety Report “ Pre-Earthquake Planning and Post-Earthquake Actions of Existing Nuclear Power Plants”）を作成中。

平成20年度 中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会 委員・常時参加者
(平成20年度, 順不同, 敬称略)

	氏名(敬称略)	所 属
主査	野本 敏治	東京大学 名誉教授
委員	安藤 柱	横浜国立大学
委員	大岡 紀一	(社)日本溶接協会
委員	小川 武史	青山学院大学
委員	笠原 直人	東京大学
委員	北山 和宏	首都大学東京
委員	古村 一朗	(財)発電設備技術検査協会
委員	小茂鳥 潤	慶応義塾大学
委員	佐藤 靖彦	北海道大学
委員	澤 俊行	広島大学
委員	鈴木 浩平	首都大学東京 名誉教授
委員(幹事)	鈴木 俊一	東京電力(株) 技術開発研究所
委員	高木 敏行	東北大学
委員	瀧口 克己	東京工業大学
委員	中曽根 祐司	東京理科大学
委員	中村 いずみ	防災科学技術研究所
委員	中村 光	名古屋大学
委員	西口 磯春	神奈川工科大学
委員	三浦 直樹	(財)電力中央研究所 材料科学研究所
委員	三橋 博三	東北大学
委員	望月 正人	大阪大学
委員	森下 正樹	日本原子力研究開発機構
委員	湯原 哲夫	東京大学
委員	吉村 忍	東京大学
委員	渡辺 豊	東北大学
委員	落合 兼寛	日本原子力技術協会
常時参加者	小林 敏行	北海道電力(株) 原子力部
常時参加者	平川 知司	東北電力(株) 原子力部
常時参加者	石沢 順一	東京電力(株) 原子力設備管理部
常時参加者	設楽 親	東京電力(株) 原子力品質・安全部
常時参加者	高木 愛夫	東京電力(株) 技術開発研究所
常時参加者	村野 兼司	東京電力(株) 原子力設備管理部
常時参加者	寺前 哲夫	東京電力(株) 技術開発研究所

常時参加者	田中 良彦	東京電力(株) 技術開発研究所
常時参加者	黒崎 裕一	東京電力(株) 技術開発研究所
常時参加者	鈴木 純也	中部電力(株) 発電本部 原子力部
常時参加者	山崎 達広	北陸電力(株) 土木部
常時参加者	中村 隆夫	関西電力(株) 原子燃料サイクル室
常時参加者	溝部 日出夫	中国電力(株) 電源事業本部
常時参加者	高木 敏光	四国電力(株) 原子力部
常時参加者	財津 哲也	九州電力(株) 原子力建設部
常時参加者	植田 正弘	日本原子力発電(株) 発電管理室
常時参加者	岩田 吉左	電源開発(株) 原子力建設部
常時参加者	斉藤 利之	(株)東芝 電力システム社 原子力事業部
常時参加者	笹山 隆生	(株)東芝 電力システム社 原子力事業部
常時参加者	中島 政隆	(株)東芝 電力システム社 原子力事業部
常時参加者	平山 浩	(株)東芝 電力システム社 原子力事業部
常時参加者	平澤 泰治	(株)東芝 電力システム社 原子力事業部
常時参加者	菅野 智	日立GEニュークリア・エナジー(株)
常時参加者	伊東 敬	日立GEニュークリア・エナジー(株)
常時参加者	林 正明	日立GEニュークリア・エナジー(株)
常時参加者	米谷 豊	日立GEニュークリア・エナジー(株)
常時参加者	行徳 俊夫	日立GEニュークリア・エナジー(株)
常時参加者	吉賀 直樹	三菱重工(株) 原子力技術センター
常時参加者	本郷 智	(株) I H I 原子力事業部
常時参加者	本谷 浩二	バブコック日立(株) 原子力設計部
常時参加者	山元 章生	電気事業連合会 原子力部
常時参加者	古川 敬士	日本原燃(株) 再処理事業部 施設建設部
常時参加者	松浦 真一	(財)電力中央研究所 地球工学研究所
常時参加者	町田 秀夫	(株)テプコシステムズ 原子力エンジニアリング部
常時参加者	浦部 吉雄	日本原子力技術協会
常時参加者	遠藤 六郎	日本原子力技術協会
常時参加者	今野 孝昭	日本原子力技術協会
常時参加者	松田 晃幸	日本原子力技術協会
事務局	関 弘明	日本原子力技術協会

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会 開催実績・議事概要

◆第1回 SANE委員会（平成19年 9月26日）

1. 委員会の設立について
2. 地震による被災状況の紹介について
3. 耐震設計指針の概要説明について
4. 評価対象機器選定の考え方について
5. 機器健全性評価のための検討フローについて
6. 関連知見の紹介、全体議論

◆第2回 SANE委員会（平成19年10月31日）

1. 前回議事録確認ほか
2. 解析による設備健全性評価
3. 前回委員会宿題事項
4. 海外事例調査
5. 個別機器の健全性評価検討フローチャート
6. 評価基準の考え方
7. 塑性ひずみ検査手法
8. 材料試験計画、知見の紹介

◆第3回 SANE委員会（平成19年11月26日）

1. 前回議事録確認
2. 設備健全性評価
3. 健全性評価検討フローチャート
4. WG 活動報告
5. 残留応力の緩和について
6. 視察時コメント対応状況

◆第4回 SANE委員会（平成20年 1月23日）

1. 前回議事録確認、参加者紹介
2. WG 活動報告
3. 設備健全性評価
4. 点検・評価等のスケジュールと報告書目次案

◆第5回 SANE委員会（平成20年 2月18日）

1. 前回議事録確認
2. WG 活動報告
3. 設備健全性評価
4. 報告書案の検討状況
5. 原子力発電所の耐震安全性・信頼性に関する国際シンポジウム

◆第6回 SANE（平成20年3月24日）

1. 前回議事録確認
2. WG 活動報告
3. 設備健全性評価
4. 報告書案の検討状況
5. 原子力発電所の耐震安全性・信頼性に関する国際シンポジウム報告

◆第7回 SANE委員会（平成20年5月12日）

1. 新委員の紹介
2. 前回議事録確認
3. WG 活動報告
4. 中間報告公開版について
5. H20 年度の WG 体制と活動計画
6. 評価基準の考え方について
7. 原子炉本体基礎の健全性評価
8. 7号機追加点検について

◆第8回 SANE委員会（平成20年7月22日）

1. 前回議事録確認他
2. WG 報告（東京電力）
3. 基準地震動 S_s について
4. 7号機の詳細点検結果について
5. RPV ペデスタルの弾塑性モデル化手法の検討
6. E-デイクフェンスでの加振試験について
7. 地震応答解析結果
8. 低サイクル疲労データの拡充について
9. 国・学協会での報告等について

◆第9回 SANE委員会（平成20年9月29日）

1. 前回議事録確認
2. WG 報告
3. 設備健全性に係る点検・評価に関する報告
4. WG 活動報告
5. 国・自治体・学協会等における活動報告

◆第10回 SANE委員会（平成20年12月12日）

1. 前回議事録確認他
2. WG 報告
3. 設備健全性に係る点検・評価に関する報告
4. WG 活動報告
5. 国・自治体・学協会等における活動報告

◆第11回 SANE委員会（平成21年3月18日）

1. 前回議事録確認他
2. WG 報告
3. 設備健全性に係る点検・評価に関する報告
4. 平成20年度中間報告取り纏め案

平成20年度 ワーキンググループ、タスクの開催実績

- 第6回 検査WG（平成20年 4月23日）
- 第7回 検査WG（平成20年 5月15日）
- 第8回 検査WG（平成20年 6月 2日）
- 第9回 検査WG（平成20年 6月17日）
- 第10回 検査WG（平成20年 7月 9日）
- 第11回 検査WG（平成20年10月20日）
- 第12回 検査WG（平成21年 1月13日）

- 第1回 検査サブWG（平成20年 7月 2日）
- 第2回 検査サブWG（平成20年 8月19日）

- 第4回 評価基準WG（平成20年 4月16日）
- 第5回 評価基準WG（平成20年 9月 8日）
- 第6回 評価基準WG（平成20年10月28日）

- 第6回 疲労・材料試験WG（平成20年11月13日）
- 第7回 疲労・材料試験WG（平成21年 2月 5日）

- 第1回 配管振動評価WG（平成20年 6月18日）
- 第2回 配管振動評価WG（平成21年 3月11日）

- 第1回 建屋－機器連成WG（平成20年 5月 9日）
- 第2回 建屋－機器連成WG（平成20年 5月29日）
- 第3回 建屋－機器連成WG（平成20年 7月 7日）
- 第4回 建屋－機器連成WG（平成20年 9月 1日）
- 第5回 建屋－機器連成WG（平成20年12月 8日）
- 第6回 建屋－機器連成WG（平成21年 1月26日）
- 第7回 建屋－機器連成WG（平成21年 3月11日）

- 第1回 見える化タスク（平成20年10月27日）
- 第2回 見える化タスク（平成21年 3月 2日）

報告書の責任範囲

本報告書は、有限責任中間法人 日本原子力技術協会に設置された「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」において、専門知識を持つ委員・参加者の審議を経て、中間的に取り纏めたものである。

本委員会は本報告書の記載内容に対する説明責任を持つが、本報告書を使用することによって生じる問題などに対して一切の責任を持たない。従って、本報告書の使用者は、関連した活動の結果発生する問題や第三者の知的財産権の侵害に対し補償する責任が使用者にあることを認識して、本報告書を使用する責任を持つ。

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価 H 2 0 年度中間報告 平成 21 年 4 月

編集：中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会
有限責任中間法人 日本原子力技術協会

連絡先：有限責任中間法人 日本原子力技術協会
〒108-0014 東京都港区芝 4-2-3 NOF 芝ビル 7 階
電話 03 (5440) 3603 (代) , FAX 03 (5440) 3606