

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価

平成 21 年度中間報告

平成 22 年 4 月

一般社団法人 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らず、被災から２年半を経過して、先行号機が順次運転を再開することにより大きな節目を迎えています。災害に強い発電所の再構築に向けて、設備健全性評価と耐震安全性評価が着実に進展しています。

「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」(SANE: Structural Integrity Assessment for Nuclear Power Components experienced Niigata Chuetsu-Oki Earthquake Committee)では、平成19年秋より、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て検討を開始しました。

現在は6WG（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、再起動WG）を編成して個別案件に取り組み、その成果は東京電力による設備健全性評価の報告書作成や国等の様々な審議プロセスの中で活用されています。

中越沖地震被災から得られた貴重な教訓を関係者が広く共有し、さらには昨今の複数発電所での地震経験を踏まえ今後の地震遭遇に備えておくことは、将来にわたり原子力発電を進めていく上での重要課題です。

このため、引き続き検討を深めることとし、ここに平成21年度の成果を中間的な報告書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22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

H 2 1 年度 S A N E 報告書目次

はじめに

1. 地震後の復旧と評価の進捗状況
 1. 1 柏崎刈羽原子力発電所の復旧状況
 1. 2 設備健全性・耐震安全性評価の進捗概要
2. 健全性評価の方針と展開
 2. 1 健全性評価の方針
 2. 2 想定される損傷モード
 2. 3 健全性評価の具体的展開
 2. 4 技術成果の体系化・一般化
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 ひび（応力腐食割れ）を有する配管の地震影響調査結果
4. 配管系の耐震性評価
 4. 1 配管健全性評価手法の整備・検討
 4. 2 配管の耐震健全性評価
 4. 3 配管材の疲労寿命データ拡充
 4. 4 循環水配管の健全性評価
5. 原子炉本体基礎の弾塑性手法による耐震安全性評価
 5. 1 検討の必要性和経緯
 5. 2 耐震安全性評価方針
 5. 3 弾塑性モデル化手法
 5. 4 耐震安全性評価結果
6. 地震後のプラント再起動に関する検討
 6. 1 必要性和検討の背景
 6. 2 検討の進め方、事前調査の概要
 6. 3 ガイドライン素案の作成
 6. 4 今後の課題と検討スケジュール
7. まとめ
 7. 1 技術成果のまとめ
 7. 2 今後の進め方

＜参考資料＞

- 参考資料－ 1：H 2 1 年度 S A N E 委員会 委員と常時参加者
参考資料－ 2：S A N E 委員会開催実績、H 2 1 年度 W G の開催実績

1. 地震後の復旧と評価の進捗状況

1.1 柏崎刈羽原子力発電所の復旧状況

平成19年7月16日、新潟県中越沖に発生した地震（マグニチュード6.8、震源深さ17km）により、震央距離約16km、震源距離約23kmに位置していた柏崎刈羽原子力発電所では、原子炉全7基（4基の原子炉が運転中・起動中、3基の原子炉が定検停止中）の基本的機能は維持され、安全に停止した。中越沖地震の概要を図1-1に示す。ここで原子炉建屋基礎版上の観測加速度は設計時の動的地震力による最大加速度応答値を超えるものであったが、静的地震力（建築基準法で定められた静的地震力の3倍を考慮）や様々な設計上の保守性に起因する裕度から、安全上重要な耐震重要度A、Asクラスの設備（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）に有意な損傷はなく、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・脱落などの異常はなかった。一方で、耐震グレードの低い変圧器、排気ダクト、構内道路、事務所等が大きく損傷した。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1-2, 1-3に示す。

被災から3年弱の歳月を経て発電所の復旧は着実に進展しており、各号機の耐震安全性を向上させるために実施された耐震強化工事（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、燃料取替機の強化など）は、1、5、6、7号機で完了している。地震関連の不適合事象は平成22年3月末時点で総数3760件（軽微なものを含む）を数えたが、発電所全体では2981件（79.3%）が処理済で、1、5、6、7号機に関する不適合事象は全ての処理が完了している。6、7号機は営業運転が再開され、続く1、5号機は再起動前の最終確認段階にある。

1.2 設備健全性・耐震安全性評価の進捗概要

東京電力は、中越沖地震により被災した柏崎刈羽原子力発電所の安全上重要機器への影響評価を順次実施してきた。設備点検では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。

また、東京電力では耐震安全性評価を実施するため、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」に照らして基準地震動 S_s を策定、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 S_s が決定された。この S_s 地震動に基づく耐震安全性評価として、安全上重要な機能を有する耐震Sクラス設備について耐震強化工事後の地震応答解析結果を取り纏めている。

原子力安全・保安院、原子力安全委員会および新潟県は、新潟県中越沖地震を踏まえた専門的な審議会を平成19年度に次々と立ち上げ、精力的かつ慎重に検討を進めた結果、6、7号機の健全性評価の審議を終了した。それに続く1、5号機は設備健全性評価、耐震安全性評価が概ね終了、最終的な確認段階にある。6、7号機の運転再開に至るまでの健全性確認のプロセスを図1-4,5に示す。

さらに日本原子力学会、日本電気協会、日本機械学会などの学協会が、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を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。

- ✓ 発生日時 : 2007年7月16日 10:13 AM
 ✓ マグニチュード : M 6.8



原子炉建屋基礎版上における観測加速度

単位:gal (cm/s²), 括弧内は設計時の最大加速度応答値

号機	水平-NS	水平-EW	鉛直
1	311(274)	680(273)	408(235)
2	304(167)	606(167)	282(235)
3	308(192)	384(193)	311(235)
4	310(193)	492(194)	337(235)
5	277(249)	442(254)	205(235)
6	271(263)	322(263)	488(235)
7	267(263)	356(263)	355(235)

静的水平地震力は $3 C_i = 0.48 G (470 Gal)$

スクラム(自動停止)設定値 : 水平:120 ガル
 垂直:100 ガル



図1-1 新潟県中越沖地震の概要

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	なし
A ^{※1}	・非常用炉心冷却系 ・原子炉建屋	なし
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、A s と A クラスは S クラスに統一されている。

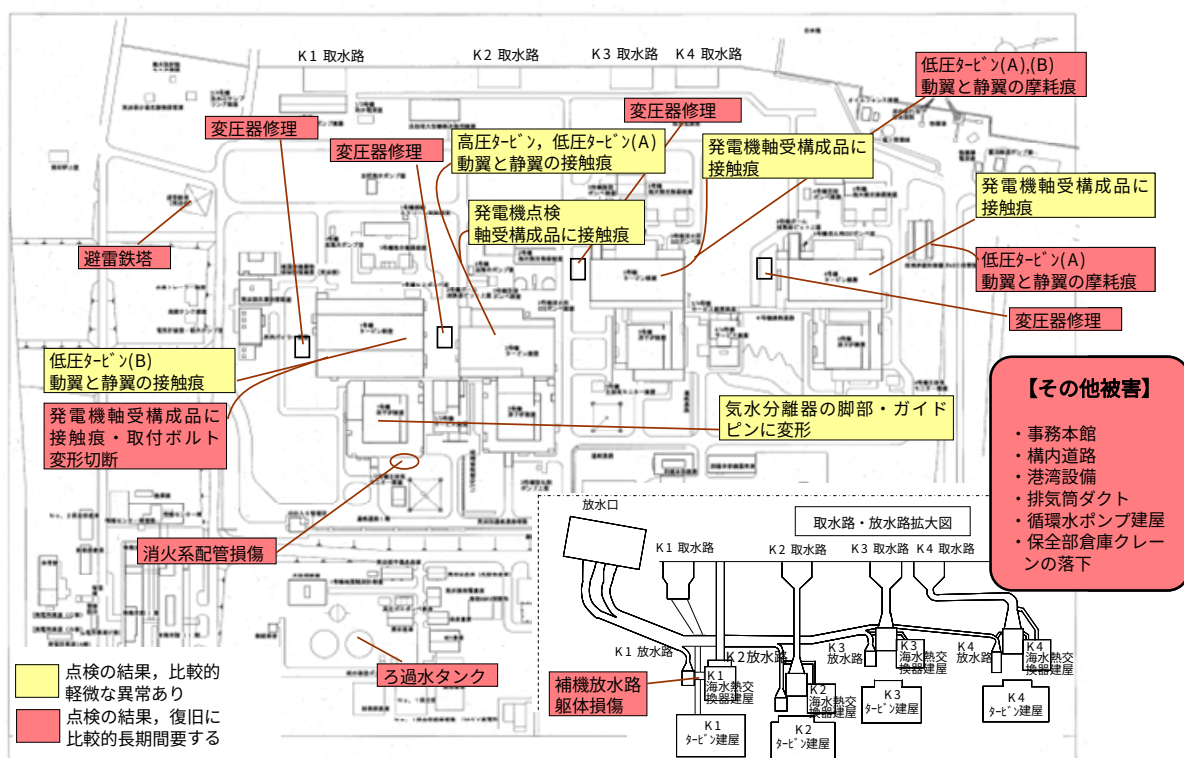


図 1-2 1～4号機および周辺の主な被害状況

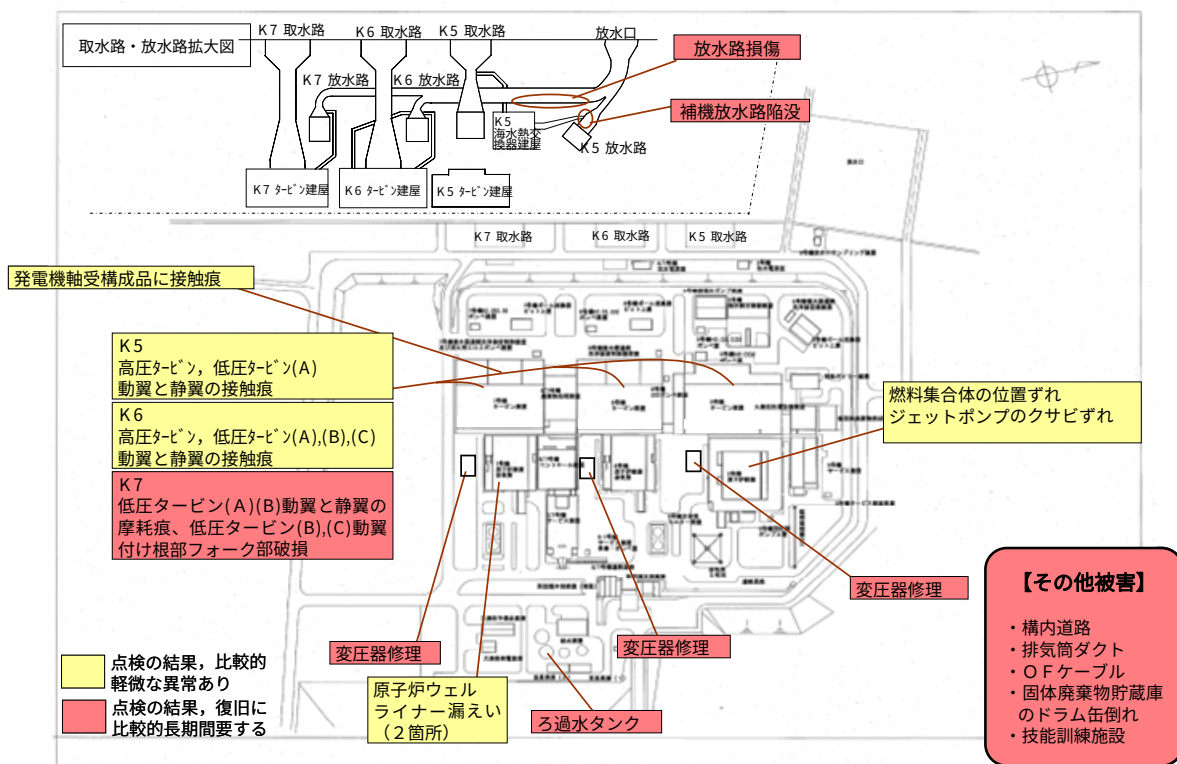


図 1-3 5～7号機および周辺の主な被害状況

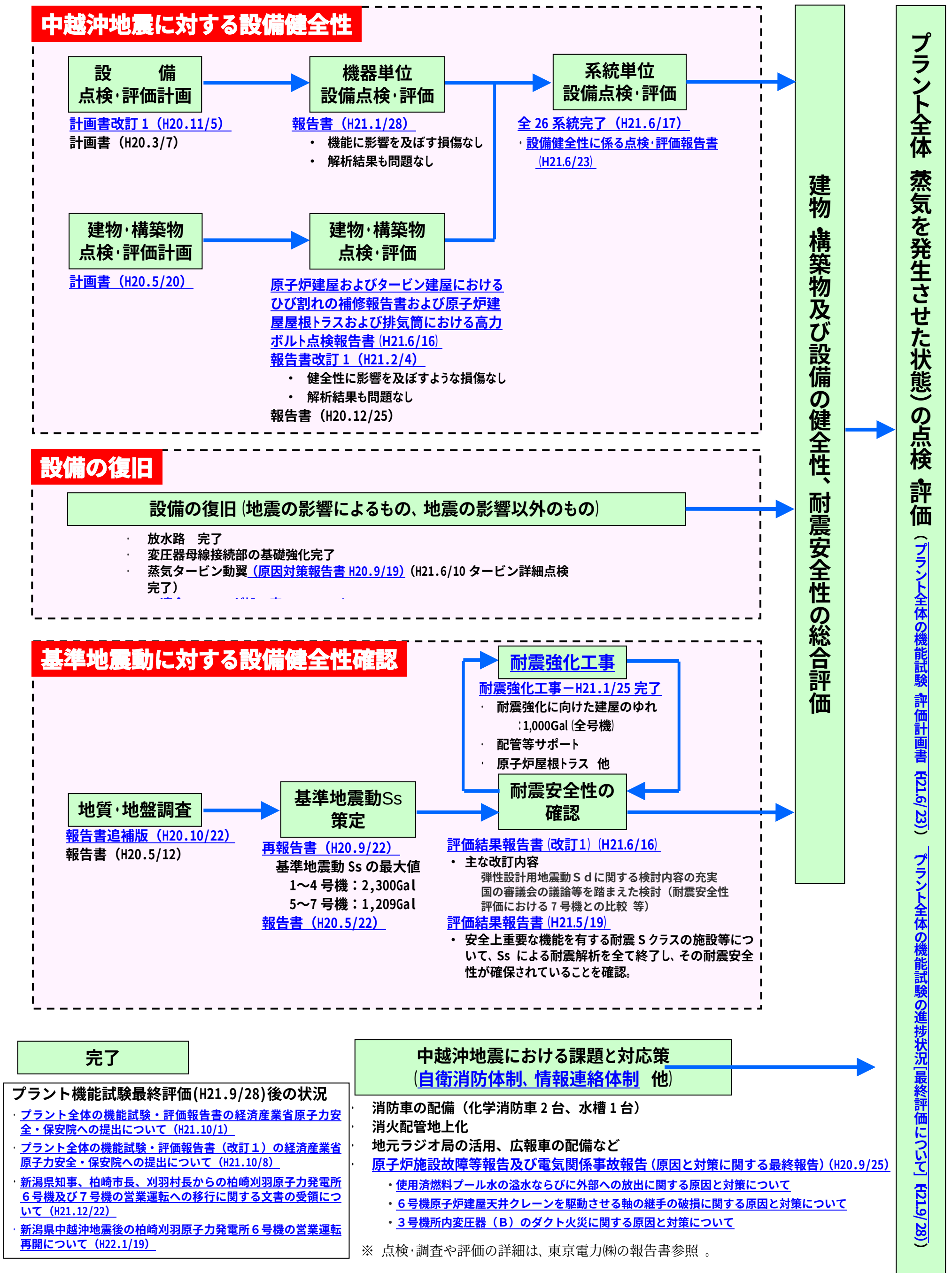


図1-4 柏崎刈羽6号機 プラント全体の健全性確認の進捗経緯

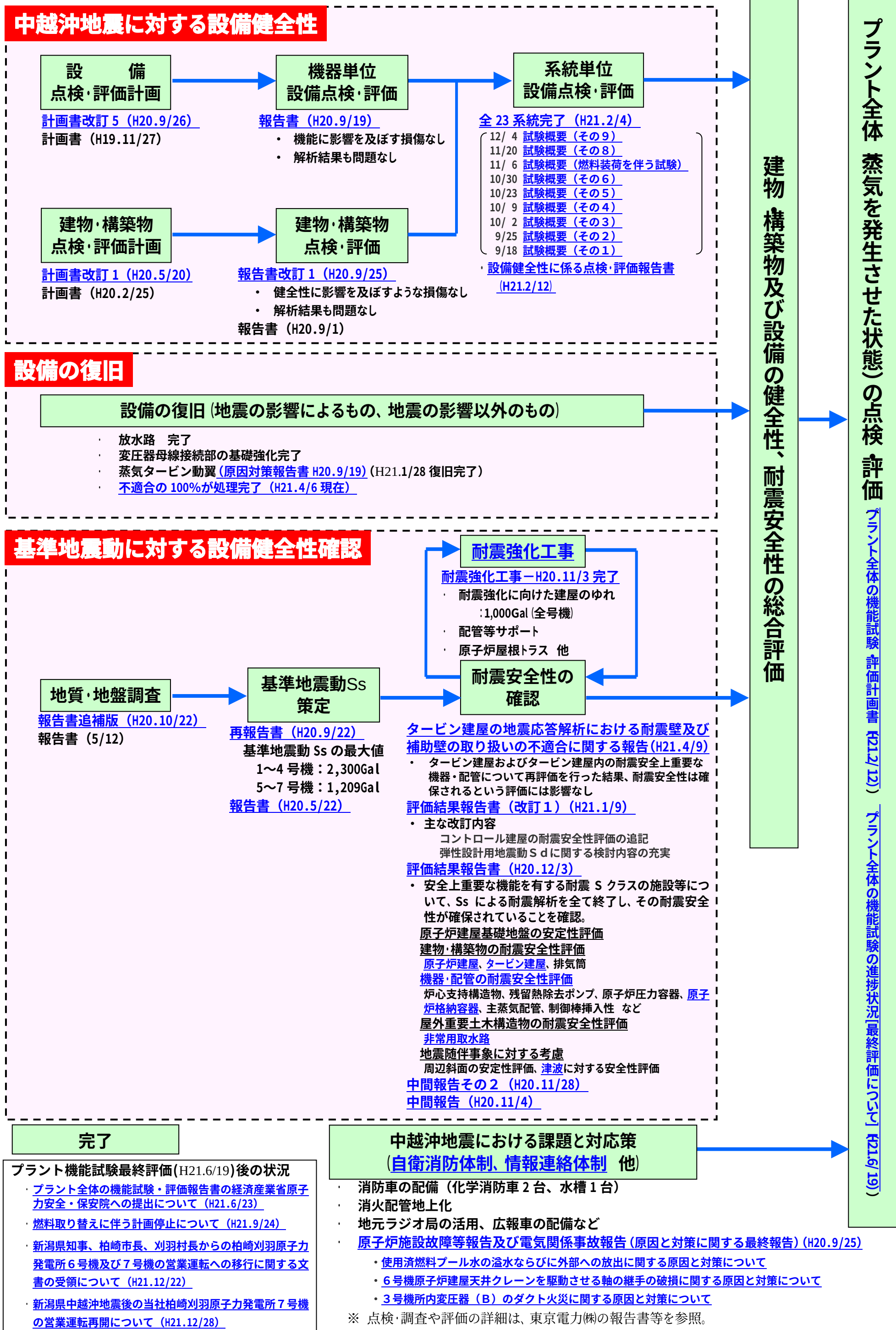


図1-5 柏崎刈羽7号機 プラント全体の健全性確認の進捗経緯

表1-2 国・県・関係学協会での調査状況(平成22年3月現在)

	親委員会	No.	WG、サブWG	委員長・主査	内容
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	1		班目春樹(東大院教授)	1.地震発生時の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.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.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。
	耐震・構造設計小委員会	5		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(東大院教授)	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	藤嶋一紀(東大院教授)	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(東大院教授)	〃(敦賀、もんじゅ、美浜、大飯、高浜、島根)
原子力安全委員会	耐震安全性評価特別委員会	16		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(株)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(東大名誉教授)	・新潟県中越沖地震により東京電力(株)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(株)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
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	25		代谷誠治(京大教授)	・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、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)	・地震や活断層に関する事項について、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、様々な立場から議論を行い、論点を整理。 ・国の委員会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。
日本電気協会	原子力規格委員会	28		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	原文雄(東大理科大嘱託教授)	〃既存プラントの耐震安全性評価基準関連)検討。
日本原子力学会	原子力発電所地震安全特別専門委員会	30		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。
		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、基本的な方向を取り纏め。
		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と協働。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。
	発電用設備規格委員会	34	地震工学分科会	亀田弘之(京大名誉教授)	No.37と協働。地質、地盤、地震動、建屋構造など幅広い分野を網羅。
日本機械学会	動力エネルギーシステム部門	35	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の項目検討。・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。
			原子力発電所の耐震安全・余裕検討WG	岡本孝司(東大院教授)	上記より引き続き安全裕度の定量化を検討。No.33と協働。
		36	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。
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	37		亀田弘行(京大名誉教授)	地震PSAの手法を参考に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。
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	38		高橋 修(会長)	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)と北陸支部の技術士有志等による調査。H20年5月、同12月に調査報告書を公表。

2. 健全性評価の方針と展開

新潟県中越沖地震では、震源に近い柏崎刈羽原子力発電所は震度6強の極めて強い地震に見舞われたものの、安全上の重要な機器に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され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際して入念に地震影響を検討し、地震後の設備健全性を評価することが不可欠となった。

本委員会では、平成19年9月の発足に際し、重要機器を対象に健全性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。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、ここでは機器レベルの健全性評価の方針とその展開に際しての検討事項を示す。

2.1 健全性評価の方針

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ものとし、地震後の健全性評価に資する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こととした。

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を検討する。

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とである。

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、その適用性を検討する。さらに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。

材料強度評価に際しては、日本電気協会の耐震設計技術指針および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が適用されるため、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ことが健全性評価の前提になる。

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。

2.2 想定される損傷モード

地震を受ける容器、配管、支持構造等の機器に想定される損傷モードとしては、破断、崩壊、過大な変形（座屈を含む）、疲労損傷の累積とき裂の発生等が考えられる。一方、国の「発電用原子力設備に関する技術基準」（以下 技術基準）には、各運転状態における容器、配管、支持構造等の機器に求められる要件が規定されている。詳細については4章に記すが、技術基準を満足することにより、地震による破断、崩壊などの損傷は防止できる。

健全性評価の際には経年事象についても考慮する必要がある。経年事象のうち、SCC、減肉などは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、き裂については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。照射や時効により材料特性（ S_y 、 S_u 、疲労寿命、 K_{Ic} 等）が変化する場合には、既存の知見などを参考にその影響を考慮する。

2.3 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の反映、検査対象と検査技量、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設定し、6WG（検査WG、評価基準WG、疲労・材料試験WG、動的評価WG、締結部材評価WG、高経年化WG）を編成して検討した成果を中間報告書として取り纏めた。

平成20年度からは新たに有識者を委員に加え、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ことを主目的とした具体的検討に取り組んできた。

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 とは別に「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、振動可視化モデル評価について検討を行った。

平成 21 年度は、柏崎刈羽 7, 6 号機に引き続き、1, 5 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を評価するとともに、機器の疲労寿命は十分な裕度を有していることなどを確認した。

また、国や県の審議会動向を注視しつつ関係学協会等との関係を深めながら、関係各方面への技術情報の発信にも努めきた。平成 22 年 3 月末までの主要な成果公開状況を表 2-1 に示す。

2.4 技術成果の体系化・一般化

地震国である我が国では、原子力発電の耐震安全に関する様々な技術を将来にわたり伝承していくことが不可欠であり、技術成果を体系化・一般化しておくことは重要課題のひとつとして位置づけられてきた。

さらには、地球温暖化防止対策における中期目標（1990 年基準で 2020 年の温室効果ガス削減目標 25%）達成に向け原子力の設備利用率向上に期待が高まる一方で、将来の地震遭遇により長期の発電停止を余儀なくされ、代替電力による CO₂ 排出量を増加させる懸念もまた顕在化しつつある。このような状況のなか、原子力産業界では原子力発電が地球温暖化対策で期待される役割を果たすための諸課題に取り組むこととしており、これまでの条件整備の遅れへの反省を踏まえて、予期せぬ地震発生に備え地震後の的確な対応に繋げる検討の必要性が指摘されてきた。

このため本委員会では本年度より再起動 WG を新たに設置し、柏崎刈羽発電所の地震経験から得た貴重な知見・成果を活用し、地震に遭遇した原子力発電所のプラント再起動に至る点検プロセスについてガイドライン素案作成に着手した。また、これと並行して検査 WG においても、これまでの知見を検査手法ガイドラインとして体系化するための検討に着手した。

具体的には地震動の大きさと設備の損傷状態に応じて、必要となる設備の点検対象・方法と地震応答解析の内容等を体系的に整備しておくことにより、地震に遭遇した原子力発電所の合理的な対応指針となる民間自主ガイドラインを取り纏め、関係者の利便性に供していくことを目標としている。

本報告書では次章以降、本年度の成果を中心に纏めることとし、3 章では塑性ひずみの検査、基礎ボルトの点検など、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、配管系の耐震性に関する評価、振動特性、疲労データ拡充、循環水配管の損傷解析などの成果を纏めた。5 章では、ABWR（柏崎刈羽 6, 7 号を対象とした RPV ペデスタルの弾塑性モデル化手法の検討経緯を踏まえ、本年度は BWR5 型プラント（柏崎刈羽 1～5 号）に展開した、原子炉本体基礎部の耐震安全性評価を纏めた。また、6 章では地震後の再起動に関するガイドライン案の検討状況を取り纏めた。

表 2-1 SANE 成果の国等の審議への反映，学協会等での発表実績

1. 国等の審議会への東京電力からの主な報告事項

項目	主な報告先	報告の概要
塑性ひずみの測定結果	・原子力安全・保安院 ・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・保安院 ・原子力安全委員会	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	・原子力安全・保安院 ・原子力安全委員会	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 ・原子力安全委員会	解析方法、強度評価結果
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，累積疲労損傷評価結果
6 号機 R P V ペDESTAL の耐震安全性評価 (H21 年 3 月)	・原子力安全・保安院 ・原子力安全委員会	弾塑性モデルを用いた 6 号機の R P V ペDESTAL の耐震安全性評価結果
硬さ測定結果，基礎ボルト健全性評価結果 (H21 年 11 月)	・原子力安全・保安院	1/5 号機の機器レベルの健全性評価結果として報告
1,5 号機 R P V ペDESTAL の耐震安全性評価 (H21 年 12 月)	・原子力安全・保安院	弾塑性モデルを用いた 1,5 号機の R P V ペDESTAL の耐震安全性評価結果

2. 学協会等への発表実績

	会議	公表概要
1	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）（H20 年 2 月）	H19 年度の委員会活動状況
2	エネルギーフォーラム H20 年 4 月号	H19 年度の委員会活動状況
3	原技協定例記者懇談会（H20 年 6 月）	H19 年度の主たる活動成果と H20 年度の活動計画
4	日本原子力学会第 2 回地震安全特別専門委員会（東京）（H20 年 6 月）	H19 年度の主たる活動成果と H20 年度の活動計画
5	日本保全学会第 5 回学術講演会（茨城）（H20 年 7 月）	地震により座屈が生じたるろ過水タンクの試験解析結果
6	エネルギーフォーラム H20 年 8 月号	H19 年度の主たる活動成果と H20 年度の活動計画
7	非破壊検査協会東関東非破壊検査研究会（茨城）（H20 年 6 月）	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
8	日本機械学会 M&M2008 特別フォーラム（滋賀）（H20 年 9 月）	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

	会議	公表概要
9	非破壊検査協会秋季講演大会（宮城）（H20 年 11 月）	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
10	日本材料学会フォーラム（東京）（H20 年 12 月）	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
11	原技協定例記者懇談会（H21 年 5 月）	H20 年度の主たる活動成果と H21 年度の活動計画
12	第 7 回 NDE 国際会議（横浜）（H21 年 5 月）	硬さ法による塑性ひずみ測定と予ひずみ材の低サイクル疲労試験結果
13	日本機械学会 M&M 2009（札幌）（H21 年 7 月）	SANE 委員会活動概要の紹介（評価基準、点検方法、疲労強度、RPV ペデスタル弾塑性評価など）
14	日本機械学会 M&M 2009（札幌）（H21 年 7 月）	低サイクル疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響など
15	日本機械学会 D&D 2009（札幌）（H21 年 8 月）	弾塑性モデルを用いた原子炉本体基礎部の変形挙動評価方法の紹介
16	SMiRT-20（ヘルシンキ）（H21 年 8 月）	委員会活動概要の紹介（評価基準、点検方法、疲労強度、RPV ペデスタル弾塑性評価など）
17	関西原子力懇談会（大阪）（H21 年 9 月）	委員会活動概要の紹介（評価基準、点検方法、疲労強度、RPV ペデスタル弾塑性評価など）
18	APCNDT2009（横浜）（H21 年 11 月）	委員会活動概要の紹介（評価基準、点検方法、疲労強度、RPV ペデスタル弾塑性評価など）
19	発電技検 NDE シンポジウム 2009（東京）（H21 年 12 月）	委員会活動概要の紹介（評価基準、点検方法、疲労強度、RPV ペデスタル弾塑性評価など）
20	東北原子力懇談会（仙台）（H21 年 12 月）	委員会活動概要の紹介（評価基準、点検方法、疲労強度、RPV ペデスタル弾塑性評価など）
21	JAEA CCSE ワークショップ（東京）（H22 年 1 月）	委員会活動概要の紹介、ろくろ、循環水配管の損傷評価、RPV ペデスタル弾塑性評価など
22	保全学会 検査・評価・保全に関する連携講演会（東京）（H22 年 1 月）	地震前後の点検・評価（ガイドラインの構築、地震動特性による評価、考慮事項など）
23	日本機械学会 耐震問題研究会（東京）（H22 年 3 月）	委員会活動概要の紹介（評価基準、点検方法、疲労強度、RPV ペデスタル弾塑性評価など）
24	非破壊検査協会 保守検査シンポジウム（東京）（H22 年 3 月）	委員会活動概要の紹介（評価基準、点検方法、疲労強度、RPV ペデスタル弾塑性評価など）
25	IAEA 耐震安全ワークショップ（柏崎）（H22 年 3 月）	地震前後の点検・評価ガイドラインの検討状況
26	原子力学会春の大会（水戸） 地震安全特別セッション（H22 年 3 月）	委員会活動概要の紹介（評価基準、点検方法、RPV ペデスタル弾塑性評価など）

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。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。また基本点検、追加点検の他に、確実な設備健全性の確認および知見拡充の目的で実施する点検を予め計画する追加点検とし、検査WGでは、予め計画する追加点検の対象として、地震荷重の影響を受けやすいと考えられる配管・基礎ボルトとして選定する必要があると提案し、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。

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。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があることから、各材質に対する塑性ひずみを検出する検査手法について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、実機における塑性ひずみ検出方法に関する提案を行う。

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、知見拡充の観点からひび（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、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、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、以下の場合には、代表設備または代表部位による点検を実施しても良いこととする。

- ・ 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、保守管理の一環として実施する観点から、「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)」および「日本電気協会 保守管理規程(JEAC4209)」に基づき実施する。

また、点検・判定基準にあたっては、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巡視点検を実施するとともに、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、漏えい試験等
- 2) 追加点検：非破壊試験、塑性ひずみ測定、分解点検等

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、打診試験等
- 2) 追加点検：非破壊試験、低速走行試験等

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。

- 点検の結果確認された設備の損傷事例を踏まえ、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

点検・検査を実施・評価するにあたり、実施者・評価者は、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 予め計画する追加点検（サンプル調査）の考え方

基本点検にて異常が確認された場合あるいは地震応答解析の結果から追加点検を実施するものとしたが、これ以外にも基本点検と地震応答解析による評価により、十分に健全性の確認が可能であるものと考えられるが、より確実な設備健全性の確認および知見拡充の目的で実施する点検を予め計画する追加点検とする。検査WGでは、予め計画する追加点検の対象として、地震荷重の影響を受けやすいと考えられる配管・基礎ボルトとして選定する必要があると提案した。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詳細目視点検、浸透探傷試験（または磁粉探傷試験）を中心とし、配管内面の割れの有無を確認するための超音波探傷試験を行う。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の確認を行う。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。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。

(1) 変形

変形に対しては、詳細目視点検、塑性ひずみ測定を実施する。配管の詳細目視点検は、日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-1 試験に準拠し、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、詳細目視点検、浸透探傷試験等の表面検査を実施する。

配管詳細な目視点検は、日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-1 試験に準拠し、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、超音波探傷試験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規格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

前節より、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、実機で直接測定し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ウ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。材料表面のマルテンサイト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、地震荷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。その結果をまとめ、添付の附属書 A：塑性ひずみの検出・測定要領を作成した。

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。したがって、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によって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・検出限界を確認し、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・検出限界を調査し、適切な基準感度校正方法と探傷感度の検討を行った。その結果をまとめ、添付の附属所 B：植込みボルトの超音波探傷試験要領を作成した。

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カ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、選定され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。（添付の附属書 C：基礎ボルトのトルク確認要領を作成した。）

3.4 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、地震影響を評価するため配管からひび部を切出し断面観察する際の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

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。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。予め計画する追加点検については、地震荷重の影響を受けやすいと考えられる配管、基礎部に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。

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。なお、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。

これまで検討してきた各設備に共通する点検方法・判定基準、点検・評価者に必要とされる資格・力量をベースに地震発生後の点検手法の素案の検討を実施した。また、塑性ひずみ測定要領、基礎ボルトの超音波探傷試験といった個別技術については附属書として整理した。

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 1 号機・5 号機・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。

4. 配管系の耐震性評価

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。

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く、また確定した情報を用いる評価に加え、評価方法、評価基準についても最新の知見を活用することが望まれる。

そこで SANE 委員会では、地震後の機器・配管の健全性評価の課題について、各 WG にて検討を実施している。評価基準 WG では、最新の知見を反映した健全性評価方法、評価基準を作成すべく、地震による損傷モードを踏まえ、配管の有する耐震強度の実力値の試験結果などを参考に、ASME 規格など最新の規格の適用性を検討している。また配管振動評価 WG では、配管設計に関する保守性の一つである配管減衰定数について調査を行い、合理化のための課題を整理した。同時に減肉を有する配管の強度試験、振動試験の結果などから配管の耐震裕度に関する文献調査を実施し、配管の耐震裕度に関する検討を実施している。

これらの健全性評価方法、評価基準の検討に加え、地震による材料特性への影響の有無を検討するために、疲労・材料試験 WG では、繰り返し予ひずみを与えた材料の低サイクル疲労試験を行い、設計疲労曲線を用いた疲労累積係数による評価の信頼性向上に向けたデータの拡充を進めている。

本章では、評価基準 WG、配管振動評価 WG、疲労・材料試験 WG の今年度の活動成果について記すとともに、評価基準 WG で検討した循環水配管の健全性評価事例について紹介する。

4. 1 配管健全性評価手法の整備・検討

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している。この検討においては、ASME 規格のような余裕の適正化を図った規格の適用⁽²⁾、配管の弾塑性挙動試験、FEM による弾塑性解析評価⁽³⁾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ことを目的とする。

4.1.1 健全性評価手法の整備方針と検討課題

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）を検討している。H20 年度までの検討の概要を以下に示す。

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 S_s 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(JEAC4601のIV_AS⁽⁴⁾、ASME規格のLevel D⁽²⁾)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。これらは機器・配管が概ね弾性状態にあること、終局状態に一定の裕度を有しかつ累積ひずみがほとんど発生しない状態にあることを踏まえて許容応力を設定している。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。4.3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。

ASME Level CはJEAG4601に比べて、1次応力に対する評価法が改訂されている。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。そこで評価基準WGでは、配管を対象に地震時に想定される損傷モードを踏まえてJEAG4601とASME Level Cの比較を行い、地震後の配管の健全性評価への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実施した。検討結果を参考資料1および参考資料2に示すが、日米で想定される地震の繰返し数の相違を除けばASME Level Cを用いた配管の健全性評価が妥当であることがわかった。

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⁽³⁾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+ピーク応力の評価について検討を実施した。

これまでに実施した文献調査、過去の試験データの調査の結果、1次応力の扱いに関するASME Level Cの妥当性は概ね検証されていることなどはわかったが、累積ひずみの発生などを捕らえたデータが少なく、進行性変形の抑制や終局状態に対する裕度の定量的な評価などについては更なる検討を要することがわかった。

4.1.2 新評価手法の整備に向けた取り組み

前述の課題について検討し、地震後の配管の健全性評価、再起動基準としての許容限界を試験により確認して地震後の再起動基準用評価手法を構築することを目的に、H21年度から電力共通研究「地震後の配管等の耐震健全性評価基準の高度化研究」を開始した。この研究では、配管要素および配管組合せ試験体を用いた動的試験、静的試験を実施してひずみや変形を計測する。その際、3～12Sm相当の負荷を与えるが、損傷の有無を観察するだけでなく、累積ひずみの発生に着目した評価を行い、配管の地震後の健全性評価、再起動のための評価基準の策定に資することとする。電力共通研究の計画について、添付の参考資料3に記す。

4.1.3 新評価手法の構成案と今後の検討事項

配管の耐震性に関する新評価手法の構成案を以下に示す。今後、電力共通研究で得られたデータなどをもとに、評価基準の策定、評価方法の提案を行い、配管の耐震性評価基準の作成を目指すとともに、地震後の再起動評価用基準の検討を行う。

配管耐震性評価手法の構成案

- (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

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) 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
- (4) 日本電気協会 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008

＜参考資料1＞ 想定すべき損傷モードと規格・基準の対応について

地震が有する繰返し特性を勘案すれば、機器に生じる損傷を、(a) 著しく高い地震荷重が作用することによる一過性の損傷、及び、(b) 中程度の地震荷重が繰返し作用することによる累積性の損傷、に分類することもできる。具体的な損傷モードとしては、(a) については破断、崩壊、過大変形、座屈等、(b) としては疲労、進行性変形(ラチェット)等を想定することができる。

表＜参考1＞－1に、クラス1容器、管、弁、支持構造物に関するこれらの損傷モードと技術基準の対応を示す。

表＜参考1＞－1 地震時に想定すべき損傷モードと技術基準*の対応

損傷モード		技術基準*の条文(関連箇所のみを抜粋)	備考
一過性の損傷	破断(崩壊)	1) クラス1容器、クラス1管、クラス1弁及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅳにおいて、延性破断にいたる塑性変形が生じないこと	
	過大な変形(座屈含む)	2) クラス1容器、クラス1管、クラス1弁及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。 3) クラス1容器にあっては、運転状態Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ並びに試験状態において、座屈が生じないこと。 4) クラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。	
累積性の損傷	疲労破壊	5) クラス1容器、クラス1管、クラス1弁及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ、Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。	民間規格改訂において着目(JEAC,ASME)
	進行性変形**	6) クラス1容器、クラス1管、クラス1弁及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ、Ⅱにおいて進行性変形が生じないこと。	
耐震性全般		1) 原子炉設備並びに1次冷却材、2次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその付属設備は、これらに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。 2) 前項の地震力は、原子炉設備並びに1次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその付属設備の構造並びにこれらが損壊した場合における災害程度に応じて、基礎地盤の状況、その地方における過去の地震記録に基づく震害の程度、地震活動の状況等を基礎として求めなければならない。	第5条の解釈において評価手法としてJEAG4601を指定

* 経済産業省 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 2010年2月10日版

** 進行性変形自体は直接的な損傷ではないが、これを抑制することは適切な疲労損傷評価のための前提

表<参考1>－2には、クラス1管に関する想定すべき損傷モードと民間規格（JEAG4601補-1984，JEAC4601-2008）の対応を示す。また、日米で想定すべき損傷モードは同じと考えられることから ASME Sec.III-2007 との対応も同表に示す。表より、いずれの規格も全ての損傷モードに対応していることは明らかであるが、近年の規格の特徴として、荷重等の条件を従来より詳細に区分した上で、特定の条件下（表中の※1～※5）における制限は緩和される傾向がある。

表<参考1>－2 クラス1管に関して想定すべき損傷モードと民間規格の対応

損傷モード	JEAG4601 補-1984	JEAC4601-2008	ASME Sec.III-2007
一過性の損傷 ・破断(崩壊) ・過大な変形 (座屈含む)	IVAS, IIAS 1次応力(曲げ応力含む)の制限	Ds ① 1次応力(膜+曲げ)の制限 ※1 ② 1次応力(ねじり, 曲げ+ねじり)の制限 ※1 地震以外の短期機械荷重が存在しない場合, ①は評価不要 Cs ① 1次応力(膜+曲げ)の制限 ② 1次応力(ねじり, 曲げ+ねじり)の制限	D, C ① 内圧の制限 ② 1次応力の制限 ③ 支持点変位による応力の制限 D (代替), C (代替) ※2 ① 内圧の制限 ② 重量による応力の制限 ③ 重量と慣性力等による応力の制限 ※3※4 ④ 支持点変位による応力の制限 ※4※5 ※2 内圧と交番性動的荷重(繰返し数: 20回以下)だけが作用する場合は代替規定を適用してもよい ※3 発生応力算定に B2'係数を適用 ※4 C (代替)の許容値は D (代替)の70% ※5 配管系の特性により, 2種類の許容値を規定
累積性の損傷 ・疲労破壊 ・進行性変形	IVAS, IIAS 共通 1次+2次+ピーク応力の制限	Ds, Cs 共通 1次+2次+ピーク応力の制限	

＜参考資料2＞ ASME 規格に関する検討

平成20年度の評価基準WGにおいて、ASME Sec.III-2007 のレベル C の代替規定の妥当性や導入された場合の合理化効果について検討がなされた。表＜参考2＞－1の通り、検討課題として8課題を摘出し、文献調査と再現解析により7課題については妥当と判定された。日米で想定する地震荷重の繰返し数の違い(課題7)については、レベル C 付近の地震荷重にて支配的な損傷モードと予想される配管の進行性変形の大きさを検討する際の重要因子であることから、中長期的な課題として電共研で検討されている。

表＜参考2＞－1 ASME Sec.III-2007 のレベル C の代替規定に関する8課題の検討結果

課題		検討結果
1	ASME 規格の地震応力取扱方法の考え方について	1次応力でも2次応力でもない地震応力に対して、B2'係数を適用すると の ASME の考え方には妥当性がある
2	地震荷重と静的な変位制御繰返し荷重の同等性	地震による動的加振と静的変位制御荷重の繰返しは同等とみなせる ('90 年代の JST メンバ'-の成果, ASME PVP 2000 文献)
3	既往試験における 3.15Sm 以下の発生応力による破断、崩壊発生の有無確認	既往電共研で実施されたエルボ、ティー等の試験を再評価し、3.15Sm 以下の発生応力が繰返し作用しても、エルボ、ティー等は破断、崩壊しないことを確認
4	B2'係数に対する NRC の見解(経緯)	90 年代、NRC は B2'係数を全否定していたが、その後 ASME に大幅譲歩し、本年 4 月時点で、地震応力は1次応力でないと認めた
5	Test#37 の試験体に生じた応力の評価	・減衰定数1% (日本規格) としての評価では発生応力は約 46Sm ・減衰定数5% (米国規格) としての評価では発生応力は約 16Sm ・いずれもレベルC許容値を超えていたことを確認した
6	炭素鋼の動的ひずみ時効効果	地震により、有意な動的ひずみ時効効果が生ずる可能性は低い ('90 年代の JST メンバ'-の成果, ASME PVP 2005 文献)
7	日米で想定する地震の繰返し数の違い	既往電共研で実施されたエルボ、ティー等の試験体に生じた累積ひずみを繰返し数60回として再評価したが、レベルC～D付近の比較的低めの荷重条件に関する知見は十分でなかった。
8	短期的代替基準による合理化効果の試算	ステンレス鋼製、600A, Sch.100 のエルボに生ずる1次+地震応力を試算し、許容値比で約1.28倍の効果が見込める

<参考資料3> 電力共通研究「地震後の配管等の耐震健全性評価基準の高度化研究」の計画

背景及び目的

柏崎刈羽原子力発電所のように、地震を経験したプラントの再起動評価手法が現状、国内になく、保守的に設計用評価手法(JEAG4601-1987)を用いており、設計マージンを含んだ評価となっている。

建設時とは異なり、対象機器が確定している運転プラントの地震後の再起動評価に際しては、設計マージンは不要であり、現実的な評価基準を準備することが望まれる。

地震後の再起動基準としての許容限界を試験により確認するとともに、地震後の再起動基準用評価手法を構築することを目的とする。

地震後の耐震健全性評価の特徴

(1)構造及び材料が確認可能

設計時と異なり、対象機器が存在することから既存の構造及び材料物性に対して健全性を評価する考え方を採用できる。

(2)地震荷重を含め作用した荷重が確認可能

地震時に作用した荷重が確認可能である。

(3)損傷限界までの裕度が把握可能

地震を含め作用した荷重が確認可能であり、地震後の損傷限界までの裕度が把握可能である。以上より、材料不確定性に関するマージンは不要である。

地震後の健全性

地震後に継続使用できるか否か判断するために健全性評価を行う際の前提は下記になるものと考えられる。

(1)対象施設は、少なくとも当該地震に対して安全機能（地震時に原子炉を止める及び冷やす機能並びに放射性物質を閉じ込める機能）が確保されていること。

(2)地震後に継続使用するためには設計時に想定した機器の構造及び材料が維持されていることが必要。すなわち、有意な変形やき裂発生により形状寸法が変化していたり、ひずみ累積などによる物性値の変化（延性の低下、疲労強度の低下 等）が生じていないこと。

(3)継続使用した場合に、設計時に想定した荷重（通常運転時、異常な過渡変化時及び事故時の荷重）に対して健全性が確保されること。（疲れ累積に関しては当該地震の影響を重畳して評価することが必要。）

以上より、これを担保するためには当該地震において「累積ひずみが有意でない」ことを示すことが必要である。

既往研究

耐震に関する過去に実施された研究として以下がある。下記研究により地震時の配管損傷形態は低サイクルラチェット疲労であることが確認され、管の許容基準 JEAC2008Draft, 2007ASME Sec.III等の改定に至った。

・電共研「機器・配管系の地震時許容基準に関する研究(フェーズⅠ,Ⅱ,Ⅲ)」配管要素試験(H8～H10

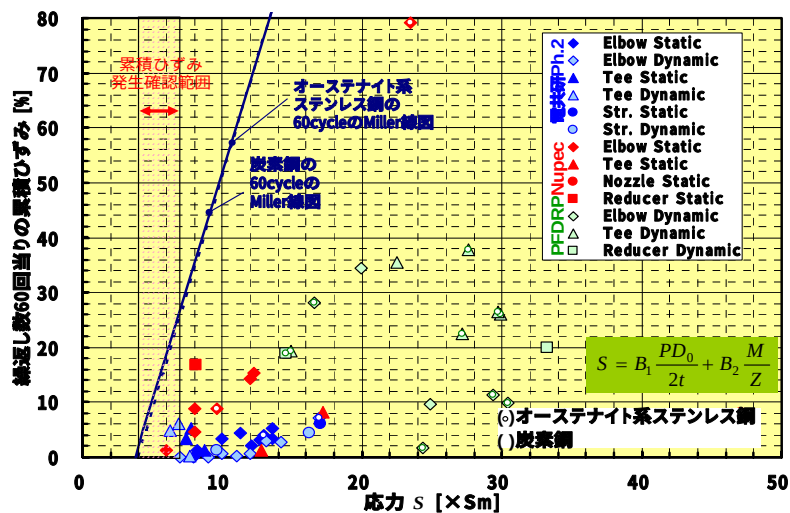
年度)

- ・ NUPEC 「原子力発電施設耐震信頼性実証 配管系終局強度」 (H10～H15 年度)
- ・ EPRI/NRC 等 “ Piping and Fitting Dynamic Reliability Program ” (1985～1992 年)
- ・ FBR 配管の耐震性検討；電中研報告書 U92022,U94012,U95017(H4～H7 年度)

これらの研究では、配管系の限界状態の定義として次に示すものが想定されている。

- 低サイクルラチェット疲労によるき裂貫通，漏水（局所的なひずみ）
- 進行性過大変形(P-δ効果)（全断面の変形）

NUPEC H15 年度報告書によると、現行の許容基準は主に ii) が支配的となっており、i) に対して 10 倍程度の裕度を有していることが示されている。しかし、上記研究はいずれも供用状態 Ds を超えて崩壊に至るような高い応力状態の試験であり、これらよりも低い応力状態において支配的になりうるラチェット現象に着目した評価は十分なされていない。



これらの試験は、応力が概ね 6Sm を越える領域で実施されており、プラント供用状態 Ds 相当の設計許容応力の妥当性を示す裏付けとしては有効である。

一方、本研究の目指す地震後のプラント再起動の評価基準（供用状態 Cs 相当）としては、累積ひずみの発生に着目し、Ds の 0.7 倍程度の更に低い応力レベルでのデータが必要だが、現状、これらを示すデータがないこと、過去に実施された試験における累積ひずみ等のデータも残っていないことから、低い応力レベルでの試験が必要である。

実施事項

静的試験，動的試験，配管組合せ試験，評価基準案策定のための解析等を実施する。

4.2 配管の耐震健全性評価

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、座屈などである。過去に電力共同研究や国プロで実施された配管の要素試験では、内圧 (S_m 相当) を受ける配管の地震による損傷形態は、ラチェット変形 (進行性変形) を伴う低サイクル疲労が支配的であることが報告されている^(1,2,3)。配管振動評価WGでは、H20年度に配管減衰定数に関する検討として設計用減衰定数の設定経緯に関する調査を行い、配管減衰定数の合理化のための課題を整理した。また配管の耐震健全性調査の一環として減肉配管の低サイクル疲労挙動について調査を行い、減肉を有する配管の強度試験、振動試験の結果から減肉を有する配管でも高い耐震裕度を有していることを確認した。H21年度は、引続き配管の耐震健全性に関する調査を実施し、直管を対象に応力レベルと配管の損傷形態との対比、ならびに曲管を対象とした減肉形状と損傷形態に関する文献について調べた。文献調査の結果を以下に示す。

4.2.1 直管の繰り返し载荷試験における応力レベルと損傷について

中村ら^{3,4)}は、変位制御の直管の繰り返し4点曲げ試験の結果から、変位と損傷の形態について検討した。試験には高圧配管用炭素鋼鋼管 STS410 (100ASch80) を用い、内圧 11MPa を負荷し、0.2Hz の正弦波 5 波を 1 ブロックとして変位量を $\pm 5\text{mm}$ から $\pm 95\text{mm}$ まで $\pm 5\text{mm}$ 単位で段階的に増加させた。試験中、周方向の 8 点についてひずみを計測し、変位量とひずみ範囲、モーメントと入力変位関係 ($M-\delta$ 関係)、残留変形などを計測した。

入力変位と配管の変形挙動、損傷状況について、表 4.2.1 にまとめる。ここで一次応力は、弾性を仮定して仮想的に求めている。実験結果からは、 $\pm 20\text{mm}$ ($4.2S_m$) 以上の载荷で配管の $M-\delta$ 関係に非線形挙動が観察されたが、外観観察で変化が確認されたのは酸化皮膜のしわが観察された $\pm 25\text{mm}$ ($5.2S_m$) 以上であった。配管の外径増加は $\pm 15\text{mm}$ ($3.2S_m$) から確認されたが、このときの増加量は $0.1\sim 0.2\text{mm}$ であった。JIS 規格における配管の外径許容誤差以上の変形を外径変化の判断基準とする場合、許容誤差を上回る変形量が検出されたのは $\pm 35\text{mm}$ ($7.1S_m$) の载荷以降であった。き裂が貫通したのは、 $\pm 95\text{mm}$ ($18.9S_m$) の入力で 5 サイクル目であった。原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601, 旧基準)⁶⁾ では一次応力は $3S_m$ に制限されているが、 $3S_m$ では配管の一部は塑性化するものの、 $M-\delta$ 関係にはほとんど影響がなく、ほぼ線形関係と考えられる程度であった。

本 WG で実施した直管の繰り返し载荷試験に関する文献調査結果のまとめを表 4.2.1 に示す。表 4.2.1 より、設計基準は外観上の変化 (約 $5S_m$)、寸法変化 (約 $7S_m$)、き裂貫通 (約 $19S_m$) に対して大きな裕度を有していることがわかる。

4.2.2 局所減肉を有するエルボ配管の低サイクル破損挙動評価

高橋、安藤ら^{7,8)}は、様々な形状の減肉が存在するエルボ配管の低サイクル疲労試験を行い、減肉条件の違いによる破損挙動の解明および破損評価方法について検討を行った。図 4.2.1 に試験に供した試験体の形状、配管の材質、減肉位置を示す。試験体は高温配管用炭素鋼鋼管 STPT410 であり、外径: 114.3mm (100A)、肉厚: 6.0mm (Sch40) である。試験に供した試験体の減肉の位置は背部、脇部、腹部のいずれかであり、減肉率 (減肉量/板厚) は 0.5 もしくは 0.8 、減肉角

(減肉部の周方向角度)は 90° もしくは 180° である。試験は室温大気中、面内曲げで実施し、内圧は負荷しなかった。試験の結果、腹部もしくは脇部に減肉が存在し減肉率が大きい場合には座屈後に周方向き裂が発生して疲労寿命が短寿命となった。背部に減肉を有する場合には、座屈は発生せず軸方向のき裂が発生し、比較的長寿命を有していた。有限要素解析の結果、き裂の発生位置は最大ひずみ幅位置であり、き裂進展方向は最大ひずみ幅の方向に垂直であった。

実験および有限要素解析の結果より、高橋、安藤ら減肉形状と破損挙動を予測し、図 4.2.2 に示す破壊評価線図を提案している⁸⁾。図 4.2.2 では、各減肉位置、形状(減肉率、減肉角)と減肉配管の損傷形態を示しており、各部位において実線で示した減肉率、減肉角より右上に位置する場合には座屈が生じ、座屈部に周方向き裂が発生して短寿命になる。一方、左下にある場合には座屈は発生せず、軸方向き裂が生じ長寿命である。図 4.2.2 より、背部に減肉がある場合には減肉率で 0.6 以上、減肉角で 150° 以上でないと座屈は生じておらず、腹部、脇部に減肉が存在するエルボ配管に比べて高い健全性が維持されていることがわかる。

4.2.3 まとめ

H21 年度、配管振動評価 WG では直管の繰返し載荷試験、ならびに局所減肉を有する曲管の低サイクル疲労試験に関する文献調査を実施した。その結果、配管の設計基準は直管の外観変化、き裂の発生に対して大きな裕度を有していること、局所減肉を有するエルボ配管でも大きな裕度を有しており特に背部に減肉を有する配管の裕度が大きいこと、などを確認した。これらの調査結果で得られた情報については、地震後の配管の健全性評価基準の検討などに参考にする予定である。

表 4.2.1 入力変位と配管の変形挙動、損傷状況

入力変位	一次応力	変形挙動、損傷状況
$\pm 10\text{mm}$	2.2 Sm	・溶接部近傍載荷方向で塑性挙動を示す ・M-δ 関係はほぼ線形
$\pm 15\text{mm}$	3.2 Sm	・全断面の載荷方向計測点で塑性域に入る ・M-δ 関係はほぼ線形(復元力特性に塑性化の影響なし) ・外径のわずかな増加(0.1~0.2mm)が観察される
$\pm 20\text{mm}$	4.2 Sm	・全断面の載荷直行方向以外の計測点で塑性域に入る ・M-δ 関係が若干非線形挙動を示す
$\pm 25\text{mm}$	5.2 Sm	・$\pm 25\text{mm}$ 載荷以降で顕著に残留ひずみが累積 ・酸化皮膜(黒皮)の“しわ”が観察された
$\pm 35\text{mm}$	7.1 Sm	・JIS の外径許容差を超える変形が認められた
$\pm 95\text{mm}$	18.9 Sm	・5 サイクル目でき裂貫通

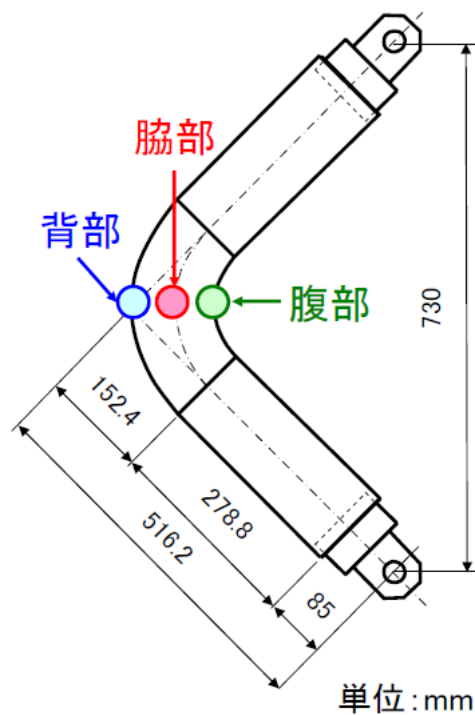


図 4.2.1 試験体形状, 材料特性と減肉位置

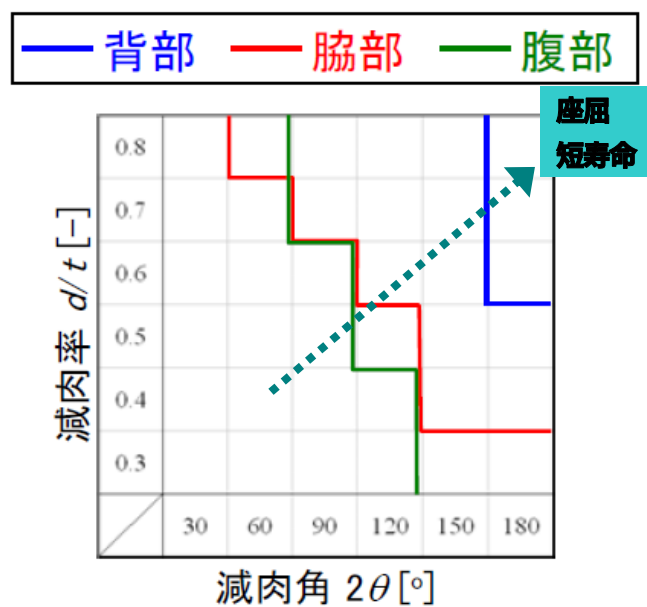


図 4.2.2 減肉を有するエルボ配管の破壊評価線図

参考文献：

- (1) 佐藤輝朗, “配管耐震基準の現状と将来への展望”, 第39 回原子力総合シンポジウム予稿集, pp. 99-108. 2001 年5 月
- (2) (財) 日本電気協会 原子力発電耐震設計専門部会 機器・配管部会, “管の地震時許容基準の改定に関する調査報告書(案)”, p. 3.1-22. 平成15 年1 月
- (3) (独) 原子力安全基盤機構, 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, 平成16 年6 月
- (4) 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
- (5) 中村いずみ、大谷章仁、白鳥正樹、「繰り返し载荷を受ける配管の作用荷重レベルと損傷状況の比較」日本機械学会 M&M2008 材料力学カンファレンス CD-ROM 論文集 GS0507
- (6) 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
- (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) 荻野ら, “ 局所減肉を有するエルボ配管の低サイクル疲労破損挙動に及ぼす内圧の影響 ”, 日本機械学会[No.09-3] M&M2009 材料力学カンファレンス CD-ROM 論文集 OS1424, (2009)

4. 3 配管材の疲労寿命データ拡充

4. 3. 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労累積係数により評価可能であることが前提となる。

これまでの検査の結果、中越沖地震により、耐震設計グレードの高い安全上の重要機器には外観上の大きな損傷(延性破断、塑性崩壊、過大な変形、座屈等)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、降伏点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。疲労・材料試験 WG では、塑性ひずみの影響について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を実施している。

(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、材料特性の基準となる降伏点(耐力)や引張強さなど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

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、飯田らの研究により、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ことが知られている。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

電力共同研究や国プロで実施された配管の要素試験では、内圧（ S_m 相当）を受ける配管の地震による損傷形態は、ラチェット変形（進行性変形）を伴う低サイクル疲労が支配的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変形を伴った低サイクル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、材料の累積ひずみが負荷繰返し数とともに漸増していく条件下での疲労強度特性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

4. 3. 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 4.3.2-1 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 4.3.2-1 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) の単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⁾。

4. 3. 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 $\varepsilon_{pre}/\varepsilon_f \leq 0.2$ 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、疲労累積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年度にはH19年度に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、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。これらは、平成20年度中間報告（平成21年4月）に報告した。

4. 3. 4 本年度の成果

本年度は、昨年度に引き続き、オーステナイト系ステンレス鋼（SUS316NG）とフェライト鋼（STS410、SFVQ1A）を対象として、特に、高温(300℃)条件における更なるデータの拡充を図り、疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみ及び平均ひずみ（ラチェット）の影響を検討した。なお、本成果は日本溶接協会 LCF 小委員会研究（H20～H22年度）の一部である。

（1）疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響

（a）試験方法

疲労試験に用いた試験片形状を図 4.3.4-1 に、試験機を図 4.3.4-2 に示す。試験には、油圧サーボ疲労試験機（容量 100kN）を用いた。低サイクル疲労試験は直径変位制御で行い、ロードセル（L/C）によって荷重を、変位計によって試験片直径を測定した。なお、本試験に用いた砂時計型試験片の軸ひずみ ε_{Taxis} は、試験片の直径変化から弾性ひずみを無視して次式で換算した。

$$\varepsilon_{Taxis} = -2 \cdot \ln \left(\frac{d}{d_0} \right) \quad (4.3.4-1)$$

ここで、 d_0 は試験前の直径、 d は試験中の直径である。なお、 ε_{Taxis} は真ひずみである。

(b) 試験結果

試験結果を纏めて図 4.3.4-3～図 4.3.4-5 に示す。予ひずみ無しの受入れ材の疲労寿命は、室温と高温(300℃)でほぼ等しいことが分る。図中には、設計・建設規格の設計疲労曲線(DFC)に一致する繰返し数の予ひずみを与えた後の疲労寿命、疲労累積係数 UF_{pre} が 0.2 になるように繰返し予ひずみを与えた後の疲労寿命をあわせて示した。なお、横軸は、次式を用いて計算される予ひずみと疲労試験の疲労累積係数を加算して、予ひずみ無しの疲労寿命を乗じた等価破損繰返し数である。

$$UF_{pre} = N / N_{f0}、UF_{post} = N_f / N_{f0} \quad (4.3.4-2)$$

ここで、 N は塑性予ひずみの繰返し数、 N_f は繰返し塑性予ひずみ付与後の疲労寿命、 N_{f0} は予ひずみ無しの疲労寿命である。

供試材 SUS316NG、SFVQ1A、STS410 と試験温度(室温と 300℃)に拠らず、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 (DFC) に対し、十分な寿命裕度が確保されていることが分かる。

繰返し予ひずみの疲労累積係数(UF_{pre})と全体の疲労累積係数($UF = UF_{pre} + UF_{post}$)の関係を図 4.3.4-6～図 4.3.4-8 に示す。供試材 SUS316NG、SFVQ1A、STS410 と試験温度(室温と 300℃)に拠らず、疲労累積係数 UF はほぼ 1 であり、予ひずみ無し材料のばらつきの範囲である。

従って、地震によって塑性ひずみを伴うような大きな繰返しひずみを実機のような高温(300℃) 運転条件で負荷された場合においても、材料の疲労寿命は疲労累積係数 UF により評価することができることが確認された。

(c) まとめ

供試材 SUS316NG、STS410、SFVQ1A を用いて高温(300℃)条件における更なるデータの拡充を図り、室温と同じく高温においても疲労累積係数(UF)による評価の妥当性が確認された。

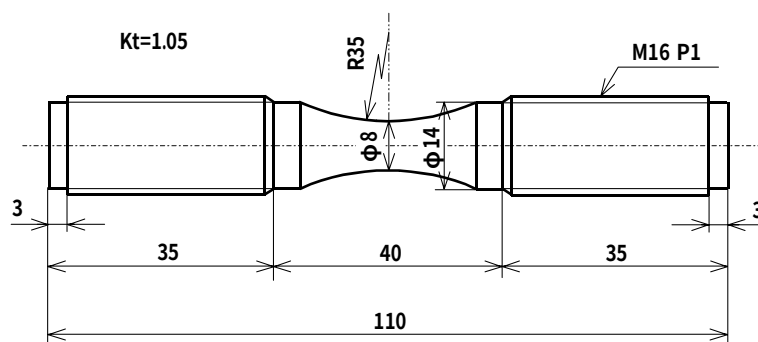
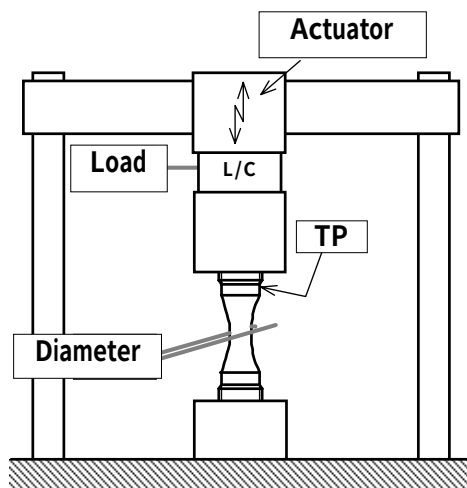
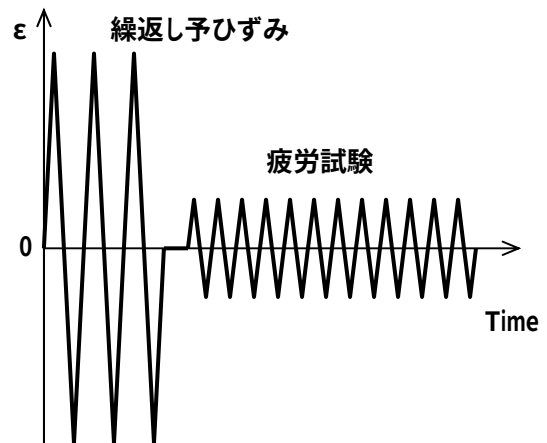


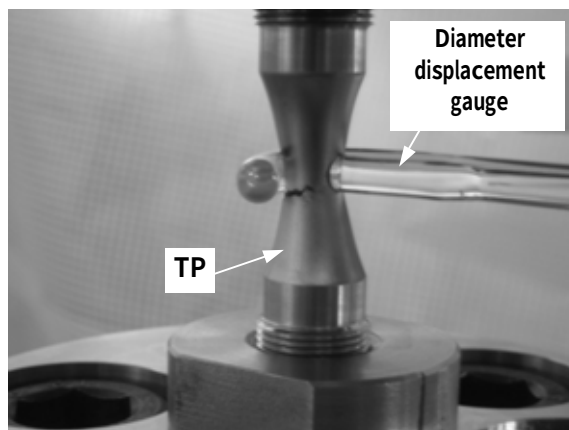
図 4.3.4-1 疲労試験に用いた試験片形状



(a) 疲労試験機の概要

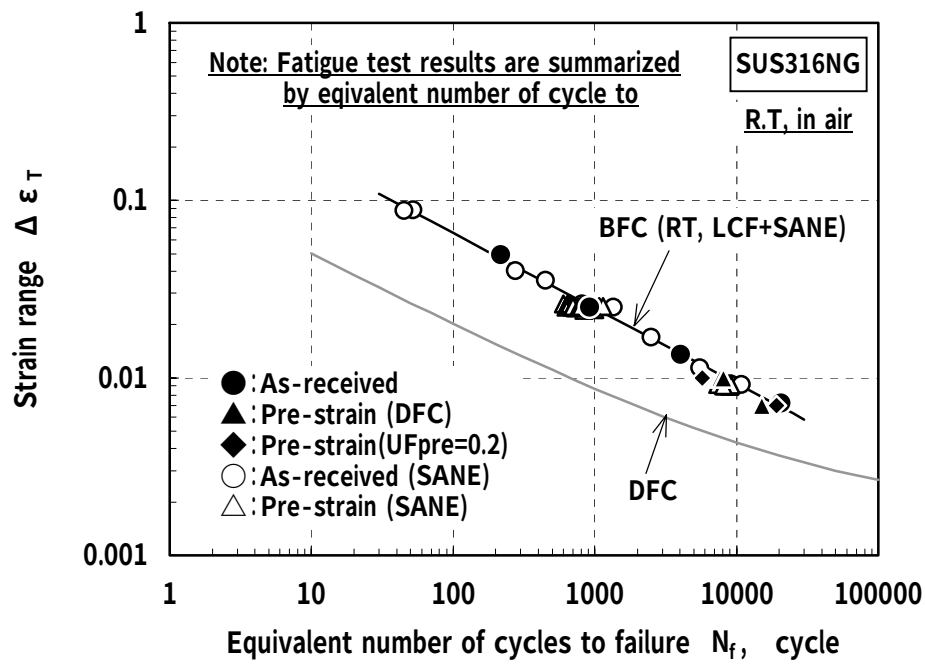


(b) 負荷ひずみのパターン

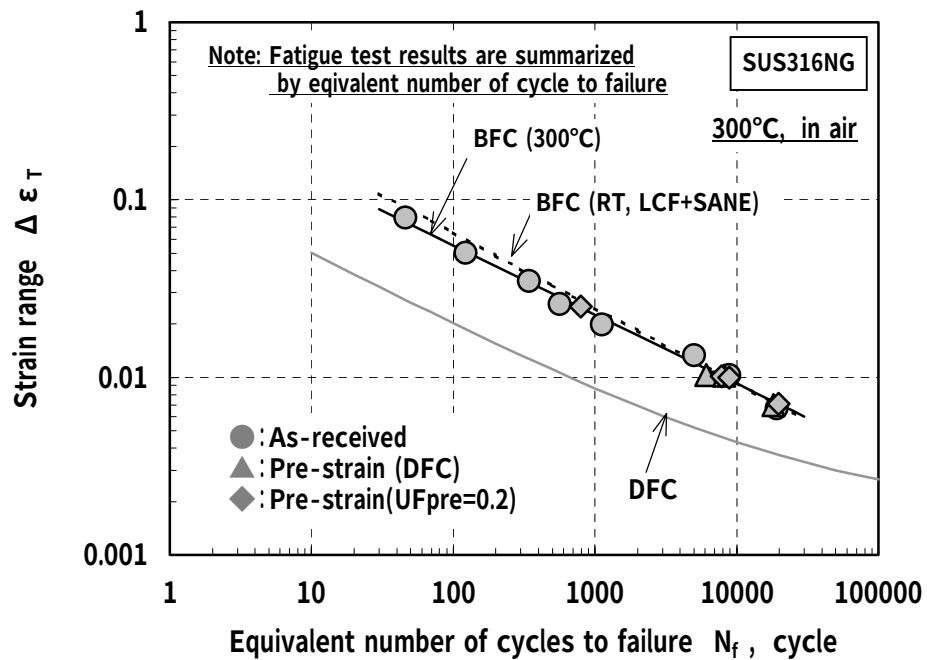


(c) 試験機及び試験片の外観

図 4.3.4-2 繰返し予ひずみ付与及び予ひずみ付与後の疲労試験に用いた試験機

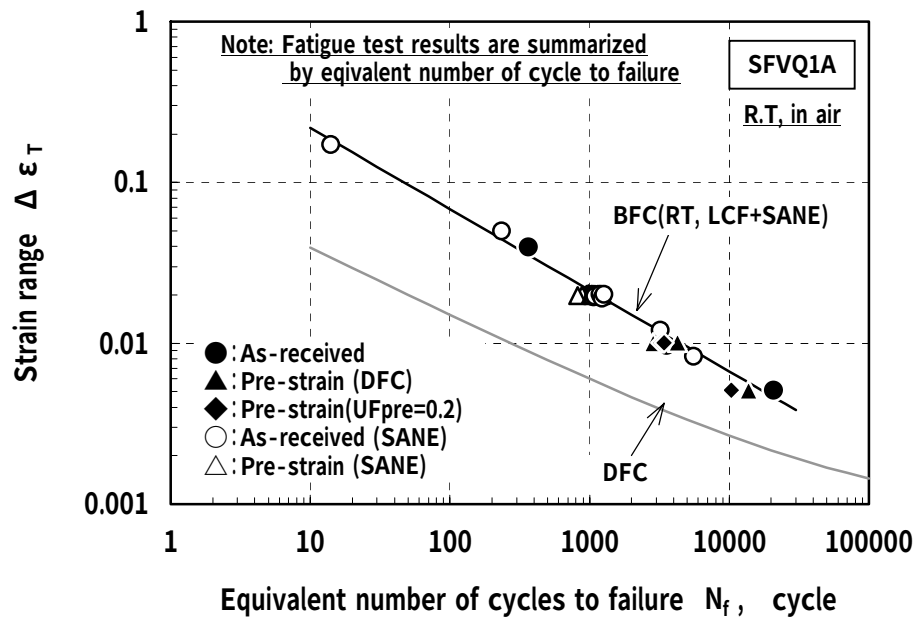


(a) R.T.

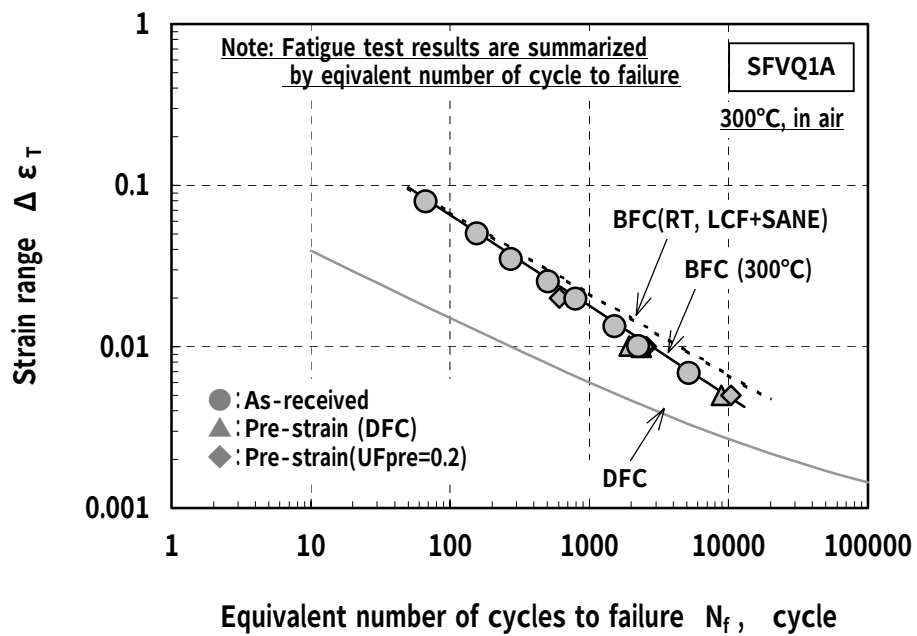


(b) 300°C

図 4.3.4-3 オーステナイト系ステンレス鋼(SUS316NG)の疲労試験結果

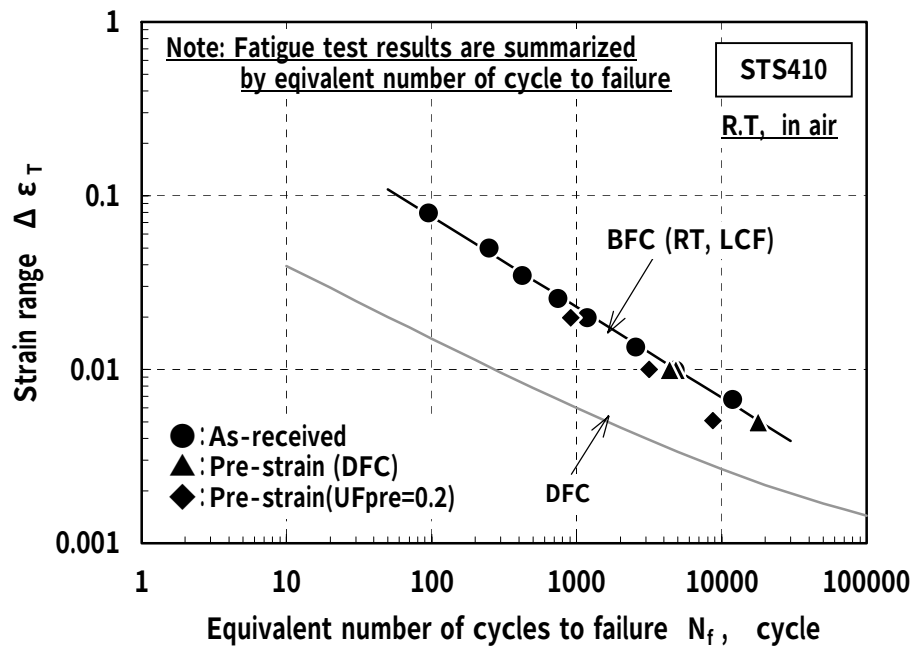


(a) R.T.

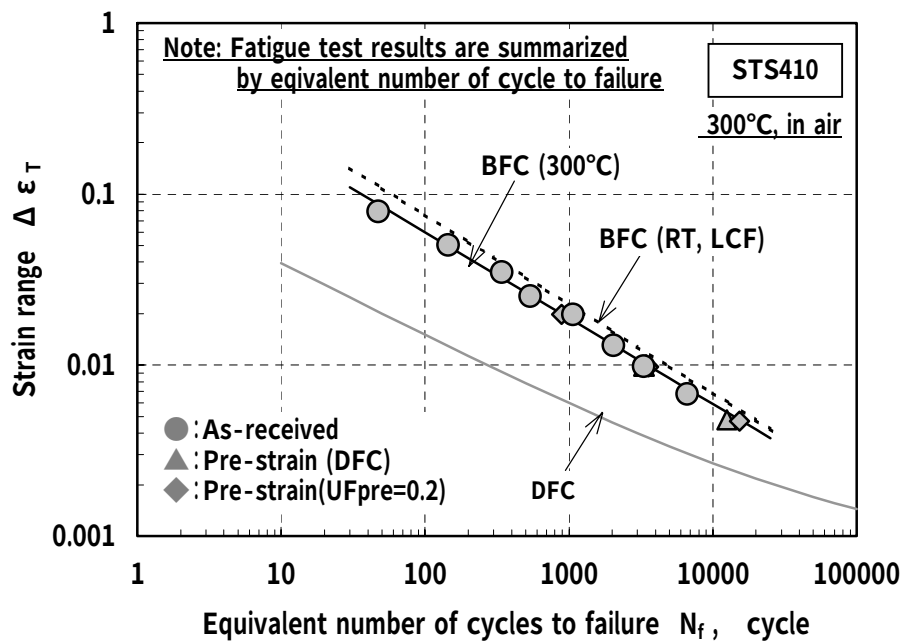


(b) 300°C

図 4.3.4-4 低合金鋼(SFVQ1A)の疲労試験結果



(a) R.T.



(b) 300°C

図 4.3.4-5 炭素鋼(STS410)の疲労試験結果

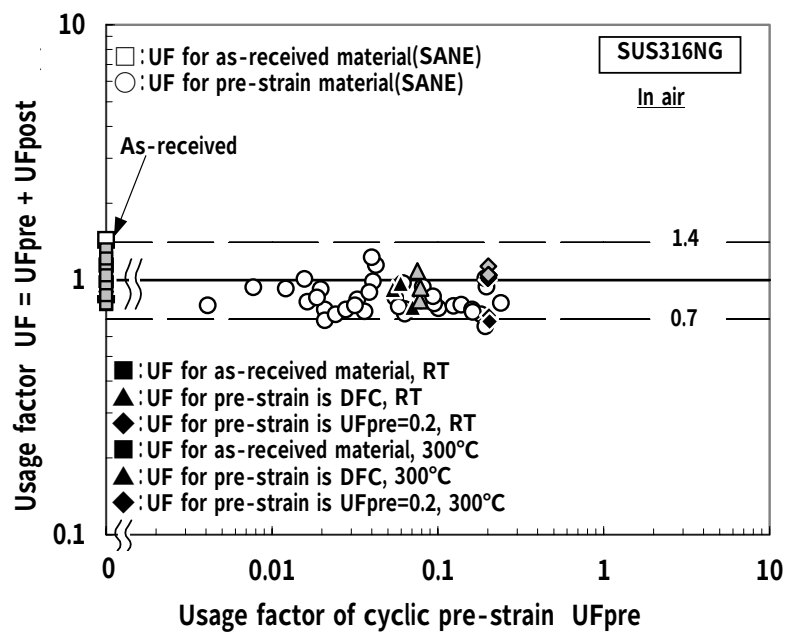


図 4.3.4-6 繰返し予ひずみの疲労累積係数と疲労累積係数の関係(SUS316NG)

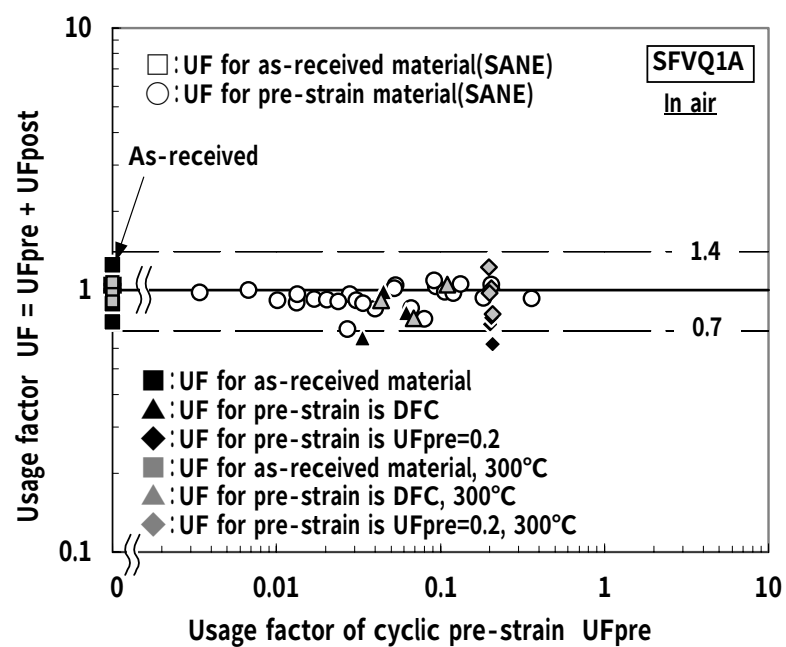


図 4.3.4-7 繰返し予ひずみの疲労累積係数と疲労累積係数の関係(SFVQ1A).

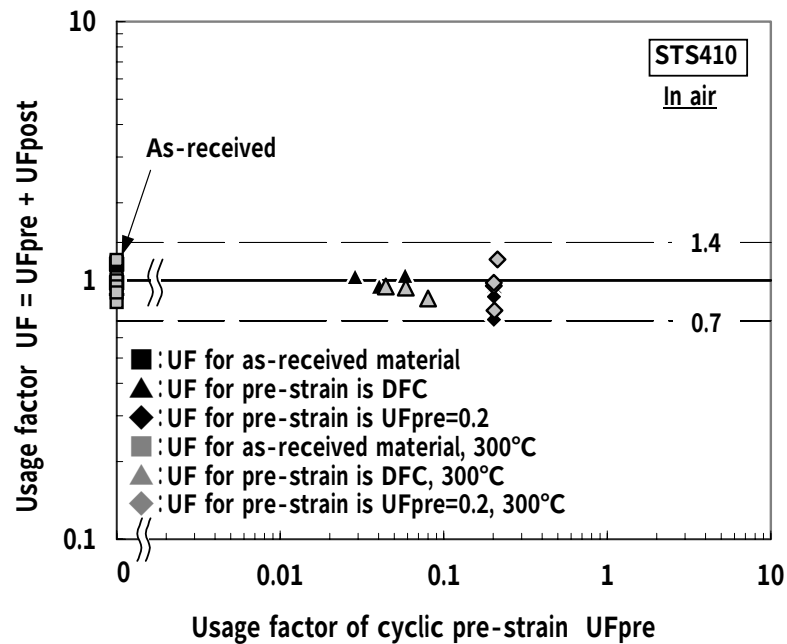


図 4.3.4-8 繰返し予ひずみの疲労累積係数と疲労累積係数の関係(STS410)

(2) 疲労寿命に及ぼす平均ひずみ（ラチェット）の影響

(a) 試験方法

疲労試験に用いた試験片形状を図 4.3.4-9 に示す。試験には、油圧サーボ疲労試験機を用い、砂時計型試験片の軸ひずみ ε_{Taxis} は、試験片の直径変化から弾性ひずみを無視して式(4.3.4-1)で換算した。

累積ひずみ負荷パターンを図 4.3.4-10 に示す。

- (a) Case①：平均ひずみ漸増（ひずみ範囲一定）条件
- (b) Case②：平均ひずみ漸増後ひずみ一定（ひずみ範囲一定）条件
- (c) Case③：平均ひずみ漸増後ひずみ一定（ひずみ範囲減少）条件
- (d) Case④：平均ひずみ一定（ひずみ範囲一定）条件

(b) 試験結果

試験結果を纏めて、全真ひずみ範囲 $\Delta\varepsilon$ と疲労寿命 N_f の関係を図 4.3.4-11～図 4.3.4-13 に示す。供試材 SUS316NG、SFVQ1A、STS410 において、ひずみ範囲一定として疲労損傷が生じるまで平均ひずみを漸増させた Case①の結果を除いて、平均ひずみが疲労寿命に及ぼす影響は小さいことが分る。特に、地震の繰返し数 60 回を想定して、平均ひずみ漸増を打切った Case②の結果は、平均ひずみを与えない疲労寿命とほぼ等しいことが分る。

現在までに得られた試験結果に対して、Torii ら⁽¹³⁾ が用いた等価疲労累積損傷

による評価を行った。本評価は、累積ひずみによる延性消耗量を等価な疲労累積係数 UF に置き換えて UF で表示する方法である。評価式を以下に示す。

$$UF_{eq,1} = N_f / N_{f0} + D_d \quad (4.3.4-3)$$

$$D_d = \varepsilon_f' / \varepsilon_{f0} \quad (4.3.4-4)$$

ここで、 N_f は疲労寿命、 N_{f0} は予ひずみや平均ひずみが 0 の場合の疲労寿命、 ε_f' は破断時点での累積ひずみ、 ε_{f0} は真破断延性である。

等価疲労累積係数 $UF_{eq,1}$ の検討結果を図 4.3.4-14 に示す。供試材 SUS316NG、SFVQ1A、STS410 に拠らず、等価疲労累積係数 $UF_{eq,1}$ の UF はほぼ 1 であり、予ひずみ無し材料の疲労寿命のばらつきの範囲である。

(c) まとめ

供試材 SUS316NG、STS410、SFVQ1A を用いて室温でラチェット疲労試験を実施し、一方向変形を伴う低サイクル疲労寿命は、累積ひずみが数十%程度以下であれば、疲労累積係数と延性消耗量の和で評価できる見通しを得た。

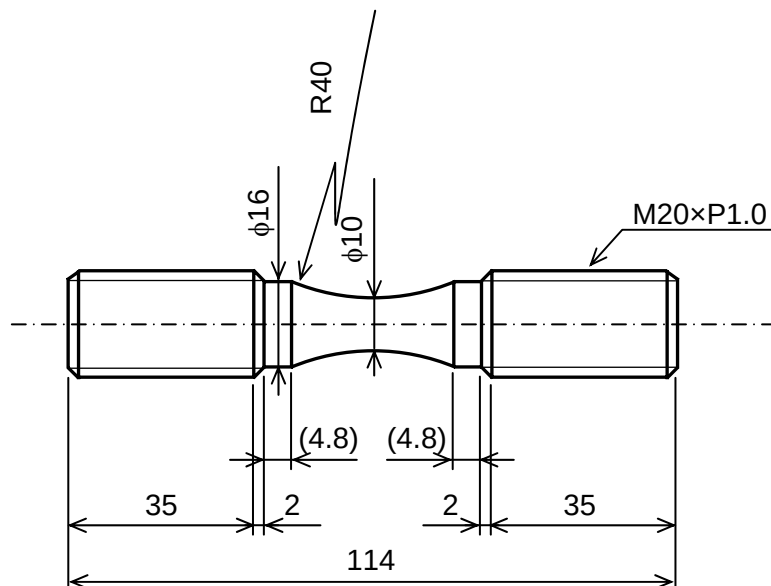


図 4.3.4-9 試験片形状および寸法(単位：mm)

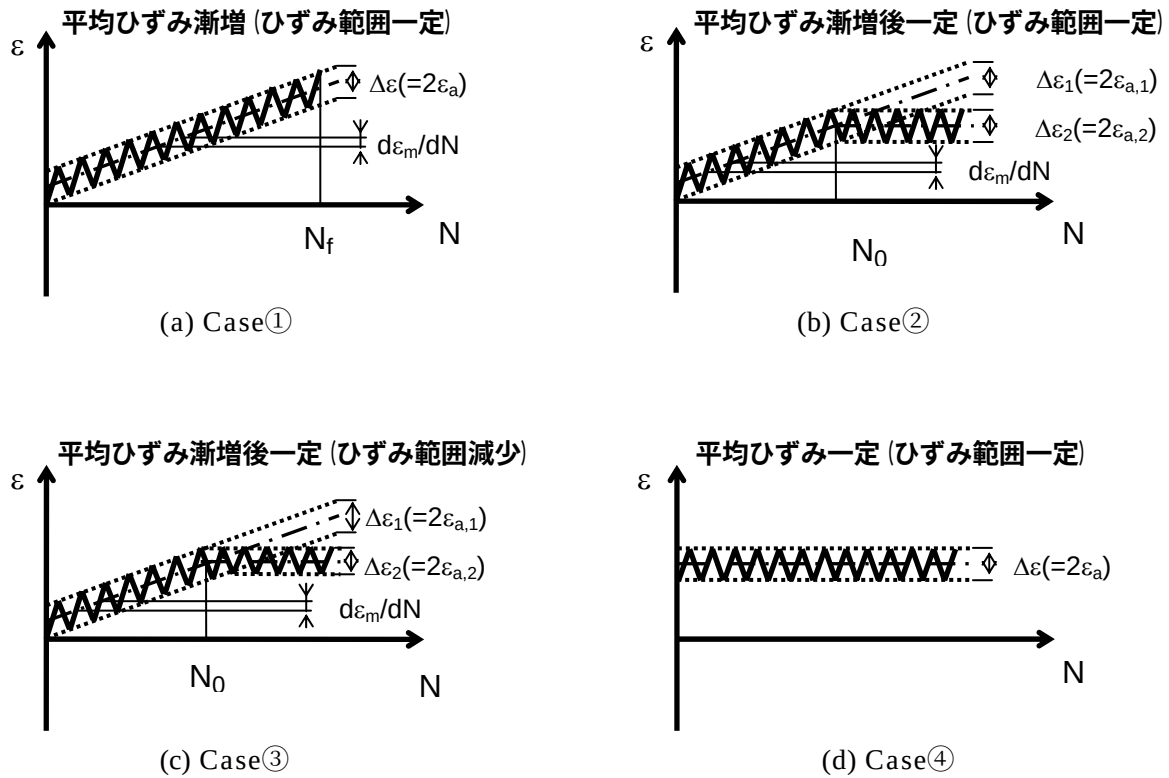


図 4.3.4-10 累積ひずみ負荷パターン

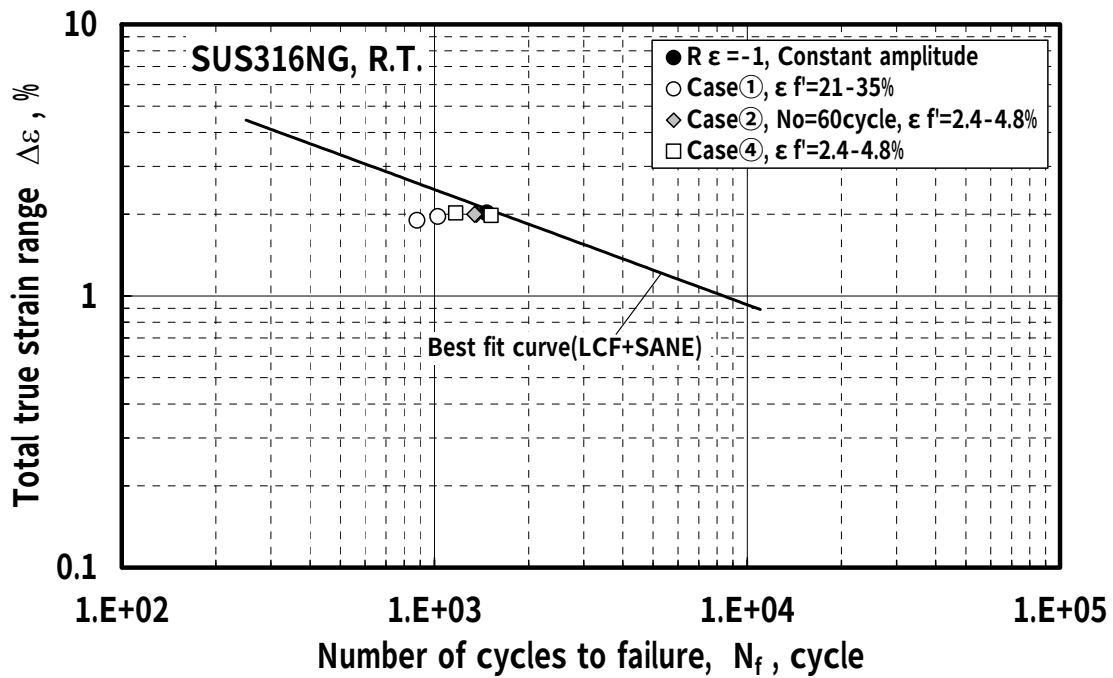


図 4.3.4-11 ステンレス鋼 SUS316NG の累積ひずみ疲労試験結果 (室温)

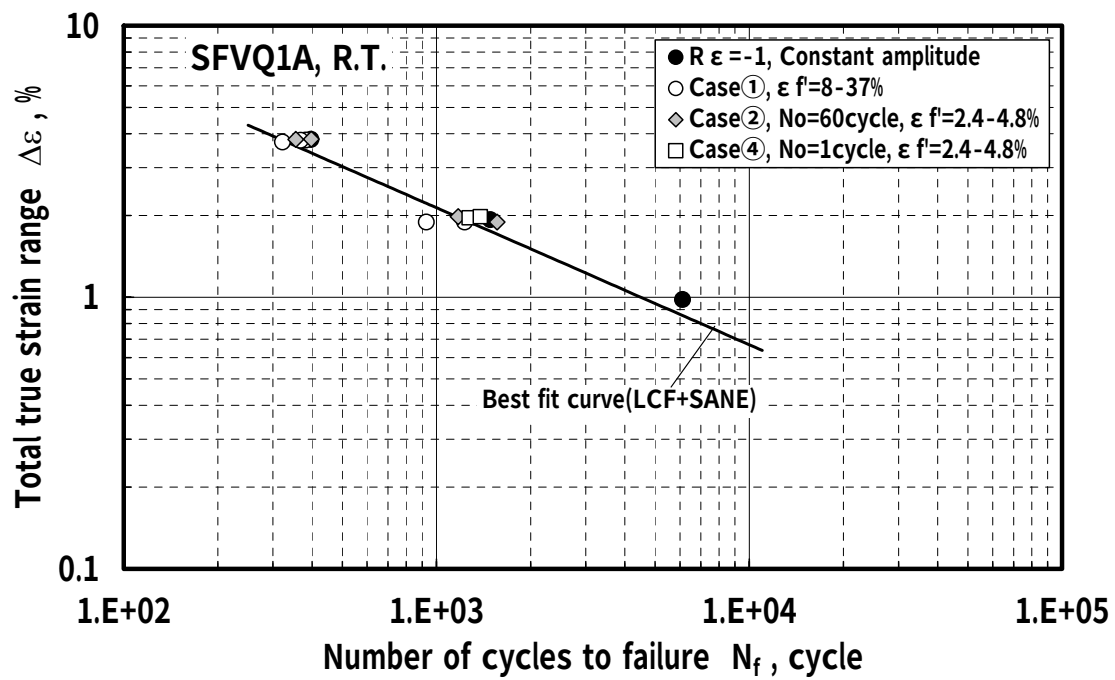


図 4.3.4-12 低合金鋼 SFVQ1A の累積ひずみ疲労試験結果（室温）

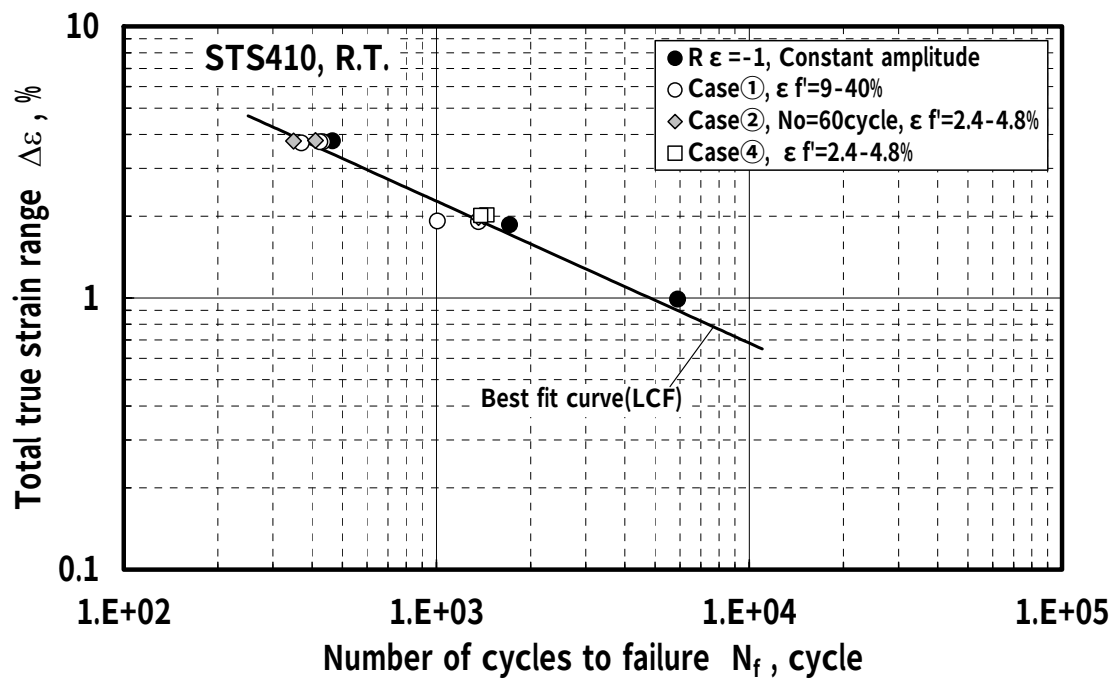


図 4.3.4-13 炭素鋼 STS410 の累積ひずみ疲労試験結果（室温）

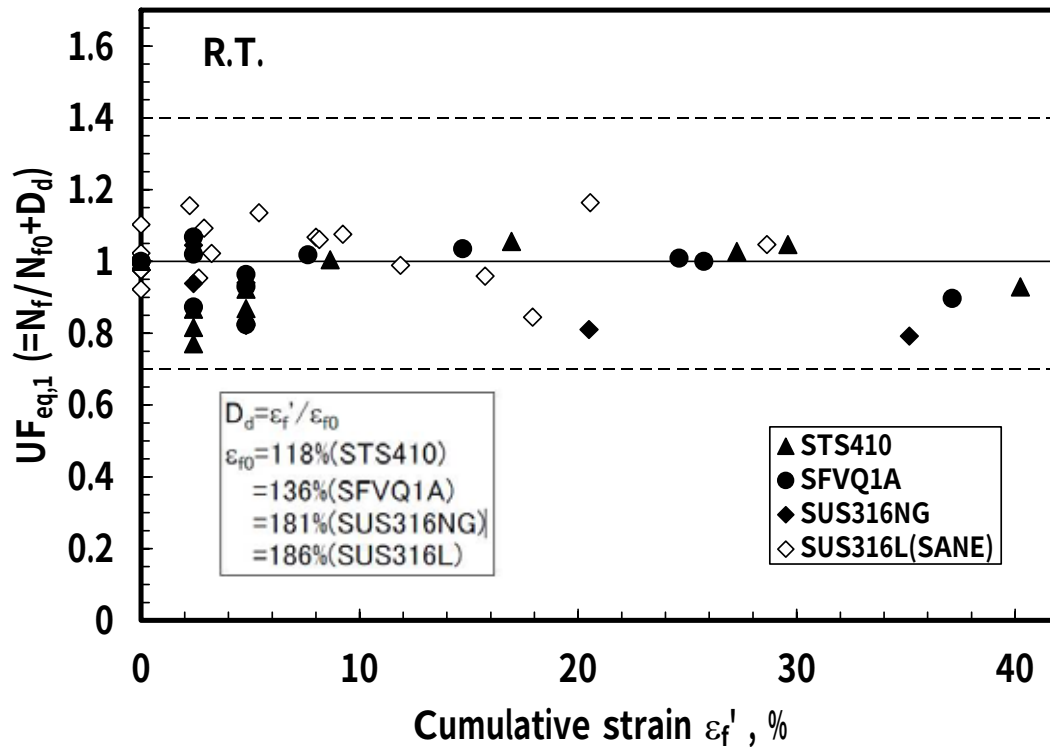


図 4.3.4-14 等価累積疲労損傷の検討結果($UF_{eq,1}=N_f/N_{f0}+D_d$)

(3) 本年度成果のまとめ

繰返し予ひずみ及び平均（ラチェット）ひずみの疲労強度への影響に関する試験データを拡充する。オーステナイト系ステンレス鋼(SUS316NG)、低合金鋼(SFVQ1A)、炭素鋼(STS410)を対象に、試験データを採取した。本年度の主な成果は以下の通りである。

- 室温と高温(300℃)で繰返し予ひずみ疲労試験を実施し、ひずみ範囲で整理した低サイクル疲労寿命は、室温と高温(300℃)でほぼ等しいことを確認した。また、繰返し予ひずみの疲労累積係数が、設計疲労曲線の許容繰返し数相当及びそれ以上の0.2程度であれば、疲労寿命は線形被害則を用いて評価できることを確認した。
- 室温でラチェット疲労試験を実施し、一方向変形を伴う低サイクル疲労寿命は、累積ひずみが数十%程度以下であれば、疲労累積係数と延性消耗量の和で評価できる見通しを得た。

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).
- (13) Torii, H., Takagi, Y., Tanaka, Y., Ogawa, T. and Komotori, J., Effect of Cumulative Pre-Strain on Low Cycle Fatigue Life of Stainless Steel, 1st Japan-China Joint Symposium on Fatigue of Engineering Materials and Structures, (2008).

4. 4 循環水配管の健全性評価

4. 4. 1 前書き

柏崎刈羽原子力発電所 1 号機から 4 号機の循環水配管土中埋設部において、新潟県中越沖地震の影響によるものと見られる変形が認められた。変形した循環水配管の継続使用を志向し、その妥当性を判断するため、配管変形部の健全性評価を実施した。本節では、柏崎刈羽原子力発電所 3 号機 B 系循環水配管放水ライン下部マイタ管を例にとり、変形した管の評価方法および評価結果を示す。

評価項目は、耐震 C クラスである循環水配管に対して設計規格で要求されている耐圧強度と座屈強度について、変形後も満足していることの確認を行った。

解析には汎用構造解析プログラム ABAQUS を用い、材料強度は使用材である SS400 の材料強度特性を用いた。

4. 4. 2 対象部位および変形状況

対象部位は変形が認められた 3 号機 B 系循環水配管放水ライン下部マイタ管の上部 30 度部分であり、図 4.4-1 に変形部位および変形状況を示す。材料は一般構造用圧延鋼材 SS400 である。図 4.4-2 に構造図を示すが、内径 3300mm、厚さ 16mm の 90 度マイタ管であり、中央に補剛環を設けた 30 度エビ管 3 個をつないだ構造である。

4. 4. 3 耐圧強度評価

配管変形部に通常使用圧力が作用した際の変形部の発生応力を確認するために耐圧強度評価を実施した。評価部位は変形部を含む 30 度部分マイタ管部とし、計測で得られた変形形状を初期形状としてモデル化を行った。また機械特性は以下の値を使用した。

ヤング率 E 200,000 MPa

ポアソン比 ν 0.3

作用内圧は強度計算書¹⁾ 記載の設計内圧 5.9kg/cm² (0.58MPa) とした。図 4.4-3a, 図 4.4-3b に内外面での Mises 応力を示すが、最大値は内面で 80MPa、外面で 63MPa であった。また、一般一次膜応力は 74.8 MPa であった。この値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」²⁾ で定められている一般 1 次膜応力の許容値 (許容引張応力) 100MPa 以下であり、1 次応力制限を満足している。なお、内径 3300mm、厚さ 16mm の単純円筒に対する設計内圧での周方向膜応力は 60MPa である。

4. 4. 4 座屈強度評価

配管変形部が埋設深さに応じて発生する外圧に対して座屈しないことを確認するために座屈強度評価を実施した。前記耐圧強度評価モデルに外圧を負荷し、座屈解析を行った。解析に用いた材料特性を以下に示す。

ヤング率 E 200,000 MPa

ポアソン比	ν	0.3
降伏応力	σ_y	245 MPa (JIS-G3101 最小値)
引っ張り強さ	σ_u	400 MPa (JIS-G3101 最小値)
一様伸び	ε_u	17 %
硬化則	等方硬化則	

強度計算書¹⁾ 記載の設計外圧は側面土圧、浸透水圧および管内真空圧を加えた 0.61MPa である。図 4.4-4 に後座屈モードを示す。図 4.4-5 に最大変形点での変位履歴を示すが、最大初期不整を測定最大変位 30mm およびその 2 倍の 60mm として解析したが、分岐座屈発生圧に対する初期不整の影響はほとんど認められない。分岐座屈圧は外圧による最大 Mises 応力が降伏応力に達する時点の圧力 1.81MPa (初期降伏圧力) よりも大きい。表 4.4-1 に評価結果をまとめて示すが、座屈圧力は 1.91MPa、座屈安全率は 3.11 である。この値は設計基準である「水門鉄管技術基準」³⁾ で要求されている所要安全率 1.5 を大きく上回っている。

4. 4. 5 まとめ

新潟県中越沖地震で変形した 3 号機 B 系循環水配管放水ライン下部マイタ管について、変形状況を精度よくシミュレートし、継続使用の妥当性判断に資することを目的として、変形した管の強度評価を行い、以下の結果を得た。

- ・ 設計内圧負荷時の一般 1 次膜応力は「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601)」で定められている一般 1 次膜応力の許容値 (許容引張応力) 100MPa 以下であり、1 次応力制限を満足している。
- ・ 設計外圧負荷時の座屈圧力は 1.91MPa、座屈安全率は 3.11 である。この座屈安全率は設計基準である「水門鉄管技術基準」で要求されている所要安全率 1.5 を大きく上回っている。

なお、耐震 C クラスの設備には規格上要求されていないが、事業者が主体的に設備の健全性を確認する観点から疲労損傷についても評価を行い、継続使用の上で問題のないことを確認している。

参考文献

- 1) 東京電力 (株) 社内資料、「K3 循環水配管強度計算書」、昭和 63 年 5 月
- 2) (社) 日本電気協会、「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG4601・補-1984)」
- 3) (社) 水門鉄管協会、「水門鉄管技術基準」、平成 13 年 8 月

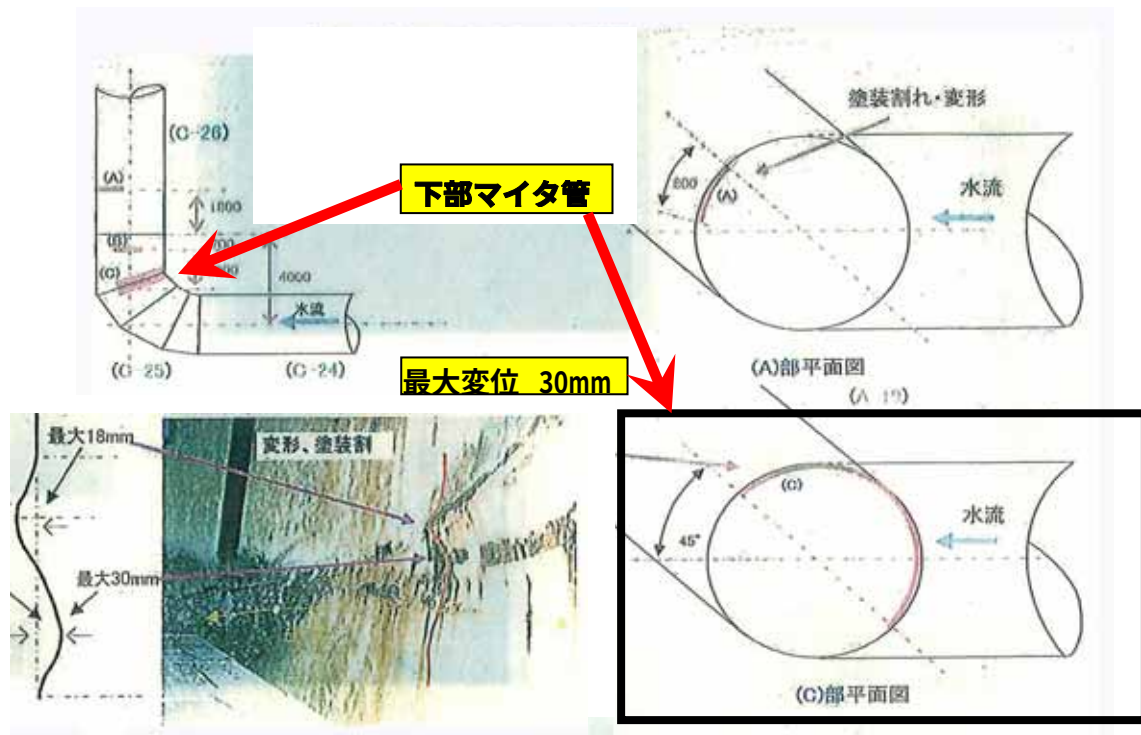


図 4.4-1 放水管マイタ管下部変形状況

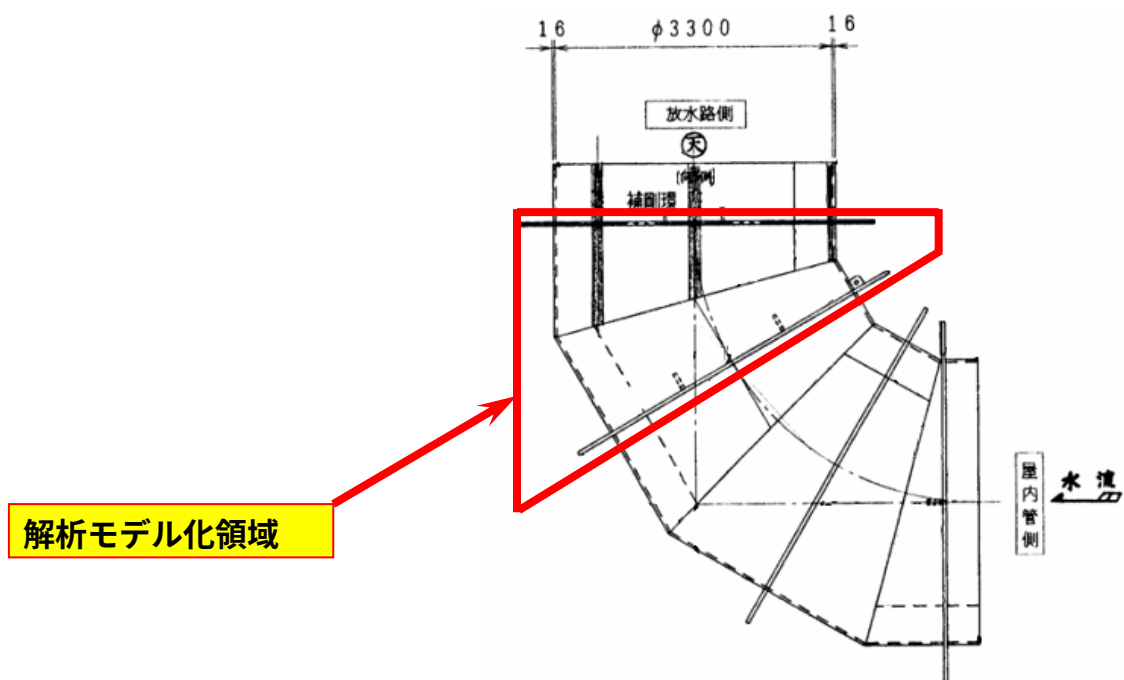


図 4.4-2 マイタ管構造

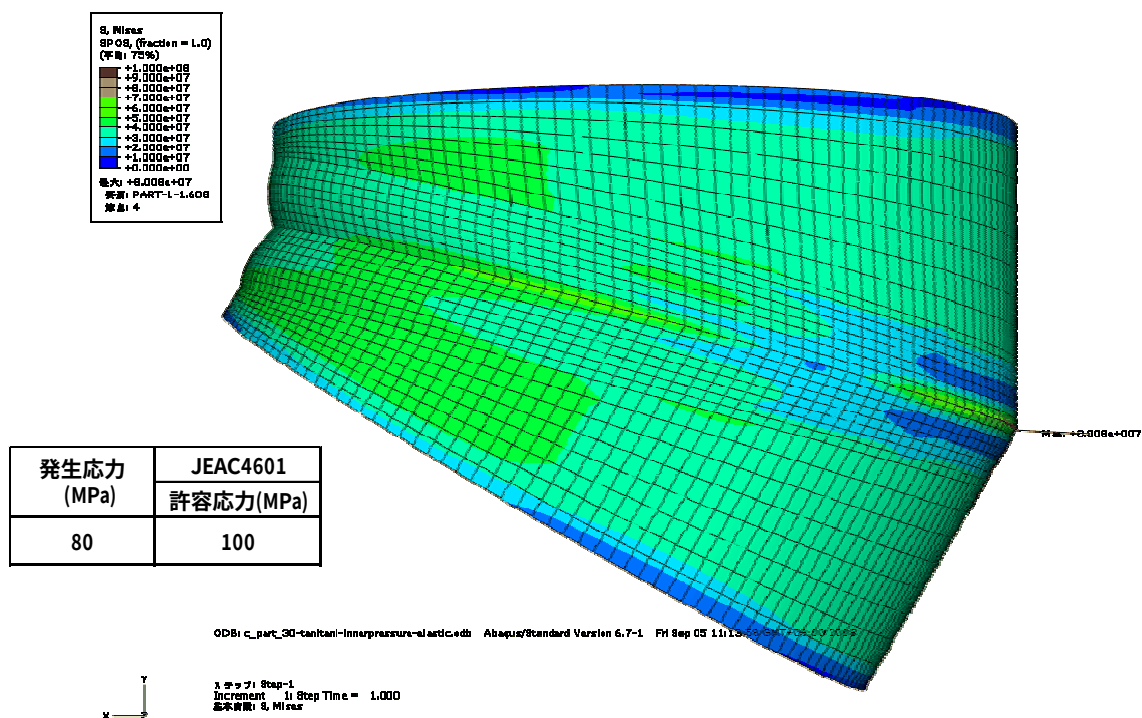


図 4.4-3a 設計内圧負荷時の Mises 応力(内面)

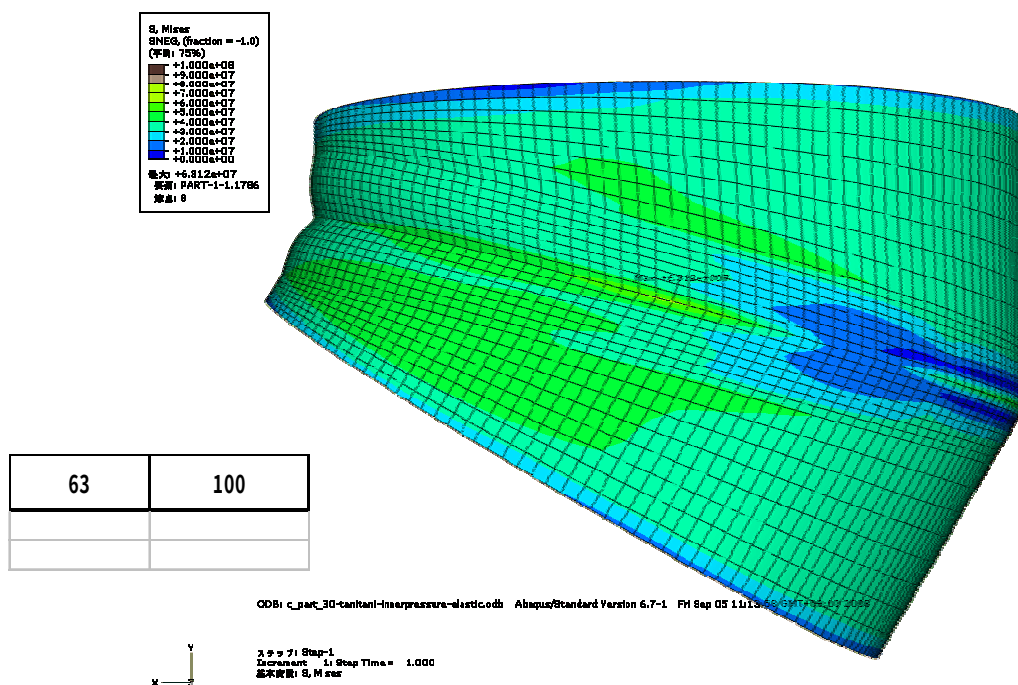


図 4.4-3b 設計内圧負荷時の Mises 応力(外面)

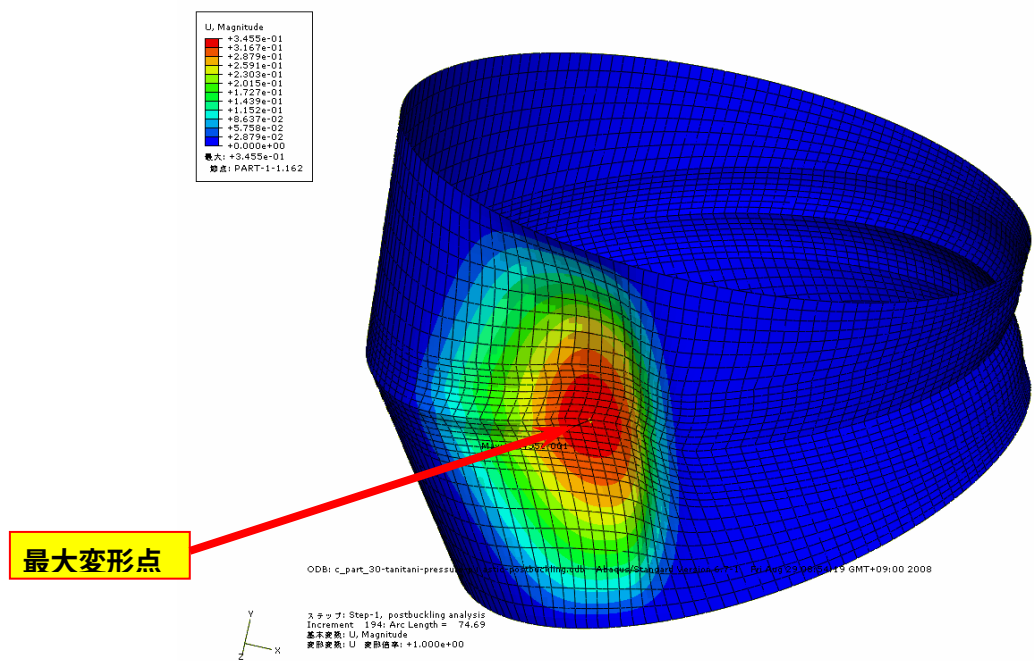


図 4.4-4 後座屈変形モード（初期変形 あり）

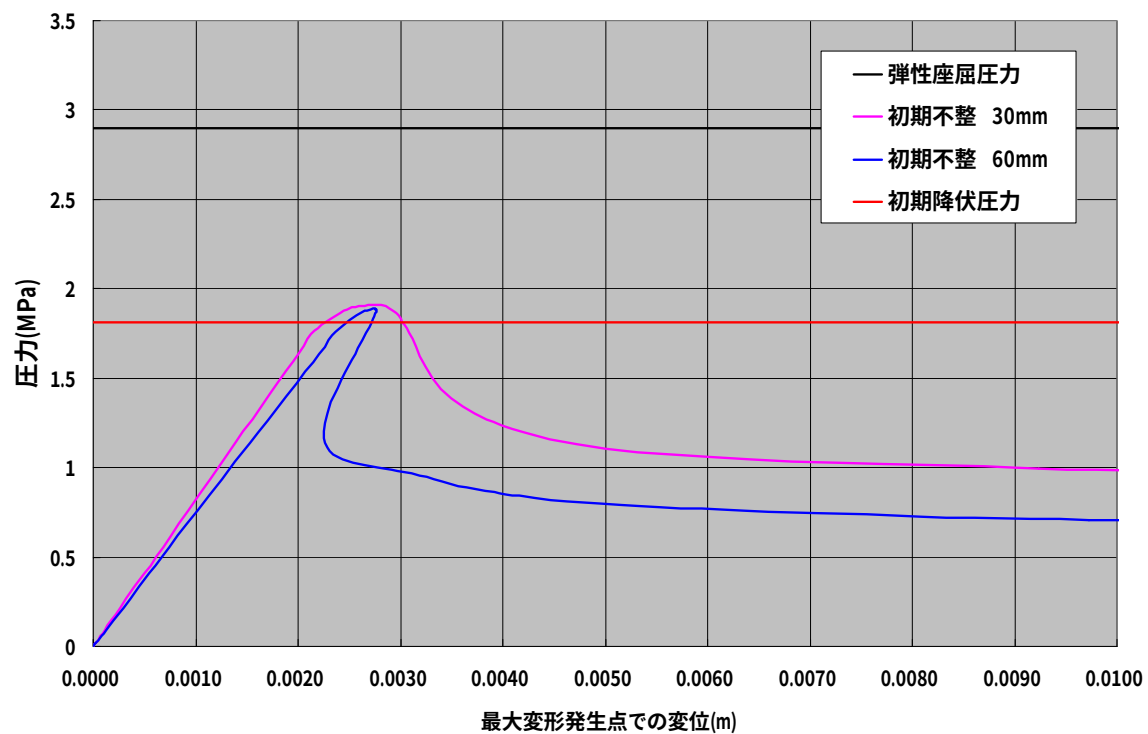


図 4.4-5 座屈後変形挙動

表 4.4- 1 外圧座屈評価結果

対象管	座屈圧力	水門鉄管 技術基準	変形管の FEM解析
下部マイタ管	座屈圧力	1.02	1.91
	座屈圧力/設計圧	1.67	3.11
注1 設計外圧 0. 61MPa (側面土圧＋浸透水圧＋管内真空圧)			
注2 所用安全率 水門鉄管技術基準 1.5			

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 検討の必要性和経緯

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 ペデスタルは弾性と仮定し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、平成 20 年度の建屋—機器連成 WG においては、ABWR（改良型沸騰水型軽水炉）である柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機に対して、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。

平成 21 年度の建屋—機器連成 WG においては、柏崎刈羽原子力発電所 1～5 号機を対象に、BWR5 型の RPV ペデスタルの弾塑性モデル化手法を検討し、それに基づいて BWR5 型プラントに対する RPV ペデスタルの耐震安全性評価を評価した。

なお、本章における評価のための計算に関わる数値は各々慣用されている単位にて示した。

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。

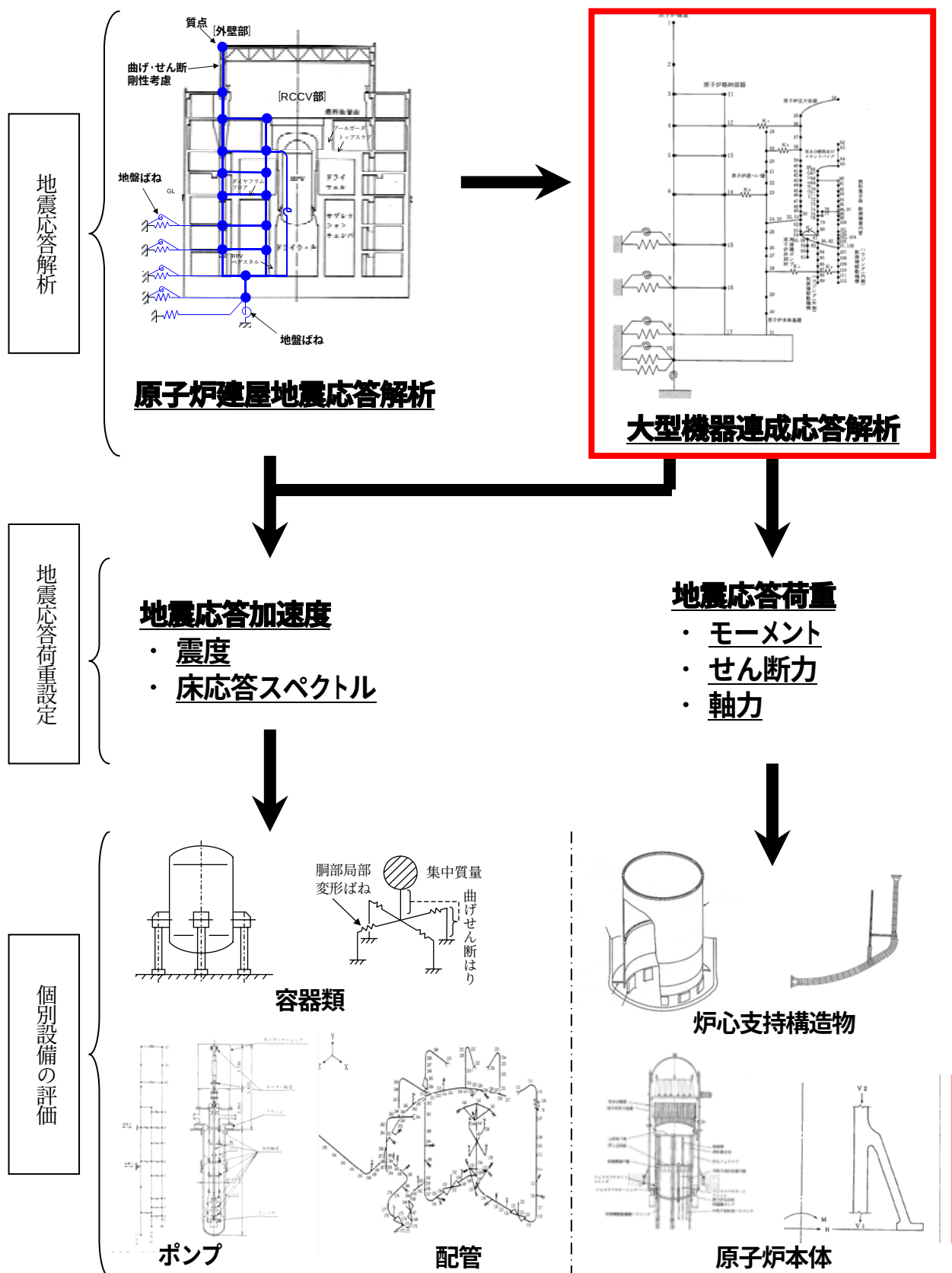


図 5.1.2-1 原子炉発電施設の耐震安全性評価の概略プロセス

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圧力容器、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圧力容器は、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 ペデスタルは弾性と仮定し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 ペデスタル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 ペデスタル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 ペデスタル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 ペデスタルの荷重分担比は、建屋が弾性領域である場合の 5 倍以上となる。

RPV ペデスタルの地震時の挙動を実態に合わせ、RPV ペデスタル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
		原子炉圧力容器	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		建屋のみ塑性変形(第 2 勾配)した時の全体剛性	
R/B+RCCV	EI_1	$4.94 \times 10^{11} \text{ (ton} \cdot \text{m}^2\text{)}$ $4.85 \times 10^9 \text{ (N} \cdot \text{mm}^2\text{)}$	EI_1'	$9.22 \times 10^8 \text{ (ton} \cdot \text{m}^2\text{)}$ $9.04 \times 10^9 \text{ (N} \cdot \text{mm}^2\text{)}$
RPV ペデスタル	EI_2	$3.61 \times 10^9 \text{ (ton} \cdot \text{m}^2\text{)}$ $3.54 \times 10^7 \text{ (N} \cdot \text{mm}^2\text{)}$	EI_2'	$3.61 \times 10^9 \text{ (ton} \cdot \text{m}^2\text{)}$ $3.54 \times 10^7 \text{ (N} \cdot \text{mm}^2\text{)}$

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

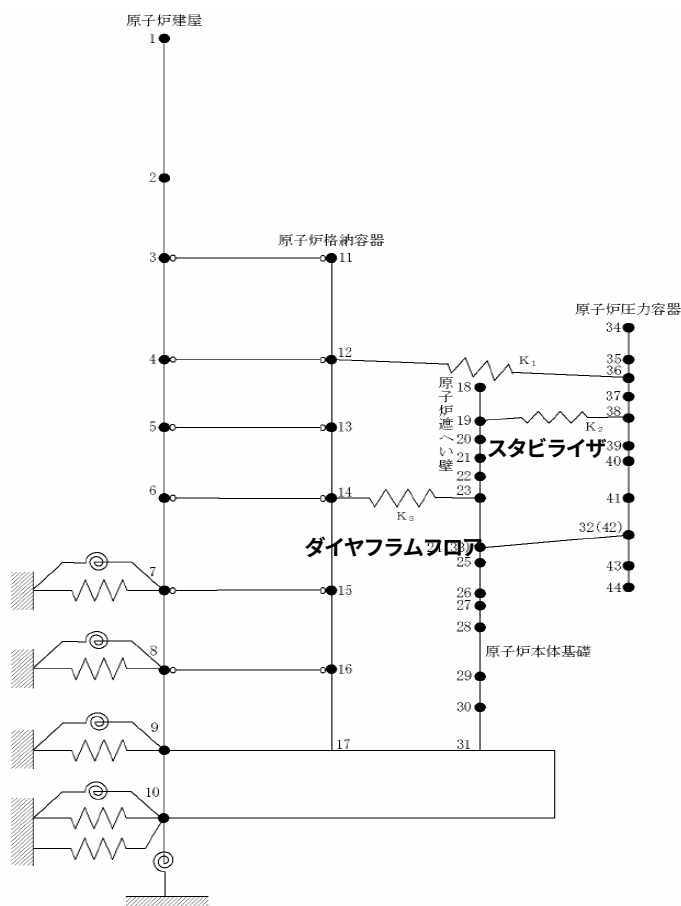


図 5.1.3-1 大型機器連成応答解析モデル（原子炉本体基礎地震応答解析モデル）の例
『柏崎刈羽原子力発電所 7 号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書（改訂 1）』東京電力株式会社（平成 21 年 1 月）より抜粋

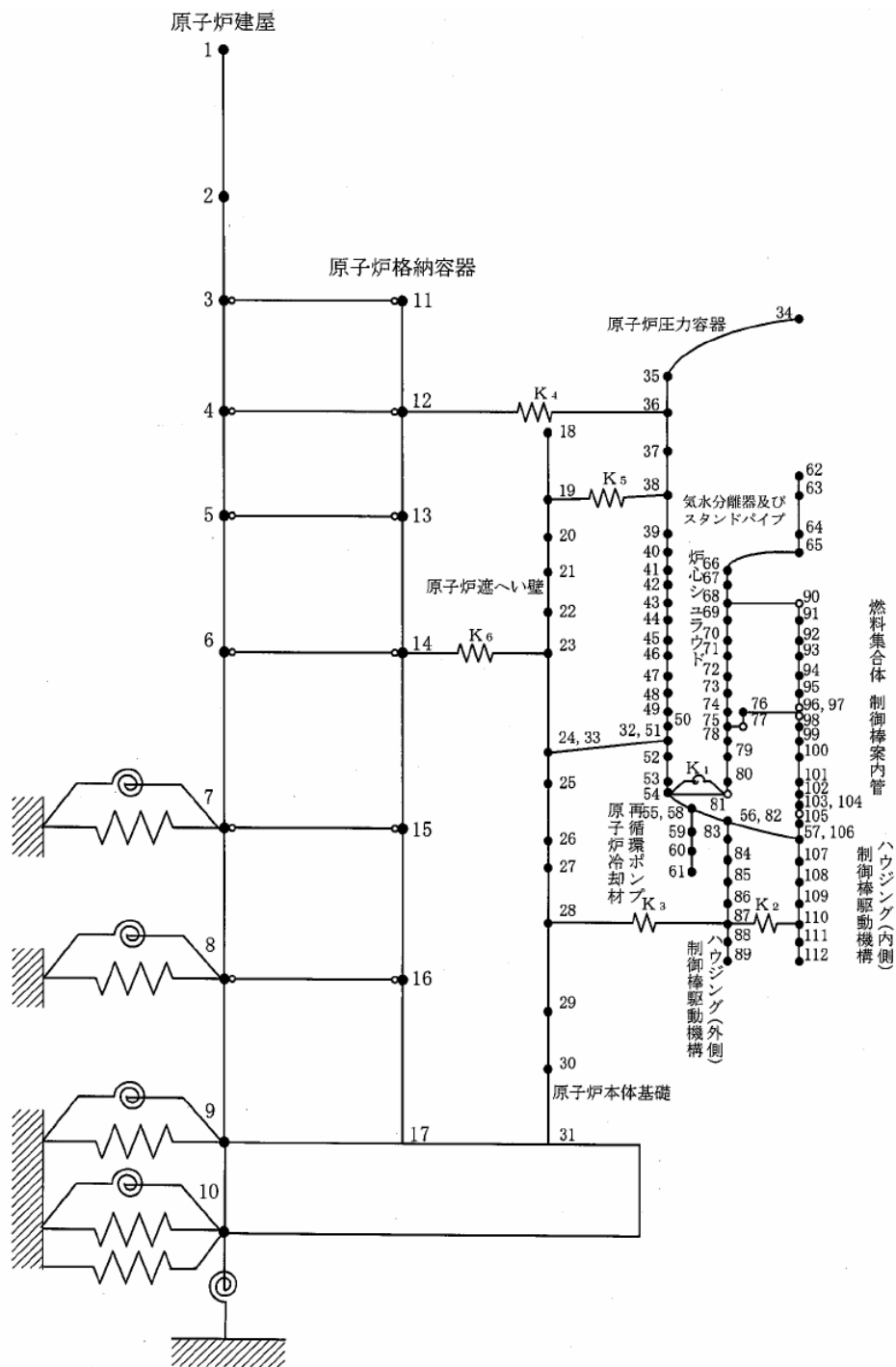


図 5.1.3-2 大型機器連成応答解析モデル（炉心、原子炉圧力容器及び圧力容器内部構造物の地震応答解析モデル）の例

『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 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 ペデスタルには、RPV ペデスタルの内側と外側を結ぶ 8 箇所の開口を設けられている。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ている。RPV ペデスタルアンカ部の構造を図 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、応答荷重を求めている。

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されている。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、断面検討を行っている。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ている。また、RPV ペデスタルに生じる各応力は、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ている。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の強度検討を行っている。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。

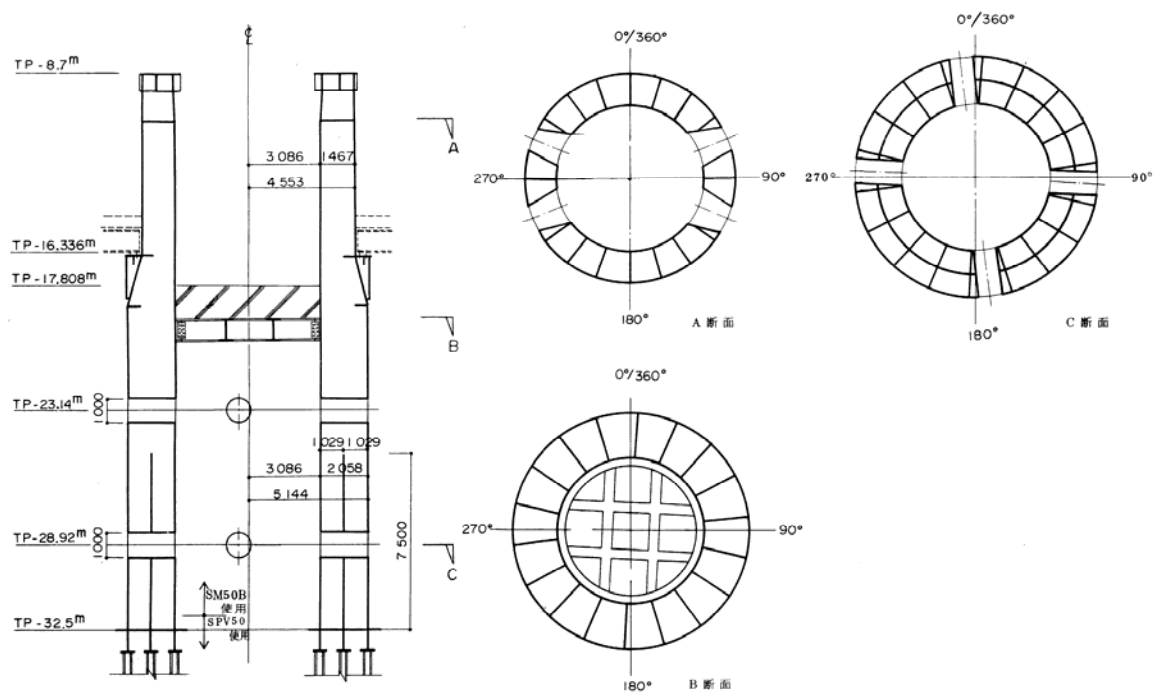


図 5.2.1-1 RPV ペデスタル概略図 (柏崎刈羽 1 号機の例)

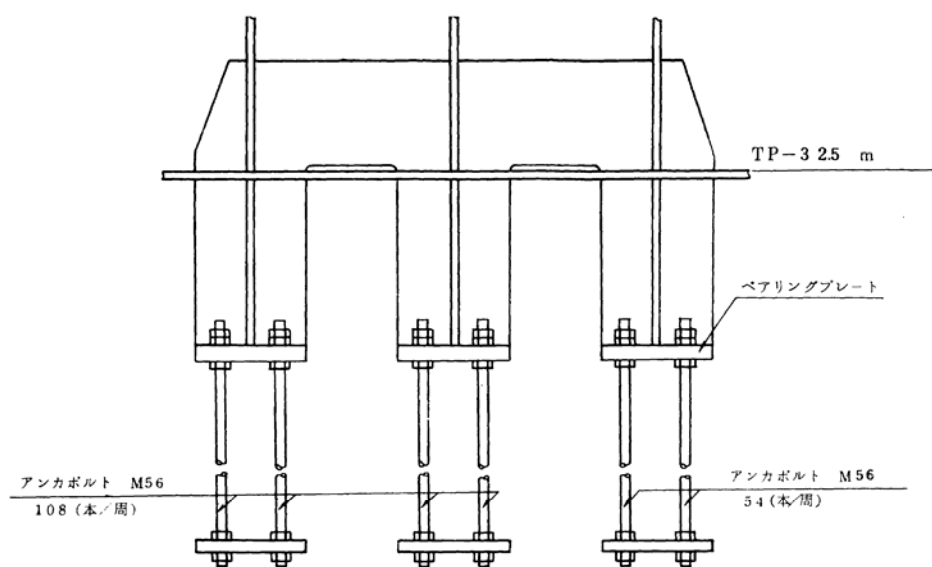


図 5.2.1-2 RPV ペデスタルアンカ部の構造 (柏崎刈羽 1 号機の例)

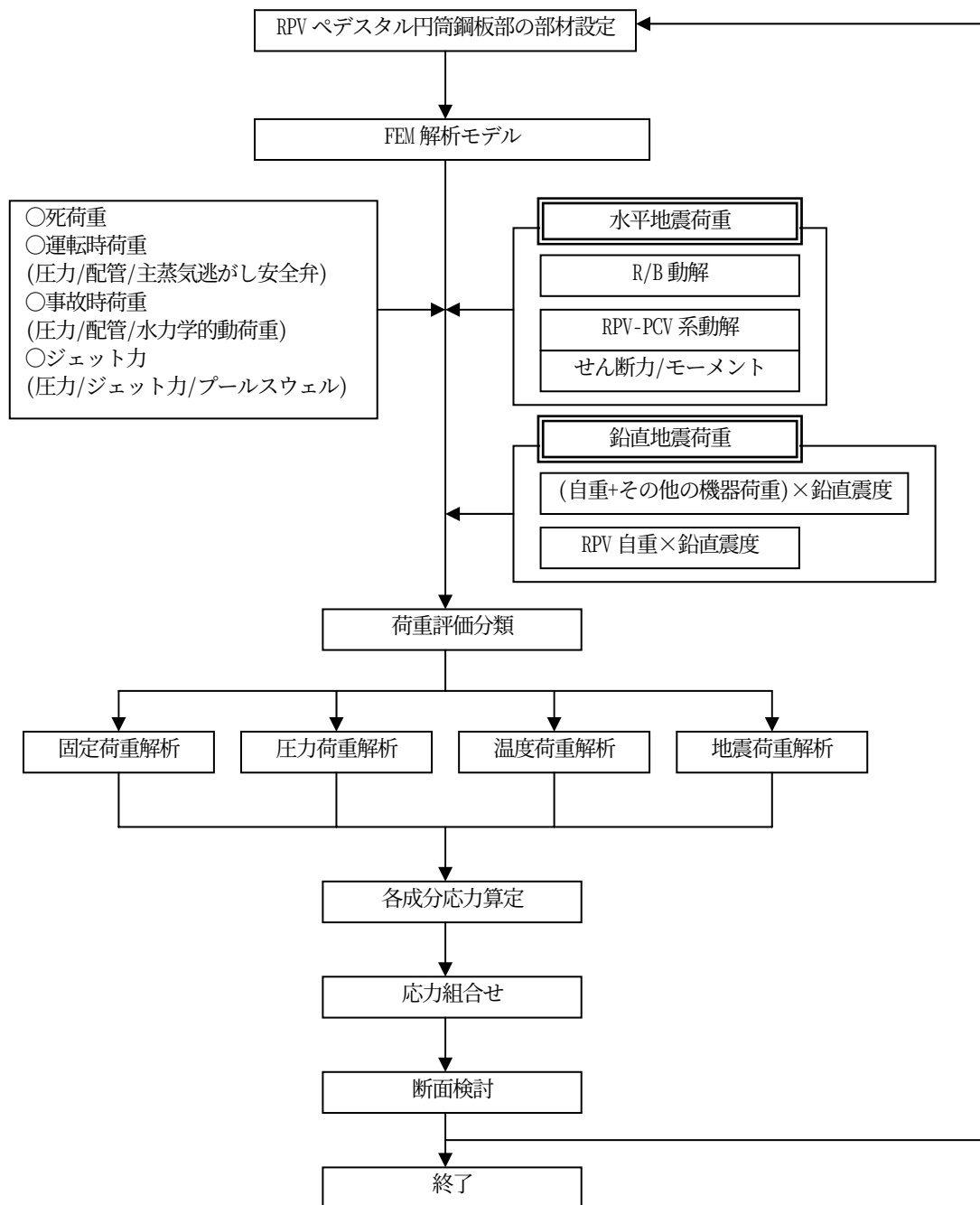


図 5.2.1-3 RPV ペDESTAL円筒鋼板部の設計フロー

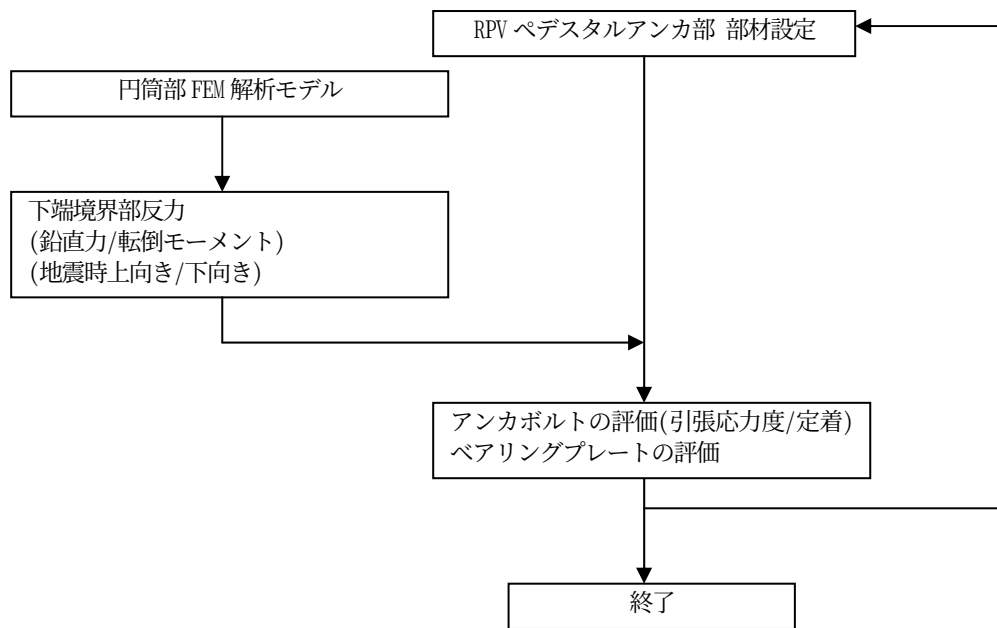


図 5.2.1-4 RPV ペデスタルアンカ部の設計フロー

5. 2. 2 弾塑性モデルによる耐震安全性評価

(1) RPV ペデスタルの地震応答解析モデル

RPV ペデスタルは、原子炉建屋中心部に位置し、原子炉圧力容器等を支持している。BWR5 型プラント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 ペデスタルは、原子炉建屋と共に、ばね要素でモデル化されている。RPV ペデスタルの地震応答解析モデルを図 5.2.2-2 に示す。

(2) RPV ペデスタル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ている。このことを考慮し、RPV ペデスタルの弾塑性地震応答解析モデルは ABWR の場合と同様に、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連成振動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、原則として公称値ベースの値が用いられている。RPV ペデスタル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、原則として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、配管評価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DESTAL 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、ABWR の RPV ペDESTAL で構築した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評価手法を、BWR5 の評価にも適用することとした。

- c. 設計時の地震応答解析では、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減衰定数を定め、運用している。耐震安全性評価では RPV ペDESTAL に弾塑性モデルを適用するが、他の部位の減衰は原則として設計時の値を踏襲することとした。

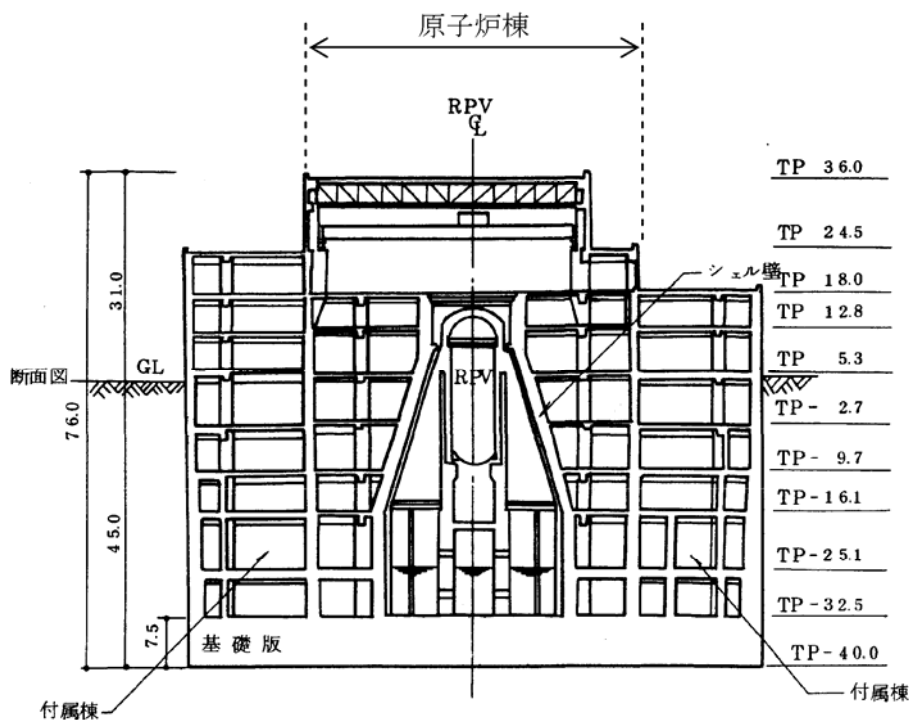


図 5.2.2-1 BWR5 型プラントの原子炉建屋の縦断面 (柏崎刈羽 1 号機の例)

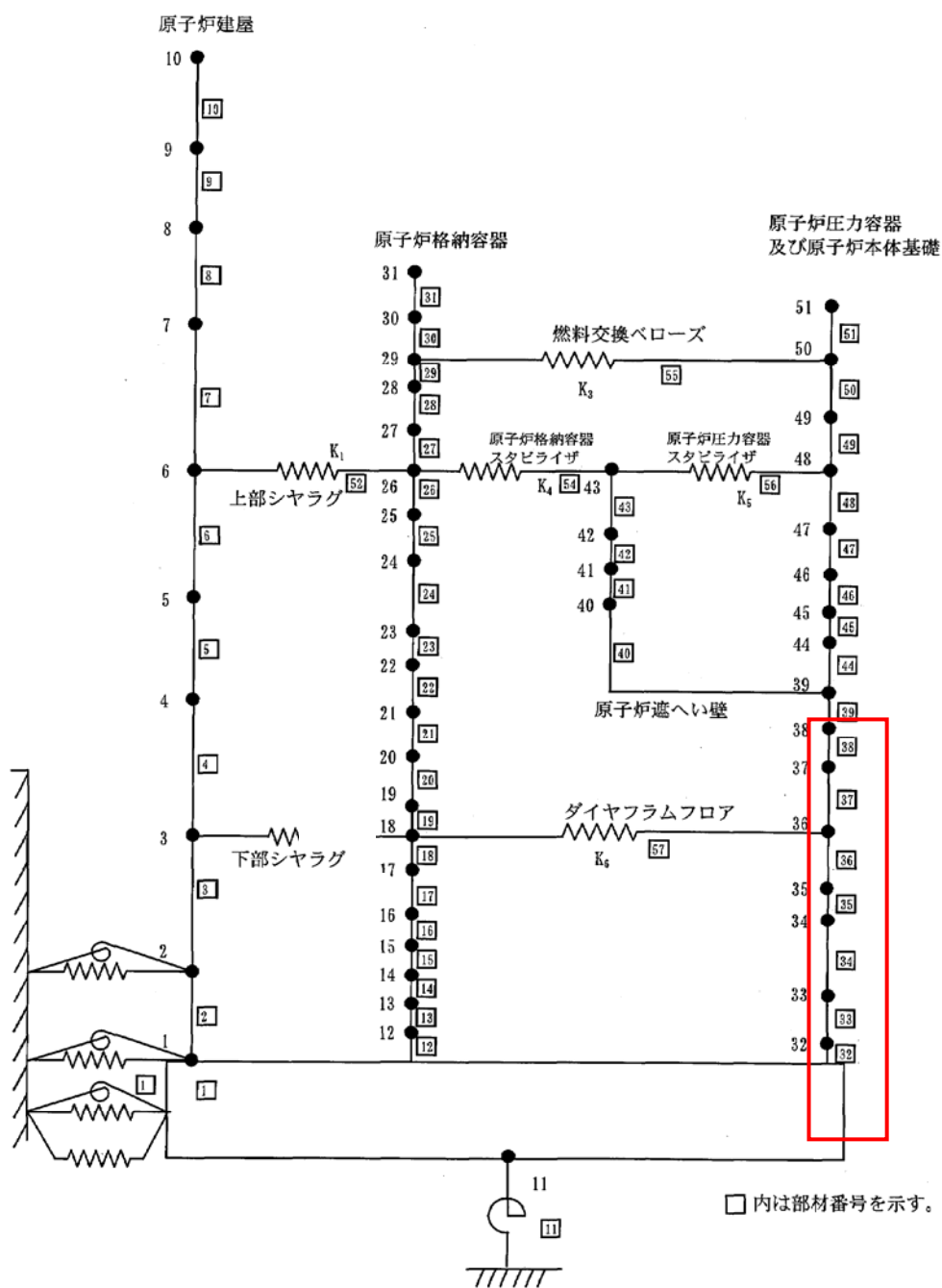


図 5.2.2-2 RPV ペDESTAL地震応答解析モデル（柏崎刈羽 1 号機の例）

5. 3 弾塑性モデル化手法

5. 3. 1 モデル化手法の考え方

(1) RPV ペDESTALのモデル化

隔壁方式の SC 構造である ABWR の RPV ペDESTALでは、SC 指針の評価式に基づき、RPV ペDESTALの既往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い、弾塑性モデル化を行った。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ー曲率関係及びせん断力ー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。

BWR5 の RPV ペDESTALも隔壁方式の SC 構造であることから、BWR5 と ABWR の RPV ペDESTALの構造の特徴に留意しながら、ABWR で確立した弾塑性モデル化手法を適用してモデル化を行った。ABWR（柏崎刈羽6号機の例）と BWR5（柏崎刈羽1号機の例）の RPV ペDESTALのモデル化の対比を表 5.3.1-1 に、構造の比較を図 5.3.1-1 に示す。

表 5.3.1-1 ABWR と BWR5 の RPV ペDESTALのモデル化の対比

	ABWR	BWR5	備考
曲げ復元力特性	<下部ペDESTAL> 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 を 0 とする。	<最下層> 同左	BWR-5 の RPV ペDESTALの水平鋼板によるコンクリートの分断や断面開口欠損は ABWR と同様であることから、曲げ復元力特性のモデル化におけるコンクリートの曲げ引張強度の扱いは共通とした。
	<上部ペDESTAL> 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。	<最下層以外> 同左	
	テンションスティフニング特性は無視する。	同左	
せん断復元力特性	<下部ペDESTAL> ベント管開口部の平均的な応力集中を考慮し、せん断ひび割れ強度 τ_{cr} に 0.5 を乗じる	<最下層> 開口は設けられていないため、コンクリートせん断ひび割れ強度の低減は考慮しない（ τ_{cr} に 1 を乗じる）。	BWR-5 の RPV ペDESTALにはベント管開口部がないことから、全断面において応力集中によるコンクリートせん断ひび割れ強度の低減は考慮しないこととした。
	<上部ペDESTAL> 開口は設けられていないため、コンクリートせん断ひび割れ強度の低減は考慮しない（ τ_{cr} に 1 を乗じる）。	<最下層以外> 同左	

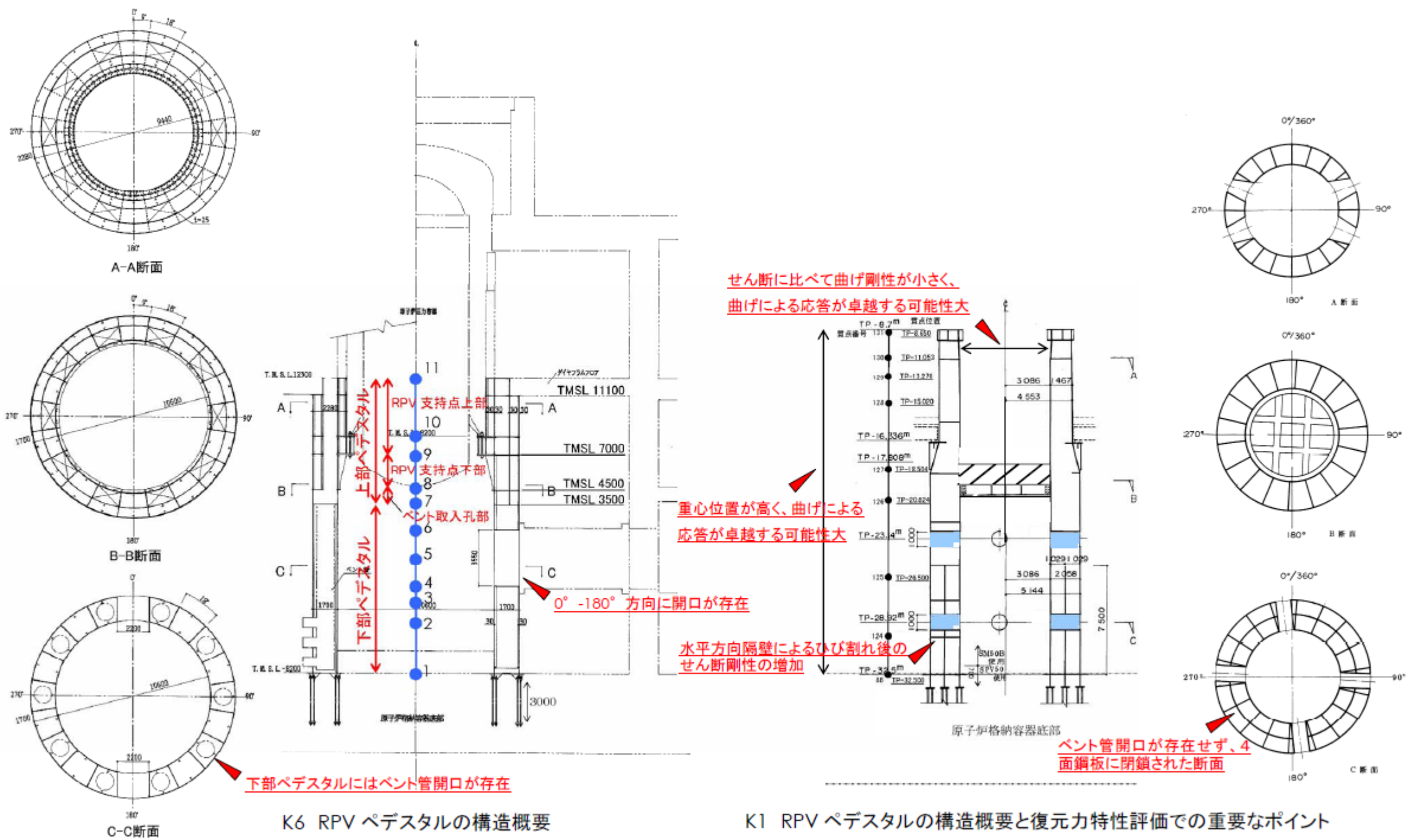


図 5.3.1-1 ABWR と BWR5 の RPV ペデスタルの構造の比較

(2) 曲げ復元力特性

(1) 項に基づく、BWR5 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、BWR5 RPV ペデスタルの曲げ復元力特性の評価方針は、基本的に ABWR と同様である。

a. 最下層

- $M_1 = \sigma_v \cdot Z$
- ϕ_1 は初期剛性と M_1 の交点
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
- $M_2 = M_y$
- ϕ_2 は M_y 到達時の ϕ_y

ここに、

M_1 : 第1折れ点におけるモーメント (N・mm)
 σ_v : 鋼板を考慮した鉛直方向軸応力度 (圧縮を正、N/mm²)
 Z : 鋼板を考慮した断面係数 (mm³)
 ϕ_1 : 第1折れ点における曲率 (1/mm)
 M_2 : 第2折れ点におけるモーメント (N・mm)
 M_y : 鋼板降伏時モーメント (N・mm)
 ϕ_2 : 第2折れ点における曲率 (1/mm)
 ϕ_y : 鋼板降伏時曲率 (1/mm)

b. 最下層以外

- $M_1 = (0.5f_t + \sigma_v) \cdot Z$
- ϕ_1 は初期剛性と M_1 の交点
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
- $M_2 = M_y$
- ϕ_2 は M_y 到達時の ϕ_y

ここに、

f_t : コンクリートの曲げ引張強度 (N/mm²)

c. 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) 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、ABWR と同様に無視する。

柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 RPV ペデスタルの曲げ復元力特性を図 5.3.1-2 に示す。

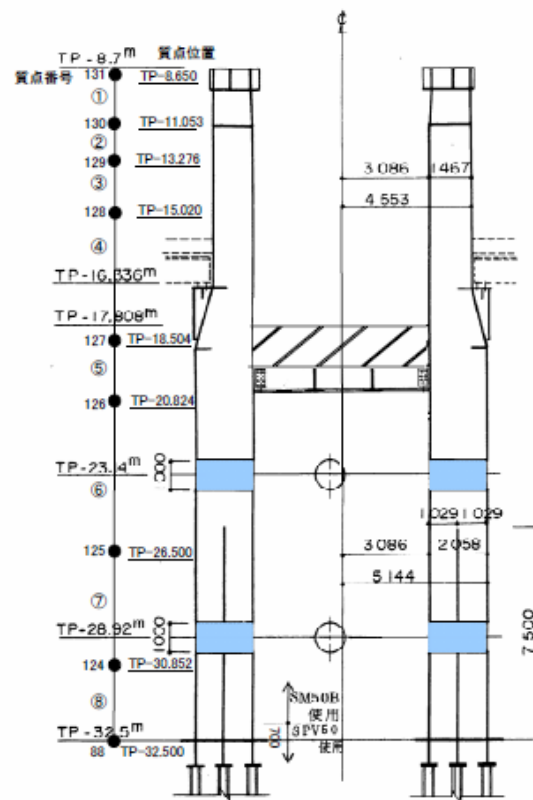
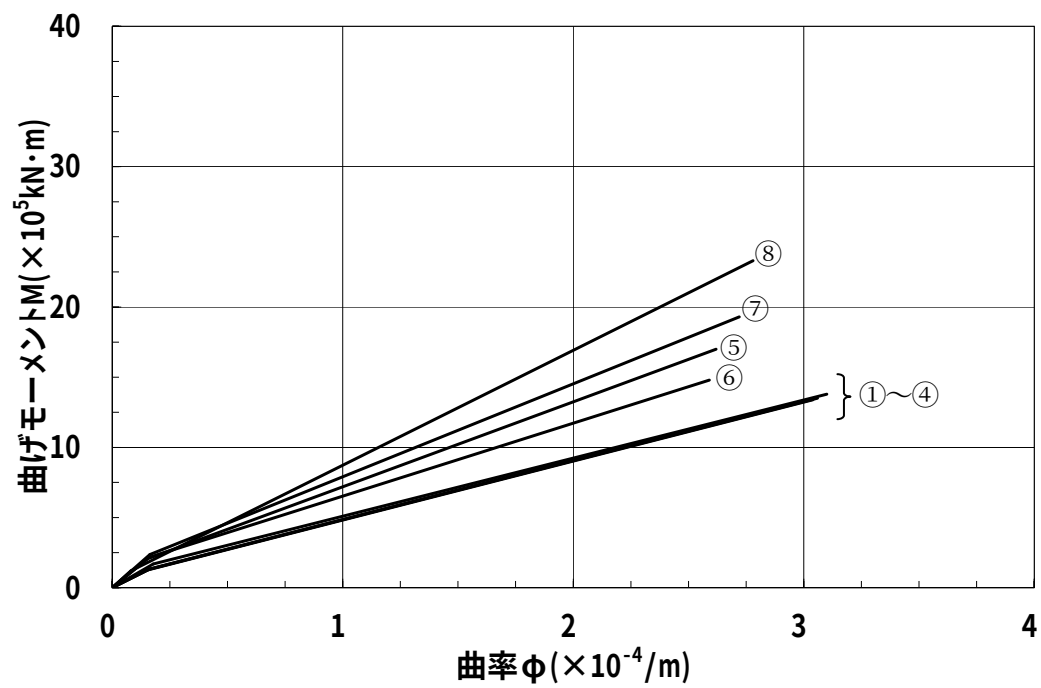


図 5.3.1-2 曲げモーメントー曲率関係
 (鋼板降伏点である第 2 折点までを算定)

(3) セン断復元力特性

(1) 項に基づく、BWR5 RPV ペDESTALのセン断復元力特性の評価方針を以降に示す。なお、ABWR の下部ペDESTALでは縦開口によるコンクリートセン断強度の低減を考慮していたが、BWR5 の RPV ペDESTALには縦開口は設けられていないため、コンクリートセン断強度の低減は考慮しない。

a. 最下層

- $Q_1 = (A_c + (G_s/G_c) \cdot A_s) \cdot \tau_{cr}$
- $\gamma_1 = \tau_{cr}/G_c$

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

- 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。

ここに、

- Q_1 : 第1折れ点におけるセン断力(N)
- A_c : コンクリートのセン断断面積(mm²)
- A_s : 鋼板のセン断断面積(mm²)
- G_c : コンクリートのセン断弾性係数(N/mm²)
- G_s : 鋼板のセン断弾性係数(N/mm²)
- τ_{cr} : コンクリートのセン断ひび割れ強度 (N/mm²)
- γ_1 : 第1折れ点におけるセン断変形角(rad)
- σ_B : コンクリートの圧縮強度(圧縮を正、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)
- Q_2 : 第2折れ点におけるセン断力 (N・mm)
- γ_2 : 第2折れ点におけるセン断変形角(rad)

b. 最下層以外

- Q_1, γ_1 評価式は最下層と同様
- 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。

柏崎刈羽原子力発電所1号機 RPV ペDESTALのセン断復元力特性を図5.3.1-3に示す。

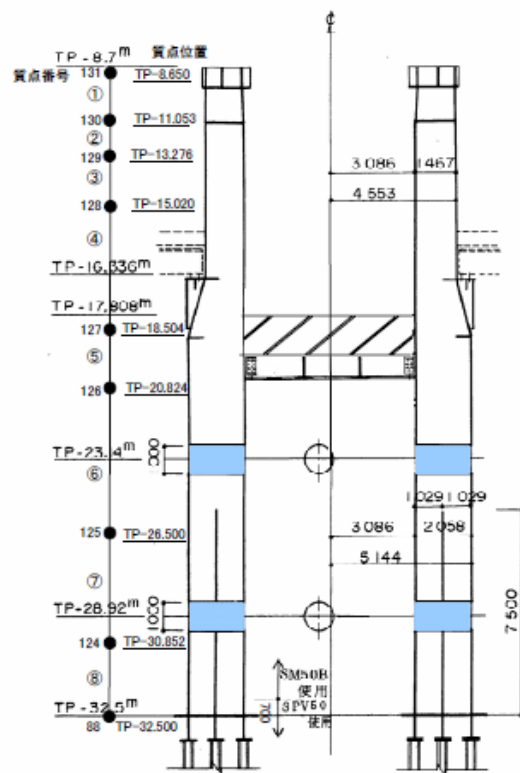
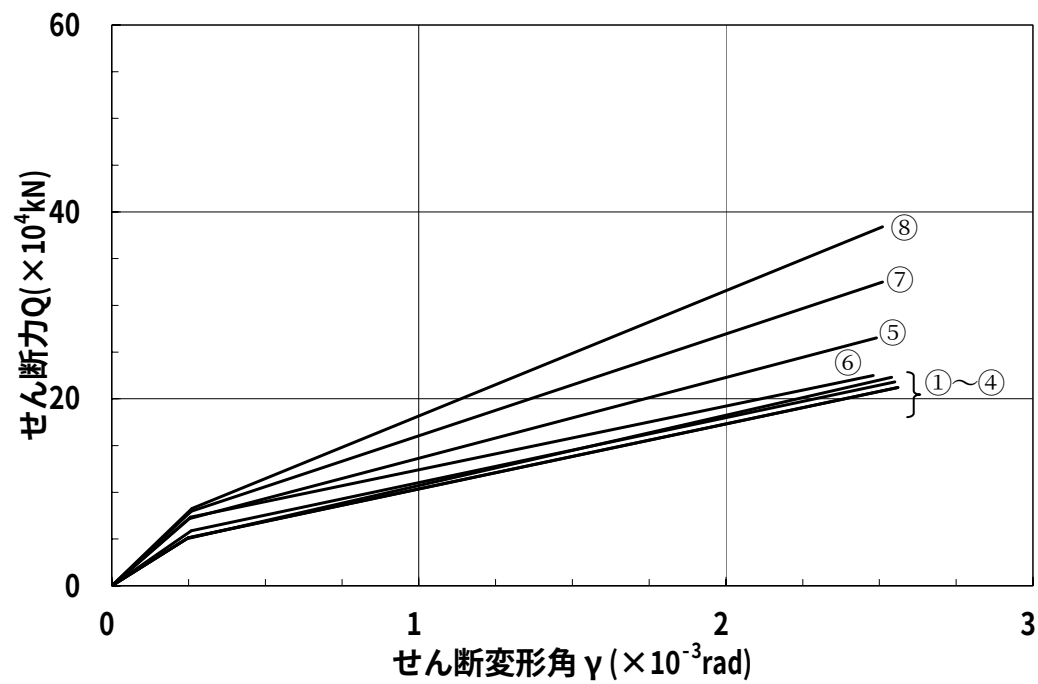


図 5.3.1-3 せん断力—せん断変形角関係
(鋼板降伏点である第 2 折点までを算定)

5. 4 耐震安全性評価結果

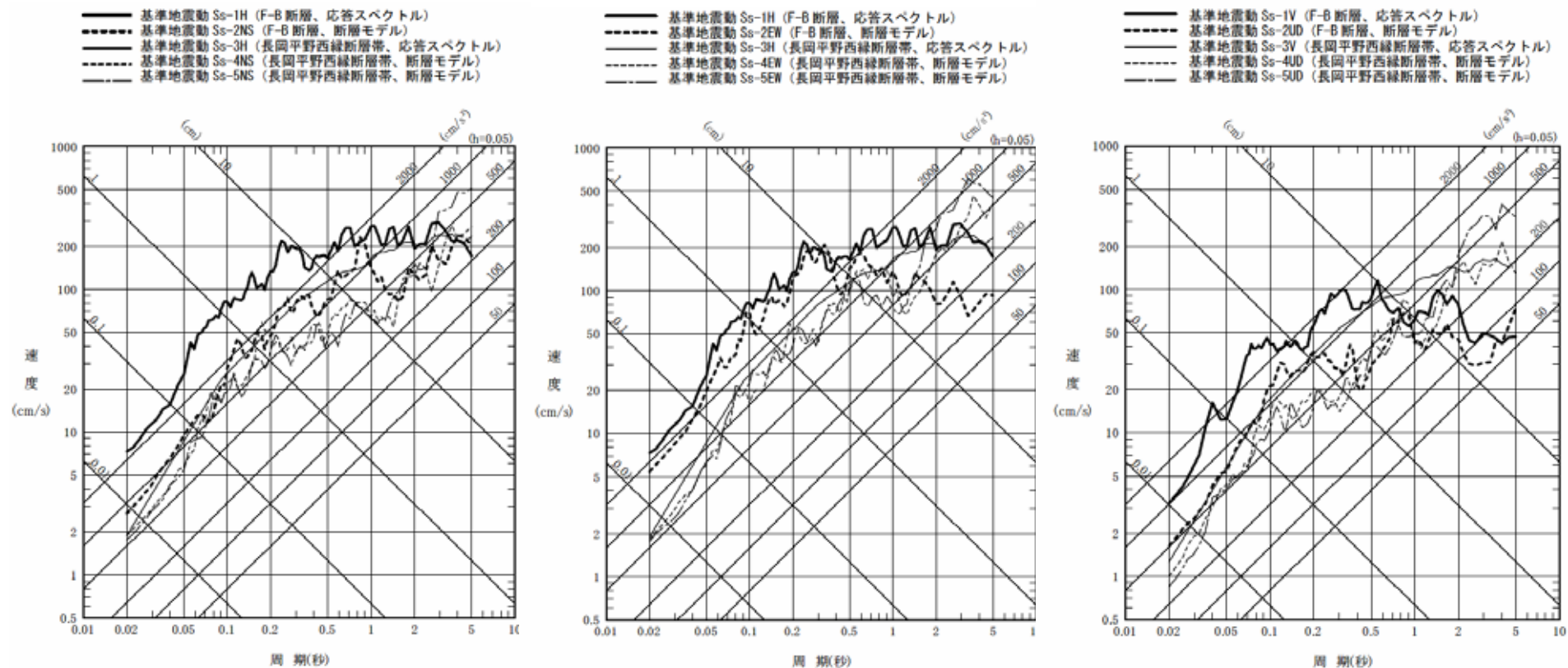
5. 4. 1 基準地震動 Ss の概要

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 1 号機の耐震安全性評価に使用した基準地震動 Ss(荒浜側 1～4 号機用)の応答スペクトル図を図 5.4.1-1 に、柏崎刈羽原子力発電所 5 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 5.4.1-2 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

図 5.4.1-1 基準地震動 S_s (荒浜側) の応答スペクトル

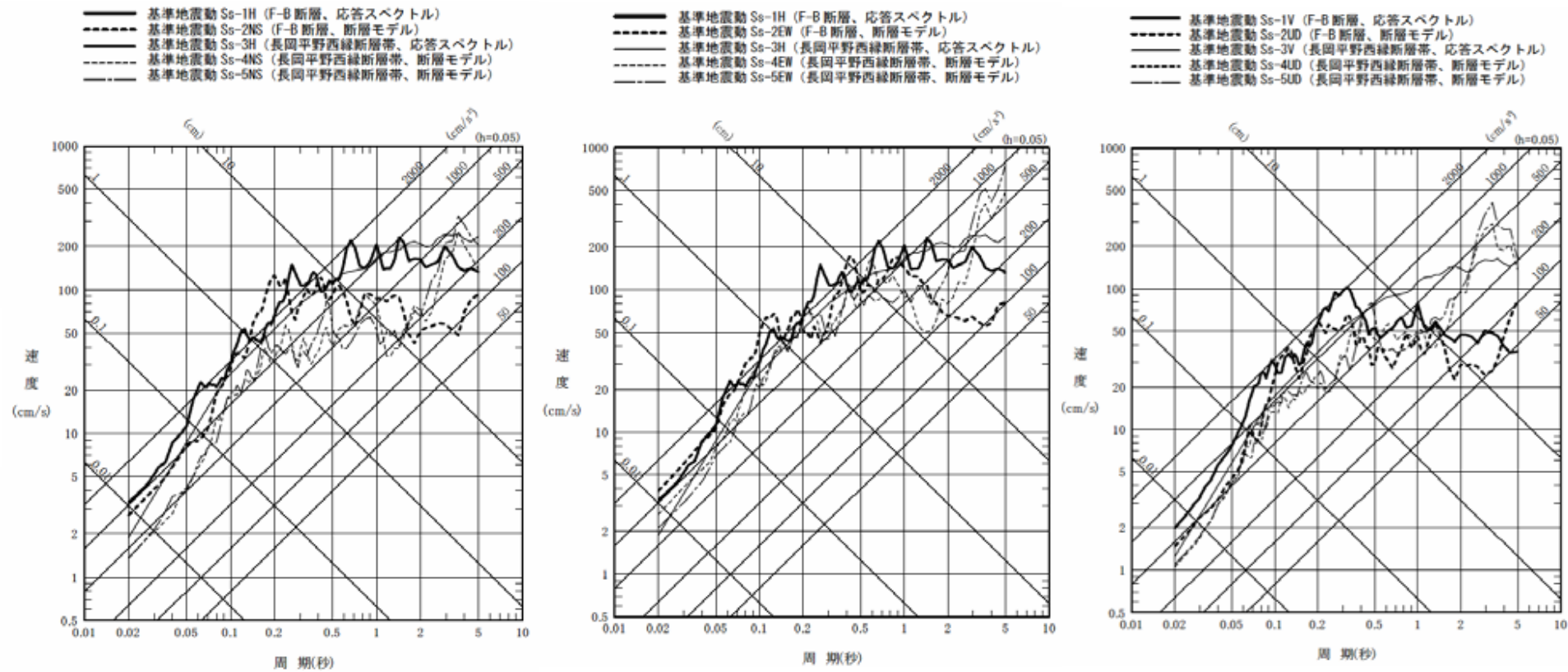


図 5.4.1-2 基準地震動 S s (大湊側) の応答スペクトル

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 ペデスタルの耐震安全性を確認することとした。

基準地震動 S_s に対しては終局耐力に対して安全余裕を持たせた評価基準を採用することになるが、RPV ペデスタルを構成する鋼材の評価基準としては、保守的に建設時と同様に日本建築学会 鋼構造設計基準—許容応力度設計法—（2005 改定）の短期許容応力度を準用することとした。また、RPV ペデスタル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、保守的に、機器・配管の支持構造物のアンカボルトの評価基準である日本電気協会 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を準用した。

RPV ペデスタルの評価基準値を表 5.4.2-1 に示す。

表 5.4.2-1 RPV ペデスタルの評価基準値（柏崎刈羽 1 号機の例）

材質	評価基準値	
SM490(厚さ 40mm 以下)($F=325 \text{ N/mm}^2$)	許容組合せ応力度	$1.5 \times \frac{F}{1.5}$
SM490(厚さ 40mm を越える)($F=295 \text{ N/mm}^2$)	許容せん断応力度	$1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$
SPV490($F=427 \text{ N/mm}^2$)	許容曲げ応力度	$1.5 \times \frac{F}{1.3}$
SNCM439($F=686 \text{ N/mm}^2$)	許容引張応力度	$1.5 \times \frac{F}{1.5}$
コンクリート($F_c=23.5 \text{ N/mm}^2$)	許容荷重	$1.5 \times 0.31 \times K_1 A_c \sqrt{F_c}$ 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 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) F_c : コンクリートの設計基準強度 (N/mm^2)

5. 4. 3 柏崎刈羽原子力発電所 1 号機の RPV ペDESTAL 評価結果

(1) RPV ペDESTAL の地震応答解析結果

基準地震動 Ss 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。地震応答解析モデルを図 5.4.3-1 に示す。検討用荷重は水平方向、上下方向とも、基準地震動 Ss5 波の応答の包絡値を用いた。RPV ペDESTAL 及び原子炉遮へい壁のせん断力分布及び曲げモーメント分布を図 5.4.3-2 及び図 5.4.3-3 に示す。

(2) RPV ペDESTAL の評価

RPV ペDESTAL の評価は、図 5.4.3-4 に示す円筒部、基部アンカ部、頂部アンカ部について行った。

a. 円筒部の評価

RPV ペDESTAL に作用する荷重に対して円筒鋼板、縦リブの評価を行った。(コンクリートは応力を負担しない。)

b. 基部アンカ部の評価

基部アンカ部の詳細を図 5.4.3-5 に示す。RPV ペDESTAL 基部の軸力、モーメントにより発生する荷重に対して、アンカボルトの引張力とベアリングプレートを介してコンクリートに伝達される圧縮力を求めた。この引張力と圧縮力に対して、基部アンカ部各部の評価を行った。

○引張力に対して

- ・アンカボルトの引張応力度
- ・アンカボルトの定着(コンクリート部の強度)

○圧縮力に対して

- ・ベアリングプレートの曲げ応力度

RPV ペDESTAL のアンカボルトは図 5.4.3-5 に示すように 360°/54 あたり 10 本の配置を基本単位としている。アンカボルトの定着の評価は、この基本単位に作用するアンカボルトの引抜力の合計に対して行った。

c. 頂部アンカ部の評価

頂部アンカ部の詳細を図 5.4.3-6 に示す。頂部アンカ部の評価では、RPV 及び原子炉遮へい壁から作用する荷重に対して開口まわりの評価を行った。

(3) RPV ペDESTAL の評価結果

RPV ペDESTAL の評価結果を図 5.4.3-7 に示す。

円筒部の評価において、外筒鋼板の発生応力度が最も高くなるが、鋼材の降伏点に基づく許容応力度以下の値となっていることが確認された。

基部アンカ部の評価において、アンカボルトの引張応力度、ベアリングプレートの曲げ応力度はいずれも鋼材の降伏点に基づく許容応力度以下の値であることを確認した。また、アンカボルトの引張応力度から求めた引抜力が、シャコーン強度に基づく許容荷重を下回ることも確認した。なお、昨年度に実施した柏崎刈羽 6 号機のアンカボルトを対象として行った詳細な 3 次元弾塑性

解析では、RPV ペデスタルのアンカボルトの引抜力は、シアコーン強度に基づく許容荷重の 1.4 倍程度であることが確認されている。

頂部アンカ部の評価において、開口部まわりの鋼材の発生応力度が鋼材の降伏点に基づく許容応力度以下の値となっていることが確認された。

以上より、RPV ペデスタルの基準地震動 S_s に対する耐震安全性が確認された。

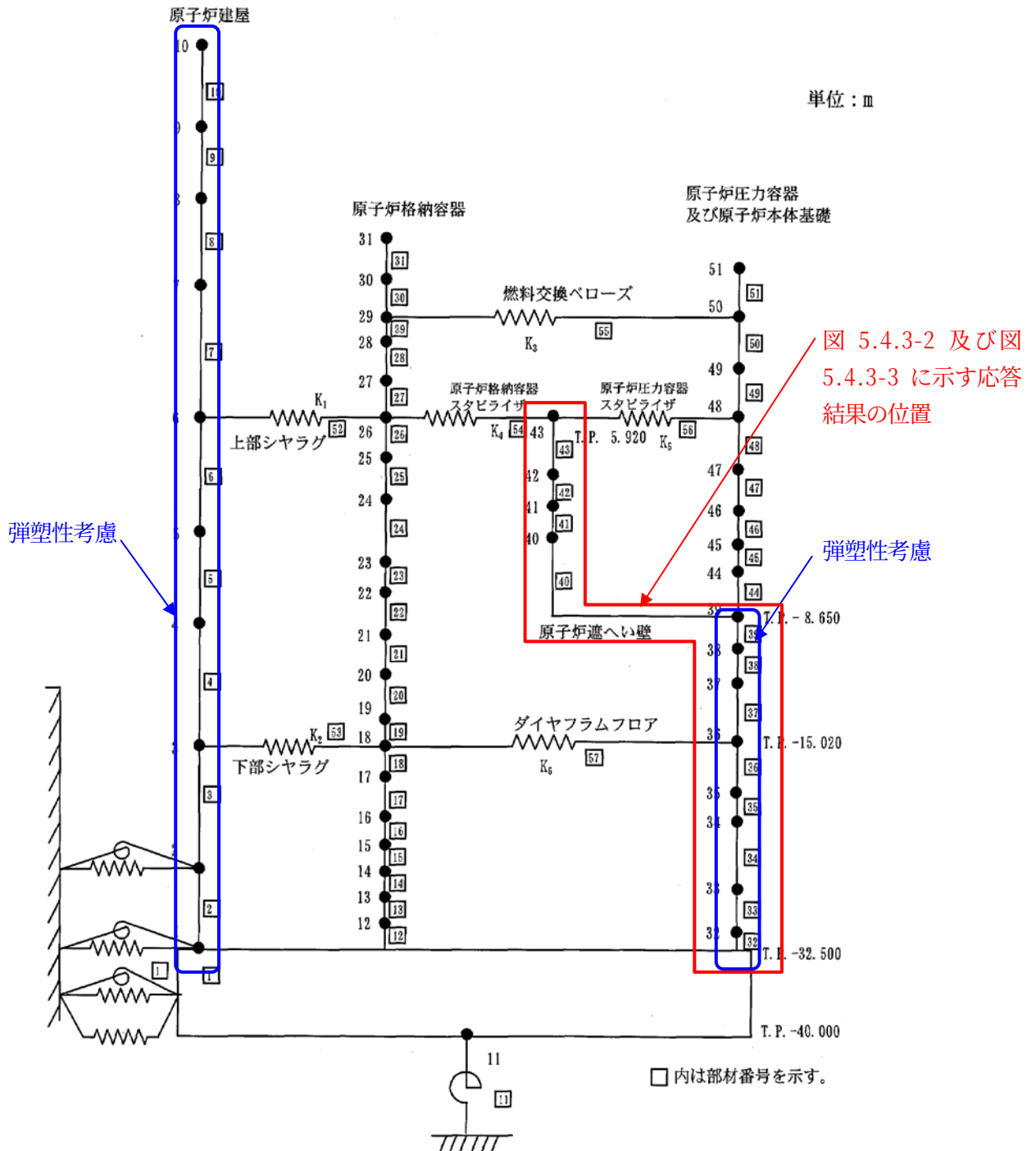


図 5.4.3-1 地震応答解析モデル(水平動)

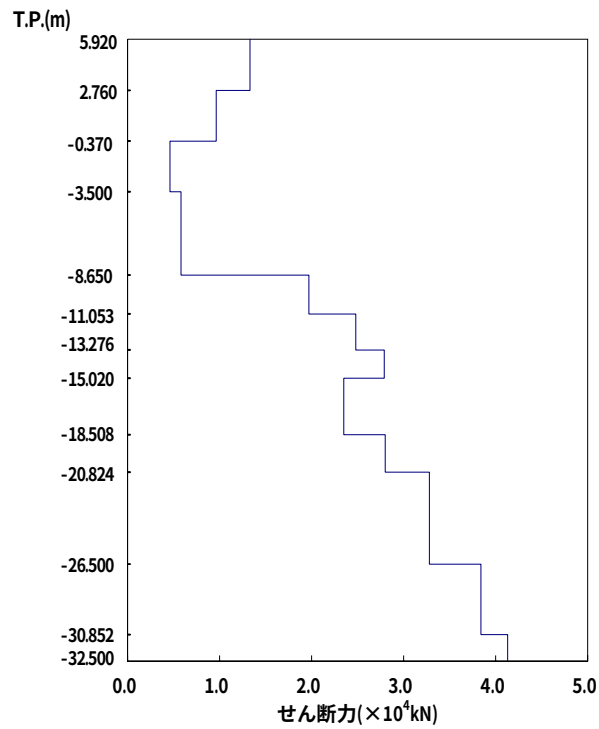


図 5.4.3-2 基準地震動 Ss(水平動)による RPV ペデスタル及び
原子炉遮へい壁のせん断力分布

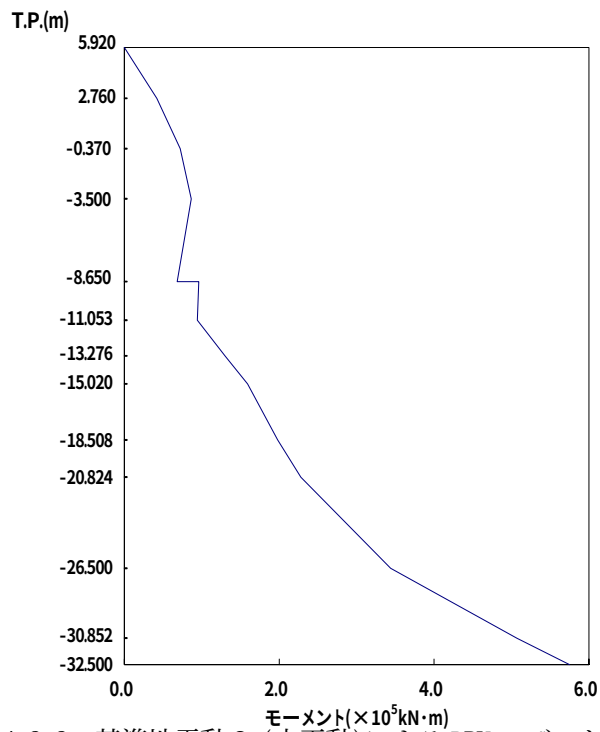


図 5.4.3-3 基準地震動 Ss(水平動)による RPV ペデスタル及び
原子炉遮へい壁の曲げモーメント分布

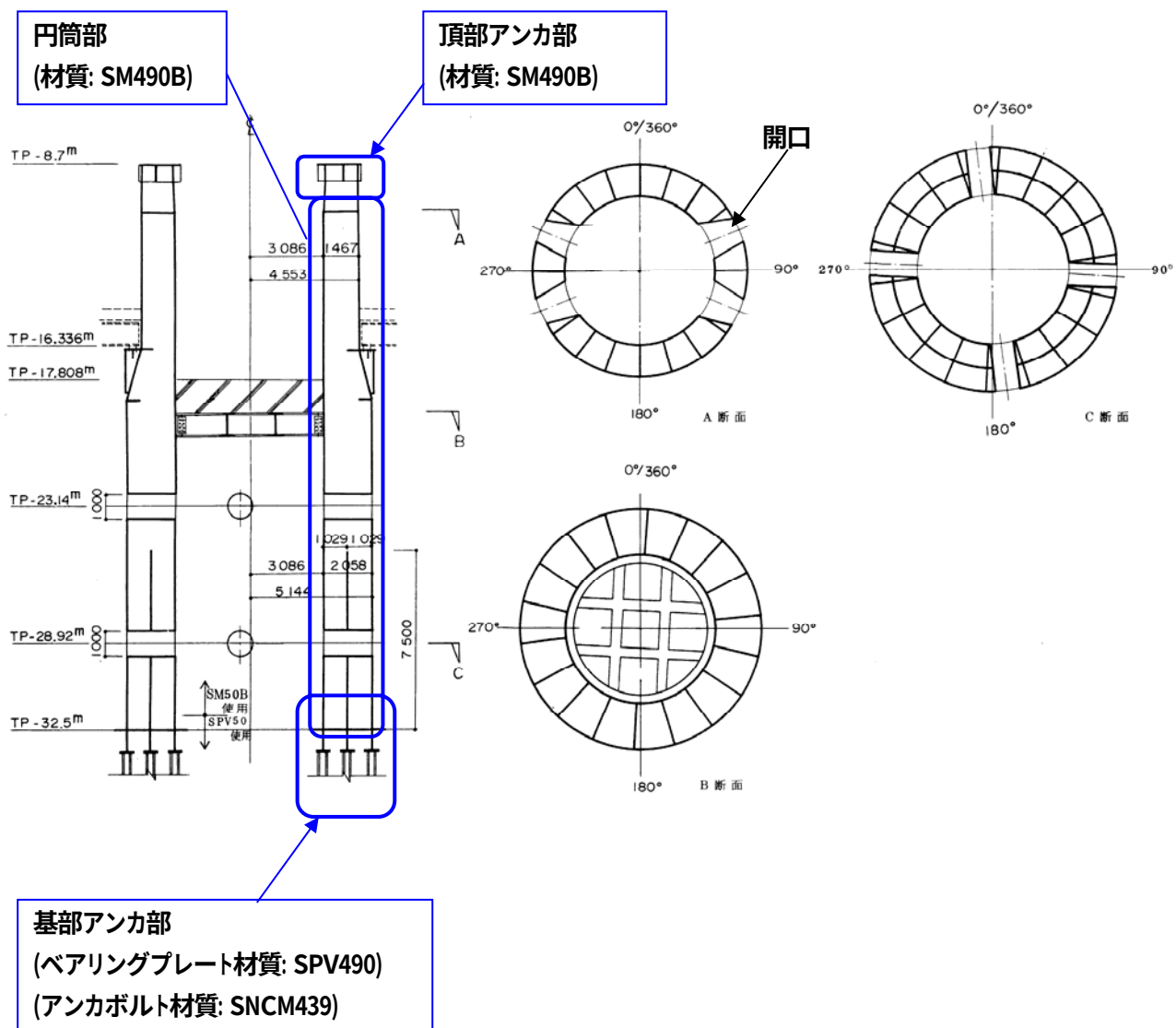


図5.4.3-4 RPV ペデスタルの評価部位

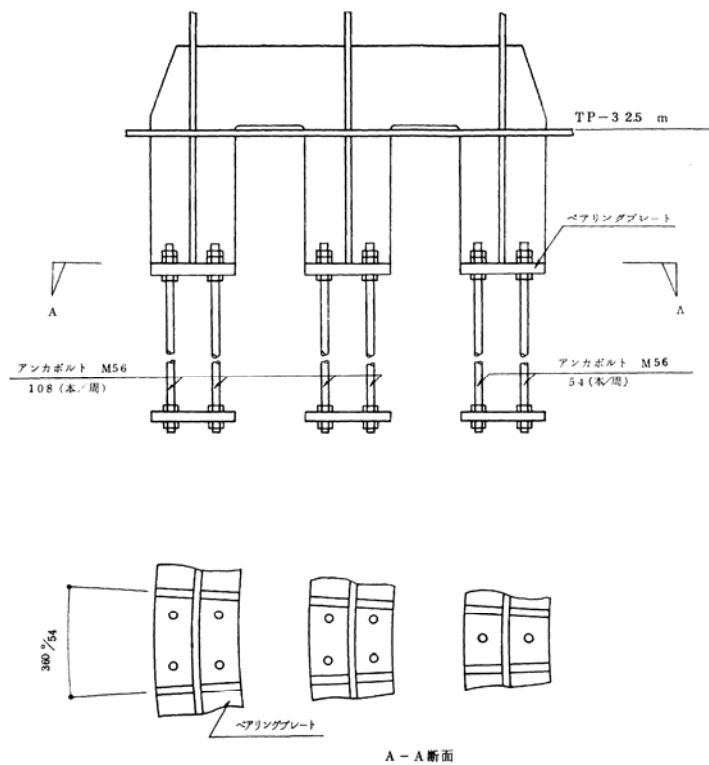


図 5.4.3-5 基部アンカ部詳細

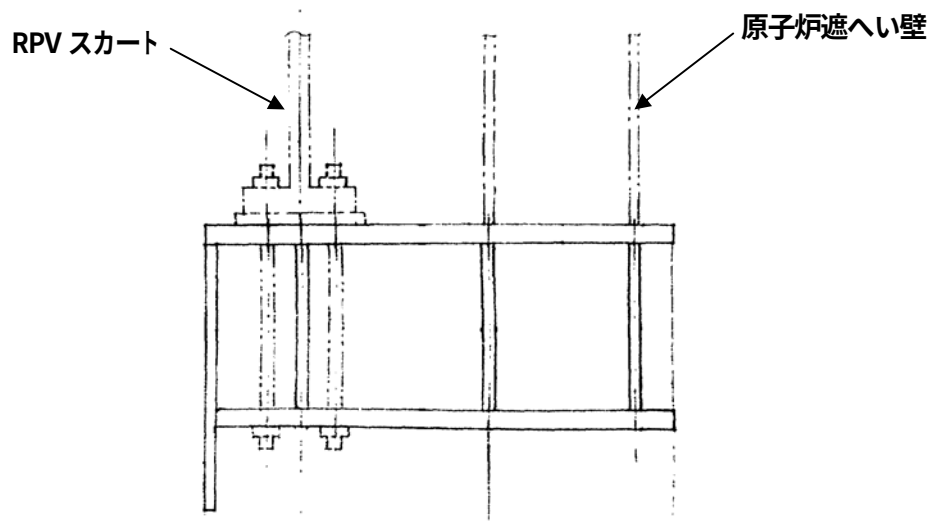
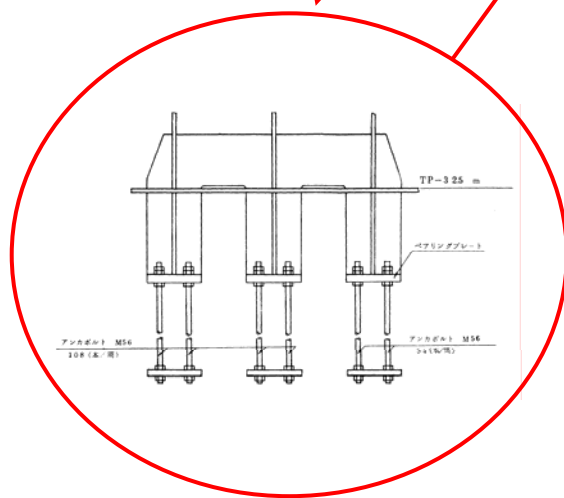
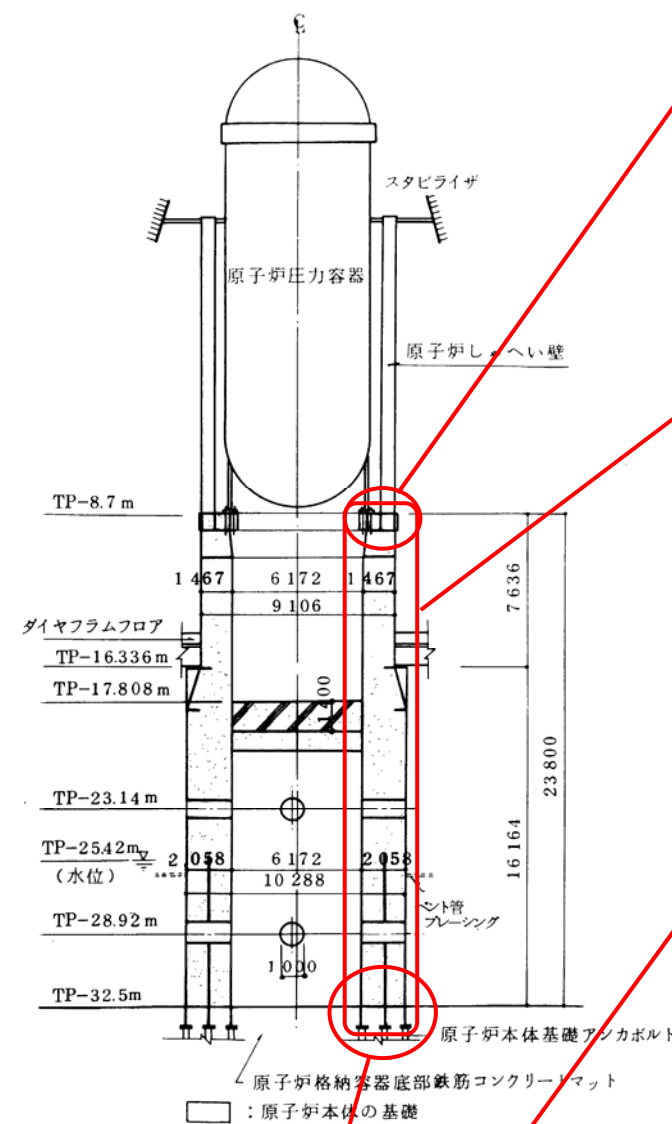


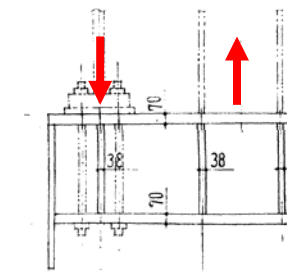
図 5.4.3-6 頂部アンカ部詳細

図5.4.3-7 基準地震動Ssに対する柏崎刈羽原子力発電所1号機 RPVペDESTALの評価結果



頂部アンカ部の評価

RPV 及び原子炉遮へい壁から作用する荷重に対して開口まわりの評価をおこなった。
開口上部の頂部アンカを両端固定の梁にモデル化してせん断応力度を求めた。



頂部アンカ部(材質: SM490B)

単位: N/mm²

せん断応力度	許容せん断応力度
51	170

円筒部の評価

RPV ペDESTALに作用する荷重に対して円筒鋼板、縦リブの評価をおこなった。(コンクリートは強度を負担しない。)
円筒鋼板、縦リブの FEM 解析モデルを作成し、死荷重や地震荷重等による応力度を求め、荷重の組合せを実施して垂直応力度(σ_x, σ_y)、せん断応力度(τ)より組合せ応力度を求めた。

$$\text{組合せ応力度} = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \cdot \sigma_y + 3 \cdot \tau^2}$$

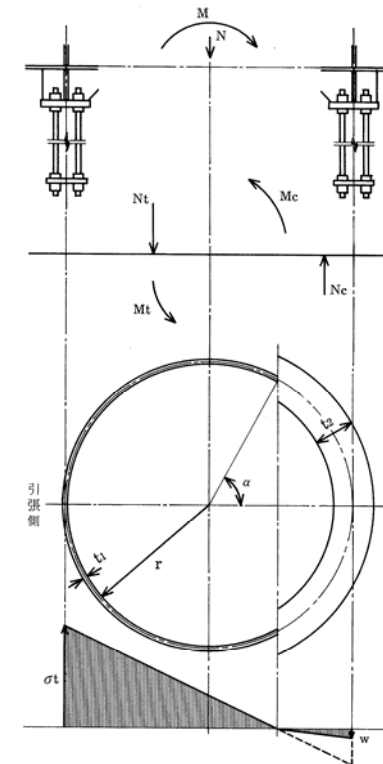
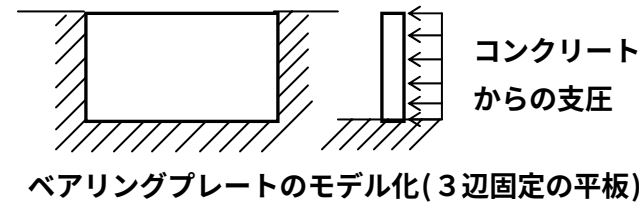
円筒鋼板(外筒)(材質: SM490B)

単位: N/mm²

組合せ応力度	許容組合せ応力度
189	325

基部アンカ部の評価

RPV ペDESTAL基部の軸力、モーメントより発生する荷重に対して、基部アンカ部各部の評価をおこなった。
上記荷重に対し、力の釣合いからベアリングプレートが受けるコンクリート部からの圧縮力を算出して下図の計算モデルによりベアリングプレートの曲げ応力度を求める。
また、同様に力の釣合いからアンカボルトの引張力を算出して引張応力度を求めた。
求めたアンカボルトの引張応力から 6.67° 当りの引抜きを求め、コンクリート部の定着評価(シヤコーン評価)をおこなった。



ベアリングプレート(材質: SPV490)

単位: N/mm²

曲げ応力度	許容曲げ応力度
357	492

アンカボルト(材質: SNCM439)

単位: N/mm²

引張応力度	許容引張応力度
234	686

アンカボルトの定着(コンクリート部)

単位: kN/6.67°

引抜き	許容荷重
3936	6035

シヤコーン強度

5. 4. 4 柏崎刈羽原子力発電所 5 号機の RPV ペデスタル評価結果

(1) 地震応答解析

1 号機と同様に、基準地震動 S_s に対して応答解析を行い、RPV ペデスタルに作用する荷重を求めた。地震応答解析モデルを図 5.4.4-1 に示す。検討用荷重は、水平方向、上下方向とも、基準地震動 S_s 5 波の応答の包絡値とした。RPV ペデスタル及び原子炉遮へい壁のせん断力分布及び曲げモーメント分布を図 5.4.4-2 及び図 5.4.4-3 に示す。

(2) RPV ペデスタル強度評価

1 号機と同様に、RPV ペデスタルの強度評価は、図 5.4.4-4 に示す円筒部、基部アンカ部、頂部アンカ部について行った。

(3) RPV ペデスタルの強度評価結果

RPV ペデスタルの強度評価結果を図 5.4.4-7 に示す。RPV ペデスタル各部に生じる応力度、荷重は許容値を満足している。

RPV ペデスタルの各部に生じる応力と許容値との比（発生値／許容値）は、最大でもベアリングプレート及びアンカボルトの定着で 0.57 であり、余裕があることがわかる。

5 章の まとめ

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、BWR5 型プラントの 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 1 号機および 5 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) Fafitis and Shah : Lateral Reinforcement for High-Strength Concrete Columns, Publ., ACI, No. SP-87, 1985

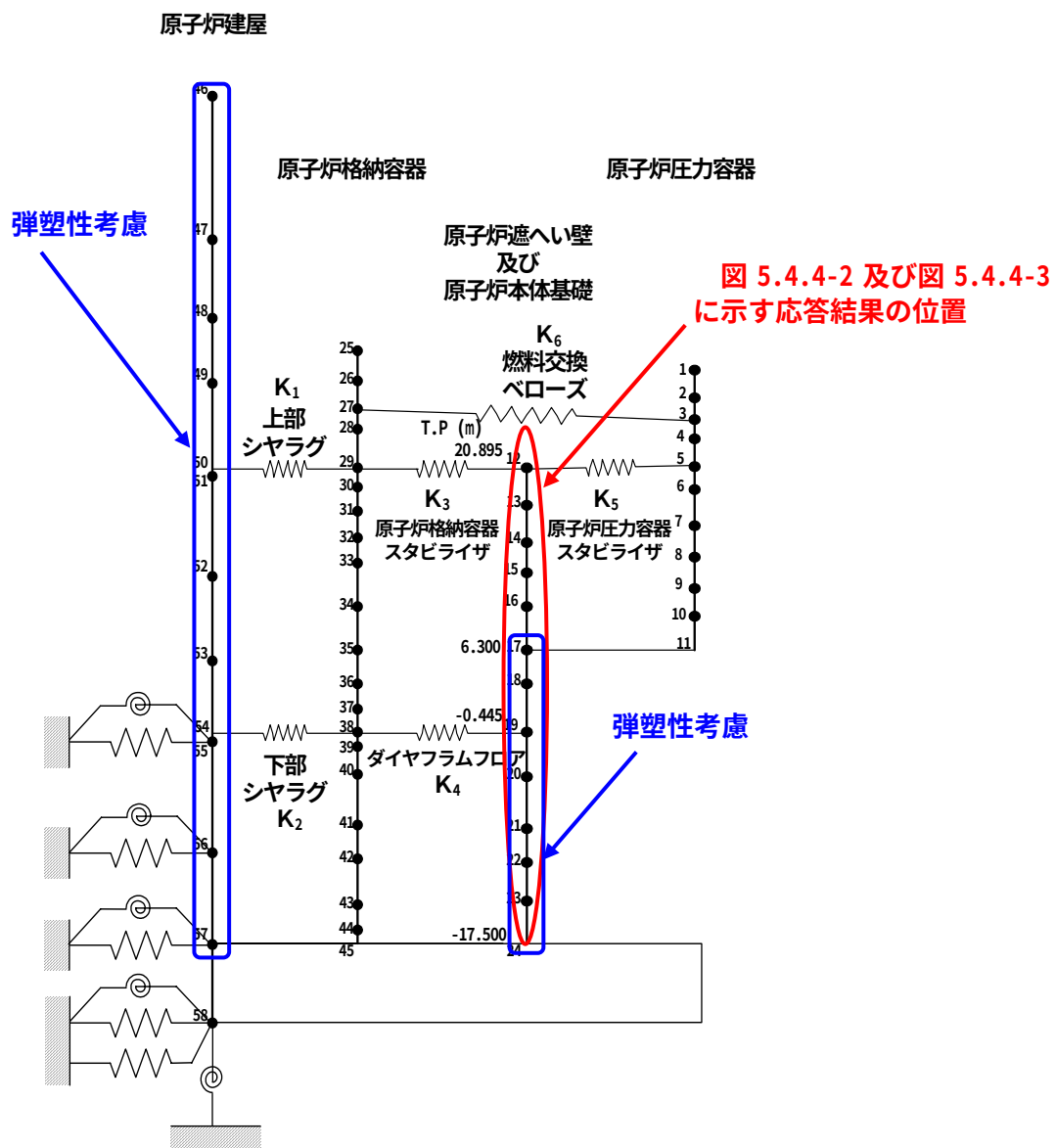


図 5.4.4-1 地震応答解析モデル（水平動）

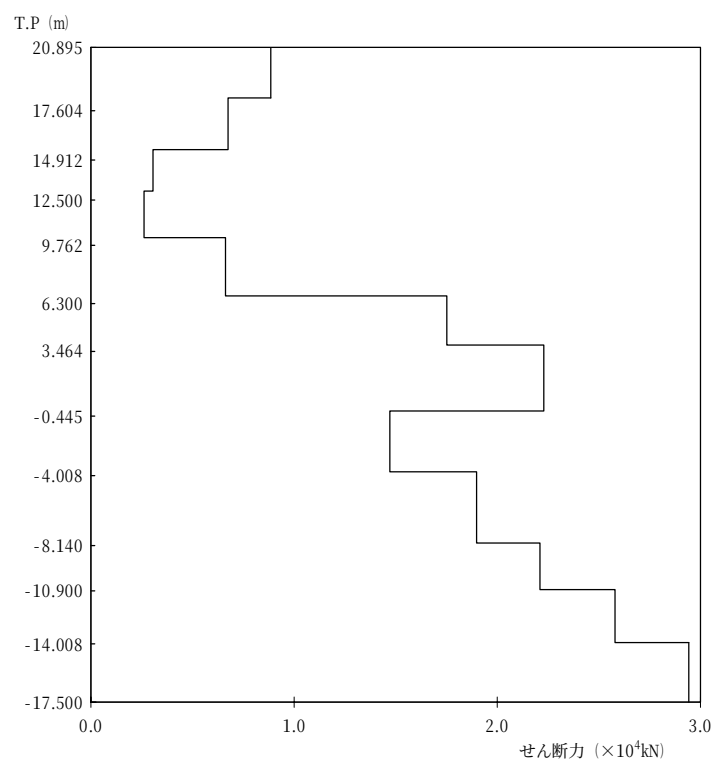


図 5.4.4-2 基準地震動 S_s （水平動）による RPV ペDESTAL 及び
原子炉遮へい壁のせん断力分布

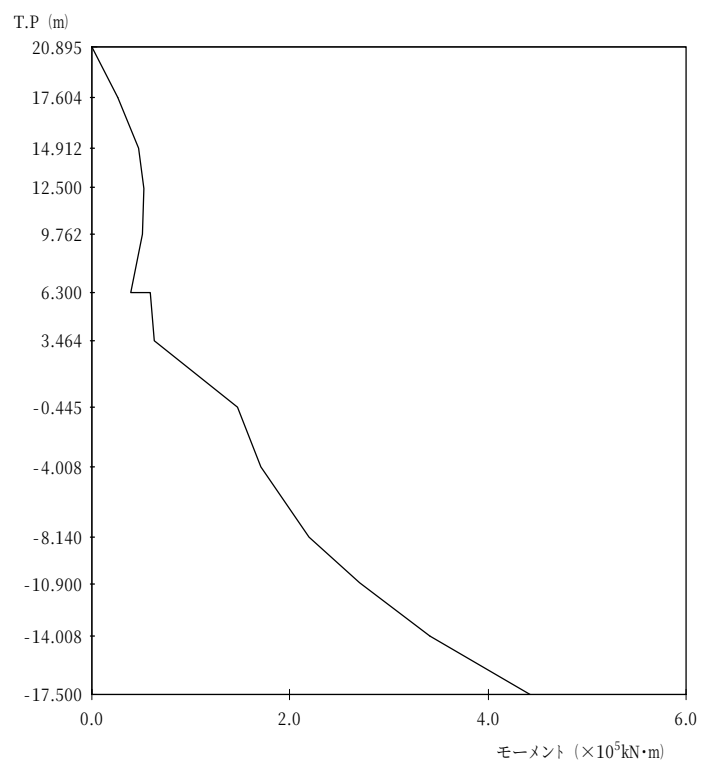


図 5.4.4-3 基準地震動 S_s （水平動）による RPV ペDESTAL 及び
原子炉遮へい壁の曲げモーメント分布

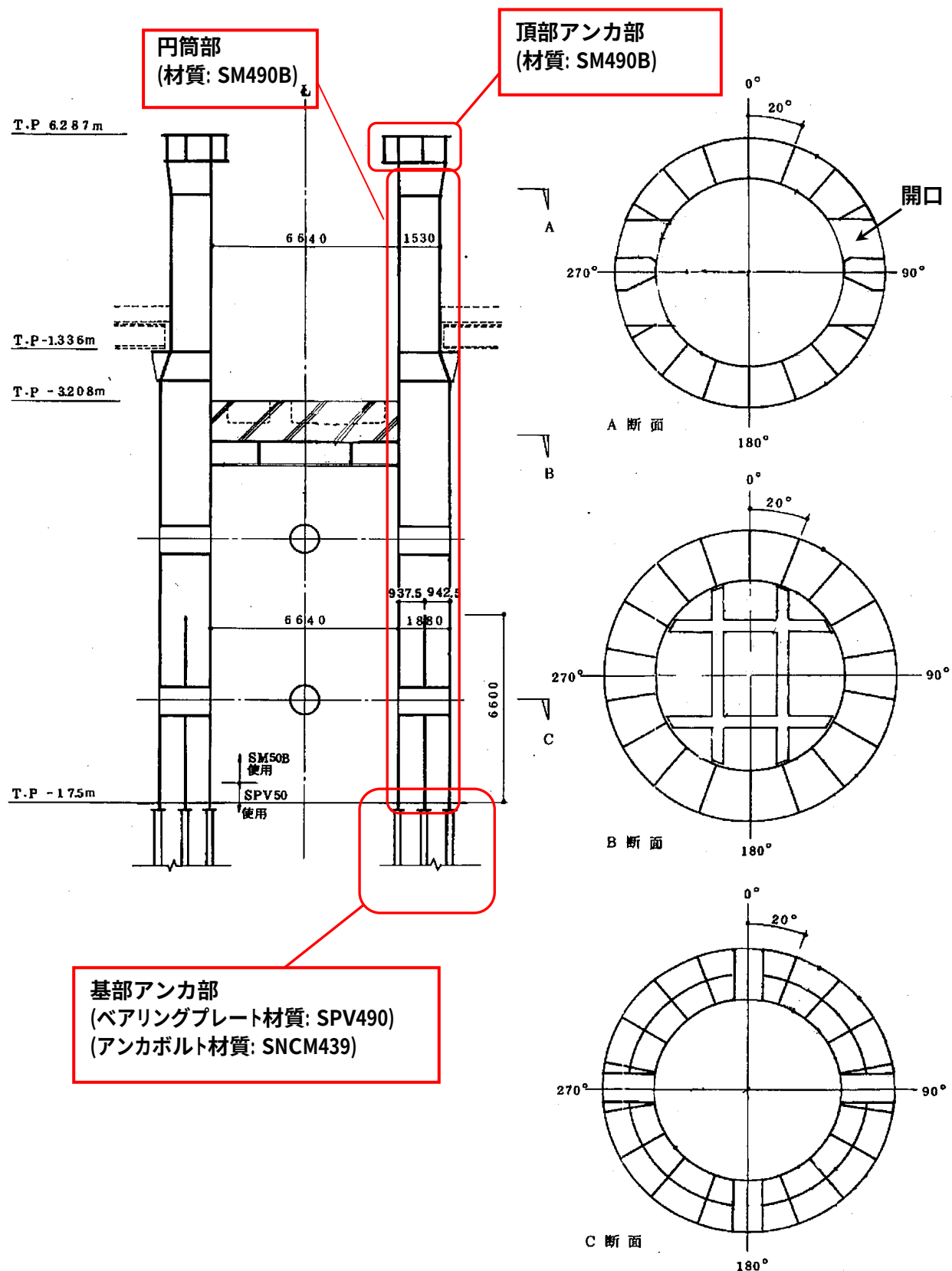


図 5.4.4-4 RPV ペデスタルの評価部位

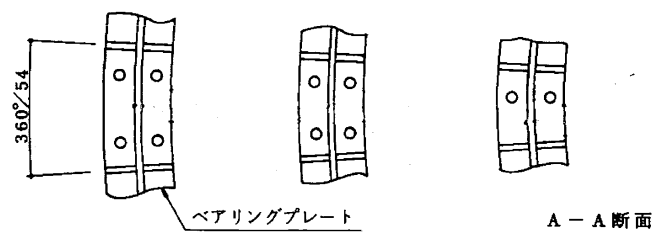
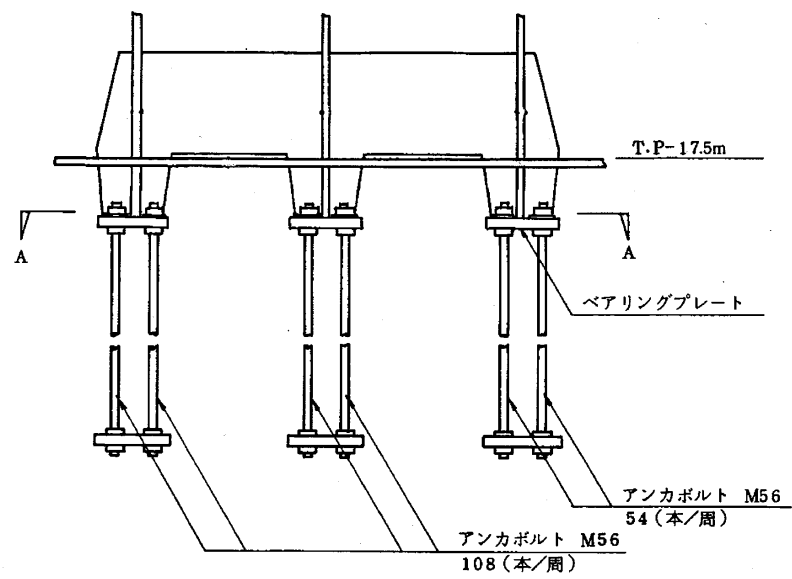


図 5.4.4-5 基部アンカ部詳細

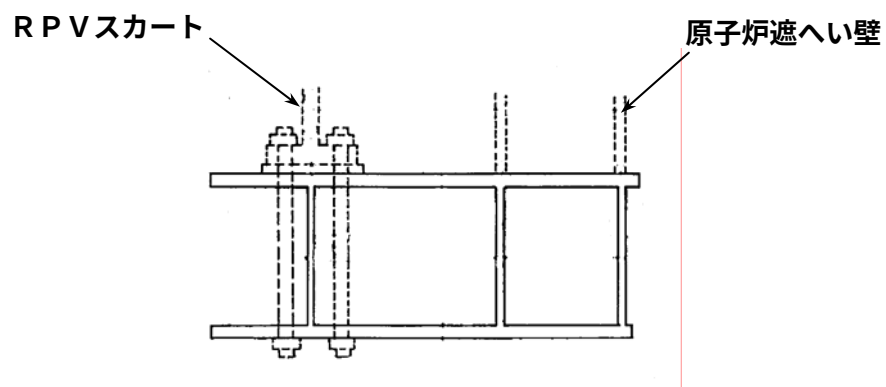
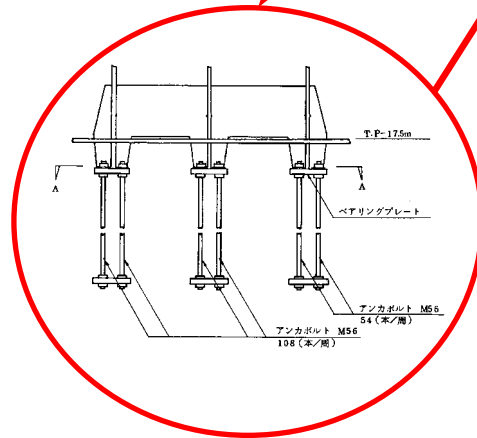
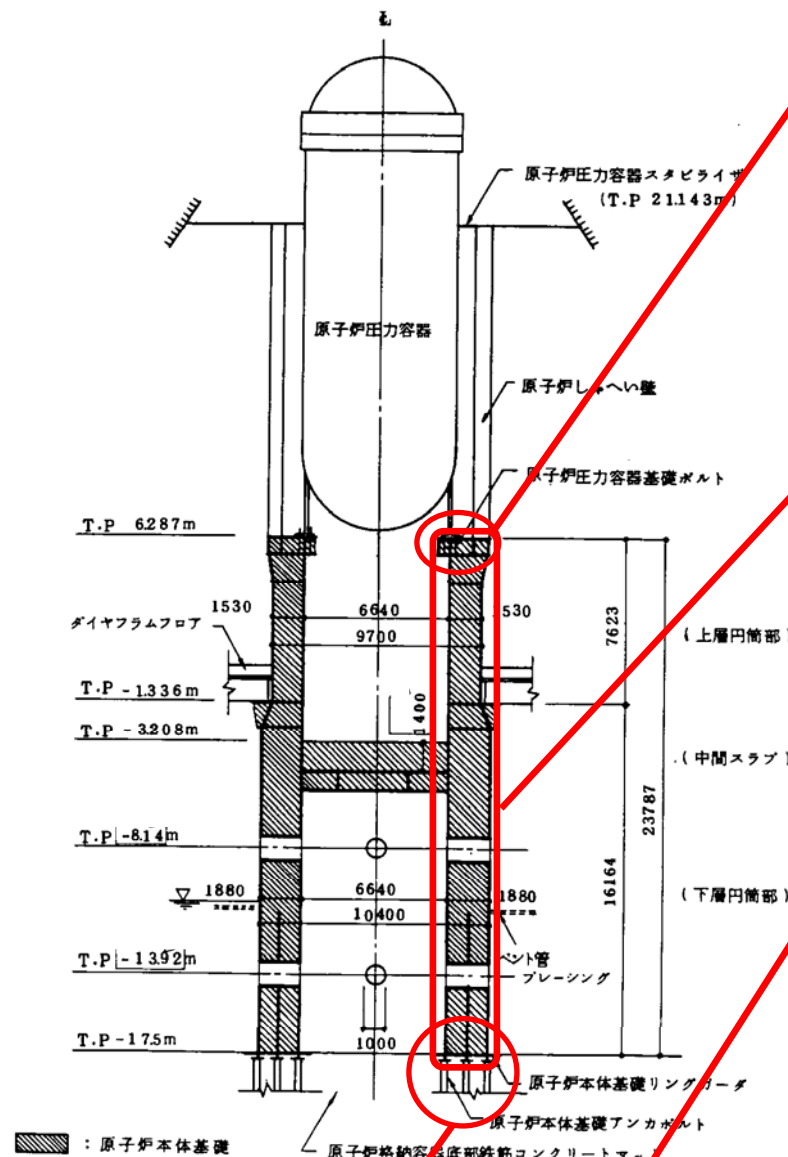


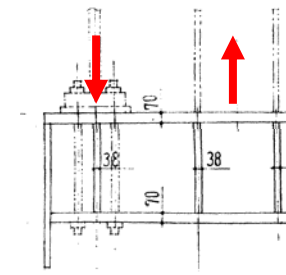
図 5.4.4-6 頂部アンカ部詳細

図5.4.4-7 基準地震動Ssに対する柏崎刈羽原子力発電所5号機 RPVペDESTALの評価結果



頂部アンカ部の評価結果

RPV 及び原子炉遮へい壁から作用する荷重に対して開口まわりの評価をおこなった。開口上部の頂部アンカを両端固定の梁にモデル化してせん断応力度を求めた。



頂部アンカ部 (材質: SM490B)

(単位: N/mm²)

せん断応力度	許容せん断応力度
42	170

円筒部の評価結果

RPV ペDESTALに作用する荷重に対して円筒鋼板、縦リブの評価をおこなった。(コンクリートは強度を負担しない。) 円筒鋼板、縦リブの FEM 解析モデルを作成し、死荷重や地震荷重等による応力度を求め、荷重の組合せを実施して垂直応力度(σ_x, σ_y)、せん断応力度(τ)より組合せ応力度を求めた。

$$\text{組合せ応力度} = \sqrt{\sigma_x^2 + \sigma_y^2 - \sigma_x \cdot \sigma_y + 3 \cdot \tau^2}$$

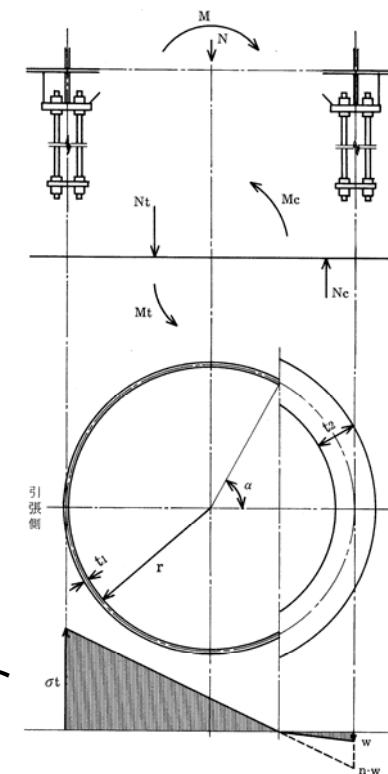
円筒鋼板(外筒)(材質: SM490B)

(単位: N/mm²)

組合せ応力度	許容組合せ応力度
178	325

基部アンカ部の評価結果

RPV ペDESTAL基部の軸力、モーメントより発生する荷重に対して、基部アンカ部各部の評価をおこなった。上記荷重に対し、力の釣合いからベアリングプレートが受けるコンクリート部からの圧縮力を算出して下図の計算モデルによりベアリングプレートの曲げ応力度を求めた。また、同様に力の釣合いからアンカボルトの引張力を算出して引張応力度を求める。求めたアンカボルトの引張応力から 6.67° 当りの引抜き力を求め、コンクリート部の定着評価(シヤコーン評価)をおこなった。



ベアリングプレート部(材質: SPV490)

(単位: N/mm²)

曲げ応力度	許容曲げ応力度
278	492

アンカボルト(材質: SNCM439)

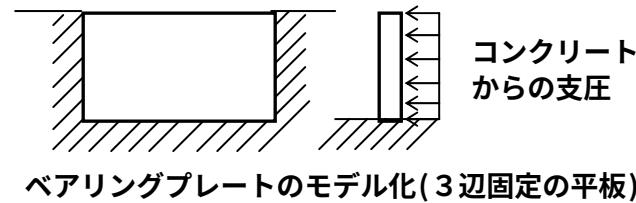
(単位: N/mm²)

引張応力度	許容引張応力度
233	686

アンカボルトの定着(コンクリート部)

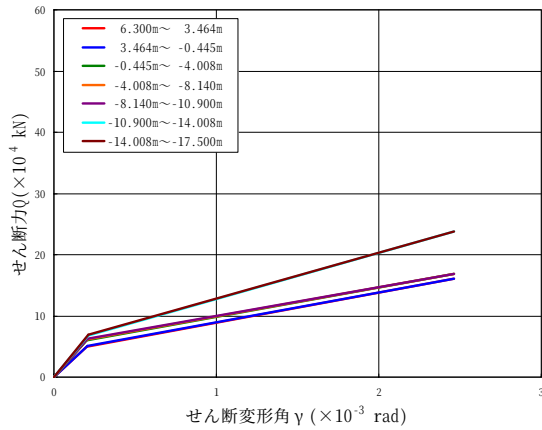
(単位: kN/6.67°)

引抜き力	許容荷重
3084	5451

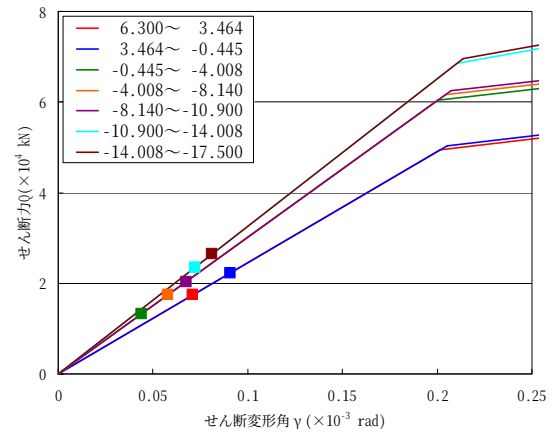


ベアリングプレートのモデル化(3辺固定の平板)

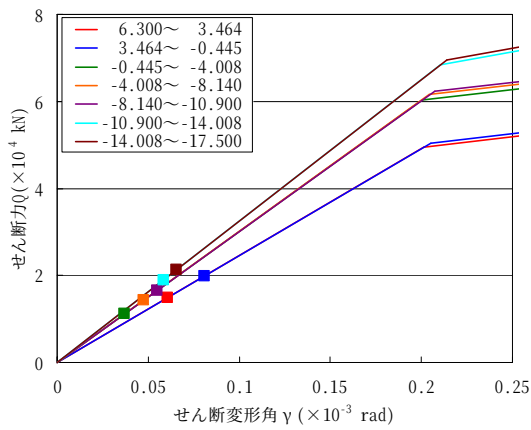
参考資料：RPV ペデスタルに考慮した弾塑性特性及び応答結果
 RPV ペデスタルに考慮した弾塑性特性及び応答結果を以下に示す。



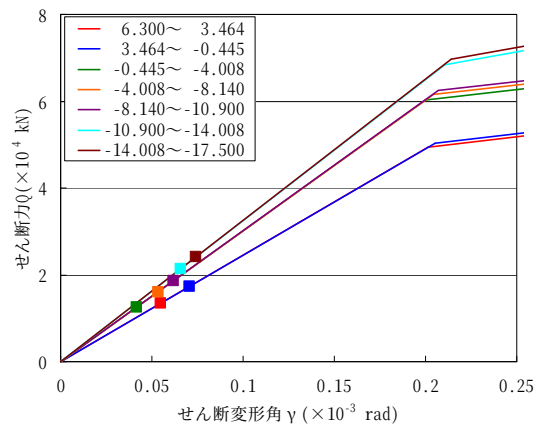
(a) せん断力-せん断変形角関係



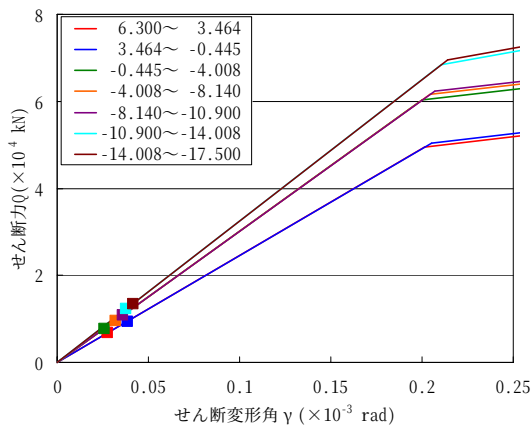
(b) 地震動 Ss-1 応答結果



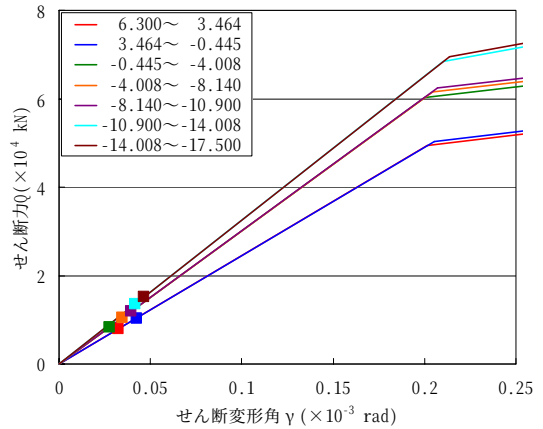
(c) 地震動 Ss-2 応答結果



(d) 地震動 Ss-3 応答結果

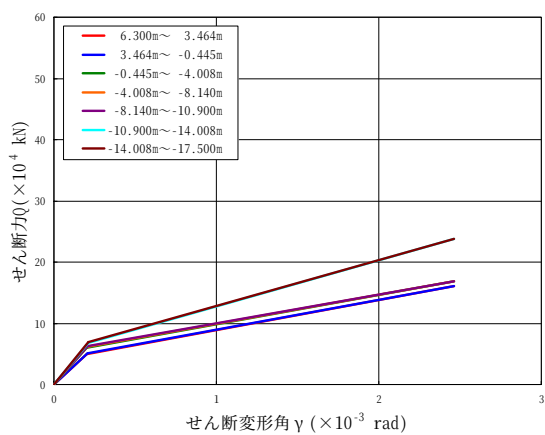


(e) 地震動 Ss-4 応答結果

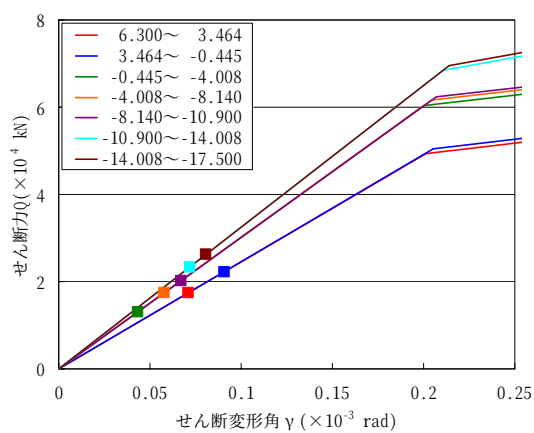


(f) 地震動 Ss-5 応答結果

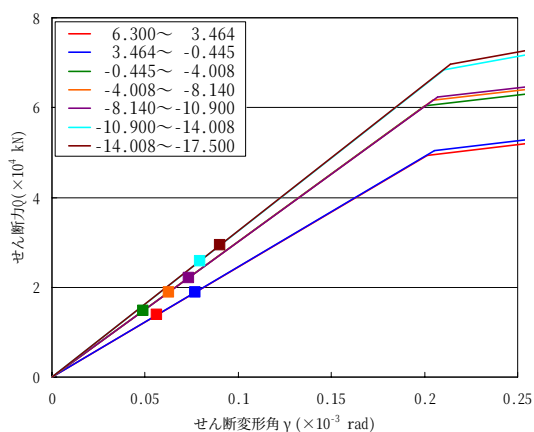
図 5.4.4-8 せん断力-せん断変形角関係及び応答結果 (NS 方向)



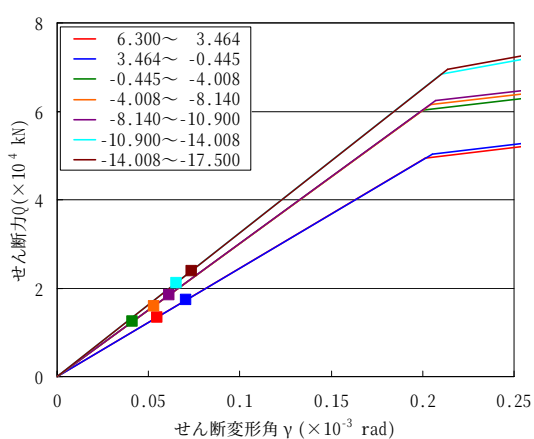
(a) せん断力—せん断変形角関係



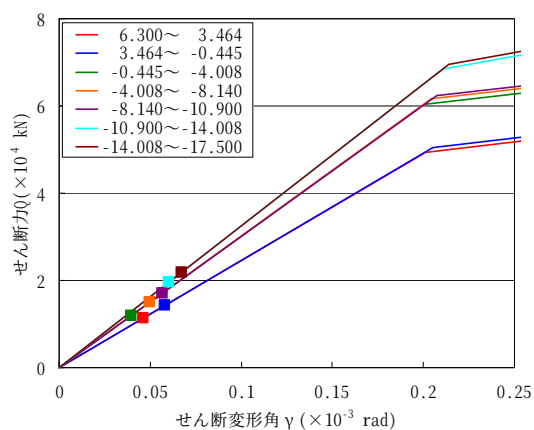
(b) 地震動 Ss-1 応答結果



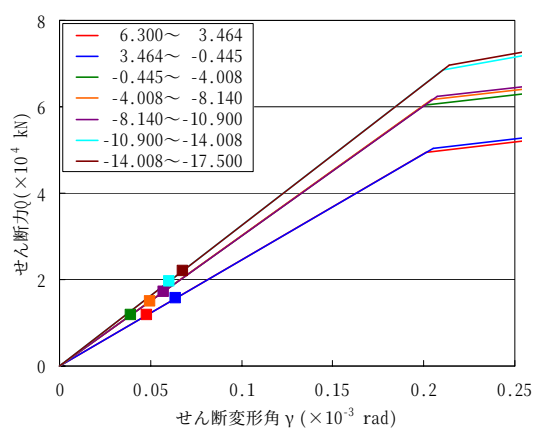
(c) 地震動 Ss-2 応答結果



(d) 地震動 Ss-3 応答結果

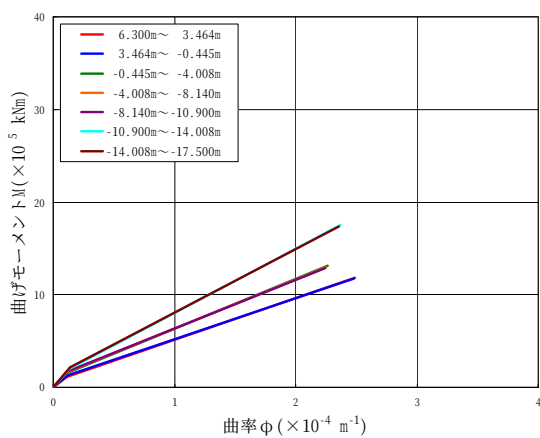


(e) 地震動 Ss-4 応答結果

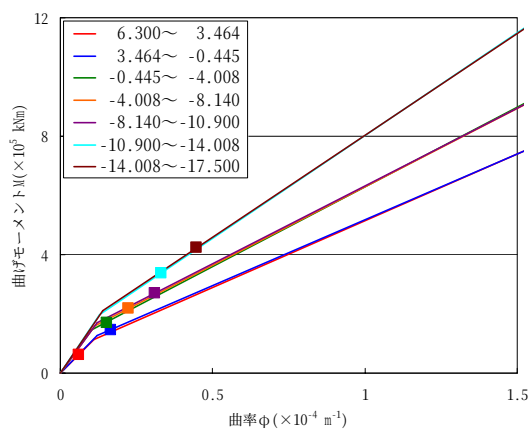


(f) 地震動 Ss-5 応答結果

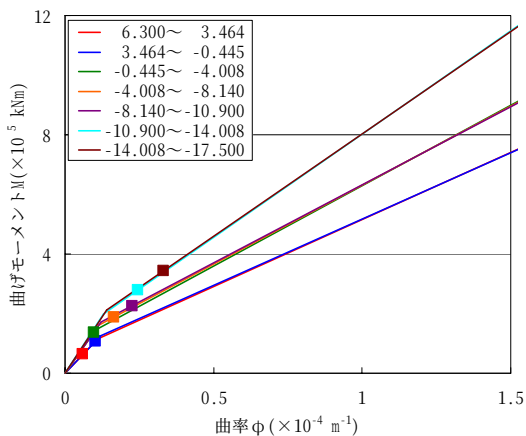
図 5.4.4-9 せん断力—せん断変形角関係及び応答結果 (EW 方向)



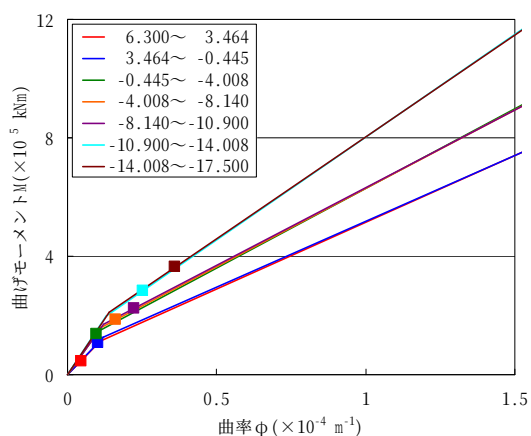
(a) 曲げモーメントー曲率関係



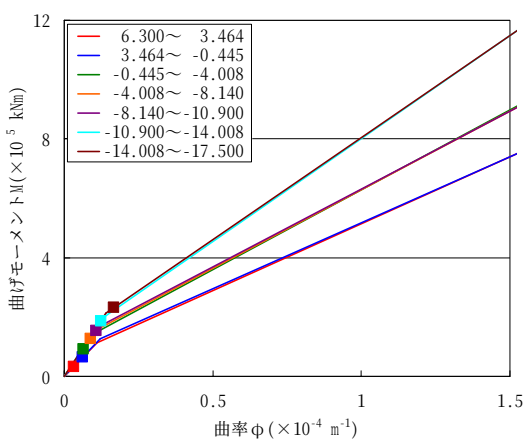
(b) 地震動 Ss-1 応答結果



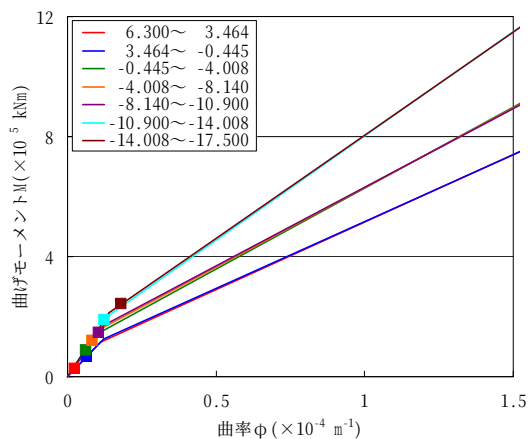
(c) 地震動 Ss-2 応答結果



(d) 地震動 Ss-3 応答結果

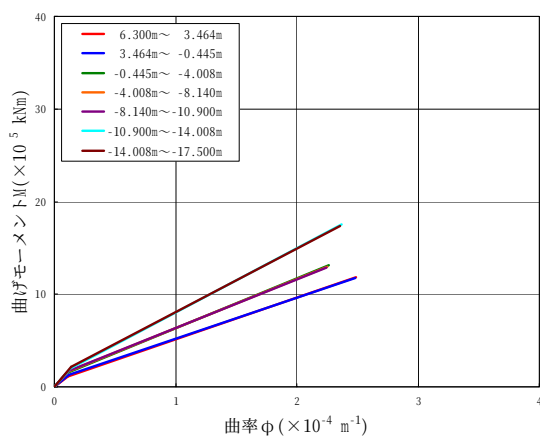


(e) 地震動 Ss-4 応答結果

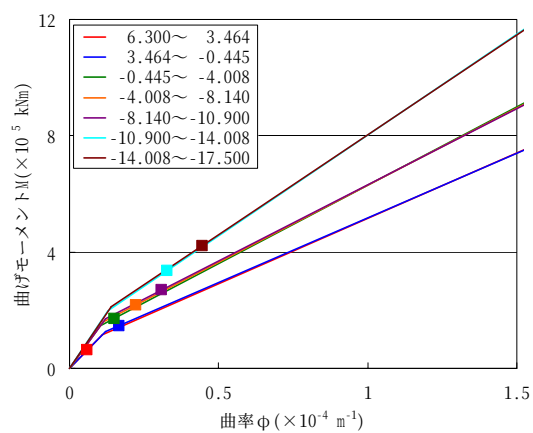


(f) 地震動 Ss-5 応答結果

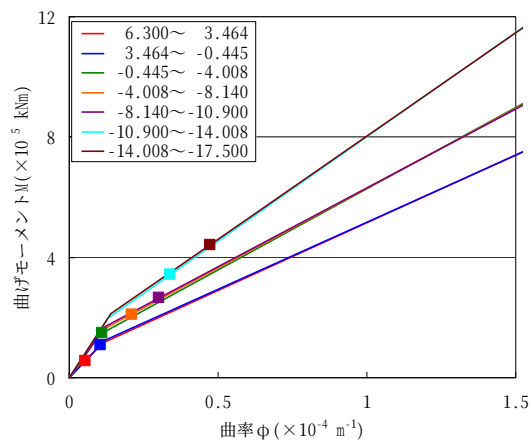
図 5.4.4-10 曲げモーメントー曲率関係及び応答結果 (NS 方向)



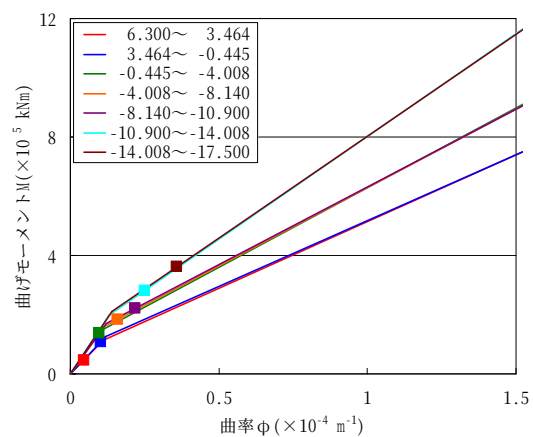
(a) 曲げモーメントー曲率関係



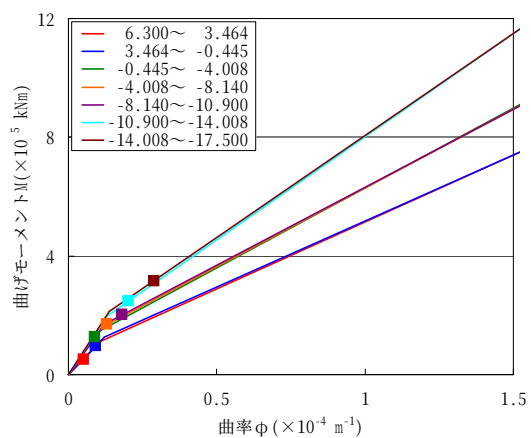
(b) 地震動 Ss-1 応答結果



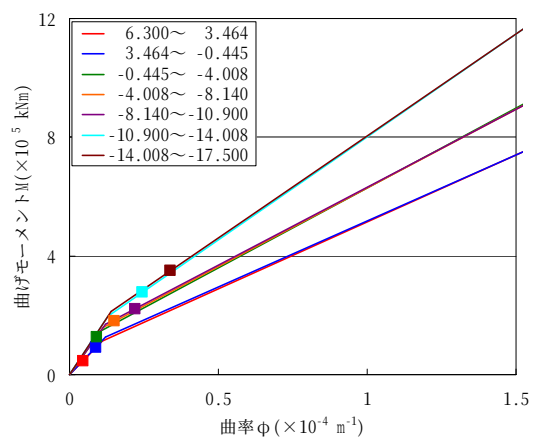
(c) 地震動 Ss-2 応答結果



(d) 地震動 Ss-3 応答結果



(e) 地震動 Ss-4 応答結果



(f) 地震動 Ss-5 応答結果

図 5.4.4-11 曲げモーメントー曲率関係及び応答結果 (EW 方向)

6. 地震後のプラント再起動に関する検討

6. 1 必要性和検討の背景

柏崎刈羽原子力発電所では新潟県中越沖地震後の点検・評価に際し、設計用地震動を超える地震経験がなかったために、点検評価計画書を策定しながら設備の点検評価を実施しており、プラント再起動に多大な時間を要することとなった。また、女川原子力発電所や志賀原子力発電所、浜岡原子力発電所においても、地震による停止を経験しており、同様にプラント再起動まで多大な時間を要した経緯がある。

このように原子力発電所がひとたび地震を受けると、設備の点検評価に多大な時間を要することから、将来の地震遭遇に備えて、予め地震前後の対応をガイドラインとして定めておくことで、設備の健全性評価とプラント再起動を効率的に実施することが可能となる。

地震前後の対応について、米国では民間ガイドラインや学協会において基準類が整備されている。また、国際原子力機関（IAEA）においても、わが国の地震経験を反映した地震前後における対応を纏めたセーフティレポートが近く発行される予定である。このような状況にあって、国内ニーズに合わせたガイドライン策定が望まれ、電気事業者とプラントメーカーを中心に検討されてきた。

ガイドラインでは、原子力発電所で地震前に実施する地震前計画と地震後に実施する短・中・長期的対応に分け、発生した地震動の大きさおよび設備に生じた損傷の度合いに応じて対応内容を定めることによって、地震後に効率的かつ迅速な対応が図れるよう配慮することが重要である。地震後の点検においては、機器の損傷の有無を確実に判別する必要があることから、地震後に実施する巡視点検および詳細な設備点検で対象とする機器に対し、着目すべき項目を明確にし、点検内容を予め定めておくことが必要となる。また、地震後の損傷度合いを明確に把握するため地震前の状態を比較データとして準備しておくことも必要となる。

6. 2 検討の進め方、事前調査の概要

原子力発電所の設計用地震動を超える地震発生を契機として、地震後の対応ガイドラインの整備の必要性が高まり、早期にこれを定めることが求められている。地震後のプラントの再起動は、設備の健全性を確認した上で着実に実施することが必要であることから、SANE委員会ではこれまでの検討で得た知見を生かしつつ、本年度より再起動WGを設けてガイドライン案の検討を開始した。検討にあたっては前記IAEAセーフティレポートを参照するとともに、中越沖地震後の柏崎刈羽原子力発電所の点検・評価内容や、電力共通研究「地震後の耐震評価基準策定に関する研究」なども参考とした。補足説明図表を添付－1に示す。

（1）事前調査の概要

ガイドラインの作成にあたり、地震後の対応に関する国内外の基準類等について調査を行った。調査対象を下記に示す。

国内

- (1) 日本電気協会、地震時の原子炉停止及びその後の安全確認についての検討報告書、日本電気協会原子力専門委員会 原子力研究部会作業会、昭和55年7月
- (2) JEAG 4601-1987、原子力発電所耐震設計技術指針、添付資料－3 地震感知装置、添付資料－4 地震後の点検、日本電気協会、昭和62年8月
- (3) 07 基構報-0001、平成18年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査

- 原子炉施設の地震後の影響評価に係る報告書、原子力安全基盤機構、平成 19 年 10 月
- (4) 07 耐部報-0001、耐震設計の観点から地震後のプラント点検対象設備の選定に関する報告書、原子力安全基盤機構、JNES/SSD07-001、平成 20 年 1 月

国外

- (5) ANSI/ANS-2.23-2002, Nuclear Plant Response to an Earthquake, May, 2002
- (6) ANSI/ANS-2.10-2003, Criteria for the Handling and Initial Evaluation of Records from Nuclear Power Plant Seismic Instrumentation, April 2003
- (7) RG1.166, Pre-Earthquake Planning and Immediate Nuclear Power Plant Operator Post earthquake Actions, USNRC, Mar. 1997
- (8) RG1.167, Restart of a Nuclear Power Plant Shut Down by a Seismic Event, USNRC, Mar. 1997
- (9) EPRI NP-6695, Guidelines for Nuclear Plant Response to an Earthquake, EPRI, Dec. 1989
- (10) IAEA Safety Report, Pre-Earthquake Planning and Post-Earthquake Actions for Existing Nuclear Power Plants、DRAFT Rev 12.00、2010 年 1 月
- (11) IAEA Safety Standards, Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, Safety Guide No. NS-G-2.13, 2009

わが国では 1978 年 6 月に発生した宮城県沖地震を契機として、日本電気協会の原子力研究部会に作業会が設けられ、地震時における原子力発電所の対応が検討された。検討の結果は 1980 年に「地震時の原子炉停止及びその後の安全確認についての検討報告書」⁽¹⁾（⁽¹⁾は前ページの文献(1)を示す。以下同様）として纏められている。その中で「2.2 地震発生後の原子力発電所の安全確認について」には下記が明記されている。

「地震発生後の原子力発電所の安全性の確認については、原子炉の安全性を重要視する事はいうまでもないが、電力供給義務にも留意する必要がある。

このため原子力発電所の各設備が重要度に応じクラス別に設計されている事を考慮に入れ発生地震の大きさに応じ点検内容を分ける考え方をとることとした。設計用地震動 S_1 に比しかなり小さい地震が発生した場合には中央制御室での各種警報装置監視及びパトロール等で設備の異常の発生の有無を確認することとした。又、設計用地震動 S_1 に近い地震が発生した場合は上記異常の発生の有無の確認を強化すると共に工学的安全設備の作動試験を行い健全性を確認することとした。

設計用地震動 S_1 を超えるような地震が発生し地震トリップ系によるトリップが生じた場合には格納容器の中をも含めた綿密な点検を実施すると共に安全確保上重要な設備について機能が維持されている事を十分に確認した上で慎重に運転再開する事とした」（詳細は同報告書の添付資料－2 に示されている）。なお、上記に基づく基本的な考え方が JEAG4601-1987⁽²⁾の添付資料－4 に記載されていたが、同技術指針の規格化（コード化）において JEAC4601-2008 では添付資料から削除されている。

米国では 1986 年 1 月に発生した Leroy 地震が Perry 原子力発電所の設計時に設計上想定した地震動を超え、地震被害が無いにも拘わらず運転開始直前のプラントを長期間停止した。これらを受けて米国電力研究所(EPRI)が地震後の原子力発電所の対応をガイドラインとして作成し⁽⁹⁾、米国 NRC

のレビュー結果^{(7),(8)}が ANSI/ANS の民間規格として纏められている^{(5),(6)}。

IAEA では 2007 年 9 月に EBP (Extra-Budgetary Project) と呼ばれるプロジェクトを立ち上げ、その活動の一環として地震前後の対応を検討している。その成果はセーフティレポートとして本年 6 月頃に発刊される予定であるが⁽¹⁰⁾、その内容は前記の米国民間規格を土台として、更に米国民間規格の発行後に発生した 2005 年宮城県沖地震における女川原子力発電所、2007 年能登半島地震における志賀原子力発電所、2007 年新潟県中越沖地震における柏崎刈羽原子力発電所の経験を反映させたものとなっている。

IAEA のセーフティレポートは我が国のガイドラインの参考となるものであるが、世界共通に適用する必要性から、例えば我が国で実施している地震計（地震感知装置）の信号による原子炉自動停止などについては、その国の特色に合わせて詳細化する必要がある。わが国では現在柏崎刈羽原子力発電所の設備健全性及びに耐震安全性評価が実施され、6、7号機が運転を再開したことから、これらの知見と上記の調査結果を踏まえたガイドラインの検討を行うこととした。

6. 3 ガイドライン素案の作成

(1) ガイドラインの構成

ガイドラインは発生した地震の規模と発電所の被害状態に応じた対応を規定する必要がある。このため平成 21 年度はガイドライン素案を作成し、広範な地震前後の点検・評価作業の全体像を記述することによって、個々の対応の相互関係、問題ならびに課題を明らかにし、次フェーズで予定される詳細検討に資することを目的とした。このガイドライン素案では、地震発生後の時間推移と実施すべき内容によって対応を 4 実施区分（A～D）に区分し、さらに、地震発生後の対応を円滑におこなうために地震前に実施すべき作業を地震前計画として記載することとした。全体の目次案を添付－2 に、またガイドラインの構成を添付－3 の図 4－1 に示す。

(2) ガイドライン素案の内容

前述のように、平成 21 年度はガイドラインを作成する上での問題点、課題を摘出することを目的とし、具体的に素案を作成した。素案のポイントを添付－1 に示す。

素案作成では添付－2 の目次の各項目について、「本文」、「解説」、「論点」及び「課題」を検討し、「本文」、「解説」については将来の指針化の際の形式で表記した。添付－3 に各項目の趣旨（本文）と簡単な補足（図表）を示している。

6. 4 今後の課題と検討スケジュール

素案作成の進捗に合わせて開催した再起動WGでは素案に対する多くのコメントがあり、それらについては平成 22 年度に検討を加え、適宜、素案に反映することとしている。これらのコメント及び摘出された問題点、課題については、平成 22 年度のWG活動及び学協会などで予定されるガイドラインの作成作業において更なる検討が加えられることが期待される。

a) ガイドライン素案の構成（再起動の条件）

発電所は発生した地震に対する健全性が確認され、必要に応じて実施される補修などの作業の完了を以て再起動することが妥当であり、素案で記載している対応ケース 4、6、7 などにおける耐震安全性評価は必ずしも発電所の再起動の条件とはならない。設計時とは別の観点からの耐震安全性評価手法の採用、素案における実施区分 D としての位置づけ（耐震安全性評価を別構成とするな

ど)についての更なる検討を要する。

b) 実プラントでのシミュレーション（試適用）の実施

素案を実プラントに試適用して問題点と課題を摘出する。この試適用によって下記が明らかとなる。

- ・素案で提案されている段階的な点検（重点点検、拡大点検）の対象の選定、特に重点点検の対象範囲（選定の目安とする設備数の割合）
- ・個々の対象に予想される損傷モードに基づく点検部位と点検内容
- ・地震発生前（通常時）に実施するベースライン点検の内容
- ・経年劣化に対する対応

c) 素案で用いられている数値の根拠と妥当性の評価

素案では例えば下記の数値について解説で具体的な数値の記載を検討中である。

- ・観測された地震動が、設計時に想定した地震動を超える場合の地震動特性の区分（添付－3の表7－1）：固有周期の目安値 0.1 秒及び 0.5 秒
- ・重点点検の対象選定における目安割合：20%
- ・地震発生直後の運転員が原子炉停止の要否を判断する時間制限：24 時間（1 日）

d) S A N Eの他のWGの成果反映と用語の統一

特にガイドラインに影響のあるWGとの関連

- ・検査WGが作成する「点検工法ガイドライン」との整合
- ・評価WGにおける設備健全性・耐震安全性評価で目安とする応力状態との整合

これらは、ガイドライン作成に際して、技術的な進歩を予測してどこまで取り入れるかという基本的な問題とも関連している。特に、観測された地震動と設備損傷への影響の大きさに関しては、地震動の有効性の評価が重要な課題であり、国内外で検討されている評価指標（D I P：Damage Indicating Parameters）として、例えば累積絶対速度（C A V：Cumulative Absolute Velocity）やJMA計測震度（気象庁が使用している地震時の評価指標）など、加速度以外の評価指標についてもI A E A等で評価が進められており、その動向を注視していく。

また、ガイドラインの制定によって、例えば下記のような影響が予想され、これらについても、実プラントでの運用について考察を加える必要がある。

- ・地震計測の更なる充実（地震動レベルの評価は、解放基盤面ではなく設備になるべく近い位置での地震入力を基本とする）
- ・ベースライン点検の実施（地震後の点検精度を高めるため、比較データを通常時に保有）
- ・重点点検、拡大点検の点検要員の教育と育成（専門家、経験者による点検が重視される）

以上、平成 21 年度は国外を含む既存の各種基準などの調査を行い、WG関係者間で情報を共有して方向性を定め、ガイドラインの素案を作成して全体の構成を検討するとともに、課題を摘出した。

平成 22 年度は上記の課題に取り組みガイドラインの制定を目指すものとする。図 6-1 にガイドライン検討のスケジュール案を示す。

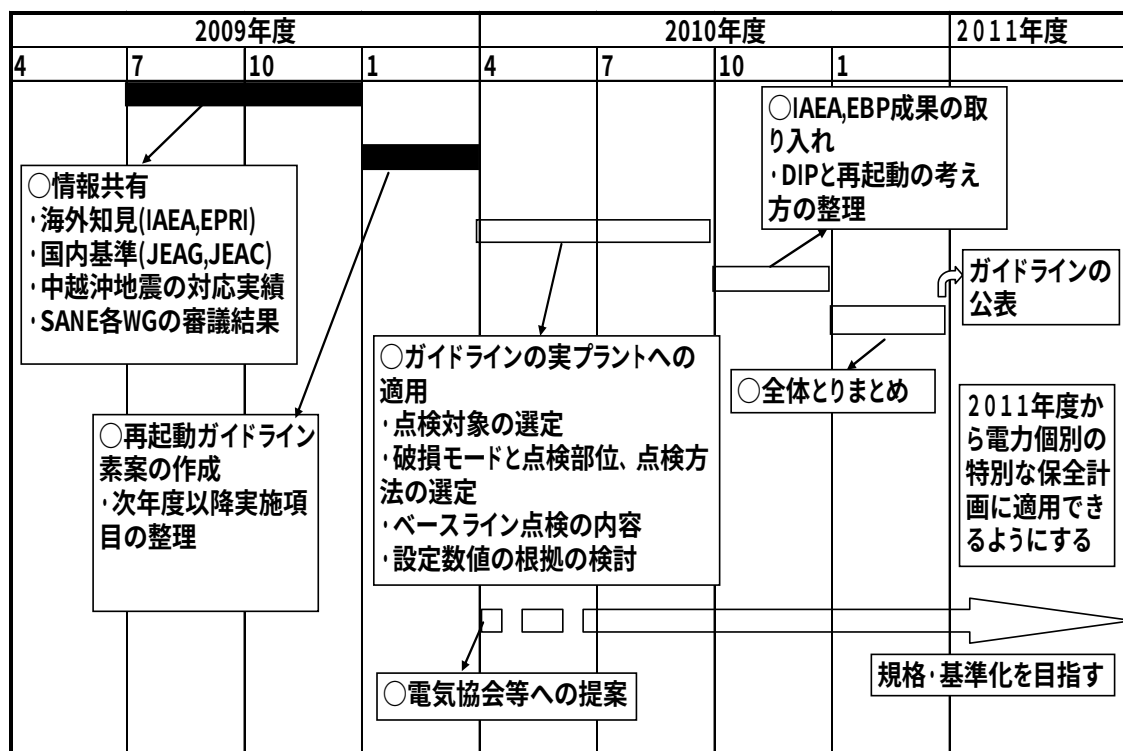
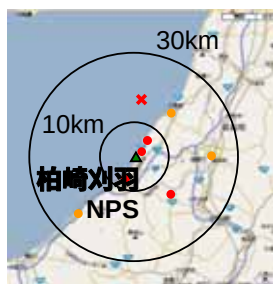


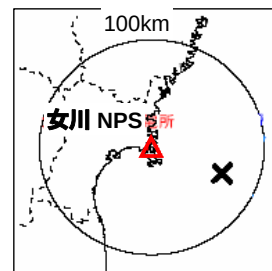
図6-1 ガイドライン作成スケジュール(案)

■ 設計想定を超える地震の発生



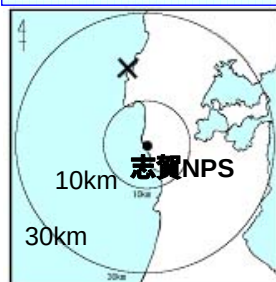
©Google ©ZENRIN

柏崎刈羽: 7プラント
東京電力
新潟県中越沖地震(2007)



女川: 3プラント
東北電力
宮城県南部地震(2005)

志賀: 2プラント
北陸電力
能登半島地震(2007)

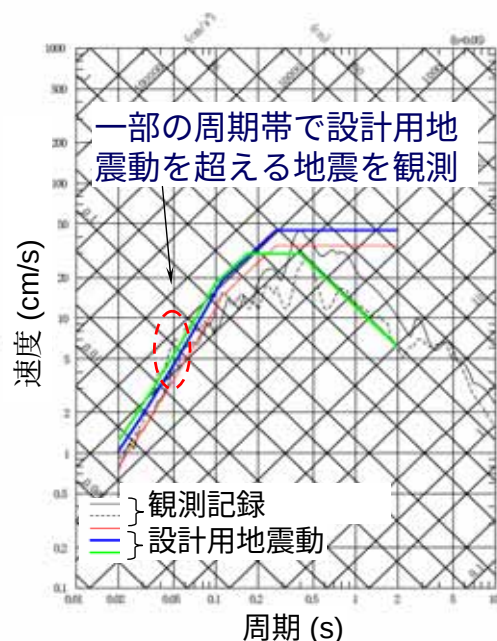


1

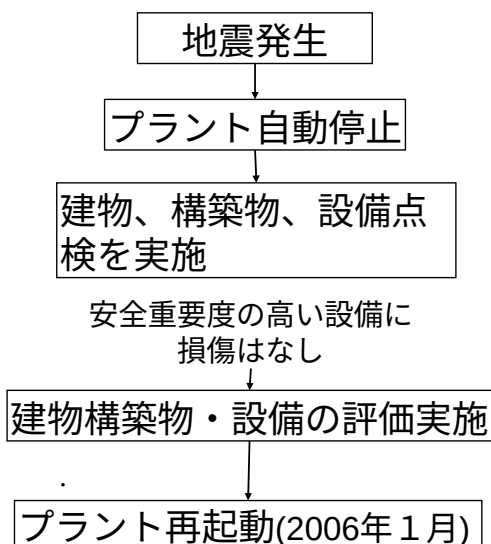
最近の日本における地震経験

■ 宮城県南部地震 (女川原子力発電所 2005)

- ✓ 地震発生日時 : 2005.8.16 AM11:46
- ✓ マグニチュード 7.2



[出典] <http://www.tohoku-epco.co.jp/whats/news/2005/50902a1.htm>



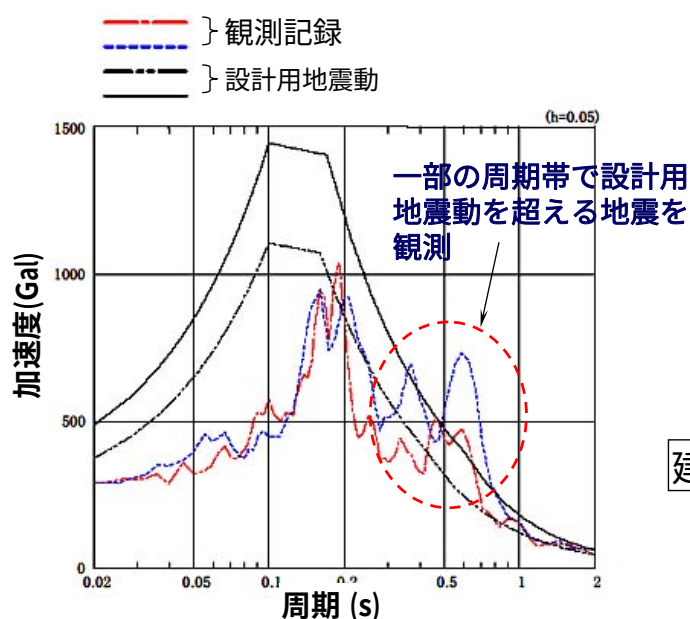
5ヶ月

2

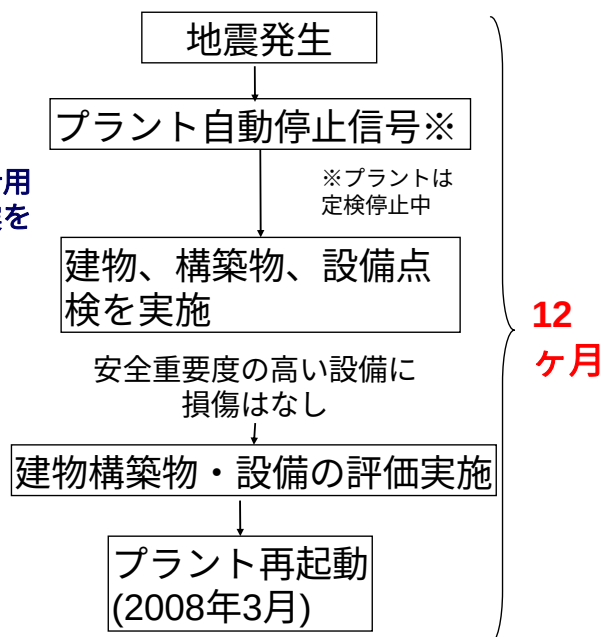
最近の日本における地震経験

■ 能登半島地震 (志賀原子力発電所 2007)

- ✓ 地震発生日時 : 2007.3.25 AM 9:42
- ✓ マグニチュード 6.9



[出典] <http://www.rikuden.co.jp/press/attach/07041902.pdf>



3

最近の日本における地震経験

■ 新潟県中越沖地震 (柏崎刈羽原子力発電所 2007)

- ✓ 地震発生日時 : 2007.7.16 AM 10:13
- ✓ マグニチュード 6.8



原子炉建屋基礎版上での観測記録

プラント	水平-NS	水平-EW	上下
1	311(274)	680(273)	408(235)
2	304(167)	606(167)	282(235)
3	308(192)	384(193)	311(235)
4	310(193)	492(194)	337(235)
5	277(249)	442(254)	205(235)
6	271(263)	322(263)	488(235)
7	267(263)	356(263)	355(235)

単位: Gal(cm/s²), 設計値: ()

運転中プラント (2, 3, 4, 7号機) は自動停止

6号機: 2009年8月26日 再起動
7号機: 2009年11月8日 再起動

4

ガイドライン策定の背景と目的

- 地震発生後の対応（点検、地震応答解析、再起動）について規定した**規格・基準は存在せず、都度事業者が点検評価計画書を策定**
- 地震後対応（設備点検、観測波による地震応答解析、耐震安全性の再評価等）の実施条件や実施方法について整理・体系化が必要

原子力発電所における地震前後の対応に関するSafety Report “Pre-earthquake Planning and Post-earthquake Actions for Nuclear Power Plants”がIAEAより発刊予定

- 米国EPRI-NP6695
- ANSI/ANS 2.23
- 女川・志賀・柏崎刈羽の地震スクラム経験

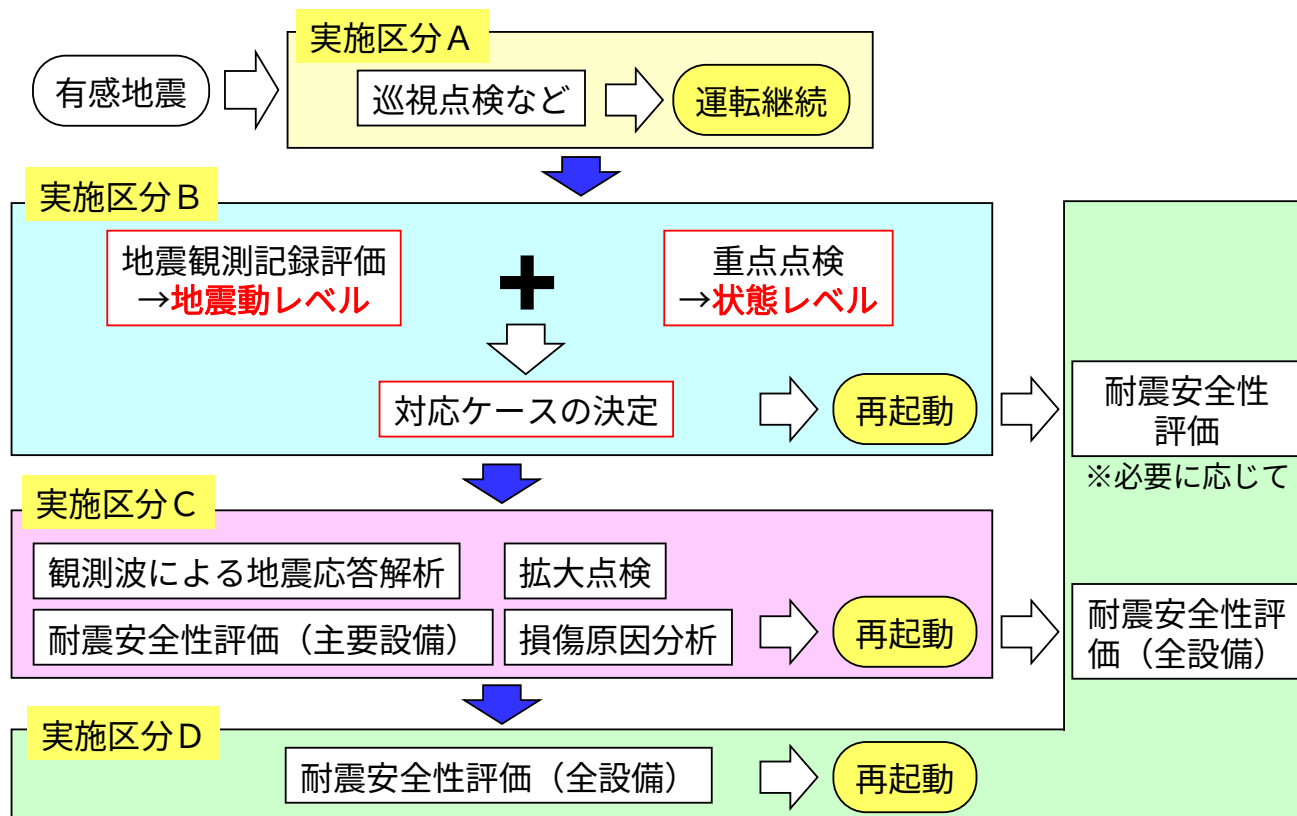
地震前後の対応に関するガイドラインの検討

目的：海外規格をもとに我が国の地震対応の実績を考慮して、地震前後の対応基準を作成し、地震後の効率的な対応に寄与するとともに、速やかなプラント再起動に資する。

規格基準化

5

ガイドラインの全体構成



6

本ガイドラインの特徴

- 地震動レベル & 状態レベル → 地震後の対応ケースの決定
 - 地震動レベル（3段階）：基準地震動等との比較で決定
 - 状態レベル（4段階）：地震後の設備点検の結果により決定
- プラント再起動のために対応ケースに応じた点検・評価を実施

		地震動レベル				
		1 観測<Sd	2 Sd<観測<Ss	3 Ss<観測		
				3a 10Hz以上	3b 2～10Hz	3c 2Hz以下
レベル 状態	I 全設備に有意な損傷無	—	対応ケース1	対応ケース5		
	II B、Cクラス設備のうち、運転に 必要でない設備に有意な損傷有		対応ケース2	対応ケース6a	対応ケース6b	対応ケース6c
	III B、Cクラス設備のうち、運転に 必要な設備に有意な損傷有	対応ケース3		対応ケース7a	対応ケース7b	対応ケース7c
	IV Sクラス設備に有意な損傷有	対応ケース4		対応ケース8		

※ Sd：弾性設計用地震動、Ss：基準地震動

7

地震後の対応 ①：実施区分 A,B

実施区分 A；有感地震を観測してから24時間以内の実施を目安

- 地震情報の収集と関係部署への連絡
- 地震観測記録と基準地震動等との比較評価
- 地震動レベル（暫定）の設定
- 運転員を中心とした巡視点検による地震影響の把握
- （必要に応じて）原子炉の手動停止
- （地震以外による自動停止 & 設備が健全な場合）再起動

実施区分 A で再起動できない対応ケース → 実施区分 B へ

実施区分 B；比較的短期の対応

- 地震観測記録の詳細な分析および基準地震動との比較
- 地震動レベルの確定
- 代表設備の点検 → 地震による損傷有無の確認
- 点検結果に基づく状態レベルの設定
- 地震動レベルと状態レベルに基づく対応ケースの決定
- （可能な場合）再起動

実施区分 B で再起動できない対応ケース → 実施区分 C へ

8

点検のポイント（実施区分 A,B）

実施区分 A

巡視点検（主に運転員が実施）

内容：通常運転時に運転員が実施する点検＋地震影響に対する目視点検

目的：地震発生に伴うプラント状態の変化（損傷など）の有無を巡視にて確認
緊急的な対応の必要性を判定

- ポンプ、ファンなど回転機の振動大、ベアリング温度高、異音発生
- 配管の漏洩チェック
- 機械基礎の状態確認（アンカーボルトの変形や緩み、機器の傾きなど） 等



実施区分 B

重点点検（専門的な知識を有する技術者が実施）

内容：機器の種別ごとに想定された脆弱部に対する詳細な点検

目的：構造とともに、機能的な損傷やその兆候の有無を確認
点検結果に応じた状態レベルの決定

縦型ポンプの例

- ✓ 機器のベースプレート及びアンカー部の損傷チェック
- ✓ 過度な騒音もしくは振動、軸封部の漏洩の痕跡のチェック
- ✓ ポンプ及び電動機ベアリングの過熱及び潤滑に対するチェック 等

9

地震後の対応 ②：実施区分 C,D

実施区分 C；中期的な対応

- 地震後の設備健全性の評価
 - ✓ 実施区分 B の点検から対象設備を拡大して点検
 - ✓ 全対象設備について地震観測記録を用いた地震応答解析
- 主要設備に対する耐震安全性の評価
- （可能な場合）再起動

実施区分 C で再起動できない対応ケース→実施区分 D へ

実施区分 D；比較的長時間を要する対応

- 地震観測記録による地震応答解析
- 対象設備を拡大した点検の実施
- 全設備に対する耐震安全性の評価
- 再起動

10

添付-2 ガイドライン目次案

「原子力発電所の地震前後点検・評価ガイドライン」目次案

第1章	目的
第2章	適用範囲
2.1	(適用)
2.2	(対象プラント)
第3章	用語の定義 (本文略)
第4章	基本方針
4.1	(構成)
4.1.1	(地震前計画)
4.1.2	(実施区分A)
4.1.3	(実施区分B)
4.1.4	(実施区分C)
4.1.5	(実施区分D)
4.2	(基本事項)
4.2.1	(地震による原子炉の自動停止)
4.2.2	(地震観測記録と地震動レベル)
4.2.3	(有意な損傷と状態レベル)
4.2.4	(対応ケース)
4.2.5	(再起動可能条件)
第5章	地震前計画
5.1	(総論)
5.2	(発電所個別の手順書作成)
5.2.1	(組織と役割分担)
5.2.2	(規制機関との係わり)
5.2.3	(点検要領)
5.3	(点検対象の選定)
5.3.1	(重点点検対象設備の選定)
5.4	(ベースライン点検の実施)
5.4.1	(点検対象)
5.4.2	(記録)
5.5	(地震観測装置の整備)
5.5.1	(原子炉保護系用感震器)
5.5.2	(表示用地震計)
5.5.3	(観測用地震計)
5.6	(耐震設計資料の整理・保管)
5.7	(点検要員の教育・訓練)
第6章	実施区分A
6.1	(総論)
6.2	(地震による原子炉の自動停止)
6.3	(プラント状態の監視、安定化)
6.3.1	(運転員による地震影響兆候分析)
6.3.2	(原子炉自動停止信号の確認)
6.4	(地震情報の収集と共有)
6.5	(地震観測記録の収集・分析)
6.5.1	(加速度時刻歴)
6.5.2	(応答スペクトル)
6.6	(地震動レベルの設定)
6.7	(運転員巡視点検)
6.8	(原子炉手動停止の判断)
6.9	(原子炉停止前点検)
6.9.1	(点検内容)
6.9.2	(原子炉内部)
6.9.3	(安全停止設備)
6.9.4	(外部電源と所内常用電源)
6.9.4	(所内非常用電源)

6.10	(原子炉の安全停止への移行)
6.11	(実施区分Aでの再起動)
6.12	(報告および記録)
第7章 実施区分B	
7.1	(総論)
7.2	(地震観測記録評価)
7.2.1	(地震観測記録データの処理)
7.2.2	(加速度時刻歴)
7.2.3	(加速度応答スペクトル)
7.2.4	(観測データの保管)
7.2.5	(解析による応答スペクトル)
7.2.6	(地震動の評価方法)
7.2.7	(地震動レベルの設定)
7.3	(重点点検)
7.3.1	(点検者)
7.3.2	(点検対象設備)
7.3.3	(点検内容及び評価)
7.3.4	(状態レベル)
7.4	(記録)
7.5	(対応ケース)
7.5.1	(対応ケースの選定)
7.5.2	(実施区分Bの対応フロー)
7.6	(起動前の機能確認試験)
7.7	(実施区分Bでの再起動)
第8章 実施区分C	
8.1	(総論)
8.1.1	(拡大点検と健全性解析評価)
8.2	(拡大点検)
8.2.1	(点検対象設備)
8.2.2	(点検内容及び方法)
8.2.3	(点検結果の評価)
8.2.4	(点検者および体制)
8.3	(健全性解析評価)
8.3.1	(建物・構築物の地震応答解析評価)
8.3.2	(設備の健全性解析評価)
8.3.3	(健全性解析評価の対象)
8.3.4	(地震応答解析手法)
8.3.5	(構造強度評価の方法)
8.3.6	(評価部位及び評価基準)
8.4	(設備健全性総合評価)
8.4.1	(拡大点検で異常が確認されなかった場合)
8.4.2	(拡大点検で異常が確認された場合)
8.5	(起動前の機能確認試験)
8.6	(実施区分Cでの再起動)
8.7	(記録)
第9章 実施区分D	
9.1	(総論)
9.2	(評価方針)
9.3	(耐震安全性評価手法)
9.3.1	(耐震安全性評価用の地震入力)
9.3.2	(評価対象)
9.3.3	(評価方針)
9.3.4	(建物・構築物)
9.3.5	(機器・配管系)
9.4	(実施区分Dでの再起動)
9.4.1	(プラント全体の機能試験)
9.5	(記録)

「原子力発電所の地震前後点検・評価ガイドライン」素案（本文）

第1章 目的

本ガイドラインは、供用中の原子力発電所の地震時の安全性を確認することを目的とし、地震に備えた事前準備、地震遭遇後の対応についての考え方を示すものである。

具体的には下記についての考え方を示している。

- ・地震が発電所設備の健全性に与える影響の迅速かつ信頼度の高い把握・評価
- ・地震発生直後のプラント運転継続判断
- ・原子炉が停止している場合には、社会の電力供給要求に対応する迅速かつ円滑な再起動
- ・発生した地震に対する原子炉の健全性評価および長期的視点からの耐震安全性評価
- ・上記を確実に円滑に実施するための地震発生に備えた準備

第2章 適用範囲

2. 1 （適用）

本ガイドラインは、わが国の軽水型原子力発電所が地震に遭遇した場合の、電気事業者の地震後の対応についての考え方を示す。

各原子力発電所は、このガイドラインの考え方をもとに個別に規則・要領書を定めて対応する。また、本ガイドラインは、原子力発電所の運転・制御の詳細を定めるものではなく、それらは保安規定、運転要領書などに適宜記載されるものとする。

- ・地震発生後の地域防災や、電気事業者が発電所個別の対応として国及び地方自治体・地域等との関連において実施すべき対応については、適用範囲外とする。
- ・地震に随伴して発生が予想される自然現象（津波、地滑りなど）及び火災については、別途ガイドラインや規定などに記載される。

2. 2 （対象プラント）

適用対象となる原子力発電所は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」をはじめとするわが国の耐震設計基準類によって耐震設計が実施されるものとする。また、設計条件を超える地震動に対しては、自動的に原子炉が緊急停止するシステムを有するものとする。

第3章 用語の定義 （本文略）

実施区分 A

実施区分 B

実施区分 C

実施区分 D

有意な損傷

地震動レベル

状態レベル

対応ケース

重点点検

拡大点検
基本点検
追加点検
ベースライン点検
設計用基準地震動
弾性設計用地震動
余裕検討用地震力：
原子炉スクラム設定用地震動

第4章 基本方針

4. 1 (構成)

本ガイドラインは、地震発生前の計画、地震直後に緊急にとるべき対応、原子炉の安全停止後の点検および試験・検査、解析、再起動の手順、さらには再起動後に長期的視点から実施する評価についての考え方を示しており、以下の5段階に分けて記載している。

- ・地震前計画
- ・実施区分 A
- ・実施区分 B
- ・実施区分 C
- ・実施区分 D

本ガイドラインに示す考え方をもとに、各発電所個別の手順書を作成する。

ガイドラインの構成は図4-1に示されている。

地震発生から原子炉の安定運転継続もしくは安全停止に至る地震直後の対応（実施区分 A）は既に個々の発電所で地方自治体との関係等も考慮して定められている運転要領等に従うものとし、実施区分 B は安全停止後に実施する項目、実施区分 C は地震影響に対する発電所の健全性評価、実施区分 D は建設時に想定された地震力を超える地震力に対する耐震安全性評価で実施する対応を記載している。

4. 1. 1 (地震前計画)

地震前計画は、地震発生後にとるべき対応を確実なものとするために必要な項目を規定することを目的とし、以下の項目を実施する。

- ・点検対象設備の選定
- ・地震後の対応手順の作成
- ・地震後の試験・点検に必要な地震発生前状態の調査・記録
- ・地震観測装置の計画と設置
- ・解析・評価のためのデータ類の整備
- ・点検員の教育計画の立案と実施

4. 1. 2 (実施区分 A)

実施区分 A は、地震発生後にプラントの状態及び地震動のレベルを把握し、原子炉が安定した状態にあることを確認した後、原子炉停止の可否を判断することを目的とし、発電所に

において地震による揺れを感じた際に速やかに以下の措置を講じる。

- ・原子炉の安定化に必要な運転操作
- ・地震観測記録の収集・分析
- ・運転員巡視点検
- ・原子炉が自動停止している場合には、その停止要因の解明（二次的な要因により原子炉が停止している場合の再起動を含む）
- ・原子炉が自動停止していない場合の原子炉の停止要否判定
- ・停止が必要な場合の停止前点検
- ・停止が必要な場合の手動停止操作と冷温停止への移行操作

4. 1. 3 （実施区分 B）

実施区分 B は、原子炉が安全停止を維持した後、遭遇した地震動のレベルおよび発電所の状態を正確に把握し、安全状態の維持と再起動に向けた対応を確実にすることを目的とし、以下の措置を講じる。

- ・地震観測記録評価及び地震動レベルの設定
- ・重点点検及び状態レベルの設定
- ・上記に基づく対応ケースの決定
- ・原子炉への影響が軽微な場合の対応手順と再起動

4. 1. 4 （実施区分 C）

実施区分 C は、地震影響に対する建物・構築物及びプラント設備の健全性確認を目的とし、実施区分 B で定めた対応ケースに従い、以下の措置を講じる。

- ・拡大点検の実施
- ・健全性解析評価
- ・設備健全性の総合評価
- ・対応ケースに応じた損傷原因分析
- ・必要に応じて運転に必要な設備の補修・改造
- ・健全性に対する対策及び健全性確認後の再起動

4. 1. 5 （実施区分 D）

実施区分 D は、建物・構築物及びプラント設備の地震力に対する余裕を確認することを目的とし、実施区分 B で定めた対応ケースに従い、以下の措置を講じる。

- ・余裕検討用地震力に基づく建物・構築物及びプラント設備の裕度の確認、またはこれと等価な確率論的評価
- ・必要に応じて運転に必要な設備の補修・改造
- ・耐震安全性に対する対策及び耐震安全性確認後の再起動

4. 2 （基本事項）

原子炉施設に影響が生じるような地震が発生した場合には、原子力発電所の状態を正確に把握し、安全を維持し、必要に応じて原子炉を停止し、安全停止状態に移行する。

原子炉が安全停止した後の対応は、観測された地震動の大きさ並びに発電所の建物・構築物及びプラント設備に対する地震影響の双方に配慮したものとする。

以下に基本的な事項を示す。

4. 2. 1 (地震による原子炉の自動停止)

原子炉施設の安全に影響が生じるような地震が発生した場合には、安全保護装置によって原子炉は、安全且つ確実に緊急停止される。この安全保護装置は、原子炉スクラム設定用地震動を直接に感知して原子炉を緊急停止する機能を含む。

4. 2. 2 (地震観測記録と地震動レベル)

発電所には予め地震観測装置を設置し、原子炉停止、地震動のモニターおよび構造物の健全性評価に用いる観測記録を取得する。

発電所設備への影響の視点から観測された地震動のレベルを3段階に区分する。地震動のレベルは建物・構築物の地震入力、および評価対象となるプラント設備が設置されている場所(構築物)ごとに設定し、比較される設計用の地震動は、設計用基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d とする。

地震動レベルは「1、2、3」の3段階とし、設計用の地震動との関係を表4-1に示す。地震動レベル3は地震動の特性による設備等への影響の視点より、応答スペクトルを周期範囲によって表4-1に示す「a、b、c」の3区分に分けて評価する。

4. 2. 3 (有意な損傷と状態レベル)

あらかじめ設定された手順に従い、発電所の地震影響を点検する。

地震動の影響は、耐震重要度に応じて、建物・構築物およびプラント設備の機能に影響する有意な損傷が見られるか否かをもって評価する。

状態レベルは当該設備・構造物の重要度と地震による損傷の程度を評価し、4段階に区分する。

この状態レベルは、建物・構築物および当該設備の設置場所(建物床面)ごとに設定する。

状態レベルは「I、II、III、IV」の4段階とし、表4-1に示す。

4. 2. 4 (対応ケース)

観測された地震動の大きさ(地震動レベル)並びに発電所の設備に対する地震影響(状態レベル)を総合的に評価し、原子炉が停止した後の対応を8段階に分類する。

原子炉安全停止後の点検による再起動、更なる健全性評価、耐震安全性評価の実施、被害を受けた設備の補修・交換、機能確認試験の実施などの要否は対応ケースに従う。

対応ケースは、「ケース1~ケース8」に分類することとし、地震動レベル、状態レベルと対応ケースの関係を表4-1に示す。

4. 2. 5 (再起動可能条件)

再起動可能と判断される条件は、耐震Sクラス設備及びB、Cクラスのうち運転に必要な設備に対し有意な損傷がないこと、または点検・解析により設備の健全性が確認されていること、または必要に応じて補修・改造が実施されていることを条件とする。

耐震Sクラス設備に有意な損傷がある場合には、上記の評価に加えて耐震安全性評価を実施し、必要に応じて補修・改造が完了していることを条件とする。

- 地震前計画（5章）
- ・発電所個別の手順書作成
 - ・点検対象の選定
 - ・ベースライン点検の実施
 - ・地震観測装置の整備 ほか

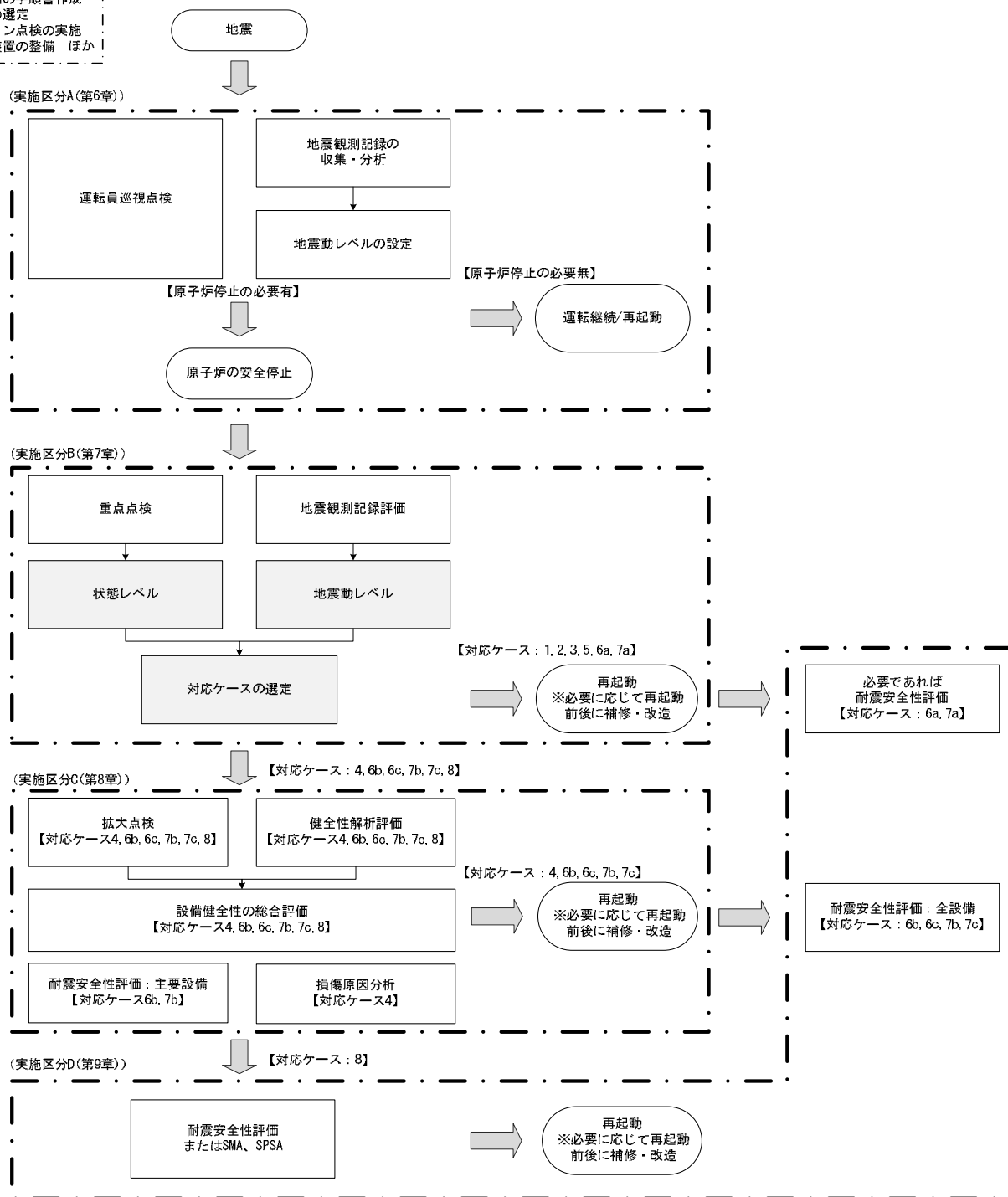


図4-1 ガイドラインの全体構成

表4-1 対応ケース						
状態レベル		地震動レベル				
		1	2	3		
		観測地震動<Sd	Sd<観測地震動<Ss	Ss<観測地震動		
				3a	3b	3c
	I 全設備に有意な損傷無	(対応ケース0)	対応ケース1	対応ケース5		
	II B、Cクラス設備のうち、 運転に必要でない設備に 有意な損傷有 (その他設備に有意な損傷無)		対応ケース2	対応ケース6a	対応ケース6b	対応ケース6c
	III B、Cクラス設備のうち、運転に 必要な設備に有意な損傷有 (Sクラス設備に有意な損傷無)	対応ケース3		対応ケース7a	対応ケース7b	対応ケース7c
	IV Sクラス設備に有意な損傷有	対応ケース4		対応ケース8		

第5章 地震前計画

5. 1 (総論)

地震発生後の対応を円滑かつ確実とするため、地震前に本章に示す計画を実施する。

5. 2 (発電所個別の手順書作成)

本ガイドラインに基づき、個別の発電所の手順書を作成し、実行する。手順書には特に地震関連の項目として下記を明示する。

5. 2. 1 (組織と役割分担)

実施区分A及びその後の実施区分における対応組織と役割分担、責任範囲について明確にする。

5. 2. 1. 1 (実施区分Aの対応者の役割)

実施区分Aにおける運転員と発電所員の役割分担を明確とする。

5. 2. 1. 2 (実施区分B以降の対応者の役割)

実施区分B以降における運転員、発電所員及び耐震関連技術者の役割分担を明確とする。

5. 2. 2 (規制機関との係わり)

規制機関への即時通告と発電所の停止または再起動時の規制機関との係わりについて記載する。

5. 2. 3 (点検要領)

重点点検、拡大点検の点検要領を作成し手順書に添付する。

5. 3 (点検対象の選定)

手順書には、原子炉の停止を必要とする地震に備え、停止後に検査・点検する対象を選定する時の考え方、点検内容及び手法を記載する。

5. 3. 1 (重点点検対象設備の選定)

実施区分Bで実施される重点点検については、対象設備選定の考え方に沿ってあらかじめ対象設備を選定し、リストを手順書に添付する。

5. 4 (ベースライン点検の実施)

地震発生後に実施される点検結果の評価を容易とするため、地震発生前の状態を記録する。

5. 4. 1 (点検対象)

ベースライン点検は、実施区分B及び実施区分Cで実施される点検対象設備に対して実施する。

5. 4. 2 (記録)

点検結果は文書化し保管する。

5. 5 (地震観測装置の整備)

発生した地震動のレベルを明確とし、また解析評価が必要な場合に備えて、地震計および表示、記録設備を設置する。

5. 5. 1 (原子炉保護系用感震器)

原子力発電所には、原子炉保護系として地震感知装置（制御用地震計）を設置し、地震によって原子炉の運転を緊急停止するシステムを構築する。

5. 5. 2 (表示用地震計)

中央制御室等に警報または発電所で観測された地震動の規模を表示し、運転員等の地震後対応に資するための計測システム（表示用地震計）を設置する。地震動の観測点は当該発電所の代表的な位置とする。

5. 5. 3 (観測用地震計)

主要構造物の耐震性評価及び地震動レベル設定を目的として、地震動の計測システム（観測用地震計）を設置する。

5. 6 (耐震設計資料の整理・保管)

実施区分B、C及びDの解析評価に使用する資料として、耐震設計資料を整理・保管する。

5. 7 (点検要員の教育・訓練)

重点点検、拡大点検を実施する耐震設計技術者に対して教育・訓練を計画し、点検までに実施する。

第6章 実施区分A

6. 1 (総論)

本章は、発電所において地震による揺れを観測した直後の対応について示す。

発電所の中央制御室において、複数の運転員が地震による揺れを感じた場合は、速やかに以下の緊急的な措置を講じる。

〔 実施区分Aの対応フローを図6-1に示す。 〕

6. 2 (地震による原子炉の自動停止)

地震により原子炉施設の安全に影響が生じた場合には、安全保護装置によって、原子炉は自動停止する。

6. 3 (プラント状態の監視、安定化)
- 運転員は、中央制御室でプラントの異常発生を監視し、必要に応じて対応操作を行い、プラントを安定化する。
- また、発電所員は周辺環境への放射線の影響を確認し、速やかに必要な措置を講じる。
6. 3. 1 (運転員による地震影響兆候分析)
- プラントが安全且つ安定な状態に維持された後、運転員は地震による異常兆候を制御盤上でチェックする。
6. 3. 2 (原子炉自動停止信号の確認)
- 安全保護装置が作動して原子炉が停止した場合は、プラントが安全且つ安定な状態に維持されたのち、運転員は原子炉自動停止の原因を調査する。
6. 4 (地震情報の収集と共有)
- 地震の揺れが感知された場合は、速やかに地震の規模、震源位置、津波の予測などの情報を取得し、関連部署間で情報を共有する。
6. 5 (地震観測記録の収集・分析)
- 地震観測システムの記録を収集し、観測された地震動と当該測定個所における設計用の地震動と下記項目の比較評価を行う。
6. 5. 1 (加速度時刻歴)
- 地震観測記録から各測定点の加速度時刻歴波形を作成し、最大加速度を設計時に想定した当該個所の最大加速度と比較する。
6. 5. 2 (応答スペクトル)
- 加速度時刻歴の観測記録から各測定点の加速度応答スペクトルを作成し、主要周期範囲の加速度応答を設計に想定した当該個所の応答スペクトルと比較する。
6. 6 (地震動レベルの設定)
- 第6. 5. 2項で作成された応答スペクトルをもとに、各測定個所において表4-1に示した地震動レベルを設定し、運転員巡視点検の参考とする。
- 地震動レベルの設定に際しては、設計時の静的地震力を考慮する。
6. 7 (運転員巡視点検)
- 原子炉が安定に運転され、もしくは自動停止した後、巡視点検を実施し、地震の影響を把握する。
- 巡視点検結果は関係部署に報告し緊急時対応の必要性を判定する。
6. 8 (原子炉手動停止の判断)
- 当直長は観測された地震動レベルが2以上の場合もしくは運転員巡視点検の結果、原子炉の安全な運転継続に支障がある損傷が発見された場合には、より詳細な点検・試験を行うために、通常時の方法で原子炉を手動停止する。
6. 9 (原子炉停止前点検)
- 原子炉の通常停止作業（低温停止への移行を含む）に先立ち、運転員および発電所員は作業が円滑に行えることを確認する。
6. 9. 1 (点検内容)

通常運転時に運転員によって実施されると同一の点検内容および地震影響に対する目視点検とし、下記を対象とする。

6. 9. 2 (原子炉内部)

原子炉内の状態を示す各種計測データから原子炉の状態を把握する。

6. 9. 3 (安全停止設備)

原子炉の安全停止に必要となる設備について、機能の健全性を確認する。

6. 9. 4 (外部電源と所内常用電源)

原子炉の停止及びタービン発電機の解列に際して、外部電源に切り替わる際の機器類の健全性を確認する。

6. 9. 5 (所内非常用電源)

所内非常用電源もしくは代替電源の利用可否を確認する。

6. 1 0 (原子炉の安全停止への移行)

停止前点検によって、必要な安全停止装置および電源の利用が確認された場合は、通常停止操作を開始する。安全停止設備の機能低下が確認された場合には、運転要領書に従い、速やかに原子炉を停止する。

6. 1 1 (実施区分 A での再起動)

第 6. 3. 2 項によって原子炉自動停止が感震器の信号ではなく、第 6. 8 8 項によって原子炉の安全性が確認され、原子炉の再起動に必要な条件が整い、原子炉の停止を継続する必要が無いと判断される場合には、通常の原子炉起動手順に従い、原子炉を再起動する。

6. 1 2 (報告および記録)

運転員から報告を受けた手順書に定める要員は、地震の規模に応じて、手順書に定める国、地方自治体などに、プラントの状態を報告するとともに記録に残す。

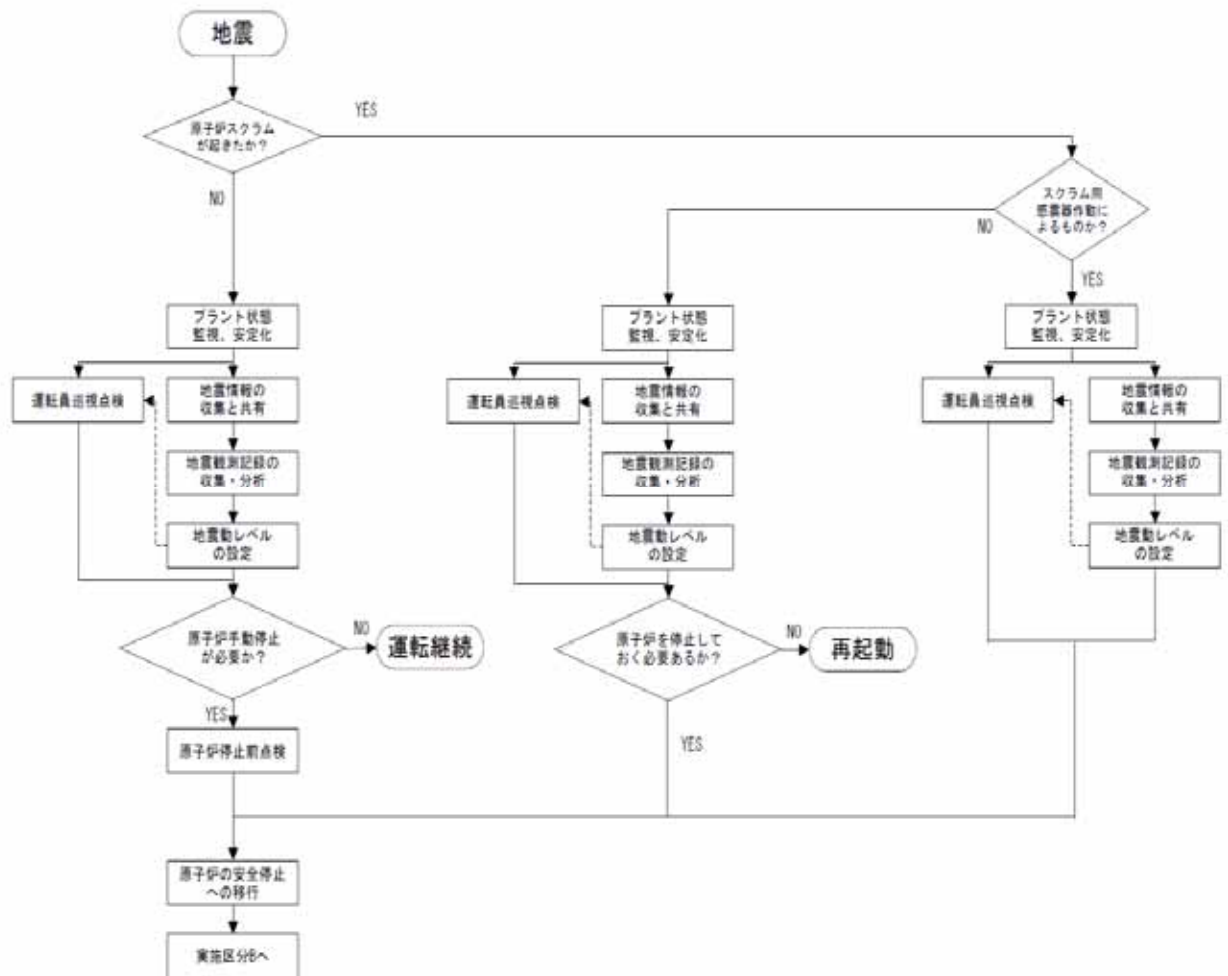


図6－1 実施区分Aにおける対応フロー

第7章 実施区分B

7. 1 (総論)

原子炉が安全停止状態を維持した後の実施区分Bでは、遭遇した地震動レベルおよび発電所の状態レベルを把握し、再起動を含め必要な対応を确实なものとするために、以下の措置を講じる。

〔 実施区分Bの対応フローを図7－1に示す。 〕

7. 2 (地震観測記録評価)

第6.5項で収集した地震動の観測記録を分析して発電所設備への地震入力を評価し、対応ケースの選択に用いる地震動レベルを設定する。

7. 2. 1 (地震観測記録データの処理)

地震観測記録は各計測点の比較を容易とするために、表示法を統一し、計測器特性などの補正を加える。

7. 2. 2 (加速度時刻歴)

前項で補正処理を施した地震観測記録データから各測定点の加速度時刻歴波を同定し、そ

の最大加速度振幅を求める。

7. 2. 3 (加速度応答スペクトル)

前項の加速度時刻歴波から各測定点の加速度応答スペクトルを作成する。

7. 2. 4 (観測データの保管)

地震観測記録は、磁気テープ等の電子メディアのデータを複製し、保管を確実とする。

7. 2. 5 (解析による応答スペクトル)

影響評価の対象となる設備が設置されている位置の地震動が直接観測されていない場合は、地盤や他床面の地震動観測記録を用いて、当該床の応答スペクトルを算定する。

7. 2. 6 (地震動の評価方法)

評価対象設備が設置されている床において第7. 2. 3項及び第7. 2. 5項で求めた最大加速度振幅及び応答スペクトルを、設計時の応答加速度及び設計用床応答スペクトルと比較する。

最大加速度振幅の比較では、設計時に用いた静的震度も考慮する。また、床応答スペクトルの比較では、評価対象設備の主要な固有周期に着目して、比較する周期帯を設定する。

7. 2. 7 (地震動レベルの設定)

第7. 2. 6項の地震動の評価法に基づき、地震動レベルを設定する。

a. 設計用地震動との大小関係に基づき、地震動レベル1, 2, 3の3レベルに区分する。

b. 更にレベル3は、比較する周期帯として短周期側からレベル3 a, 3 b, 3 cとする。

〔 具体的な地震動レベルの分類を表7-1に示す。 〕

7. 3 (重点点検)

発電プラントの地震影響の有無を確認し、プラントの状態を表す状態レベルを設定することを目的として、専門的な知識を有する技術者による点検を実施する。

7. 3. 1 (点検者)

重点点検は、産業施設や発電設備の地震損傷の観察もしくは評価の経験があるか、専門的知識を有し、訓練された技術者が実施する。

7. 3. 2 (点検対象設備)

重点点検の対象となる機器・構築物は、次の観点から地震発生前に選定する。

a. 安全に関連した機器・構築物の全ての種類からそれぞれを代表するもの。

b. 地震により損傷する可能性の高い機器及び構築物。

c. 実施区分Aの緊急点検時点で異常が認められたもの。

7. 3. 3 (点検内容及び評価)

各分類の機器・構築物に対する目視による点検（基本点検）を実施し、必要に応じて追加点検を実施する。

7. 3. 4 (状態レベル)

重点点検の結果をもとに、当該設備の重要度と地震による損傷の程度を評価して状態レベルを4段階に分類する。

状態レベルを決定するにあたっての損傷状態は、対象とする設備の機能に影響を与える有意な損傷が見られるか否かをもって評価する。

重点点検での状態レベルは、原則として当該設備の設置場所ごとに設定する。また、実施区分Cでの拡大点検の結果により、適宜見直すこともある。

〔 具体的な状態レベルの定義を表7-2に示す。 〕

7. 4 (記録)

重点点検の結果は、報告書の形で記録する。

7. 5 (対応ケース)

観測された地震動の大きさ（地震動レベル）並びに発電所の設備に対する地震影響（状態レベル）を総合的に評価し、原子炉が停止した後の対応ケースを8段階に分類する。

また更に、対応ケース6と7は、地震動レベルの選定において考慮した振動数成分の観点による分類と同様にそれぞれ3つの対応ケースに分ける。

7. 5. 1 (対応ケースの選定)

地震動レベルと状態レベルとの組合せにより、表7-3に従って対応ケース1～8を選定する。

7. 5. 2 (実施区分Bの対応フロー)

実施区分Bにおける各対応ケースのフローを図7-1に示す。

対応ケース1, 2, 3, 5, 6 a, 7 aでは、補修及び機能確認試験を経て原子炉を再起動する。

7. 6 (起動前の機能確認試験)

再起動に先立って、系統機器設備及び電気設備については、必要な機能確認試験を行い、所定の機能が確保されていることを確認する。

7. 7 (実施区分Bでの再起動)

対応ケース1, 2, 3, 5, 6 a, 7 aにおいては、第7. 5. 2項に記載のフローに従って必要な補修及び機能確認試験が全て完了し、原子炉の安全性が確認されれば、原子炉を再起動する。

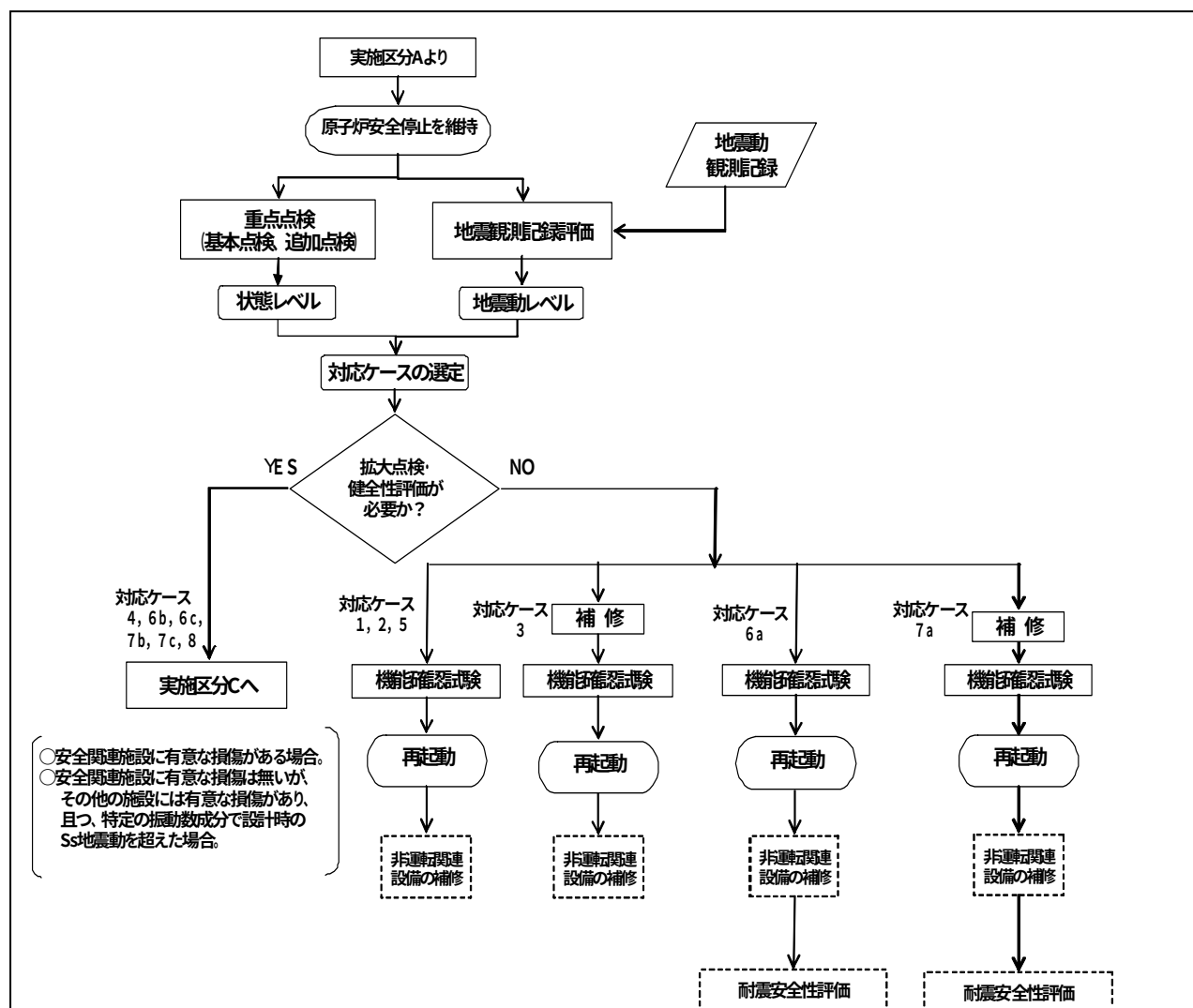


図 7-1 対応フロー（実施区分 B）

表 7-1 地震動レベル

地震動レベル	定 義
レベル 1	定義位置における観測された地震動の有効地震入力が、同位置における弾性設計用地震動 Sd による設計地震力 以下の場合
レベル 2	定義位置における観測された地震動の有効地震入力が、同位置における弾性設計用地震動 Sd による設計地震力を 超え、且つ設計用基準地震動 Ss による設計地震力以下の場合
レベル 3	定義位置における観測された地震動の有効地震入力が、同位置における設計用基準地震動 Ss の設計地震力を超える場合 ＜レベル 3 は更に下記 a、b、c に区分＞

レベル3a	短周期領域(*1)のみで設計用基準地震動 Ss の設計地震力を超える場合
レベル3b	中間周期領域 (上記及び下記の領域に挟まれる領域) で設計用基準地震動 Ss の設計地震力を超える場合
レベル 3c	長周期領域(*2)のみで設計用基準地震動 Ss の設計地震力を超える場合

*1：固有周期 0.1 秒より剛側を目安とする。

*2：固有周期 0.5 秒より柔側を目安とする。

表7－2 状態レベル

状態レベル	定 義
レベル I	発電所の系統、構築物および機器 (以下、設備という) に有意な損傷が無い状態
レベル II	耐震 S クラスの設備および耐震 B クラス、耐震 C クラスのプラントの運転に必要な設備には有意な損傷が無いが、それ以外の設備には有意な損傷がある状態
レベル III	耐震 S クラスの設備には有意な損傷が無いが、耐震 B クラス及び耐震 C クラスのプラントの運転に必要な設備には有意な損傷がある状態
レベル IV	耐震 S クラスの設備に有意の損傷がある状態

第 8 章 実施区分 C

8. 1 (総論)

重点点検によって耐震 S クラス設備に有意な損傷が発見された場合 (対応ケース 4、8)、もしくは、地震動レベルが 3a 以外で発電所の施設に有意な損傷が発見された場合 (対応ケース 6b、6c、7b 及び 7c) には、健全性評価及びその結果に基づく対策を実施する。

健全性評価は対象範囲を拡大した点検(拡大点検)及び点検に並行して実施される解析評価(健全性解析評価)から構成される。

〔 実施区分 C の対応フローを図 8-1 に示す。 〕

8. 1. 1 (拡大点検と健全性解析評価)

原則として拡大点検の対象設備全数について基本点検を実施し、基本点検において異常が確認された設備については更に追加点検を実施する。

また、原則として耐震 S クラス設備及び耐震 S クラス設備に波及的影響を及ぼす可能性がある設備については、基本点検とあわせて地震応答解析を実施し、設備の健全性について解析的に評価するとともに、余裕が比較的少ないものと判断された設備については追加点検を実施する。

8. 2 (拡大点検)

設備の損傷の有無、損傷の程度、原因について確認を行うために、重点点検よりも対象設備を拡大し、専門的知識を有する技術者による点検を実施する。

報告された全ての損傷は、評価され、必要に応じて補修もしくは是正されねばならない。

8. 2. 1 (点検対象設備)

原則として下記方針に基づき、拡大点検の対象設備を選定する。

- ・ 対応ケース 4、6 b、7 b、8 にあっては、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すべての設備(建物・構築物を含む)
- ・ 対応ケース 6 c、7 c にあっては、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設備で固有周期が地震動レベル 3 C の周期帯にあるもの
- ・ 運転員巡視点検、重点点検で有意な損傷が確認された設備

ここで、耐震上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。

8. 2. 2 (点検内容及び方法)

地震被災経験や地震工学の知見等に基づき、各対象設備(建物・構築物を含む)の地震時に想定される損傷形態、損傷部位について、基本点検及び必要に応じて追加点検を実施する。

8. 2. 2. 1 (建物・構築物)

建物・構築物は支持機能、隔離機能などの確認を目的とし、目視点検を行う。

8. 2. 2. 2 (静的機器)

静的機器は、耐漏洩性など耐圧、強度等の機能が要求され、目視点検、漏洩試験を主体とした基本点検を実施する。

8. 2. 2. 3 (動的機器)

回転、開閉などの機能が要求される動的機器については、外観、稼動部形状などについての外観の確認、振動計測などの作動試験を主体とした基本点検を実施する。

さらに、動的機器の機能については系統機能試験等において、系統としての機能を最終的に確認する。

8. 2. 2. 4 (支持構造物)

構造強度等の機能が要求される支持構造物については、支持構造物本体に加えて、定着部に

ついでに目視点検を主体として基本点検を実施する。

8. 2. 2. 5 (基本点検の代替手法)

基本点検の実施が困難な設備については、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て基本点検の代替手法とする。

8. 2. 2. 6 (拡大点検の除外事項)

重点点検で発見された損傷が特定の設備もしくは構造に限定的である場合、もしくは常用の計測装置などによって機能が確認される場合は、拡大点検の対象を限定もしくは除外する。

8. 2. 3 (点検結果の評価)

基本点検の結果は、地震前の状態ならびに設計・建設時の各種データ、判定基準等を基に評価する。

追加点検の判定基準については、原則として、これまでの保守点検等において用いられる規格・指針等を準用する。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策定する。

8. 2. 4 (点検者および体制)

拡大点検は、産業施設や発電設備の地震損傷の観察もしくは評価の経験があるか、専門的知識を有し、訓練された技術者が実施する。

8. 3 (健全性解析評価)

健全性評価では、拡大点検に並行して解析評価を実施し、地震の影響を解析的に評価するとともに、拡大点検に必要なデータを提供する。

8. 3. 1 (建物・構築物の地震応答解析評価)

建物・構築物については、構造、材料強度などの運転時データをもとに地震動観測結果のシミュレーションを行い、設置設備の地震入力条件を算出するとともに、各階のせん断応力度、せん断ひずみを評価する。

8. 3. 2 (設備の健全性解析評価)

地震影響については、観測された地震入力と設計時に想定した地震入力との比較、もしくは、現実的な条件のもとで観測された地震動で発生が予想される応力と許容値を比較する。

また、拡大点検に必要なデータを得るための解析を実施する。

8. 3. 3 (健全性解析評価の対象)

耐震 S クラス及び動的地震動による耐震評価の対象としている建物・構築物及び設備とそれらの支持構築物、及び拡大点検を実施する上で必要となる設備を対象とする。

また、その破損が耐震 S クラス設備に波及的影響を生じさせるおそれのある設備についても評価を行う。

8. 3. 4 (地震応答解析手法)

観測された地震に対する地震応答解析は、地震時に観測した水平方向および鉛直方向の地震記録を用いた動的解析によることを基本とし、設備の動的応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で応答解析を行う。

8. 3. 4. 1 (設備の地震応答解析に用いる建屋応答加速度)

地震動が観測された建物の床については観測記録を用い、それ以外の床については、観測記

録をもとに建屋の地震応答解析で算出された建屋応答加速度を用いる。

8. 3. 5 (構造強度評価の方法)

地震応答解析のうち構造強度評価は、設計時と同等の評価（スペクトルモーダル解析法等）を実施することを基本とするが、規格基準の範疇で評価の合理化を行うことも考慮する、また、余裕度の大きな設備については、簡略評価（応答倍率法等）の結果を算出値とする。

8. 3. 6 (評価部位及び評価基準)

構造強度評価に際しては、設備の評価部位として、地震力の影響が大きいと考えられる部位（固定部等）、設計時の評価にて余裕度の小さい部位（許容値に対して算出値が厳しい部位）を選定する。

解析により得られた応力値に対して、以下に示す許容基準を適用する。

- ・ 有意な変形が生じていない状態であること
- ・ 疲労評価を実施し、設計で考慮されている疲労損傷を加味しても、再起動後に疲労累積係数が1を超えないこと。

8. 4 (設備健全性総合評価)

拡大点検および健全性解析による評価の結果を踏まえ、設備健全性の総合評価を行う。総合評価は設備点検で異常が確認されなかった場合と異常が確認された場合に分けて評価する。

8. 4. 1 (拡大点検で異常が確認されなかった場合)

設備点検結果が良好で、かつ、地震応答解析において評価基準を満足する設備については、設備健全性を満足するものと評価する。

8. 4. 2 (拡大点検で異常が確認された場合)

設備点検結果が良好でない設備については、損傷原因の究明を行うとともに、補修、取替ないしは、損傷の設備健全性に与える影響の検討等の対策を講じる。

8. 5 (起動前の機能確認試験)

再起動に先立って、系統機能設備及び電気設備については、7. 6 項に記載の機能確認試験を行い、所定の機能が確認されていることを確認する。

8. 6 (実施区分 C での再起動)

対応ケース 6 b、7 b にあっては、設備健全性総合評価の完了後、第 9 章に記載する耐震安全性評価を主要設備に対して行い、主要設備の余裕を確認した後に、機能確認試験によって安全性を確認し、対応ケースに従って原子炉を通常の起動手順に従い再起動する。

対応ケース 6 c、7 c にあっては、設備健全性総合評価の完了後、機能確認試験によって安全性を確認し、対応ケースに従って原子炉を通常の起動手順に従い再起動する。

対応ケース 4 にあっては損傷した安全関連施設の原因究明とその対策の水平展開が完了後、機能確認試験を経て再起動する。

8. 7 (記録)

点検・評価の実施記録、評価の結果等を記録し、当該記録の保存期限は、保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間とする。

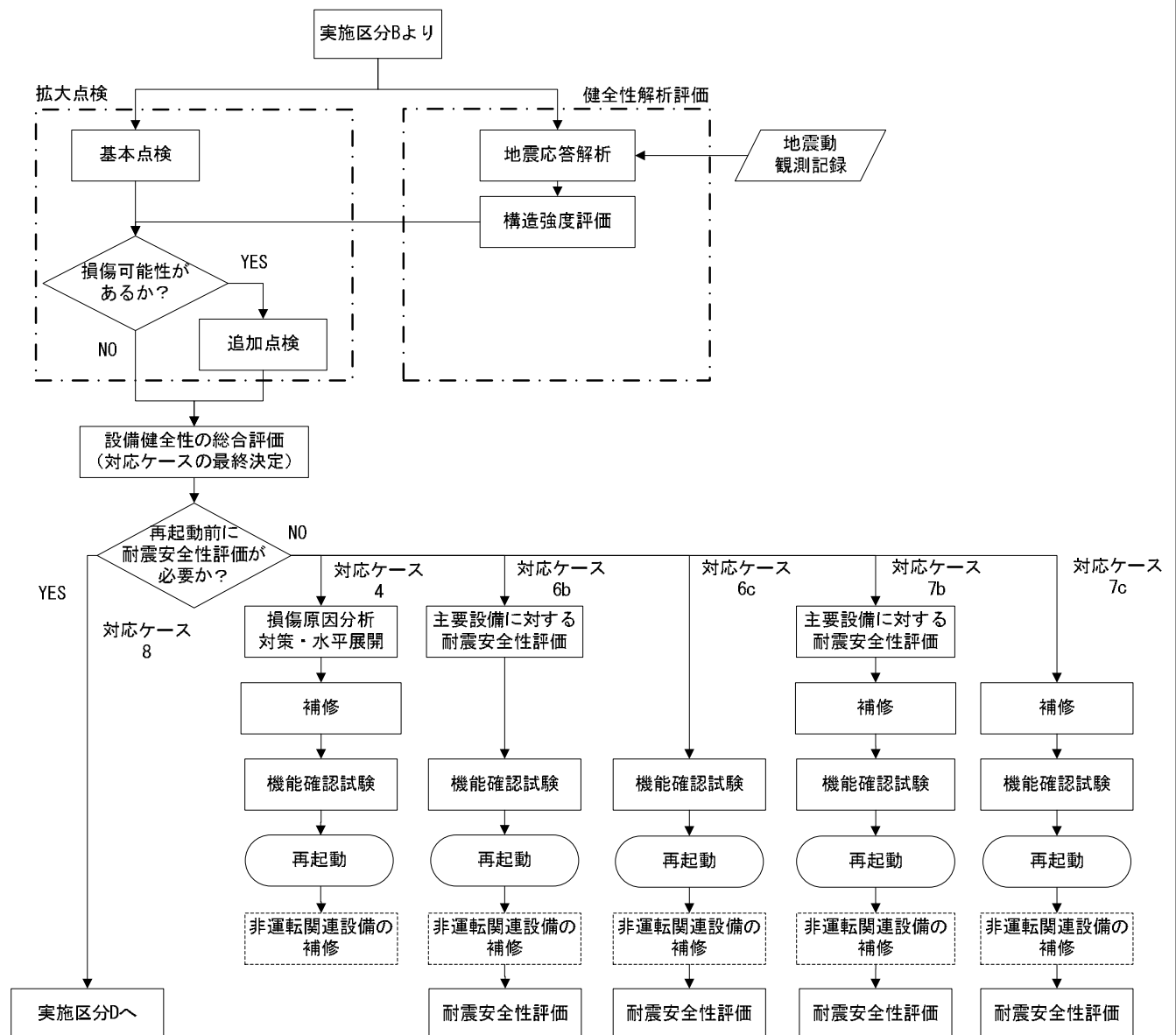


図8－1 実施区分 C における対応フロー

第9章 実施区分 D

9. 1 (総論)

設計時の想定を超える地震に対する安全関連施設の耐震裕度を検証するために、対応ケースに従い、必要に応じて耐震安全性評価を実施する。

ここで、耐震安全性評価は、必要に応じて実施される安全関連設備の補修・改造が完了した状態を対象に実施する。

〔 実施区分 D の対応フローを図 9－1 に示す。 〕

9. 2 (評価方針)

設計時の想定を超える地震に対する耐震安全性評価用の地震入力を新たに設定し、原子力

発電所の耐震安全上重要な施設の耐震余裕を解析的に評価するとともに、必要に応じて機能確認試験を実施する。

地震 PSA のような確率論的手法や SMA(Seismic Margin Assessment)を用いた耐震安全性評価手法を採用することも可としている。

9. 3 (耐震安全性評価手法)

耐震安全性評価手法は下記に従う。

9. 3. 1 (耐震安全性評価用の地震入力)

耐震安全性評価用の地震入力は、観測された地震の発生機構などに配慮し、設計時の想定を超える地震動として設定した余裕検討用地震動から求める。

9. 3. 2 (評価対象)

評価対象施設は、耐震 S クラスに属する建物・構築物および機器・配管設備とするが、B、C クラスのうち、その破損が耐震 S クラス設備に波及的破損を生じさせる恐れのある設備については、波及的影響を評価する。

9. 3. 3 (評価方針)

施設に作用する地震力の算定、発生応力の算定、安全機能の評価等に用いる地震応答解析手法、解析モデル、許容値等については、従来の評価実績、最新の知見及び規格・基準等を考慮する。また、施設運用上の管理値や実測値などについても考慮する。

9. 3. 4 (建物・構築物)

安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価は、余裕検討用地震動に対する耐震設計上重要な施設の安全機能を保持する観点から実施する。

9. 3. 4. 1 (建物・構築物の評価方針)

建物・構築物の耐震安全性評価は、余裕検討用地震動を用いた、地震応答解析によることとし、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデルを設定したうえで行う。

9. 3. 4. 2 (建物・構築物の地震応答解析モデル)

建物・構築物の地震応答解析モデルは地震動の観測結果に基づき、可能な限り観測された建物・構築物の振動挙動を模擬できるように、設計時に用いた解析モデルから修正を行うこととする。

9. 3. 4. 3 (建物・構築物の評価基準)

建物が構造物全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物の終局耐力に対し、妥当な安全余裕を有していることを確認する観点から、原子炉建屋の主たる耐震要素である耐震壁の安全性について評価する。

9. 3. 5 (機器・配管系)

安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価を以下により実施する。

9. 3. 5. 1 (評価対象の選定)

評価にあたり、同一仕様、同一設計の複数の設備が存在する場合は、代表設備について評価する。また、配管系のように類似設備が多数存在する場合は、仕様、使用条件等の観点から耐震安全評価上適切にグループ化し、その代表設備について評価する。

9. 3. 5. 2 (機器・配管系の評価方針)

地震時の安全性評価は、余裕検討用地震動を用いた動的解析によることを基本とし、機器・配管系の応答性状を適切に表現できるモデルと定数を設定した上で応答解析をおこない、その結果求められた応力値、または応答加速度値をもとに評価する。

9. 3. 5. 3 (構造強度に関する評価)

構造強度に関する評価は、応答倍率法による評価、または詳細評価（スペクトルモーダル解析法等）により実施する。

9. 3. 5. 4 (動的機能維持の評価)

動的機能維持の評価は、機能確認済加速度との比較、または詳細評価により実施する。

9. 3. 5. 5 (動的解析モデル)

機器・配管系の動的解析のモデルは、その振動性状に応じて、代表的な振動モードが適切に表現でき、応力評価に用いる地震荷重を適切に算定できるものを使用する。

9. 3. 5. 6 (床応答スペクトル)

床応答スペクトルは、建物・構築物、大型機器の地震応答解析で得られた床応答時刻歴を用いて水平方向および鉛直方向について算定する。

9. 3. 5. 7 (減衰定数)

機器・配管系の地震応答解析に用いる減衰定数は、対象とする設備の余裕検討用地震動に対する振動特性を考慮し、設計に使用した値のほか、振動試験等で妥当性が確認された値も評価に用いることが出来る。

9. 3. 5. 8 (運転状態と地震の組合せ)

通常運転時に生じる荷重および運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重と余裕検討用地震動により生じる地震力を組み合わせて評価する。

9. 3. 5. 9 (構造強度の評価基準)

機器・配管系の評価基準値は、材料の過度な変形や破損に対して裕度をもった値とする。

9. 3. 5. 10 (動的機能維持の評価基準)

動的機能維持は解析もしくは試験等で得られた機能確認済加速度との比較で評価される。機能確認済加速度は設計時に設定された値のほか、試験等で妥当性が確認された値も用いることが出来る。

9. 4 (実施区分 D での再起動)

対応ケース 8 にあっては、耐震安全性評価の完了後、機能確認試験によって安全性を確認し、原子炉を通常の起動手順に従い再起動する。

9. 4. 1 (プラント全体の機能試験)

再起動に際し、起動準備操作、原子炉起動、発電機の並列および定格運転状態までの出力上昇試験を行い、地震による設備への影響を確認するとともに、プラント全体の健全性評価を行い、この後も継続的に運転が可能であることを確認する。

9. 5 (記録)

耐震安全性評価の結果等を記録し、当該記録の保存期限は、保守管理を実施した原子炉施設を解体または廃棄した後 5 年が経過するまでの期間とする。

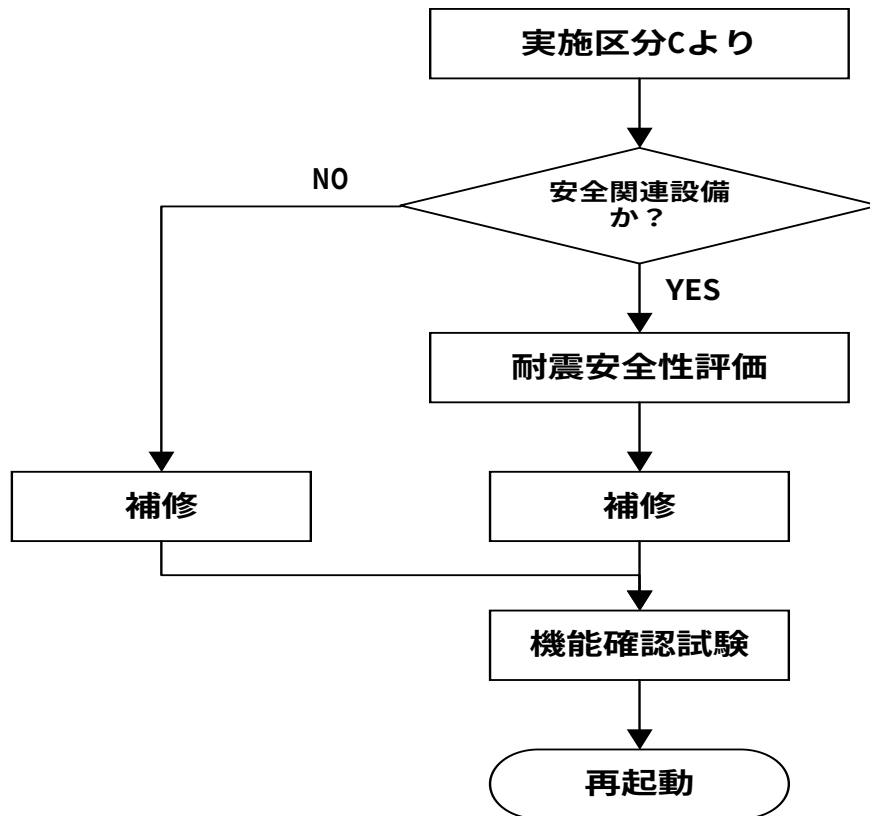


図9－1 実施区分Dにおける対応フロー

7. まとめ

柏崎刈羽原子力発電所6、7号機は中越沖地震被災から約2年半にわたる健全性評価が終了し、営業運転が再開された。それに続く1、5号機は設備健全性評価、耐震安全性評価が概ね終了し試運転による最終的な系統確認を行う段階にある。

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、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枠組み、疲労寿命の評価、塑性ひずみ測定、締結部材の検査、原子炉压力容器基礎部の弾塑性手法適用などの成果が、東京電力による健全性評価報告や、国の様々な審議プロセスの中で間接的に活用されたことから、委員会当初の目的は着実に達成されつつある。

本年度はA BWR（6、7号機）での評価結果を、BWR 5型プラント（1～5号機）へ展開する際の設計上の相違点に起因する課題等に取り組み、国や県の審議動向を注視しつつ、関係学協会等との関係を深めながら技術情報の発信に努めてきた。

また、個別技術成果の体系化・一般化を図り、技術ガイドラインの形態に整備することで関係者の利便性に供していくこととし、地震動の大きさに応じて地震応答解析と点検対象・方法を定め、地震後の合理的な対応を可能とするためのガイドライン素案作成に取り組んだ。

本年度技術成果のまとめと今後の進め方を以下に示す。

7.1 技術成果のまとめ

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、東京電力から提供された技術情報に加えて電力・メーカ各社の共同研究成果等を参照し、個別検討課題を設定して取り組んだ主要技術成果を以下に記す。

(1) 検査手法の検討

6、7号機をベースに昨年度検討した目視点検・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などの検査手法を、1、5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、基礎ボルト等の設備健全性が確保されていることを確認した。また、各設備に共通する点検方法・判定基準、点検実施者・評価者に必要な資格・力量等の考え方を纏めた点検ガイドライン素案の検討を行った。

(2) 配管系の耐震性に関する評価

地震後の配管系の健全性評価、継続使用の判断のため、余裕の適正化を図った規格類の適用や断塑性解析評価の知見を調査し、合理的な耐震性評価手法を検討した。

また、昨年に引き続き、疲労寿命データについて鋼種・条件ごとのデータを拡充を図り、高温（300℃）条件での疲労累積係数による評価の妥当性を確認した。その他、循環水配管下部マイタ管等について健全性評価を行った。

(3) BWR 5型プラントの原子炉本体基礎の弾塑性評価による耐震安全性評価

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に際し、従来は原子炉建屋は弾塑性モデル、原子炉本体基礎は弾性モデルを用いていたが、昨年度に実施したA B W

Rでの成果をもとに、BWR 5型プラントの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、地震応答解析と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) 地震後のプラント再起動に関する検討

国内の地震経験や IAEA, EPRI 等の海外動向を踏まえて、地震発生直後から再起動に至るまでの設備の点検・評価の考え方と手順を、地震動強さを 3 レベル、設備損傷の重大性を 4 レベルに分類し、地震動と損傷状態の組み合わせごとの対応ケースに定めたガイドライン素案を作成した。

7.2 今後の進め方

当初目標として掲げた柏崎刈羽発電所への技術支援が、各号機の運転再開により達成されつつあるなかで、残された課題について検討を継続するとともに、関係学協会等との関係を深め技術情報の発信に努める。

さらに、平成 22 年度をこれまでの成果を集大成する年と位置づけ、技術知見の体系化に注力し、検討途上のガイドライン案について全体整合を図る。

平成21年度SANE委員会 委員と常時参加者（WGを含む）

（平成22年3月，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 名誉教授
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 一郎	(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
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	船根 俊一	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	設楽 親	東京電力(株) 原子力品質・安全部
常時参加者	波木井 順一	東京電力(株) 原子力設備管理部
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	小林 圭	東京電力(株) 原子力設備管理部
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	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	吉川 慶一	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	堤 善隆	中部電力(株) 発電本部 原子力部
常時参加者	高橋 敏彦	北陸電力(株) 原子力部

常時参加者	上野 晋介	北陸電力(株) 原子力部
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	小江 秀保	関西電力(株) 原子力事業本部
常時参加者	谷浦 亘	中国電力(株) 電源事業本部
常時参加者	臼井 利光	中国電力(株) 電源事業本部
常時参加者	岡田 昭一郎	四国電力(株) 原子力部
常時参加者	村山 晃	九州電力(株) 原子力建設部
常時参加者	中牟田 康	九州電力(株) 原子力管理部
常時参加者	植田 進	日本原子力発電(株) 開発計画室
常時参加者	近畑 英之	日本原子力発電(株) 開発計画室
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	齋藤 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	波田野 琢磨	(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	鬼塚 翔平	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)IHI 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	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	山元 章生	電気事業連合会 原子力部
常時参加者	渡辺 剛史	電気事業連合会 原子力部
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	浦部 吉雄	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	遠藤 六郎	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
常時参加者	山崎 達広	日本原子力技術協会
事務局	関 弘明	日本原子力技術協会

SANE委員会開催実績、平成21年度WG開催実績

I, SANE委員会開催実績

- 第1回 委員会（平成19年9月26日）
- 第2回 委員会（平成19年10月31日）
- 第3回 委員会（平成19年11月26日）
- 第4回 委員会（平成20年1月23日）
- 第5回 委員会（平成20年2月18日）
- 第6回 委員会（平成20年3月24日）
- 第7回 委員会（平成20年5月12日）
- 第8回 委員会（平成20年7月22日）
- 第9回 委員会（平成20年9月29日）
- 第10回 委員会（平成20年12月12日）
- 第11回 委員会（平成21年3月18日）
- 第12回 委員会（平成21年4月27日）
- 第13回 委員会（平成21年12月7日）
- 第14回 委員会（平成22年2月25日）

II, 平成21年度WG開催実績

- 第13回 検査WG（平成21年6月23日）
- 第1回 再起動WG（平成21年7月21日）
- 第14回 検査WG（平成21年9月9日）
- 第3回 検査サブWG（平成21年9月30日）
- 第8回 建屋－機器連成WG（平成21年10月2日）
- 第2回 再起動WG（平成21年10月6日）
- 第15回 検査WG（平成21年10月13日）
- 第9回 建屋－機器連成WG（平成21年11月9日）
- 第3回 再起動WG（平成21年11月30日）
- 第16回 検査WG（平成21年12月25日）
- 第4回 再起動WG（平成22年1月20日）
- 第3回 配管振動評価WG（平成22年1月22日）
- 第5回 再起動WG（平成22年2月23日）
- 第8回 疲労・材料試験WG（平成22年3月16日）
- 第10回 建屋－機器連成WG（平成22年3月31日）

報告書の責任範囲

本報告書は、一般社団法人 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 1 年度中間報告 平成 2 2 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
一般社団法人 日本原子力技術協会

連絡先：一般社団法人 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