

# 中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価

平成22～23年度報告

平成24年3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

新潟県中越沖地震を契機として、平成 19 年秋に発足した「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、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、柏崎刈羽原子力発電所 重要設備の健全性評価検討を進めて参りました。

その結果、柏崎刈羽原子力発電所の安全上の重要設備に、地震による重大な損傷は認められなかったものの、委員会発足から 4 年半を経過するなかで、健全性評価のための様々な成果を残すことができました。

地震経験から得られた貴重な教訓を関係者が広く共有し、将来の地震遭遇に備えておくことは、原子力発電を進めていく上での継続的な課題であります。新潟県中越沖地震を主な対象とした委員会当初の目的は概ね達成されたことから、既報告以降の成果をここに取り纏め、ひとつの区切りと致します。

なお、平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震・津波により、東京電力福島第一原子力発電所では深刻な事故が発生しました。本委員会の検討の大部分は、東北地方太平洋沖地震以前に実施され、地震動、すなわち地震による揺れに起因する損傷を対象としています。そのため、本報告も地震動による損傷のみを対象とした構成、内容となっています。

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 24 年 3 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

## SANE 平成22～23年度報告 目次

1. 中越沖地震後の健全性評価の進捗状況
    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
    1. 3 東北地方太平洋沖地震について
  2. 健全性評価の方針と展開
    2. 1 健全性評価の全体方針
    2. 2 健全性評価の具体的展開
  3. 地震後の機器健全性評価の体系化
    3. 1 地震前計画と地震後の点検・評価
    3. 2 配管・基礎ボルト等の検査手法
  4. 配管・機器の耐震性評価
    4. 1 配管健全性評価手法の整備・検討
    4. 2 配管材の疲労寿命データ拡充
  5. 原子炉建屋シヤラグ、機器アンカボルト等の耐震裕度評価
    5. 1 耐震裕度検討の経緯と対象部位
    5. 2 原子炉建屋シヤラグの評価
    5. 3 せん断補強筋が配された基礎ボルトの評価
    5. 4 シアコネクタの評価
  6. まとめ
    6. 1 技術成果のまとめ
    6. 2 今後の課題
- 付録－1：SANE委員会 委員と主な参加者
- 付録－2：SANE委員会開催実績、WG 開催実績
- 別添資料－1 地震後の機器健全性評価ガイドライン  
[地震前計画と地震後の点検・評価]
- 別添資料－2 地震後の機器健全性評価ガイドライン  
[検査手法—配管・基礎ボルト等]

# 1. 中越沖地震後の健全性評価の進捗状況

## 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）の基本的機能は保たれ、安全に停止または停止を維持した。中越沖地震の概要を図1-1に示す。

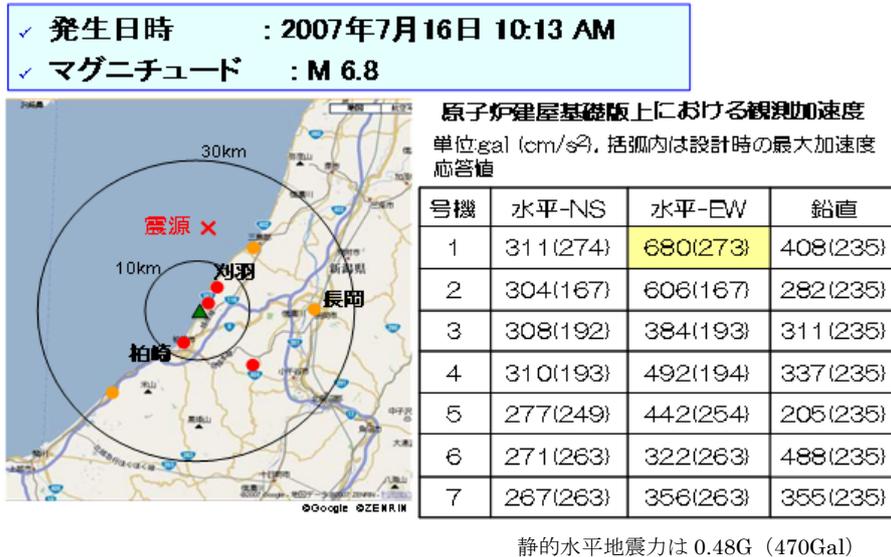


図 1-1 新潟県中越沖地震の概要

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に示す。

表 1-1 中越沖地震後の発電所設備の損傷状況

耐震クラス	設備の例	損傷
As	・原子炉压力容器 ・原子炉格納容器 ・制御棒	なし
A	・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	一部軽微な損傷を確認（原子炉建屋天井クレーン走行継手部）
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, 消化系配管 など

被災から4年半が経過し、発電所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、3、5、6、7号機で完了し

ている。地震関連の不適合事象（軽微なものを含む）は発電所全体で3774件、その内3477件（92.1%）（いずれも平成24年1月末時点）が処理済である。なお東北地方太平洋沖地震までの間、定められた手続きを終了後に運転を再開したのは4プラント（1、5、6、7号機）である。

## 1.2 設備健全性・耐震安全性評価の進捗概要

東京電力は柏崎刈羽原子力発電所の安全上重要機器への影響評価に号機ごとに取り組み、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、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、平成18年9月に改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に照らして平成20年11月に基準地震動 $S_s$ が決定され、この $S_s$ 地震動に基づく耐震安全性評価として耐震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、1、5、6、7号機の健全性評価の審議を終了した。続く3号機は設備健全性評価、耐震安全性評価が概ね終了したが、福島第一原子力発電所の事故の影響により、起動前最終確認段階にあった3号機の健全性評価は中断を余儀なくされている。

関連学協会においても中越沖地震を契機に、それぞれの立場から検討が進められてきた。日本原子力学会の地震安全特別専門委員会では、「原子力発電所の設計と評価における地震安全の論理」を平成22年度に取り纏めるとともに、技術開発ロードマップにより中長期的な取り組み課題を整理し、平成24年1月に活動を終了した。また、日本地震工学会に設置された、原子力発電所の地震安全問題に関する調査委員会では、「原子力発電所の地震安全に関する地震工学分野の研究ロードマップ」を取り纏めた。さらに日本電気協会の原子力規格委員会 耐震設計分科会では、原子力発電所の地震後の点検評価に関する基準策定のための準備検討が進められている。

## 1.3 東北地方太平洋沖地震について

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、女川原子力発電所、東海第二発電所が自動停止した。各発電所では震度5～6の強い揺れが観測され、女川原子力発電所と福島第一原子力発電所の一部で設計用地震動 $S_s$ を超えたものの、福島第二原子力発電所、女川原子力発電所、東海第二原子力発電所の安全上の重要設備に、地震に起因する有意な損傷は報告されていない。また、福島第一原子力発電所は津波に起因する全電源喪失から炉心溶融事故に至り、現在も関係機関により原因調査が継続中であるが、地震の揺れによる解析結果から安全上の重要機器はほぼ弾性範囲内にあり、津波到達以前は、安全上の重要設備に機能に影響するような損傷は生じていないことが、福島原子力事故調査報告書（東京電力中間報告、平成23年12月）や福島第一原子力発電所の技術的知見（原子力安全・保安院中間報告、平成24年2月）等により、明らかになりつつある。

なお、本委員会活動は主として東北地方太平洋沖地震以前に行われたものであり、東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響評価は実施していない。

## 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。

地震後の健全性評価は、機器、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なかで、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。全体方針とその後の検討事項を以下に示す。

### 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ⅢASがある。またⅢAS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、新耐震指針の基準地震動  $S_s$  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<sub>A</sub>S 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。

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。

## 2.2 健全性評価の具体的展開

平成 19 年度は、前項に記した健全性評価の全体方針を定めるとともに、委員による現地視察結果の反映、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、6 WG（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・メーカー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が、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。さらに、再起動WG を立上げ技術成果を体系化・一般化するためのガイドラインの検討に着手した。

平成 22 年度は、個別の検討事項として原子炉建屋シヤラグの耐震安全性評価、アンカボルトのせん断補強筋の影響評価等に取り組むとともに、前年度に継続して、国や県の審議会動向を注視しつつ関係学協会等と連係、関係各方面への技術情報の発信を行った。平成 23 年 3 月末までの主要な成果公開状況を表 2-1 に示す。

さらに、将来の地震遭遇による長期発電停止を回避し、温暖化対策の切り札として期待が高い原子力の設備利用率向上を図るため、昨年度に引き続き再起動WG において、地震動の大きさと設備の損傷状態に応じた設備の点検・評価プロセスを整備し、ガイドラインとして取り纏めた。

検査WG において検討済の個別の検査手法と併せて、地震後の的確かつ合理的な対応に繋げるための、二つのガイドラインを制定することとした。

原技協の制定するガイドラインは、原子力産業界が自主的に定めた民間自主規格として以下の用途を持つものである。

- ・ 学協会規格制定の審議プロセスの中で活用されること
- ・ 使用者が対外説明の拠り所とし、必要に応じ規制当局了解のもと、業務に適用すること

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による東日本大震災と東京電力、福島第一原子力発電所の事故のために、本委員会は活動の中断を余儀なくされた。

平成 24 年 11 月に再開した委員会では、平成 22 年度以降の成果を報告書に取り纏め、これまでの 4 年にわたる活動を集大成することとした。なお、本委員会活動と成果は、主として東北地方太平洋沖地震以前に行われたものであり、東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響評価は実施していない。

本報告書では次章以降、平成 22 年度以降の成果を中心に纏めることとし、3 章では、地震への備えと地震後のプラント設備の点検・評価に関する海外知見を踏まえ、「地震前計画と地震後の点検・評価」ガイドラインの検討経緯と成果を纏めた。さらに柏崎刈羽原子力発電所の地震後の基本点検と配管・基礎ボルト追加点検などに適用した知見をもとに、「検査手法-配管・基礎ボルト等」ガイドラインの検討経緯と成果を纏めた。4 章では、配管系の耐震性

に関する評価、疲労強度に関する材料データ拡充などの成果を纏めた。5章では、原子炉建屋シヤラグ、アンカボルトに及ぼすせん断補強筋の影響等の耐震裕度評価手法に関する検討結果を纏めた。6章では全体の総括を記した。

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
PLR配管のSCC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	PLR配管のSCC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 RPV 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RPV 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RPV 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RPV ペDESTALの耐震安全性評価結果
原子炉建屋シヤラグの耐震安全性評価	・原子力安全・保安院 ・新潟県小委員会	5号機原子炉建屋シヤラグの解析評価とモックアップ試験に基づく裕度検討
地震後の再起動ルール化のための取り組み (H22年12月)	・原子力安全・保安院	地震後の点検・評価に関するガイドラインの検討状況

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ろ過水タンクの試解析結果
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
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DESTAL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り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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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、ク、循環水配管の損傷評価、RPVペDESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL弾塑性評価など)
27	溶接接合工学振興会 特別講演(東京)(H22年5月)	委員会活動概要の紹介(評価基準、点検方法、RPVペDESTAL弾塑性評価など)
28	原子力総合シンポジウム(東京)(H22年5月)	委員会活動概要の紹介(評価基準、点検方法、RPVペDESTAL弾塑性評価など)
29	非破壊検査協会誌 Vol. 59 地震後の健全性評価特集(H22年6月)	委員会活動概要の紹介(基礎ボルトのUT検査、塑性ひずみ測定技術、低サイクル疲労寿命評価)
30	日本溶接協会 耐震構造設計の現状と展望に関する国内シンポジウム(東京)(H22年6月)	委員会活動概要の紹介(評価基準、点検方法、RPVペDESTAL弾塑性評価など)
31	原子力発電所の耐震技術 交流検討会(台北)(H22年7月)	委員会活動概要の紹介(評価基準、点検方法、RPVペDESTAL弾塑性評価、地震後の再起動など)
32	安全工学シンポジウム(東京)(H22年7月)	委員会活動概要の紹介(評価基準、点検方法、RPVペDESTAL弾塑性評価、地震後の再起動など)
33	日本建築学会大会(福井)(H22年8月)	RPVペDESTAL弾塑性評価
34	保全学会誌 中越沖地震特集連載(H22年10月)	委員会活動概要の紹介(評価基準、点検方法、RPVペDESTAL弾塑性評価、地震後の再起動など)
35	原子力学会誌 原子力発電所の耐震特集(H23年3月)	委員会活動概要の紹介(評価基準、点検方法、RPVペDESTAL弾塑性評価、地震後の再起動など)
36	IAEA EBPワークショップ(上海)(H23年10月)	IAEA Safety Report No. 66とSANE委員会で検討中のガイドライン案の比較報告

### 3. 地震後の機器健全性評価の体系化

#### 3.1. 地震後のプラント再起動に関する検討

##### 3.1.1 検討経緯

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することとなった。

地震によりプラントが停止すると、膨大な設備点検や解析作業の他に、規制機関による入念な安全確認、地元自治体の合意形成が求められる。地震を経験した原子力発電所では、たとえ設備への地震影響がわずかなケースであっても、運転再開に時間を要している事例も多い。今後の地震に備え、地震後の対応を効率的に行い、プラント停止期間を最適化する必要がある。

地震後の対応について、既に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、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（Safety Reports Series No.66, Earthquake Preparedness and Response for Nuclear Power Plants）が平成 23 年 5 月に発行された。

平成 21 年度に SANE 委員会は WG を設け、国内外の調査結果をもとに、地震後に実施すべき対応を、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定めたガイドライン素案を纏めた。ここでは地震発生直後から短・中・長期の時間推移のなかで必要な事項に加えて、地震後の対応を円滑に行うために地震前に実施すべき事項を検討した。

平成 22 年度は引き続き個別課題について検討し、地震後に段階的に実施される点検対象範囲（選定の目安とする設備数の割合）、観測地震動が  $S_s$  を超える場合の地震動特性の区分（固有周期の目安値 0.1 秒及び 0.5 秒）などの、数値の根拠と妥当性を検討した。

また、ガイドライン素案を実機に試適用した結果、特に設備への地震影響が比較的軽微な場合に、実施区分 B で重点点検対象とした設備種別・物量が想定以上に大きくなることから、観測された地震に対して設備の損傷有無を効果的に検出するため、点検対象に損傷指標設備（Damage Indicator）の考え方を取り入れた。

東日本大震災で、委員会活動を一時的に中断し、平成 23 年 11 月に委員会再開後は、東日本大震災以前に作成されたガイドライン案について、その後の状況変化を踏まえた取り扱いが検討された。これまでの検討成果を取り纏めガイドラインとして公表して情報共有に努めることは、今後の地震への対応を的確に図る上で有効であり、新たな調査・研究により得られた知見を議論し、適宜、本ガイドラインに反映していくことが重要と考えられる。平成 23 年度は、ガイドライン案の記載内容について修正を加えて制定することとした。

なお、本ガイドラインは、福島第一原子力発電所事故後の津波と過酷事故対策を中心とした安全性評価と国民の信頼感醸成のため、停止中の原子力発電所で直面している運転再開のためのガイドラインとは別であることから、公表に際しては誤解のないよう十分な注意を払うことが必要とされた。

また、平成 23 年 10 月には IAEA のセーフティレポート（Safety Reports Series No. 66, Earthquake Preparedness and Response for Nuclear Power Plants）の普及を目的としたワークショップが中国の上海市で開催された。IAEA のセーフティレポートと本委員会で

検討中のガイドライン案の相違点について評価を実施した。

さらに、平成 23 年 8 月に米国バージニア州で発生した地震により、ノースアナ発電所（90 万 Kw 級 PWR 2 基）が原子炉停止した。ノースアナ発電所は同年 11 月に運転を再開しており、地震後の機器の点検と健全性評価プロセスは参考とすべき点が多いことから詳細な調査を行い、ガイドラインに反映すべき事項を抽出した。参考資料 3-1 にその内容を示す。

米国では EPRI が 1989 年に発行したガイドラインが存在したことで、地震影響（健全性）の評価及び原子炉の再起動の手順が明確であり、実施区分 B 以降（原子炉冷温停止以降）の点検作業は円滑、効率的に実施された。また NRC も健全性点検評価の手順書レビュー及び重点的な点検作業の立会いという役割を計画的に実施し、運転再開に至る判断を明確に行った。民間規定である EPRI NP-6695 が有効に活用され、地震に遭遇した原子力発電所の安全な運転への寄与した事例として、わが国でも参考とすべき事例である。

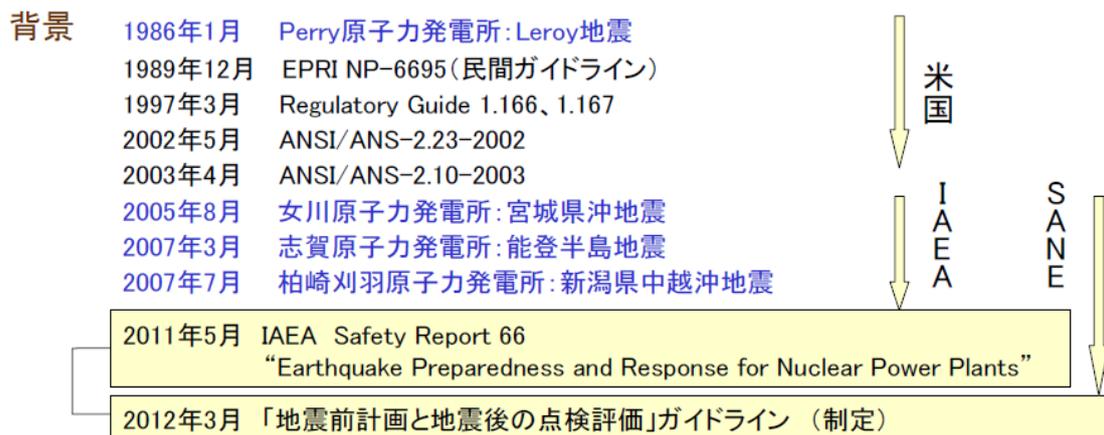
「地震前計画と地震後の点検・評価」ガイドラインは、EPRI NP-6695 及び近年のわが国の地震経験を反映した IAEA Safety Report 66 の知見を反映したものであり、地震後の原子力発電所の安全性、健全性評価をよりの確にすることを確認した。さらに米国事例から新知見や参考とすべき対応をガイドラインに反映した。

- ・ PWR の地震時中性子束変化率高による原子炉自動停止（参考例として記載）
- ・ 外部電源喪失時の中央制御室地震モニター表示不能（電源構成に対する注意）
- ・ 拡大点検における、重点点検対象設備の扱い（点検における重要度の認識）

本ガイドラインでは、健全性評価の信頼度を高めるために、米国では原子炉再起動後に実施する解析評価を原子炉起動前の拡大点検に併行して実施することとしている。また、地震動の特性指標（CAV など）の活用について検討を継続し、ガイドラインに適宜反映していく。

更に、地震発生に備えた事前計画の重要性が改めて示唆されたことから、①地震動計測装置の性能及び設置条件（設置場所など）、②ウォークダウン、重点点検、拡大点検の点検者用の手順書の整備、教育計画策定と訓練の実施が今後の課題と考えられる。

「地震前計画と地震後の点検・評価」ガイドラインの検討経緯と実績工程を図 3-1 に示す。



**実績工程**

	2009年度	2010年度	2011年度
SANE	調査 原案(本文、解説、論点、課題)	全体構成見直し(本文、解説)	
本委員会 再起動WG	第12回(4/27)検討方針 第1回WG(7/21)	課題・問題点の検討・評価(電力共通研究*)	バージニア地震検討 第9回WG(1/27)
IAEA EBP WA4	日本の地震経験の反映		SR66 発行

\* 「地震後の耐震評価基準の策定に関する研究」(実施期間:平成21年上期~平成22年下期)

図 3-1 ガイドライン検討の背景と実績工程

3.1.2 「地震前計画と地震後の点検・評価」ガイドラインの全体構成

地震後の点検・評価による設備健全性を確認し、必要な補修を実施することが本ガイドラインの基本であり、その手順の特徴として以下の点がある。

- ・点検対象部位の事前検討や健全データの採取など地震前に実施する項目を明確にする。
- ・地震発生後の時間推移により、対応を4つの実施区分(A~D)に分ける。
- ・地震動レベル(3段階)、設備の損傷状態レベル(4段階)に応じて点検・評価の対応ケースを決める。
- ・観測された地震動が  $S_s$  を超える場合は、地震動特性に応じた対応ケースを決める。
- ・対応ケースに応じて、定められた手順に基づいた点検・評価を行う

地震後の点検・評価全体フローを図 3-2 に、対応ケースを表 3-1 に示す。

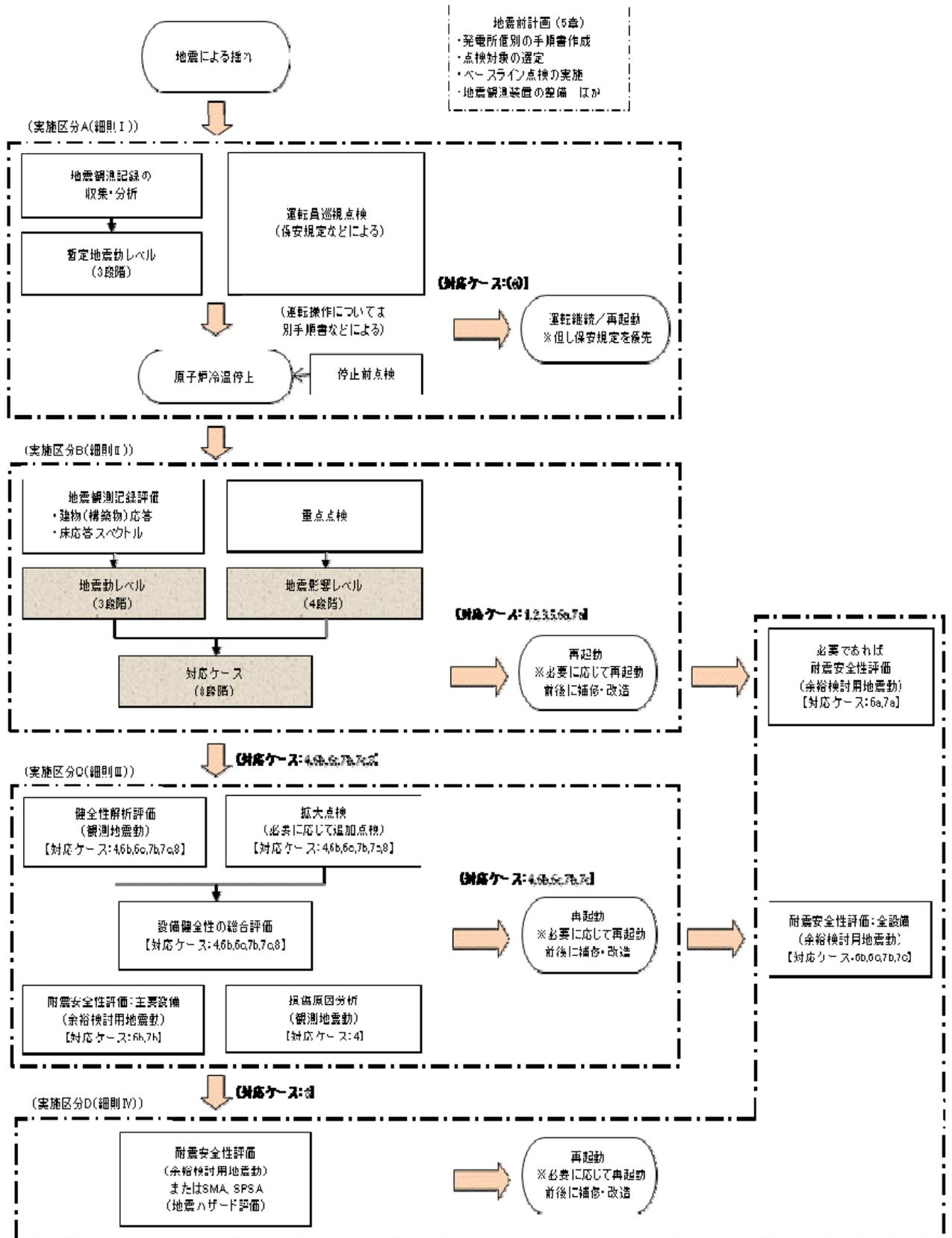


図 3-2 地震後の点検・評価全体フロー

表 3-1 対応ケース

		地震動レベル				
		1 観測地震動<Sd	2 Sd<観測地震動<Ss	3 Ss<観測地震動		
				3a *1	3b	3c *2
地震影響レベル	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、 運転に必要な設備に 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		

\*1 固有周期が0.1秒より剛側のみでSsを超える場合

\*2 固有周期が0.5秒より柔側のみでSsを超える場合

昨今の地震事例による対応ケーススタディを表 3-2 に示す。いずれの事例も安全関連設備に有意な損傷はなかったことが確認されており、再起動に際して予め定めた機能試験を行うことで安全は確保されることから、プラント停止期間中の点検・評価作業を効率化していくことが可能と考えられる。

表 3-2 地震事例による対応ケーススタディ

地震動*1	地震影響	対応ケース
新潟県中越沖地震（レベル3b）	柏崎刈羽原子力発電所（レベルⅢ）	7b
宮城県沖の地震（レベル3a）	女川原子力発電所（レベルⅡ）	6a
能登半島地震（レベル3c）	志賀原子力発電所（レベルⅡ）	6c
駿河湾の地震（レベル1）	浜岡原子力発電所（レベルⅢ）	3

\*1 地震発生当時はSs策定前のため、SsをS2(旧指針の設計用限界地震)に読替え

本委員会でも所掌するガイドラインの体系については以下とした。

- ・ ガイドラインの総称を「地震後の機器健全性評価ガイドライン」とし、個別の内容ごとにサブタイトルを付け編集する。今年度は、これまで2つのWGで併行して検討した経緯を踏まえ、[地震前計画と地震後の点検・評価]、[検査手法—配管・基礎ボルト等]の2編を纏める。
- ・ 「地震後の機器健全性評価ガイドライン」の総論としての考え方、地震前の計画、及び地震後の地震影響のレベルに応じてとるべき対応について、[地震前計画と地震後の点検・評価]に記載する。

本ガイドラインの構成は、平成21年度に纏めた素案を再構成し、以下に示すように総論としての本文各章と、第6章「地震後の点検・評価」の実施詳細を示す細則Ⅰ～Ⅳに階層化した。さらに付録として、設備選定例、点検項目例、解析手法、地震動特性区分根拠、動的機能、米国の地震経験からの反映事項について説明を加えた。

名称：地震後の機器健全性評価ガイドライン[地震前計画と地震後の点検・評価]

目次全体構成

- 1 目的
- 2 適用範囲
- 3 用語の説明
- 4 基本事項
- 5 地震前計画
- 6 地震後の点検・評価

細則Ⅰ 実施区分 A

細則Ⅱ 実施区分 B

細則Ⅲ 実施区分 C

細則Ⅳ 実施区分 D

付録1 重点点検対象設備の選定

付録2 重点点検における基本点検項目例

付録3 設備健全性評価における解析手法

付録4 耐震安全性評価における解析手法

付録5 地震動レベル3で考慮した地震動特性（周期範囲）の決定根拠について

付録6 発生した地震が基準地震動  $S_s$  を超えた場合の動的機能の解析評価について

付録7 米国ノースアナ原子力発電所の地震経験と反映事項

## 3.2. 配管・基礎ボルト等の検査手法の体系化

### 3.2.1 これまでの経緯

中越沖地震に遭遇した柏崎刈羽発電所の設備を点検するために、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と、基本点検や地震応答解析結果に応じて実施する追加点検（分解点検・非破壊試験等）の点検計画を作り、遵守すべき関係法令・基準と、点検・評価者に必要とされる力量を明確にし、損傷の可能性のある部位を的確に予測して設備点検することとした。

検査 WG では、各設備に共通的に実施する目視点検等の基本点検を実施するにあたり遵守すべき基準や点検・評価者の資格、力量並びに、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、点検・評価方法について提案してきた。また基本点検、追加点検の他に、知見拡充の目的で実施する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と基礎ボルトを選定し、想定される損傷モードとして「変形」と「割れ」をあげ、それぞれに対する検査方法について検討を実施し、地震後の設備点検方法を提案した。

### 3.2.2 地震荷重を受けた配管の検査手法

配管に対しては、有意な変形や割れの有無を確認するための詳細目視点検、浸透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ことを提案した。

また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り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）が検出できない塑性ひずみ測定手法について検討した。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、最適な測定手法の絞込みのため、直接測定法（X線回折法、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の評価のための実証試験を実施した結果、硬さ測定が塑性ひずみとの相関が最も良いことを確認した。また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、発電所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。

### 3.2.3 地震荷重を受けた基礎ボルトの検査手法

基礎ボルトは地震荷重により損傷を受けた場合、ネジの谷部に応力集中が発生すると考えられる。ネジ部表面に割れによる欠陥の検知のため、原子炉圧力容器スタットボルトに適用されている超音波探傷技術の垂直探傷法の実機適用に向けた検討を実施した。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、実証試験により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について整理し、ボルト健全性評価手法として提案した。また、更なるボルトの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、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。本手法は、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が可能である。

### 3.2.4 検査手法のガイドライン化

本 WG の提案事項、目視点検等の点検・評価者の資格、力量、点検・評価方法は柏崎刈羽原子力発電所の各号機の健全性評価で適用されている。また予め計画する追加点検として提案した配管の硬さ測定実施箇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、基礎ボルトの健全性が確保されていることが確認されている。

平成 22 年度は、これまでの検査WGの検討成果を今後、他プラントでの地震後の健全性評価の一助となることを目的とし、各設備に共通的に実施する目視点検等の基本点検を実施するにあたり必要な資格、力量を考慮した点検実施者・評価者ならびに、点検方法・判定基準について地震後の機器健全性評価ガイドライン[検査手法－配管・基礎ボルト等]として纏めることとした。

特に、配管、基礎ボルト等の追加点検手法について、必要に応じ健全性評価手法として適用できるよう、点検・評価者の資格、力量並びに、点検・評価方法について記載した。なお、測定・試験要領についての詳細を附属書に纏めた。目次全体構成は下記のとおり。

名称；地震後の機器健全性評価ガイドライン[検査手法－配管・基礎ボルト等]

目次全体構成

- 1 目的、適用範囲
2. 設備点検の基本方針
  - 2.1 基本方針
3. 基本点検
  - 3.1 点検方法と判定基準
  - 3.2 点検実施者・評価者
4. 追加点検
  - 4.1 点検方法と判定基準
  - 4.2 点検実施者・評価者

附属書 A 塑性ひずみの検出・測定要領

附属書 B 植込みボルトの超音波探傷試験要領

附属書 C 基礎ボルトのトルク確認要領

附属書 D 配管エルボの超音波探傷試験要領

## 参考資料 3-1 米国ノースアナ原子力発電所の地震後再起動事例の調査

### 1. 調査の目的

2011年8月23日に発生した米国バージニアの地震では、Dominion社の関連会社VEPCOが運転管理するNorth Anna原子力発電所（以降NAPS）が設計基準を超える地震動により停止した。米国では原子力発電所が地震に遭遇した場合の対応として、EPRIのガイドラインNP-6695（1989年発行）がU.S.NRCのRegulatory Guide 1.166、1.167（1997年発行）によってエンドースされている（注：U.S.NRCのコメントを反映しNP-6695を規準の様式に再編集したANSI/ANS-2.23-2002、2.10-2003があるが、これらの規準についてはU.S.NRC、VEPCO共に全く言及していない）。VEPCOはEPRI NP-6695に従い発電所を点検し、約3カ月間後の11月26日に復旧完了して、安全な運転を続けている。これは成文化された地震発生後の対応ガイドが実際に適用された初めての経験であり、下記を目的として調査を実施した。

- ① ガイドラインを適用する際の効果と課題
- ② JANTI/SANEガイドラインへの反映が望ましいNAPSの経験

### 2. 起回事象

2011年8月23日午後1時51分（米国東部夏時間）に発生したバージニアの地震により、NAPSの加圧水型原子炉（WH社製PWR、1号機971MWe、運転開始1978年、2号機963MWe、運転開始1980年、所在地：Mineral VA、地震発生時は両号機ともに100%出力で運転中）2基が自動停止した（注：米国で初めての事象であり、地震によるPWRの自動停止は世界的にも最初といえる）。

#### 地震の特徴

マグニチュード（リヒタースケール）：5.8

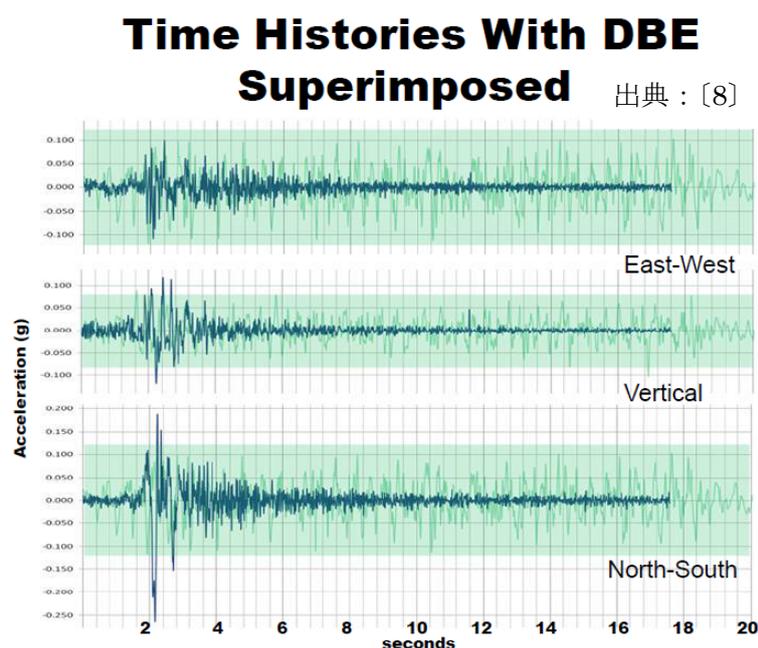
震源深さ：6km

発電所からの震央距離：西南西11マイル（17.7km）

発電所近傍（Mineral）での修正メルカリ震度：VII（JMA旧震度階でV相当、5弱程度と推定）

#### NAPSで観測された地震動

原子炉格納容器建屋基礎版上面での地震動観測結果（設計基準との比較）を下図に示す。



NS方向、上下方向で設計基準(DBE)を超えている。

最大加速度観測値：23%G（NS）

DBE最大加速度：12%G

（注：設計基準との対比を示すこの図の表示方法は参考となる。また、加速度をGalではなく、重力加速度Gに対する%表示とすることも、一般的な理解の得やすさ、計測値の工学的意味（有効数字）の観点から、わが国の参考となる）

3. 「実施区分 A\*」の対応 ( \* JANTI/SANE ガイドラインの「実施区分」による)

地震発生直後の NAPS の対応及びプラント状況の時間履歴は下記である。

8月23日

- |           |  |
|-----------|--|
| 13時51分00秒 | 地震発生   |
| 13時51分11秒 | 原子炉自動停止 (中性子束変化率高による: 2(1)参照)  |
| 13時51分12秒 | 外部電源喪失 (変圧器の衝撃油圧継電器作動による: 2(2)参照)  |
| 13時51分20秒 | 非常用ディーゼル発電機自動起動<br>(各ユニット2基及びSBO用1基の合計5基全てが自動起動)   |
| 14時03分    | ALERT**宣言 (当直長判断: 中央制御室の地震動警報無し)<br>( ** ALERT: U.S.NRC が定めるプラントの緊急レベル (4段階) の下から2番目のレベルで、「重大な安全性の低下が発生または予想されるレベル」) |
| 14時40分    | 非常用ディーゼル1基(2H)手動停止 (ディーゼル冷却水漏洩)  |
| 14時55分    | ALERT 宣言 (非常用交流電源の冗長性喪失)   |
| 15時18分    | SBO ディーゼル発電機より 2H 母線に通電  |
| 17時30分頃   | 予備変圧器 B 復旧   |
| 18時30分頃   | 予備変圧器 A 復旧   |
| 22時58分    | 外部電源復旧完了   |

8月24日

- |        |  |
|--------|--|
| 11時16分 | ALERT 宣言を NOUE***宣言に変更<br>( *** NOUE: Notification of Unusual Event、最低の緊急レベルで、「放射性物質の放出は予想されないが安全性が低下する可能性があるレベル」) |
| 13時15分 | NOUE 宣言解除  |
| 13時34分 | 1号機 運転モード4 (高温停止状態)  |
| 21時26分 | 1号機 運転モード5 (低温停止状態)  |

8月25日

- |        |                     |
|--------|---------------------|
| 16時22分 | 2号機 運転モード4 (高温停止状態) |
|--------|---------------------|

8月26日

- |        |  |
|--------|--|
| 16時23分 | U.S.NRC が「非解析事象」の可能性を通告<br>(5Hz 以上で設計基準 DBE を超過している可能性があり、それを解析評価していない可能性が安全管理上の問題となる) |
| 20時38分 | 2号機 運転モード5 (低温停止状態)  |

EPRI NP-6695 に規定されている地震発生直後の対応 (Short-Term Actions) は下図の如くであり、NAPS の対応では地震計測装置の不備によりこれを満足していない。

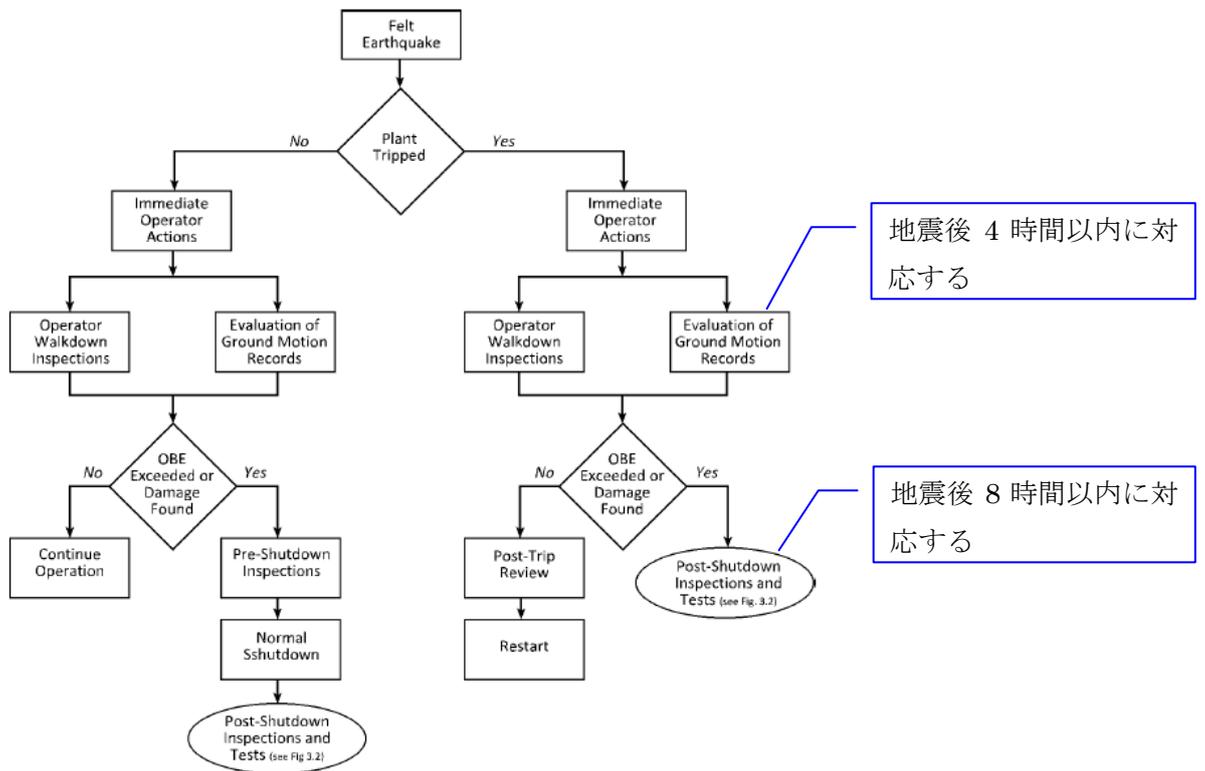


Figure 3-1. Flow Diagram of Short-Term Actions 出典：〔13〕

(EPRI NP-6695 と同一内容のフロー図を ANSI/ANS-2.23-2002 でも引用しており、日本語訳については参考資料〔12〕参照)

NAPS 対応
U.S.NRC が RG1.167 でエンドースした EPRI NP-6695 には、地震発生後 4 時間以内に自由地盤表面で観測された地震動が OBE を超えているか否かを判定し、超えている場合は 8 時間以内に原子炉を手動停止するとの記述があるが、外部電源喪失時の電源切り替えて中央制御室での地震アラームが発せされず、地震計測装置がアナログの旧式であったことから、OBE 超過判定が 3 日後となった。
JANTI/SANE ガイドライン (細則 I、A.1 節、図 A-1 参照)
原子炉が自動停止した後、自動停止の原因がスクラム用感震器作動によるトリップであれば、ケース 0 の場合を除き、冷温停止状態に移行する。

### 問題点

#### (1) 原子炉自動停止

NAPS には地震動をトリガーとする原子炉の自動停止システムは設置されておらず、2 基ともに中性子束変化率高 (High Flux Rate Reactor Trip) の信号により自動停止した (注：地震発生当初は外部電源喪失により自動停止したと報じられたが、その後の調査により、外部電源が喪失する以前に原子炉が自動停止していることが確認された)。

その後の調査によると、下図に示すように地震動によって中性子束が変動しており、中性子束変化率が低側の制限 (5%) に達してスクラム信号が発せられている。(注：過去に日本の BWR で地震時に中性子束が高となりスクラムした事例がある (原因究明済み) が、PWR が地震時の中性子束変化により

スクラムした事例は世界初である。後述のように、NAPS では 2 号機の定期燃料交換を前倒しして燃料を目視検査した結果、地震動による損傷は発見されていない。)

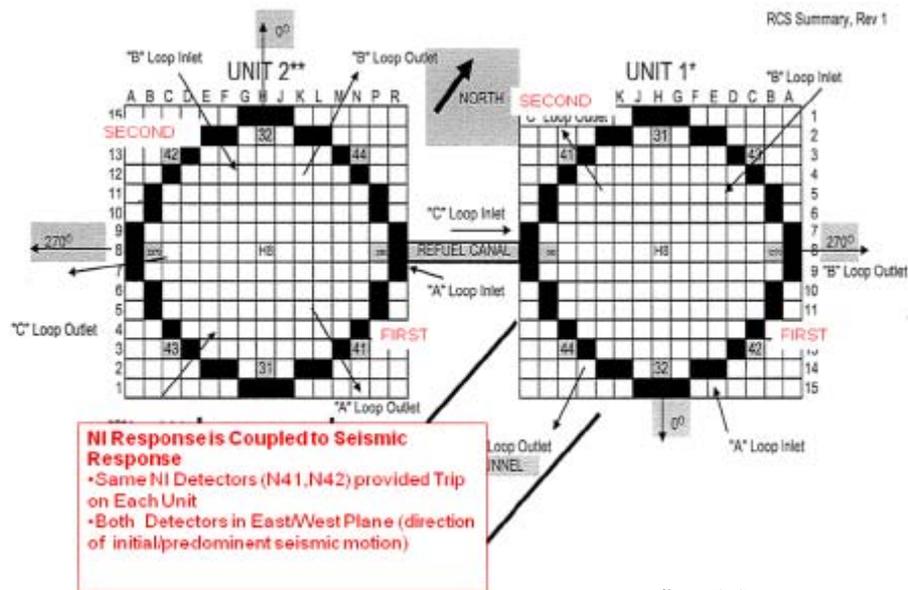


Figure 1 出典：〔7〕

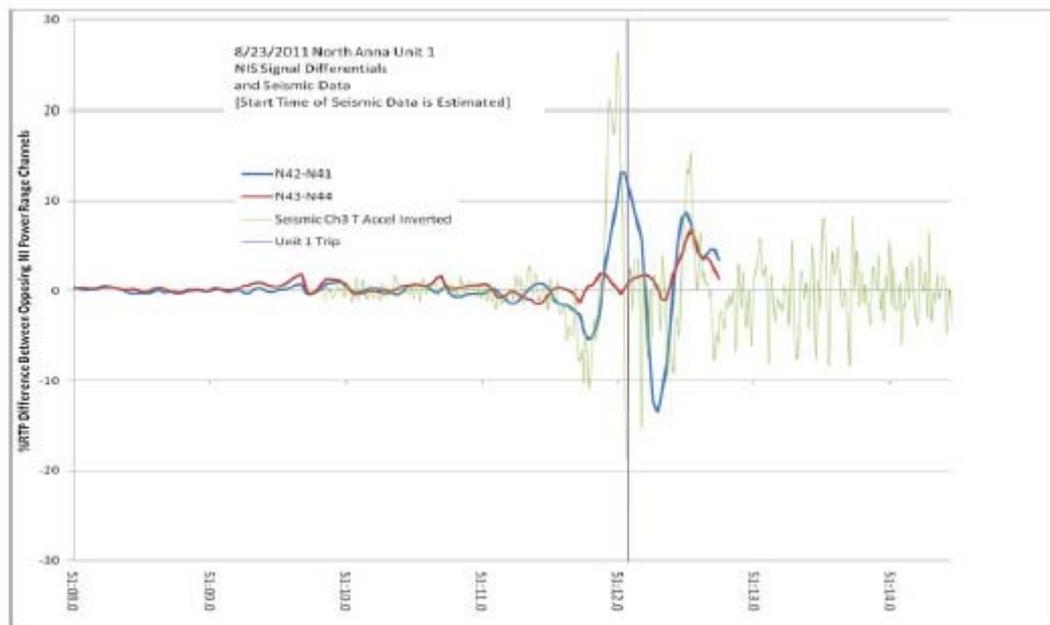


Figure 2 出典：〔7〕

中性子束変化率大となった原因については、Purdue 大学でも原因調査を実施しているが、定性的に、コアバレルの移動、中性子束検出器の移動、炉心の移動と燃料棒に沿った温度境界層の厚さの変化による中性子束の変化の複合的な現象との推定に留まっており、定量的な原因究明には至っていない。今回のスクラムは想定されたものではないが、設計基準を超えるような大地震では、他の要因（外部電源喪失など）で原子炉がスクラムしたであろうことなどから、安全性に関わるものではないと判断している〔11〕。

NAPS 対応
定量的な原因究明は出来ていないが、燃料の目視検査を実施し、安全性に関わる事象ではないとして原因究明と対策を再起動の条件とはしていない（長期対応の懸案リストからも外している）。
JANTI/SANE ガイドライン（細則 I、A.2 節、(2) 項）
感震器作動以外の二次的な地震影響の経験事例として、新たに NAPS で観察された PWR の中性子束変化率高によるスクラムを追記する。また、VEPCO から U.S.NRC に提出された評価報告書を「参考資料」に追記して、同種事例発生時の評価に資する。 －追記項目①－

## (2) 外部電源喪失

変圧器内部の異常により内部の油の圧力が急上昇した際に変圧器を開放（トリップ）する目的で設置された「衝撃油圧継電器（Sudden Pressure Relay）」が作動し、下記に示す1、2号機の発電機昇圧トランス（GSU）及び予備変圧器（RSST、ユニット共用として3基設置）がトリップして外部電源が喪失した（GSUのリレーは各相が2 out of 3で構成されており、RSSTは1 out of 1となっている）。

### Unit 1 GSUs – TRIPPED

Phase A: 3 Relays (3 Actuated)  
Phase B: 3 Relays (0 Actuated)  
Phase C: 3 Relays (0 Actuated)

### Unit 2 GSUs – TRIPPED

Phase A: 3 Relays (3 Actuated)  
Phase B: 3 Relays (3 Actuated)  
Phase C: 3 Relays (3 Actuated)

出典：〔3〕

### Unit 1 SSTs – TRIPPED

Phase A: 3 Relays (0 Actuated)  
Phase B: 3 Relays (1 Actuated)  
Phase C: 3 Relays (3 Actuated)

### Unit 2 SSTs – NO TRIP

Phase A: 3 Relays (0 Actuated)  
Phase B: 3 Relays (0 Actuated)  
Phase C: 3 Relays (0 Actuated)

### RSSTs – ALL TRIPPED

RSST A: 1 Relay (1 Actuated)  
RSST B: 1 Relay (1 Actuated)  
RSST C: 1 Relay (1 Actuated)

### 36.5kV XFMRs – TX 2 TRIPPED

TX 1: 3 Relays (0 Actuated)  
TX 2: 3 Relays (3 Actuated)  
TX 3: 1 Relays (0 Actuated)

内部油（分解ガスを含む）及びリレーの地震後の点検によっても異常は発見されず、耐震性が保証されていないリレーのため震動による誤作動が考えられること、及び、地震動により内部油に異常圧力が生じた可能性があるとの定性的な理由が報告されている。外部電源喪失の前に中性子束変化率により原子炉が自動停止しており、スクラムの原因とはなっていない（安全上の問題は特に指摘されておらず、リレーの型式変更も NRC は要求していない）。点検の結果、予備変圧器に異常は見られないが、VEPCO は将来予備変圧器を交換し、電源系統の信頼性向上を図るとしている。

当該継電器の構造：2枚のベローズの変形差によりリンク機構を介してスナップスイッチを動かす形式で、ベローズがバランスすると自動的にリセットされるが信号はシールインされる。

## (3) 地震動計測

### 地震動計測装置

NAPS の 2 号機には地震計測装置が設置されておらず、1 号機に旧式の下記 2 種の記録計が設置されているのみであった。

〔1 号機の地震動計測〕

- 原子炉スクラム用感震器： 設置無し

(米国では地震動を検出して原子炉を自動停止する規制側の要求はない)

- 中央制御室での地震監視 (モニター)：

Kinematic の加速度スイッチが水平 0.06G 垂直 0.04G に設定されており、中央制御室の盤上にアナウンシエーター”Earthquake Trouble”を表示する。地震計測システムには直流のバックアップがある 120V 交流電源が供給されているが、アナウンシエーターのリレーには直流のバックアップが無かったため、外部電源が喪失して非常用ディーゼルが負荷をとるまでの間は電源が絶たれて機能しなかった。→ 長期的改造項目

- OBE 超過判定用地震計 (構造評価用地震計)：

構造評価用を兼ねた Kinematics 社の OBE 超過判定用地震計および Engdahl 社のスクラッチプレートの 2 種が設置されていた (注：米国では、発生した地震動の CAV 値が閾値 (0.16G-sec) を超え、且つ 2-10Hz での加速度応答スペクトル観測値が OBE を超えていると判断される場合は運転員が手動で原子炉を停止する。計測装置的には日本の構造評価用地震計に相当するが、安全関連施設並みの耐震性が要求されている)。

- Kinematics アナログ記録計 (3次元加速度時刻歴波形の測定)

加速度時刻歴の記録用として 2 箇所 (1号機原子炉格納容器建屋基礎版上部 (エレベーション 216 フィート)、原子炉格納容器建屋運転床 (エレベーション 291 フィート)) に設置され、他にデータ記録装置 (テープレコーダ) 起動用のトリガー1箇所、中央制御室警報発報用のスイッチ 1 箇所が設置されている。記録計は原子炉格納容器建屋基礎版上面に設置された Kinematics 社製のトリガー (設定値：0.01G) で起動する。

OBE の超過判定は、自由地盤表面で行うことになっているが、米国 RG 1.12 では発電所が Fresh Rock に設置されている場合は自由地盤表面の測定は要求していないことから、自由地盤表面の測定は行っておらず、VEPCO は基礎版上面の測定点で代用しており U.S.NRC も特にコメントしていない (注：VEPCO は安全側と説明しているが、原子炉格納容器建屋内では地震入力が低減される (入力損失など) ことから、基礎版上面の観測記録で自由地盤表面を推定することは不安全側となる可能性が大きい)。

データ記録装置はメーカ (Kinematics 社) に送られて、テープから取り出したデータをデジタル化 (時間刻み：0.005 秒) し、校正、基準軸の補正などを行った結果で CAV、加速度応答スペクトルなどを計算している (データ処理に時間を要し、EPRI NP-6695 の「4 時間以内に分析する」という条件を満たしていない)。

- Engdahl スクラッチプレート

3次元スペクトルレコーダー (2-25.4Hz の 12 点を測定) が 1号機原子炉格納容器建屋内の 2 箇所 (エレベーション 216 フィート、231 フィート)、補助建屋内 2 箇所 (244 フィート、274 フィート) に設置され、他に、3次元最大加速度記録計が配管、RHR 熱交換器、CC 熱交換器の各 1 箇所に設置されている。

#### NAPS 対応

EPRI NP-6695 に従った地震発生後 4 時間以内の OBE 超過判定が出来なかったことから、地震計測装置の強化を再起動前に暫定的に実施し、設備の交換を長期的課題として実施する  
→電源強化、計測点の追加 (自由地盤表面)、計測装置のデジタル化

JANTI/SANE ガイドライン (本文、5.3 節)

「地震前計画」の「地震観測装置の整備」で、3 種類の地震計測装置の設置を推奨している。中央制御室の表示については、外部電源喪失から非常用電源立ち上げにおける電源の確保を目的とし、無停電電源の採用を追記する。 — 追記項目② —

NAPS はツインプラントの発電所で原子炉が 2 基設置されているが、2 号機は地震動計測を全く行っていない。ツインプラントであることから設備の構造、配置的に 1 号機の計測結果で評価できるとしている。

NAPS 対応

OBE 超過判定の自由地盤および 2 号機の地震動は計測しておらず、1 号機原子炉格納容器建屋基礎版上の観測結果で代表している。 → 長期対応として地震動計測を強化する (ツインプラントの 2 号機の扱いは U.S.NRC の要求文書には具体的な記述なし)

JANTI/SANE ガイドライン (本文 4.3 節)

地震動レベルは設備の設置位置の地震動計測 (解析による地震動を含む) で判定する。(ツインプラントであっても、新潟県中越沖地震などの経験から号機間の計測値に差があることから、各号機個別に評価する)

観測結果

Kinematics と Engdahl の観測結果は一致しておらず、Kinematics の精度が高いとして Engdahl の観測結果は無視されている。

・ 地震動指標

NAPS では設計基準として、PGA が 0.12G (岩着)、0.18G (非岩着) の応答スペクトルを DBA として定義している。1 号機原子炉格納容器建屋基礎版上で観測された時刻歴加速度波形 (南北方向) は前述のように 0.23G であり、岩着の場合の条件 0.12G を大幅に超えるものとなっている。

一方、米国の地震動指標である標準 CAV を計算した結果は下表に示す如く、南北方向のみが閾値 0.16G-sec を僅かに超えているのみであるが、閾値を超えた場合は 2-10Hz の床応答スペクトルの評価結果により、原子炉の手動停止 (この場合は冷温停止) が判断されることになる。

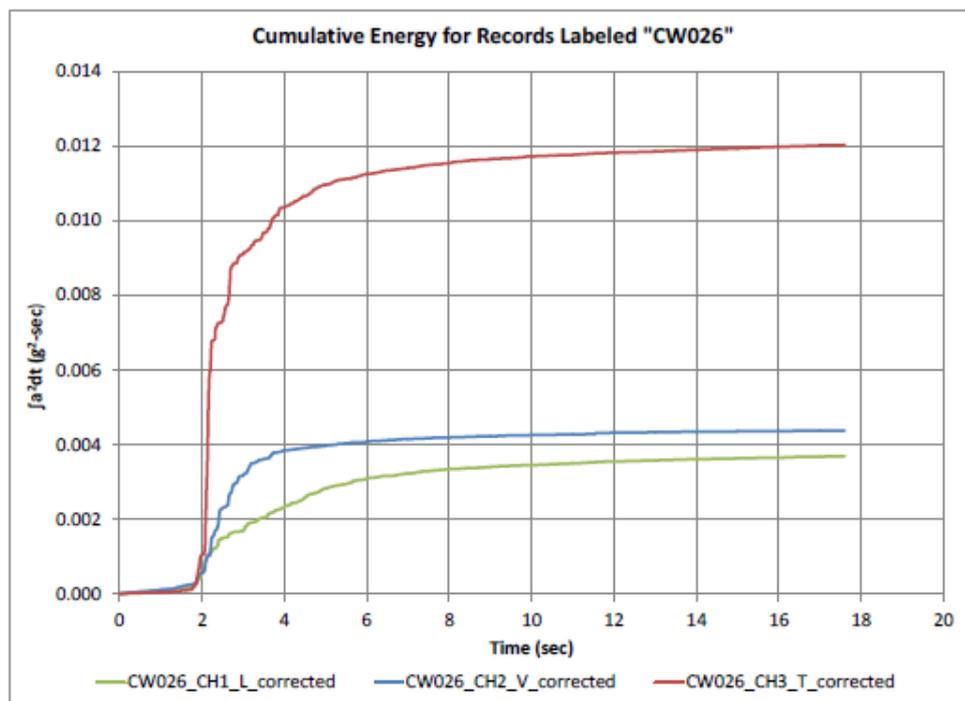
VEPCO では、DBE 及び IPEEE で実施した RLE (Review Level Earthquake) についても CAV を計算し、それらの結果を比較して、安全関連設備に有意な損傷 (特に Hidden Damage) が無いことの根拠としている。

# CAV Comparisons

出典：〔8〕

Seismic Case	CAV North - South Direction (g-sec)	CAV East - West Direction (g-sec)	CAV Vertical Direction (g-sec)
August 23, 2011 Seismic Event (data from containment basemat)	<b>0.172</b>	<b>0.125</b>	<b>0.110</b>
Design Base Earthquake (rock-founded; synthetic time-history used for containment structure)	<b>0.588</b>	<b>0.580</b>	<b>0.400</b>
IPEEE Review Earthquake (rock-founded; synthetic time-history used for containment structure)	<b>1.230</b>	<b>1.312</b>	<b>0.875</b>
<b>OBE exceedance criterion is CAV &gt; 0.16 g-sec (EPRI TR - 100082 &amp; RG 1.166)</b>			

また、VEPCO では Husid plot を計算し、エネルギー蓄積の指標である有効な強震動の継続時間は短く、損傷には繋がらないことを強調している。



Effective Strong Motion Duration for Records Labeled "CW026"

Time History	Effective Strong Motion Duration (sec)
CW026_CH1_L_corrected	3.1
CW026_CH2_V_corrected	1.5
CW026_CH3_T_corrected	1.0

出典：〔13〕

NAPS 対応

地震動指標（CAV、有効地震動継続時間）による評価を行って、安全関連施設の損傷発生（特に安全関連施設の Hidden Damage）が無いとの説明を補強している。

JANTI/SANE ガイドライン（細則Ⅱ、B.4 節）

地震動指標（計測震度、CAV など）を参考指標として「必要に応じて参照する」と記述しており、長期的課題として扱いを保留している（IAEA ISSC EBP の WA4 で地震動指標を検討中であり、将来にその結果を反映する）

- 加速度応答スペクトル

Kinematics 社で作成した地震動観測波形のデジタル値から得られた減衰定数 0.05 の加速度応答スペクトルを下記に示す。

Kinematics Triaxial Recorder Data

出典：〔6〕

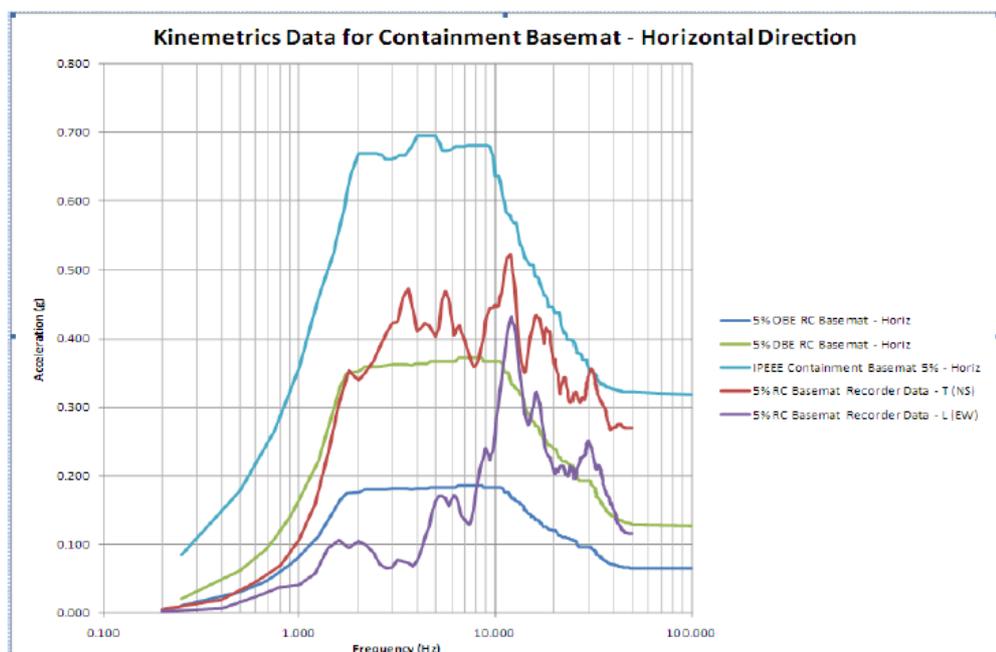


Figure 3.1 - Containment Basemat - Horizontal

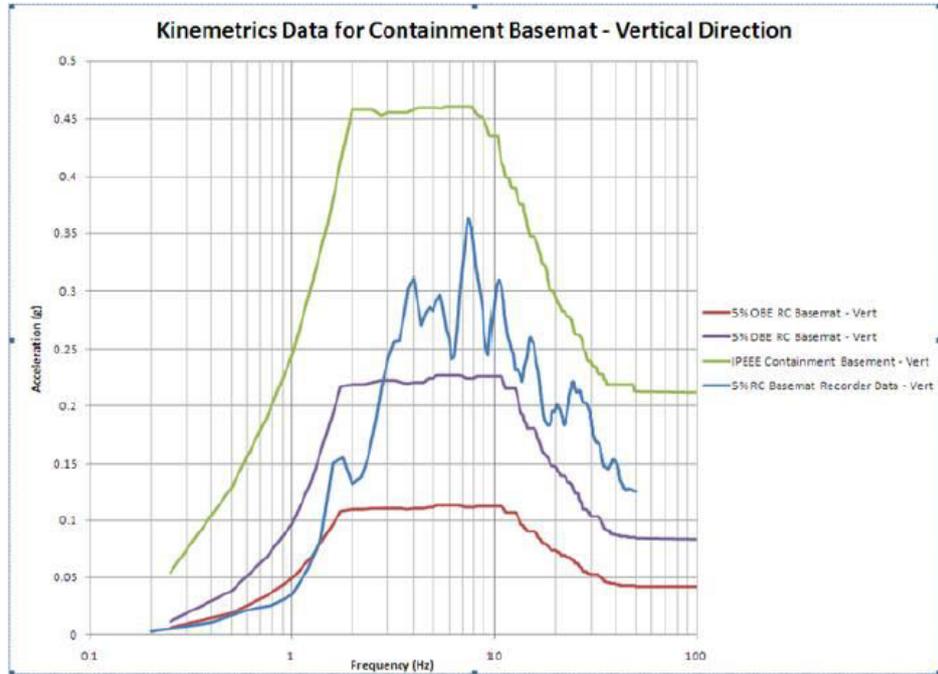


Figure 3.2 – Containment Basemat - Vertical

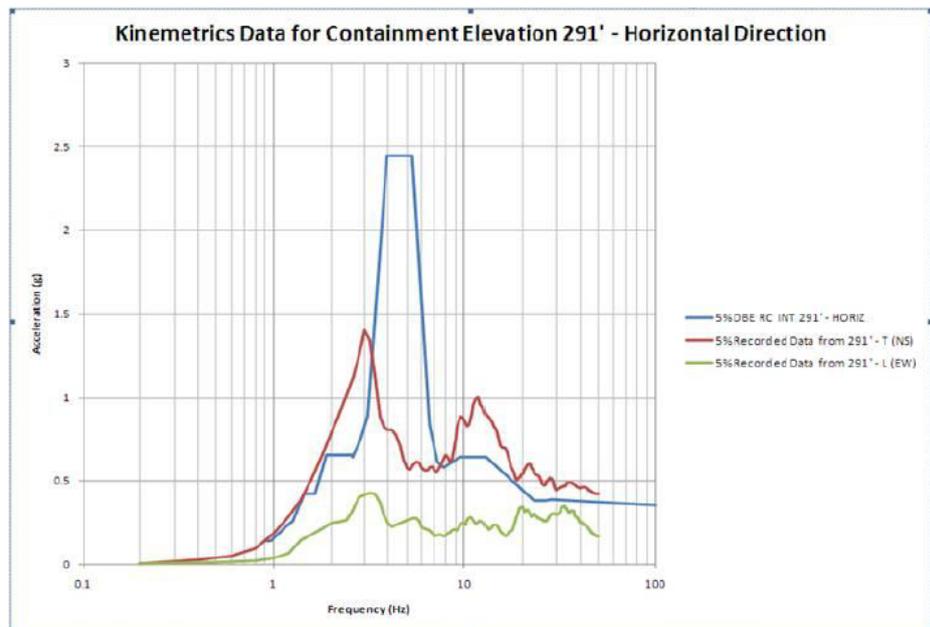


Figure 3.3 – Containment 291' Elevation - Horizontal

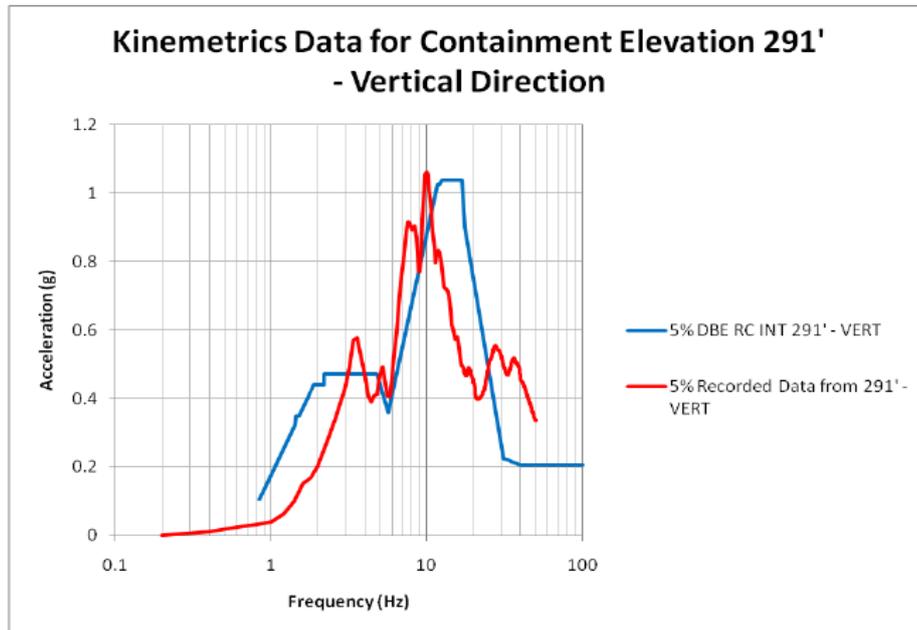


Figure 3.4 – Containment 291' Elevation - Vertical

NAPS では自由地盤表面での地震動観測を実施していないことから、原子炉格納容器建屋基礎版上の観測記録を使用し、2-10Hz の振動数領域で OBE の超過判定を行っているが、観測記録は設計基準の DBE (SSE 相当) をも超える結果となり、「非解析状態」として安全性の検討が必要となった(注: EPRI NP-6695 では、地震後の設備点検により決定する ESDS (EPRI Seismic Damage Scale、ANS 規格では EDIS : Earthquake Damage Intensity Scale とも呼ばれている原子力発電所設備の損傷に特化した震度階。添付資料 1 参照) をもとに地震後の対応を決定しており、安全関連施設に有意な損傷が見られない場合は、観測された地震動による健全性評価を再起動可否の判定条件とはしていない)。

VEPCO は、CAV 及び加速度応答スペクトルの計算結果から、8 月 23 日の地震は「CAV 値が一般設備の損傷発生をもとに安全側に設定された閾値を南北方向で僅かに超える程度」であり、「加速度応答スペクトルは構造物の損傷に影響のある振動数範囲 (2-10Hz) で EW 方向は DBE を越えておらず、南北方向で平均して 12%、上下報告で平均して 21%超過」しているが「運転床では更に低く」、また、「強震動の有効な継続時間は短い」ことから発電所設備の損傷は軽微であるとしている。

NAPS 対応

VEPCO のみならず、NRC も「構造物の損傷に影響のある振動数範囲」を 2-10Hz としている。

JANTI/SANE ガイドライン (本文、4.3 節)

地震動レベル 3 については、2-10Hz の振動数範囲と、それ以下、それ以上の 3 領域について、地震動レベルを判定し、3a、3b、3c を設けている。

### 運転員ウォークダウン

8 月 23 日の本震及び 8 月 26 日までの余震直後に目視点検を実施し、安全関連施設には損傷及び機能障害がないこと、及び、非安全関連の耐震設計がされていない設備が僅かに損傷していることを確認し、

不適合について状態報告書（CR）を作成した。

ウォークダウンの結果では、ESDSは「0」と判定されている。

〔ウォークダウンで観察される非安全関連施設の損傷例〕



Base Pedestal

### Non-Safety Related Demineralizer Tanks



出典：〔15〕

#### 4. 「実施区分 B」の対応

2号機が冷温停止状態に維持された後に、損傷状態（構造及び機能）を確認するための外部の専門家が加わった点検を実施している。

##### 外部専門家、学識者を加えた点検

実施日：9月2日

外部からの参加者：

R.P. Kennedy（自営コンサルタント）

G.S. Hardy（SGH社）（注：EPRIのコンサルタントとして新潟県中越沖地震などを調査）

S. Malushte（Bechtel社）

J.R. Martin 他4名（バージニア工科大学）

点検対象：非安全関連施設を含む下記の地震損傷の可能性の高い施設

非常用復水貯蔵タンク（ヤード設置）

燃料交換用水薬品添加タンク（ヤード設置）

燃料交換用水貯蔵タンク（ヤード設置）

Primary Grade Storage Tanks（ヤード設置）

2号機機械設備室（291フィート）

2号機非常用スイッチギア室（254フィート）

2号機チラー室（254フィート）

2号機中央制御室（273フィート）

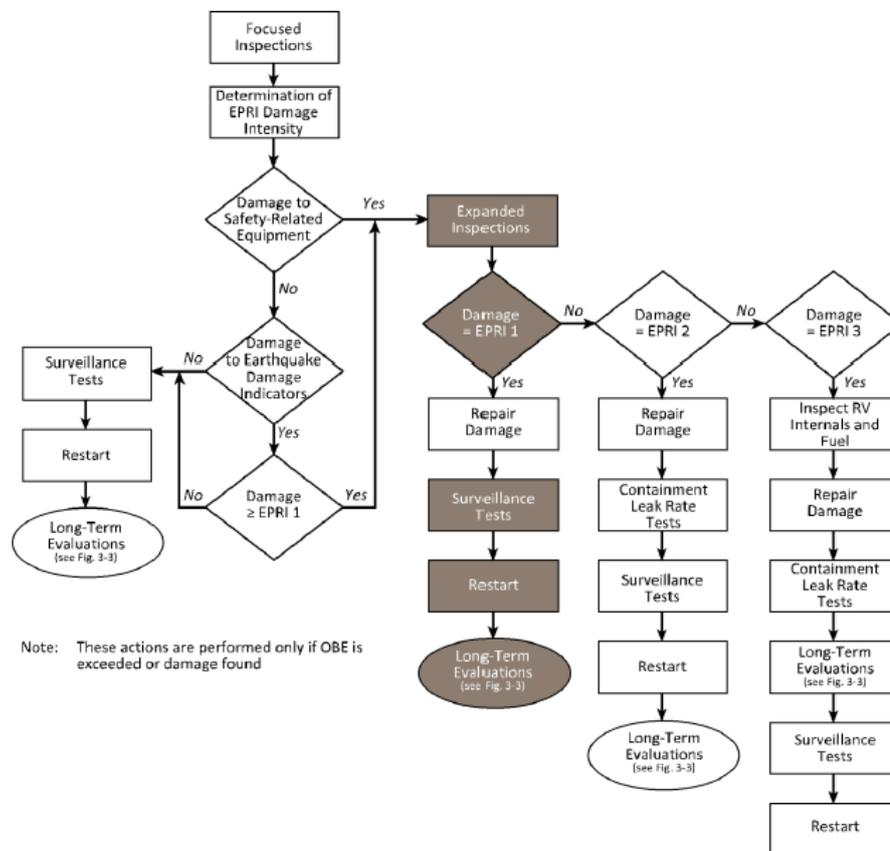
タービン建屋（複数床）

常用復水貯蔵タンク（ヤード設置）

点検結果：有意な損傷（構造及び機能）は発見されず、耐震設計がされていない設備の軽微な不具合が指摘された（地震動によるものではないと判断されたものを含む）。

### ESDS の判定

EPRI NP-6695 では下図に示すように、冷温停止状態への移行後に Focused Inspection（重点点検）を実施して ESDS を決定する手順となっている。VEPCO は、運転員ウォークダウンの結果などからは ESDS の定義に従って「0」と判定されるものの、自主的に安全側に「1」として Expanded Inspection（拡大点検）を実施して損傷の有無を確認するとしている。従って、EPRI NP-6695 で地震発生前の設定が必要とされる重点点検の内容（対象設備など）については報告されていない。



出典：〔13〕

Figure 3-2. Flow Diagram of Post-Shutdown Inspections and Tests

（EPRI NP-6695 と同一内容のフロー図を ANSI/ANS-2.23-2002 でも引用しており、日本語訳については参考資料〔12〕参照。）

NAPS 対応
NP-6695 の EPRI Seismic Damage Scale の定義によって評価すると ESDS は「0」と判定されるが、VEPCO は安全側に「1」として拡大点検を実施するとし、U.S.NRC もその判断を承認している。また、VEPCO は IAEA Safety Report 66 の Action Level を「5」と評価している（注：誤り）。
JANTI/SANE ガイドライン（本文、4.3 節、4.6 節、4.7 節）
今回の地震では、耐震クラスが C ではあるが「プラントの発電に必要な設備」である変圧器に地震動を起因とする機能障害が発生して外部電源を喪失したこと、また発電機昇圧トランスのブッシングが漏

油し修理を要することから、重点点検を実施する以前に「地震影響レベル」は「Ⅲ」と判定される。

また、原子炉格納容器建屋の床で観測された地震動が 2-10Hz の振動数範囲で設計基準（この場合は SSE (DBE) を基準地震動 Ss 相当と判断）を越えていることから、「地震動レベル」は「3b」と判断される。

これにより「対応ケース」は「7b」となり、直ちに（重点点検を行うことなく）実施区分 C に移行する。ただし、地震動計測によって「地震動レベル」が「1 または 2」と評価される場所の「対応ケース」は「3」であり、実施区分 B の重点点検を実施することで実施区分 C への移行の必要性が判断される（設備の設置場所によって、拡大点検や健全性解析評価の要否が決定される）。

## 5. 「実施区分 C」の対応

EPRI NP-6695 に従い、Expanded Inspection（拡大点検）を実施している。尚、EPRI NP-6695 では安全関連設備の損傷が発見された場合を除き、再起動前の解析評価は要求していないが、配管については、地震によって生じる永久的な移動（変形）によって生じる応力を評価するために、1号機の格納容器内配管の代表的な 6 ケースについて観測された地震波形の応答スペクトルを用いた予備的な解析を実施し、設計時の DBE の解析による応力と比較し、設計の許容値（ASME Section III, Level C）を超えないことを確認している。（注：再起動前の地震応答解析関係では、前述の如く地震動記録波形から加速度応答スペクトルを算出しているが、観測点以外の床応答スペクトル算出に必要な建物の動的解析についての記述は無いことから、わが国で実施しているような健全性解析評価は再起動前には実施していないと判断される）。

NAPS 対応
EPRI NP-6695 は ESDS による地震影響の判定（目視点検）のみで、地震で発生した応力の評価は要求していない。
JANTI/SANE ガイドライン（細則Ⅲ、C.5 節）
実施区分 C では拡大点検に平行して健全性の解析評価を実施し、点検精度の向上及び Hidden Damage の評価を実施する。 → 点検及び解析負担の軽減が必要（地震動指標によるマクロ的な評価などが考えられる） — 追記項目③ —

## U.S.NRC の対応

- 特別点検チーム（AIT : Augmented Inspection Team）による点検・評価 [3]

U.S.NRC（Region II、第 II 地方局）の技術者（8 名）を NAPS に派遣している。

目的：

1. 地震影響の実態調査、証拠資料の収集と評価
2. 事象発生時の事業者（運転員）対応及びプラント応答の評価
3. 問題点の抽出
4. 独自のプラント状態点検及び点検活動レビュー
5. 事象のリスク重要度評価支援

実施期間：8 月 30 日作業開始、10 月 3 日作業完了

（10 月 3 日の第 2 回パブリックミーティングで報告、10 月 31 日チーム報告書提出）

- 再起動評価チーム（Restart Readiness Inspection）による点検・評価〔4〕  
AIT の入れ替わりに、U.S.NRC（Region II、III、第 II、III 地方局）の技術者（8 名）を NAPS に派遣している。

目的：

1. 事業者の点検プロセスの評価
2. 2 基の原子炉停止及び非常用ディーゼルの故障の原因究明の確認と是正措置
3. 事業者発見項目の評価、処理のレビュー
4. 事業者による点検及び完了したサーベランス試験データの観察とレビュー
5. 事業者が再起動までに実施することとなっている対応のレビューとフォロー
6. 再起動に至る最終決定の支援

実施期間：10 月 5 日作業開始、11 月 7 日作業完了

(11 月 1 日の第 4 回パブリックミーティングで報告、11 月 30 日チーム報告書提出)

### VEPCO の拡大点検（EPRI NP-6695 に従った点検）

#### (1) 点検手順及び点検者教育

VEPCO は下記に対する点検者教育を実施している。

#### 系統点検（ウォークダウン）

VEPCO は点検者用として、EPRI、U.S.NRC の資料及び地震活動度の高い地点に原子力発電所を有する事業者からの情報をもとに、点検手順書及び訓練用資料を作成している。また、ウォークダウン手法を統一し、発電所及び Dominion の技術者 60 名に教育している。

(ウォークダウン点検手順書 0-GEP-30 “Post Seismic Event System Engineering Walkdown”)

更に、他の原子力発電事業者のシステム技術者による補機冷却系と原子炉冷却材系のウォークダウンを実施し、VEPCO の見落としをチェックしている。

NAPS 対応
地震発生後に点検手順書を作成し、点検員の訓練を実施している。
JANTI/SANE ガイドライン（本文、5.1 節、5.6 節 及び付録 2）
「地震前計画」の一環として、手順書の作成及び点検員の訓練は地震発生前に実施する。手順書作成の参考となる EPRI NP-6695 の点検項目については、ガイドラインに引用し記載している（付録 2）。

### 構造物（構築物）点検

地震発生時は 5 年毎の点検を実施中であった。手順書は既存の供用中保守プログラムのもを使用し、発電所の技術者、Dominion の他分野及び土建コンサルタント会社からの応援者により点検を実施した。

(ER-NA-INS 104 “Monitoring of Structures North Anna Power Station”に対象設備と点検要領が規定されている。本手順書の項目 8 は EPRI NP-6695 によっており、許容基準（クラック幅：0.06 インチ）も EPRI NP-6695 によるとのことである。)

### 電気設備点検

発電所の電気設備保守技術者、システム技術者、Dominion の送変電部門、Dominion の他分野施設の技術者によって点検が実施され、設備の外部については系統ウォークダウンの手順書による目視点検、設備の内部については、安全関連設備の 100%、その他は 10~15%の代表例について点検（ターミナルボックス配線、絶縁材、ハーネス間隔、異物、異臭など）を実施している。

（外部点検用の手順書は 0-GEP-30 “Post Seismic Event System Engineering Walkdown”）

(2) 点検対象

下記について点検を実施している。

- システム（システム）の点検：1号機 82 システム、2号機 57 システム

安全関連システムのほぼ 100%であるが、放射線レベル、温度、狭隘さ、高所によりアクセス出来ないエリア、高電圧で危険なキャビネットを除く（点検できない箇所については、代替評価の可否を検討）。

詳細システム点検：

1990 年代に実施した個別プラント耐震性評価（IPEEE、North Anna は SMA を実施）で、HCLPF が 0.3G のスペクトルを下回った施設（リレーを除く約 50 施設、添付表参照）については、EPRI SQUG のコースで訓練された技術者による詳細な点検を実施している。

NAPS 対応
IPEEE で評価された耐震裕度が小さいと考えられる設備については、特に専門的な訓練を受けた技術者が点検している。
JANTI/SANE ガイドライン（細則Ⅲ、C.2 節）
地震前計画で選定する重点点検の対象設備（ガイドラインの付録 1 に掲載）が該当するが、実施区分 B で重点点検を実施せずに実施区分 C の拡大点検に移行する場合には他の対象設備と同時に、同等な点検を実施することになり、点検の重要性に関する差が生じない。 → 拡大点検における重点点検対象設備については特に点検信頼性に注意することを記載する — 追記項目④—

- 構造点検：

供用中（5 年毎）の保守プログラム（構造物モニタリング）に規定された対象範囲について、コンクリート構造、鋼構造、低圧タンクの点検を実施（141 箇所）している。

- 電気品点検：

4160V、480V、120V、125V（直流）で、非常用電源、バイタル母線、蓄電池、電源のエリアを対象とし、安全関連設備は 100%の内部、非安全関連設備は遮断機を収めたキュービクルの 10-15%の内部についても点検している。

- 埋設配管：

（全長 6.9 マイルのうち 1,120 フィートがトリチウムや液体廃棄物に関連）

プラントの運転に必要な配管として、下表に示す配管を対象としている。

例えば；

- 1号機の燃料交換用水タンクに関する 100 フィートの配管全長（掘り起こし）
- クウェンチスプレイ系、RWST 関係の配管の一部、種々の口径の 10 セクション、消火系の

2セクション（掘り起こし）

- 2号機の循環水放出トンネル（含む 液体廃棄物配管）（ドレンして内部から点検）

その他、補給ポンプの運転時間計測や耐圧試験により健全性をチェックしており、ASME が要求する3年ごとの供用期間中検査を兼ねて実施している。

Tested Lengths of Buried Safety-Related Pipe (Approximate feet)			
System	Unit 1	Unit 2	Common
Service Water System(SW)	1000	450	5200
Quench Spray System(QS)	110	140	
Recirculation Spray System (RS)	160	200	
Safety Injection System(SI)	35	0	

出典：〔1〕

NAPS 対応
Hidden Damage 対策として、埋設配管の点検を重視している。
JANTI/SANE ガイドライン
日本では安全上重要な配管は岩盤上に設置されたトレンチ内にあり、直埋設の配管は存在しない。

- 地下水モニタリング（トリチウム検出の頻度増）
- サービス用水貯水池及びダム  
目視の他ピエゾメーター及び沈下測定データの分析
- サーベランステスト（1号機で448件）

上記に加え、2号機の定期燃料交換を前倒しし、原子炉内部構造物及び燃料の目視点検を実施している。

- 2号機原子炉内部構造物
- 2号機燃料

NAPS 対応
同様な設備が設置されている場合（例えば、1号機と2号機）には、代表的な設備の点検のみで判定するなど対象設備が限定されている。
JANTI/SANE ガイドライン（細則Ⅲ、C.2節、（2）項）
設備の耐震性の特色、拡大点検に平行して実施される解析評価（地震応答）から確認される耐震裕度などによって、対象の重点化が可能としている。 → 健全性解析評価の対象の重点化が必要
— 追記項目③と同様 —

**Table 1 - Summary of HCLPF Capacities Less than 0.3g (IPEEE)**

Equipment Mark Number	Equipment Description	HCLPF Capacity	Mode of Failure
1(2)-CN-TK-1	Emergency Condensate Storage Tanks	0.16 g	Overturning moment capacity – see note below
1(2)-QS-TK-1	Refueling Water Storage Tanks	0.18 g	Overturning moment capacity
1-EP-CB-04A, B, C, D 2-EP-CB-04A, B, C, D	120 V Vital AC Bus	0.19 g	Anchorage
1-QS-TK-2	Refueling Water Chemical Addition Tank – Unit 1	0.19 g	Foundation Overturning
1-CH-TK-1A, B, C	Boric Acid Tanks	0.21 g	Anchorage
1-HV-AC-1, 2 2-HV-AC-8, 9	Control Room Air Conditioners	0.21 g	Anchorage
1(2)-EI-CB-21	Sequence of Events Recorders	0.22 g	Anchorage
1-EE-SW-1H, 1J 2-EE-SW-2H, 2J	4160 V Emergency Bus	0.23 g	Relay Capacity
2-QS-TK-2	Refueling Water Chemical Addition Tank – Unit 2	0.24 g	Foundation Overturning
2-EE-BKR-RTA, RTB, BYA, BYB (Cabinets 2-EI-CB-46A, B)	Reactor Trip Breakers –(Unit 2 only)	0.24 g	Anchorage
1(2)-HV-E-4A, B, C	Heating and Ventilation Chiller Units	0.27 g	Anchorage
1-BD-TV-100A, 100C, 100E 2-BD-TV-100A, 100C, 100F	SG Blowdown Containment Isolation Valves	0.28 g	Cast Iron Yokes
1(2)-CC-P-1A, 1B	Component Cooling Water Pumps	0.29 g	Anchorage

Note: The tank is unanchored; however, the tank is enclosed in a concrete missile shield which is approximately 2" away from the tank. This 2" space is filled with Rotofoam. The Rotofoam and the concrete missile shield were not considered when calculating the HCLPF.

**Table 2 - Block Walls with HCLPF Capacity Less than 0.3g (IPEEE)**

Group	Walls	Construction	Class	Bounding Wall	SMA HCLPF (g)
5	SB-271-17 SB-271-85 SB-294-3 Turbine Building Walls	8" and 12" Thickness	III	SB-271-17	0.21

## (3) 点検結果

前記点検によっても、安全関連施設の有意の損傷は発見されなかった。

検出された損傷 (含む 誤動作)

- ・ 変圧器の衝撃油圧継電器の誤動作 (地震直後に発生したが設備には異常無し)

- ・ 原子炉格納容器建屋コンクリート壁のクラック、化粧モルタルの剥離



出典：〔15〕



出典：〔13〕

- ・ 非安全関連構築物の壁のクラック



出典：〔15〕

- ・ 使用済み燃料貯蔵キャスクの移動 (Pad 1)



出典：〔13〕

- ・ 使用済み燃料貯蔵設備（ドライキャスクの水平貯蔵）基礎部、ルーフベントカバー固定具損傷 (Pad 2)



出典：〔13〕

- ・ 復水ろ過タンクサポート台のコンクリート剥離 (タービン建屋)



Base Pedestal

Non-Safety Related  
Demineralizer  
Tanks



出典：〔15〕

- ・ 500kV 発電機昇圧トランス（予備を含め 8 台）のブッシンググリーク（工場持ち帰り修理）
- ・ 2 号機 500kV 発電機電流変換器（current transformer）ブレーカの下部ベローズサポートアーム損傷（同上）
- ・ 開閉所設備の碍子のひび割れ

#### （４）拡大点検の結果と評価

U.S.NRC は NAPS に派遣した点検チームの報告 [2] [3] 及び、VEPCO に対する質問状（RAI）の回答などを元にした設備ごとの評価を報告書に纏めている [1]。

##### a. 配管

- ・ 保温付配管は保温材を外さずに、保温材、サポートの点検、漏洩の確認を実施
- ・ スナッパー（NAPS は全てオイルスナッパーで安全関連では 1 号機 326 台、2 号機 362 台設置）の目視点検、接触の有無の確認

油量低下が発見されたスナッパー（1 号機 5 台、2 号機 5 台）の機能確認のほか一部について清掃、保守、機能確認を実施している。また NRC の RAI に応えて、1 号機の小口径 12 台、大口径 2 台について機能確認試験を実施している。その他、通常定検査の項目を実施。

- ・ アンカー移動が大きく、損傷が懸念される代表的な配管溶接部の NDE（PT、MT）
- ・ 51 か所の配管サポートのアンカーボルト 316 本のトルクチェック

5 本が仕様を満たさなかったが地震の影響ではないと判定、またスプリングハンガーのクランプのボルトに緩み 1 本が発見された程度で、配管は NP-6695 を満足していると判定。

VEPCO は一次冷却材配管代表例（1 本）について観測された地震動（設置位置の高さで修正）を用いた応答解析を実施し、応力は DBE 以下であり、LBB の条件を満足していると判定。



100 ft of safety-related buried pipe visually inspected with wall thickness verified by Ultrasonic Testing

出典：[15]

##### b. 構造評価（機械設備及びコンクリート構造物）

- ・ 格納容器(内部鋼構造、大型構造のサポート、ペネトレーションを含む)の目視による外観検査

(高所はクレーン及びバスケットを利用)を実施

- ・ 圧力容器 (1、2号機)、蒸気発生器 (2号機)、RHR 熱交換器 (2号機) の目視点検
- ・ サービス水貯水池のピエゾメータや沈下計、水位に異常はなく (地震による沈下は 0.25 インチ程度) 目視によっても外観、形状の異常は見られなかった。
- ・ 使用済み燃料貯蔵プール構造物は水中カメラによる目視点検、漏えい率測定を実施した。
- ・ 構造物間のギャップ (2 インチ以上) のチェックを行った

RC 構造 (格納容器内部構造物など) に微小なクラック程度の損傷及び前述のサポートアンカーボルトの緩みが発見された程度で、問題はないとしている。

#### c. 核燃料

NAPS は 1、2号機ともに AREVA 社の Advanced Mark-BW 型の燃料を装荷していた。NRC は NAPS (9月 19-22日) 及び WH Rockville (10月 18日) の 2度の調査を実施している (検査内容レビュー、燃料支持格子の座屈、強度、変形許容値などの調査と観測された地震動による荷重の推定評価)。



Visual inspection of RCCA hubs

出典 : [15]



Examination of underside of  
a mid-span mixing grid

出典 : [15]

地震前の状態は、1号機に 2体の燃料リークがあったが 2号機の燃料にはリークはなかった。地震後に 2号機の燃料交換 (22 サイクル) 停止を前倒して燃料の点検を実施した。全数の燃料を目視し、一部についてはビデオカメラによる目視を行ったが燃料格子の座屈などの損傷は発見されなかった。

燃料本体のほか、制御棒のガイド等についても目視及び挿入性に関する試験を実施している。

#### d 原子炉一次系

蒸気発生器逃し弁の作動試験、2号機の 90 台の逃し弁 (このうち 1 台の加圧器安全弁、5 台の主蒸気安全弁が発電所外で試験) の異常は見られなかった。一次系について 2号機の定期点検に実施する供用中検査も実施されている。地震時に運転された安全注入ポンプ、余熱除去系についても点検されたが異常はみられなかった。蒸気発生器の試験では 3 本のチューブの減肉、2 種の異物が発見されたが地震との関連は無いと結論された。炉内構造についても損傷は見られないが、特に地震荷重が流れるラグなどの地震時の余裕が議論された結果、影響はないと判断されている。

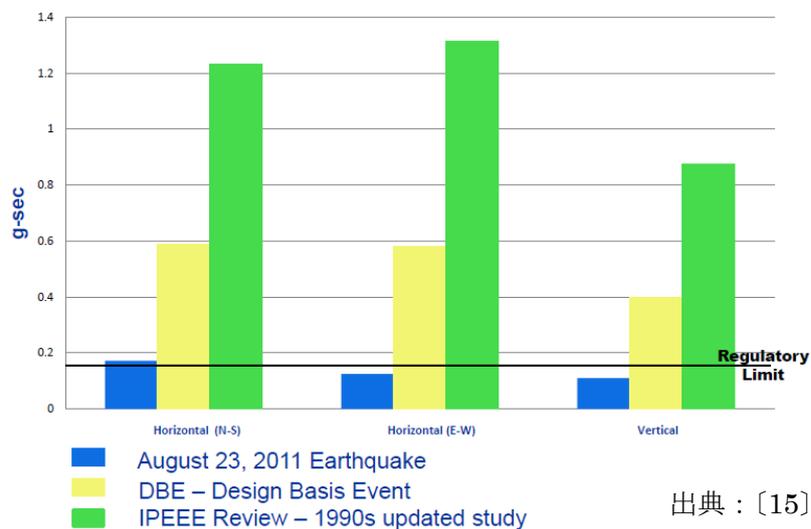
その他、ポンプ及び弁の機能（サーベランステスト）、格納容器の隔離弁と貫通部、換気空調設備（中央制御室）、計装制御系、電気設備（配線）、制御盤、電源系統、新燃料、使用済み燃料の貯蔵設備などについて、個々に地震の影響がないとの見解を示している。

### Hidden Damage の評価

特に注目されるのは解析を実施しない場合の Hidden Damage 評価であり、VEPCO の報告の中で、①非安全関連設備の損傷も僅かであること、②2007 年新潟県中越沖地震（NCO）の柏崎刈羽原子力発電所に対する EPRI の評価が参考となること（EPRI のパネルで指摘した設備に対する東京電力の検査結果など）、③NCO に比べて NAPS の CAV は 1/6 であることから安全関連施設の損傷（Hidden Damage）は発生していないと説明し、また、サーベランステストにおいて温度計測（変圧器、蓄電池など）などを行うことで安全性は確認できるとしている。尚、埋め込み配管の Hidden Damage については、配管の一部を掘り起こすなどで対応し、設備の性能試験で振動計測、潤滑油、温度などを計測、配管及び支持構造物の非破壊検査を実施している。

VEPCO は、耐震設計がされていない非安全関連施設にも地震による有意な損傷はなく、本来は「0」と評価される ESDS を「1」として拡大点検を実施して「0」であること確認しており、「0」であることから、地震動の影響は無いと判断されること、また、地震動指標 CAV は一般産業施設の損傷発生レベルとして極めて保守的に決定された 0.16G-sec（RG 1.166）を NS 方向のみで 10%しか超えていないので、安全関連施設の損傷（Hidden Damage を含め）は考えられず、点検結果とも一致していることで健全と判断している。

## CAV Comparisons: Regulatory Guide Slightly Exceeded in One Dimension



### NAPS 対応

点検結果と地震動指標（ESDS 及び CAV）によって総合的な健全性評価を行っている。

### JANTI/SANE ガイドライン

ESDS は地震動指標の一つ（原子力発電所に適用する震度に相当）と考えられている（IAEA）ことから地震動指標としての ESDS の検討を継続実施する必要性を検討する。

## 耐震余裕に関する Dominion の主張

Dominion (VEPCO) は、NAPS の地震に対する余裕の大きいことの背景として、下記を説明している。

- 建物内は地震動の応答スペクトルが小さくなるため、建物内の安全設備は保守的となっている
- 応答スペクトルは「有効な加速度値（単発のピークではなく、数回発生する加速度）」で評価すべきであり、近地地震では 1/2 程度となる筈である（Newmark の NUREG/CR-0098 を引用）
- 設計では LOCA の事故荷重を組み合わせで評価している
- IPEEE では 0.3G をアンカーとする応答スペクトルで評価している（DBE は 0.12G）

## 6. 原子炉再起動の判断

拡大点検の結果から ESDS が 1 以下（本来は 0 であるが、安全側に 1 として拡大点検を実施）であることが確認され、NRC は EPRI NP-6695 に従って再起動の準備が整っていると判断した旨のレターを 11 月 11 日に発行し [1]、それと同時に Confirmatory Action Letter によって長期対応（「実施区分 D」に相当）での実施項目を VEPCO に約束させている [2]。

3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震に関連して、NRC は 2011 年 9 月 9 日付けの SECY-11-0124 の直近の対応要求で GI 199 に従い、全プラントについて耐震設計の余裕検討を要求しており、NAPS にもそれが適用される（再起動の条件とはしない）。

以上により、VPECO は翌日から原子炉再起動の準備に入り、11 月 26 日に 1、2 号機ともに定格運転を達成した。

長期対応の実施項目とその実施期限〔2〕

No.	実施内容	完了期限
1	EPRI NP-6695, 6.3 節に記載された Long-term Evaluation の実施。異常が発見された場合は、是正措置及び状態の評価。	2013 年 4 月 30 日
2	震源と断層とサイトの相対位置による地震動の影響の特性解明の計画立案と NRC への情報提供	2012 年 3 月 31 日
3	最新の安全評価最終報告書 (UFSAR) の改訂 (下記を記載) :	
	・ 2011 年 8 月 23 日の地震事象の記録	2012 年 4 月 30 日
	・ RG1.167/EPRI NP-6695 に従い実施した評価と耐震解析の概要	2012 年 4 月 30 日
	・ 耐震余裕を生み出す設計コントロール (例、Seismic Margin Management Plan)	2012 年 4 月 30 日
	・ RG1.166 及び RG1.167 の North Anna 認可ベース化	2012 年 12 月 31 日
4	現行の地震計測装置及び中央制御室表示の更新並びに自由地盤の地震計測追加。地震計測盤電源の無停電化 (蓄電池によるバックアップ) 及び耐震化 (RG1.12 訂 2 適用)。使用済み燃料貯蔵設備 (ISFSI) の地震計測追加。	2012 年 12 月 31 日 (機器の入手及び定検日程による)
5	IPEEE で HCLPF が 0.3G 以下と評価された機器の再評価と改善の要否検討	2013 年 3 月 31 日
6	原子炉内部構造物の長期的信頼性確保に向けた追加評価又は点検計画の立案 (NSSS 製作者と共同)	2012 年 2 月 29 日
7	2011 年 8 月 23 日の地震についての計算荷重と現在の LBB 解析との比較実施と結果報告	2013 年 3 月 31 日
8	NRC が承認する最新の材料信頼性プログラム (MRP-227) 改訂版に従って、North Anna の点検を実施する。	2013 年 3 月 31 日の MRP-227 の検査計画による
9	現在の時間限定経年変化解析 (TLAA) の有効性を定量的に説明するか、2011 年 8 月 23 日の地震の条件で再評価する。	2013 年 3 月 31 日
10	2011 年 8 月 23 日の地震の影響を考慮した長期「耐震余裕マネジメント計画 (SMMP)」を計画する。実際に観測された時刻歴波形に基づく床応答曲線 (ISRS) を用いて地震影響による設備変更を評価するように設計変更プロセスを改訂する。	2011 年 12 月 31 日
	NRC が推奨している福島第一タスクフォースで実施する検討と同種のため不要とする場合は、30 日前に NRC に文書で通告する。	—

(No.2 の詳細内容は不明であるが、EPRI NP-6695 では、観測された地震動が設計基準を超える場合でも、地震ハザードの見直しは要求されていない。)

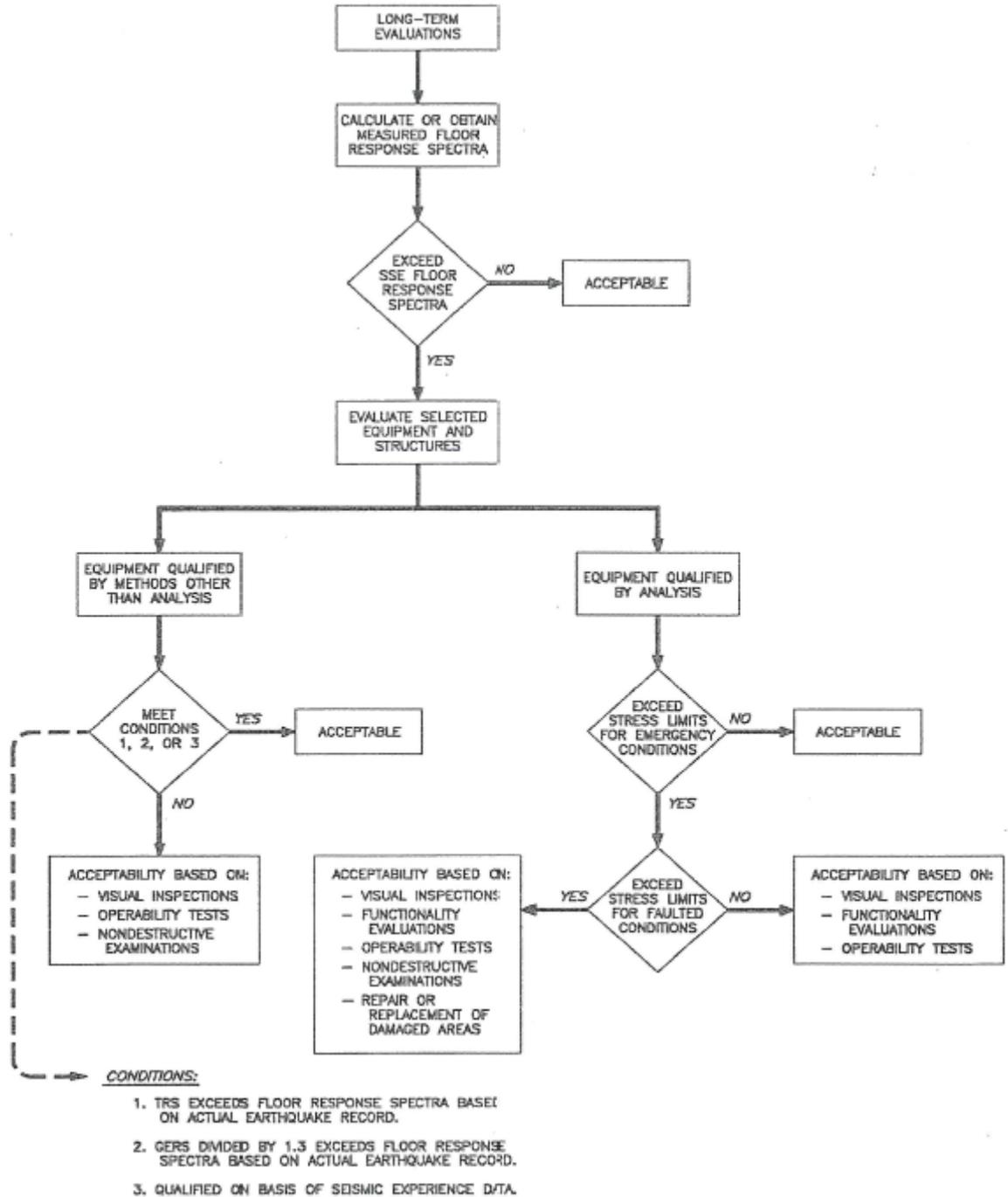


Figure 6-1. Flow Diagram of Long-Term Evaluations and Acceptance Criteria 出典：[14]

(EPRI NP-6695 と同一内容のフロー図を ANSI/ANS-2.23-2002 でも引用しており、日本語訳については参考資料 [12] 参照。)

## 7. 実績工程

### 〔実施区分 A〕

8月23日 午後1時51分(ET) バージニアに地震発生  
U.S.NRC : NAPS に対して Monitoring Alert 発令

8月24日 U.S.NRC : 地震評価継続

8月26日 2号機冷温停止

### 〔実施区分 B〕

8月29日 U.S.NRC : Augmented Inspection Team を NAPS に派遣  
8月30日作業開始、10月3日作業完了、10月31日チーム報告書提出

9月2日 外部有識者を含む専門家チームによる点検、レビュー

### 〔実施区分 C〕

9月7日 U.S.NRC : FSRC(Facility Safety Review Committee)の安全停止系統運転性承認

9月7、8日 U.S.NRC : VEPCO と発見事項(地震記録など)、地震後の対応について協議

9月8日 第1回パブリックミーティング(Rockville)  
VEPCO から U.S.NRC への報告(地震観測結果など)  
(以降、U.S.NRC はサイト近傍で2回、NRC 本部で2回、計4回のパブリックミーティングを開催)

9月12-15日 2号機原子炉開放点検(定期燃料交換作業)

9月15-17日 2号機燃料搬出

9月17日 VEPCO から U.S.NRC に報告書提出(地震応答の概要報告及び再起動計画)

9月17-30日 2号機保守

9月18-20日 1号機 ESF 機能試験完了、FSRC 起動アセスメント

9月19-22日 U.S.NRC : 第1回燃料点検監査(於 NAPS)  
(燃料検査スコープ及び手順、評価基準の討議及び立会)

9月22日 1号機格納容器閉鎖、モード4準備完了

10月1-2日 2号機燃料再装荷

10月3日 第2回パブリックミーティング(Mineral)  
(U.S.NRC : AIT チーム報告 「安全関連設備の機能は保たれている」)

10月2-6日 2号機原子炉復旧

10月5-14日 U.S.NRC : 追加的チーム検討  
再起動評価(Restart Readiness Inspection) チーム  
10月5日開始、11月7日終了、11月30日チーム報告書提出

10月6-13日 2号機 ESF 機能試験完了、原子炉格納容器閉鎖、FSRC 起動アセスメント

10月13日 2号機 モード4準備完了

10月18日 U.S.NRC : 第2回燃料点検監査(於 ウェスティングハウス Rockville)  
(ウェスティングハウス及び AREVA の解析結果レビュー)

10月21日	第3回パブリックミーティング (Rockville) (VEPCO から U.S.NRC への報告「100,000 時間の検査結果として、設計規 準を超えていたが大きな損傷はなし」)
11月1日	第4回パブリックミーティング (Louisa County) U.S.NRC：再起動準備の検査チーム報告 VEPCO：「機能の損傷はなく、再起動準備が整っている」
11月7日	U.S.NRC と VEPCO 間の再起動評価チーム終了報告 (報告書提出は 11月30日)
11月11日	U.S.NRC 報告書： 「再起動可能」
11月11日	原子炉再起動開始
11月15日	1号機併入
11月17日	1号機定格運転
11月21日	2号機併入
11月26日	午前3時22分 2号機定格運転 (2号機の遅延原因は 電気コネクターのトラブル)

#### 発生費用など

Dominion 社の報告によれば；

人工：100,000 人・時間

費用：2,100 万ドル

#### 8. まとめ

設計時の想定を超える地震動に遭遇し、世界で初の PWR の中性子束変化率による原子炉スクラム及び変圧器の保護リレーの誤作動による外部電源喪失が発生したにも拘わらず、地震発生後3ヶ月で原子炉2基が再起動している。この期間内には EPRI NP-6695 による拡大点検に加え、2号機の定期燃料交換を前倒した燃料体の点検、安全上重要な直埋設配管を掘り起こした点検（わが国には該当する配管はない）が含まれており、効率的な点検による健全性評価が実施されている。

ノースアンナ原子力発電所は地震活動度が低いとされる米国東部に位置しており、地震発生直後の対応では地震計測の不備により EPRI NP-6695 の要求を満たすことができず、また、点検の手順書整備及び点検要員の教育・訓練を地震発生後に急遽実施するなどの改善必要事項も散見される。しかしながら、EPRI が 1989 年に発行し、U.S.NRC が 1997 年にコメントしていたガイドラインが存在したことで、地震影響（健全性）の評価及び原子炉の再起動の手順が明確であり、事業者の実施区分 B 以降（原子炉冷温停止以降）の点検作業は円滑、効率的に計画性をもって実施されている。また規制側も健全性点検評価の手順書レビュー及び重点的な点検作業の立会いという役割を計画的に実施し、再起動に至る安全性の判断を明確に且つ効率的に実施している。民間規定である EPRI NP-6695 が有効に活用され、地震に遭遇した原子力発電所の安全な運転への寄与は極めて大であったと評価される。

JANTI/SANE ガイドラインは、EPRI NP-6695 及び近年のわが国の地震経験を反映した IAEA Safety Report 66 の最新の知見を反映したものであり、地震後の原子力発電所の安全性、健全性評価をより確

実に実施できることが確認された。一方、ノースアンナの事例からは新知見や参考とすべき対応も散見されており、下記の追記が提案される。

○ 新知見

- ・ PWR の地震時中性子束変化率高による原子炉自動停止 (参考例記載) (追記項目①)
- ・ 外部電源喪失時の中央制御室地震モニター表示不能 (電源構成の注意) (追記項目②)

○ 参考となる対応

- ・ 拡大点検における、重点点検対象設備の扱い (点検における重要度の認識) (追記項目④)

また、JANTI/SANE ガイドラインでは、健全性評価の信頼度を高めることを目的とし、EPRI NP-6695 では原子炉の再起動後に実施する健全性解析評価を原子炉起動前の拡大点検に併行して実施することとしている。この解析作業は、NAPS が実施しているように地震動の特性に関する指標 (CAV など) をマクロに評価することで代替出来る可能性がある。また、EPRI NP-6695 で地震影響評価の指標としている ESDS (ANS 規格では EDIS) は原子力発電所設備に特化した震度階といえるものであり、これらの指標を有効に利用することで、より効率的な健全性評価が可能となると考えられる。これらは将来課題として今後も検討を継続し、適宜反映していくことが望まれる。 (追記項目③)

更にノースアンナ原子力発電所の事例は、地震発生に備えた事前計画の重要性を教えてくれている。これに関連しては、①地震動計測装置の性能及び設置条件 (設置場所など)、②ウォークダウン、重点点検、拡大点検の点検者用の手順書の整備、教育計画策定と訓練の実施が今後の重要な課題と考えられる。

(主要参考資料)

- 1 U.S.NRC, “North Anna Power Station, Unit Nos. 1 and 2 – Technical Evaluation of Restart Readiness Determination Plan (TAC Nos. ME7254 and ME7255)”, Nov. 11 2011, U.S.NRC ADAMS Acc. No.ML11308B406
- 2 U.S.NRC, “Confirmatory Action Letter Regarding North Anna Power Station, Unit Nos. 1 and 2, Long-Term Commitments to Address Exceeding Design Bases Seismic Event (TAC Nos. ME7254 and ME 7255)”, Nov. 11 2011, U.S.NRC ADAMS Acc. No. ML11311A201
- 3 U.S.NRC, “North Anna Power Station – Augmented Inspection Team (AIT) Report 05000338/2011011, 05000339/2011011, 07200016/2011001, and 07200056/2011002”, Oct. 31 2011, U.S.NRC ADAMS Acc. No. 113040031
- 4 U.S.NRC, “North Anna Power Station – NRC Restart Readiness Inspection Report 05000338/2011012, 05000339/2011012”, Nov. 30 2011, U.S.NRC ADAMS Acc. No. 113340345
- 5 Dominion, North Anna Update, Dec.1 Update – North Anna nuclear units back at full power, Dominion news release, Dominion Home Page, Dec. 1 2011
- 6 VEPCO, “Virginia Electric and Power Company (Dominion), North Anna Power Station Units 1 and 2, North Anna Independent Spent Fuel Storage Installation, Summary Report of August 23, 2011 Earthquake Response and Restart Readiness Determination Plan”, Sep. 17 2011, U.S.NRC ADAMS Acc. No. ML11262A151
- 7 VEPCO, “Virginia Electric and Power Company, North Anna Power Station Units 1 and 2, Post-Earthquake Restart Readiness Determination Plan, Status Update”, Sep. 27 2011, U.S.NRC ADAMS Acc. No. ML11272A129
- 8 Dominion, “North Anna Power Station Restart Readiness”, Oct. 21 2011 Briefing, U.S.NRC ADAMS Acc. No. ML11294A415
- 9 VEPCO, “North Anna Power Station Restart Readiness”, November 1st Public Meeting
- 10 U.S.NRC, “Technical Evaluation by the Office of Nuclear Reactor Regulation Related to Plant Restart after the Occurrence of an Earthquake Exceeding the Level of the Operating Basis Earthquake and Design Basis Earthquake”, November 11,2011,
- 11 VEPCO, “Virginia Electric and Power Company (Dominion) North Anna Power Station Units 1 and 2, Root Cause Evaluation Dual Unit Trip Following the August 23, 2011 Earthquake”, Oct. 12 2011, NRC ADAMS Acc. No. ML11290A170
- 12 07 基構報-0007、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
- 13 Dominion, “Overview of 08/23/11 Earthquake Response and Restart Readiness Demonstration Plan”, U.S.NRC ADAMS Acc. No. ML11252A006
- 14 EPRI NP-6695, “Guidelines for Nuclear Plant Response to an Earthquake”, EPRI, December 1989
- 15 Dominion, North Anna Power Station Seismic Event, Public Meeting Between NRC and Dominion, Mineral, VA, November 1, 2011

(ANS規格では EDIS : Earthquake Damage Intensity Scale と称されている)

表 7-1 原子力発電所施設の地震損傷強度尺度(EDIS)(マトリックス形式)

EDIS レベル	一般的記述	構造物		配管		その他の機器(a)			非耐震設計設備の損傷指標				
		非耐震 民間施設	耐震設計 (b)	非耐震設計	耐震設計 (c)	低圧貯蔵 タンク	電線管及 びダクト	アンカー 固定され た機器と 電気機器 と機械 機器	ワイヤ 吊り天 井	アンカー 固定され ない機器 (書棚、キャ ビネット、保 管ラック)	クレーンと エレベータ	振動モニ ター機器 と振動検 出器 (d)	屋外閉鎖所の機器
0(e)	安全関連耐震設計機器に損傷または被災無し。非耐震機器と構造物の一部に損傷が発生	窓、漆喰及び非補強レンガ壁の一部に割れ	損傷無し	損傷無し	損傷無し	損傷無し	損傷無し	損傷無し	天井板の一部が変位	一部傾き。内容物が飛び出す	損傷無し	独立した振動計のうちの1つがトリップ	数個の分離型磚子の損傷。磚子型空気遮断器(≧220kV)のガスケットが変色しセラミックサポートが損傷する可能性あり
1(f)	安全関連耐震設計機器または構造物に損傷無し。非耐震の民間の建物、窓、非補強のレンガ積みの中に広い被災[割れ、脱落等]	窓、漆喰及び非補強レンガ壁の一部に割れ	損傷無し	保温材の一部にこすれや変形	損傷無し	非耐震タンクに軽微な損傷	損傷無し	損傷無し	天井板の一部が落下	全面的傾き一部転倒	重大な損傷無し。エレベータのバランスウェートの一部がガイドから飛び出す	多くの振動計がトリップ。	高圧用磚子の一部(25%)損傷。低圧用磚子に損傷無し。磚子型空気遮断に軽微な損傷。変圧器の緊急圧カススイッチのトリップ。レールから外れる。アンカー固定されていない変圧器のバッド上の移動
2(g)	安全関連耐震設計機器及び構造物の永久変形(ひび割れ)の1件以上の発見	部分的損傷。補強されていない住宅壁のレンガ積み壁の脱落	耐震設計レベルに応じて、壁の一部ひび割れがみられる。補強されていない居住建物のレンガに巾の広い割れが発生	一部永久変形。保温材に全般的損傷。フランジ継手しネジ継手一部漏えい発生	一部永久変形。保温材に全般的損傷	壁の一部永久変形。非耐震タンクの一部漏えい。アンカー固定されていない物は基礎上一部移動	サポートの一部永久変形	ラグなしアンカーの一部に軽微な損傷	全面的損傷	全面的転倒、床の上を移動	50%程度の数のエレベータのバランスウェートがガイドレールから飛び出す	リセットが必要な多数のトリップ又はアラーム	高電圧磚子の50%が損傷。低電圧磚子の一部に小破損。磚子型空気遮断機に著しい損傷レール型変圧器の一部がレールから外れる
3(h)	安全関連機器配管サポート及び構造物の永久変形(明らかな証拠、土木構造物の著しい損傷)	民間構造物に激しい損傷損壊。産業構造物に軽微な損傷。補強されていない住宅の煉瓦やブロック壁の脱落や損傷	カテゴリ1の構造物中の軽微な損傷。コンクリート壁の塊状の脱落。構造用鋼製継手の永久変形	フランジ及びネジ込み継手からのかなりの漏えい。機械式継手の一部破断。一部の配管サポートの損傷。地下の非溶接配管の前面的損傷	サポートの一部永久変形及び損傷。フランジ及びネジ込み継手からの漏えい	全面損傷。内容物の喪失	サポートの一部損傷。隣接構造物/機器の衝撃の痕跡。接続部でのケーブルのかなりの損傷	一部永久変形と一部のアンカーが損傷	全面的損傷	全面的損傷、床上の移動	エレベータのバランスウェートが前面的にガイドレールから外れる。クレーンがレールから外れる可能性有り(停止位置による)	リセットが必要な多数のトリップ又はアラーム	高電圧(≧220kV)機器に大巾(70%)な損傷。低電圧機器に軽微な(25~50%)損傷

- (a) 一般的に耐震設計していない機器に適用。
- (b) 一般建築基準(the Uniform Building Code)に従い設計。
- (c) 最小限 0.2g の静的水平荷重により設計。
- (d) 予め設定した限界点に達したときに警報やトリップ信号を出して回転機器を停止させるために設計された、変位、速度又は加速度を計測する機器。
- (e) 耐震設計された構造物や機器は損傷なし。ワイヤ吊り天井板は、多少移動[又はその移動の結果変形]。側部補強又はアンカー固定されていない書棚やファイルキャビネットの傾きや移動により、内容物(図書、書類、小物)が飛び出す。事務棟、倉庫、及び売店等の民間基準により設計された耐震設計されていない構造物の窓、漆喰、及び無筋の煉瓦壁の一部ひび割れ。耐震設計されていない振動モニターや振動検出器の幾つかがトリップする。
- (f) 耐震設計された構造物や機器は損傷なし。ワイヤ吊り天井板の何枚かが落下。側部補強又はアンカー固定されていない書棚、ファイルキャビネット及び保管ラックの全面的な傾きと一部傾転、タービン建屋等の民間基準により建設された建屋の窓、漆喰、煉瓦積み及びコンクリートの巾広いひび割れ。構造物の一部に耐震設計していない保管の保温材の一部にこすれや変形。耐震設計していない振動モニターやセンサーのトリップ。
- (g) 窓ガラスの破損と散乱。設計条件や耐震裕度に拠るが、耐震設計構造物の壁に巾の広いひび割れが発生する可能性がある。配管のフランジ接続部やねじ込み継手の一部に漏えいが発生する可能性がある。移送系統(電線管、配管及びダクト)の一部に永久変形を生じる。配管保温材の損傷が多数例見出される。ワイヤ吊り天井やワイヤ吊り照明設備が全面的に損傷。固定されていない書類ケース、保管ラック、ファイルキャビネット及び備品類の全面的な転倒。無筋の煉瓦積み、タイル、及びブロック壁の脱落。一般構造物の一部損壊。リセットが必要な耐震設計していない振動モニターやセンサーのトリップ及び振動アラーム。固定されていない機器の基礎上で移動とタンク壁の一部の永久変形及び内容物の漏えい。耐震設計していないタンクからのかなりの量の漏えい。
- (h) 耐震設計の有無に関係なく構造物の壁からのコンクリートの一部の塊状の脱落や構造用鋼製継手の永久変形。耐震設計構築物の中の補強されていない煉瓦やブロック壁の全面崩壊。耐震設計していない電線管、特に建屋の境界部または境界部近傍でのケーブルの破断。耐震設計していない配管、ダクト及び電線管の永久変形と伸び。一部の機器アンカー部材の損傷。一般構造物の激しい損傷と破壊。一般産業施設の限定的損傷。耐震カテゴリ I に相当する構造物の軽度の損傷。磚子の巾広い損傷。瓦礫等による移動の制限。耐震設計の有無に関係なくタンクが全面的に損傷。耐震設計されていない地下の非溶接鋼製配管の全面的に損傷。

#### 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て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<sup>(1)</sup> (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、大きな余裕を見込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（荷重の不確実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 にて検討を実施した。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た。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、振動試験など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た。

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、繰り返し予び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た。

本章では、評価基準 WG、疲労・材料試験 WG の H22 年度の活動成果を中心に紹介する。

##### 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た。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<sup>(2)</sup>、配管の弾塑性挙動試験、FEM による弾塑性解析評価<sup>(3)</sup>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）を検討した。H21 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  $IV_A S^{(4)}$ 、ASME 規格の Level D<sup>(2)</sup>) 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  $III_A S$  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  $III_A S$  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。4.2に示す疲労試験、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。この規格については NRC との間で多年にわたる議論が行われてきたが、2011年には NRC にも受け入れられた。ASME Level C における1次応力評価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た。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<sup>(3)</sup>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た。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。この研究は、震災の影響で当初の計画を大幅に見直したが、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、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を目的に実施されている。

#### 4.1.3 新評価手法の構成案と検討事項

評価 WG で検討した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新たな知見をもとに、配管の耐震性評価基準、地震後の再起動評価用基準の検討を進める必要がある。

##### 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4-1 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、機器に生じうる損傷を、(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. 参4-1-1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 4-1-1 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支持構造物にあつては, 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 2) クラス1容器, クラス1管, クラス1弁及びクラス1支持構造物にあつては, 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容器にあつては, 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支持構造物にあつては, 運転状態Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ, Ⅳにおいて, 座屈が生じないこと.	
	過大な変形(座屈含む)		
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支持構造物にあつては, 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支持構造物にあつては, 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 4-1-2 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 4-1-2 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	<b>Ds</b> 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	<b>D, C</b> ①内圧の制限 ②1次応力の制限 ③支持点変位による応力の制限  <b>D(代替), C(代替)※2</b> 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
		<b>Cs</b> 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	※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 <b>C(代替)</b> の許容値は <b>D(代替)</b> 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	<b>Ds, Cs 共通</b> 1次+2次+ピーク応力の制限	

参考資料4-2 ASME 規格に関する検討

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. 参4-2-1の通り、検討課題として8課題を抽出し、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検討すべきである。

表. 参 4-2-1 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 メンバーの成果, 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、2011年6月に ASME 案を全面的に承認した。
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)とした評価では発生応力は約 46Sm ・減衰定数5%(米国規格)とした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 メンバーの成果, 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

## 4.2 配管材の疲労寿命データ拡充

### 4.2.1 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た。

#### (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強度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強度が低下する場合も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）を使った疲労累積係数評価方法（線形累積損傷則）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 一方向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

#### 4.2.2 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、疲労寿命が減少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 4.2.2-1 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <math>\epsilon_{pre} \leq 3\%</math> で影響小<sup>(1,2)</sup> (高温水中試験)</li> </ul>	
炭素鋼	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <math>\epsilon_{pre} \leq 3\%</math> で影響小<sup>(1,2)</sup> (高温水中試験)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 表面仕上げなしの場合： <math>\epsilon_{pre} / \epsilon_f \leq 0.2</math> で影響小、 予ひずみの増大に伴い疲労 強度減少<sup>(8)</sup></li> <li>• <math>\epsilon_{pre} \leq 3\%</math> で影響小<sup>(9)</sup></li> </ul>
オーステナイト系 ステンレス鋼	<ul style="list-style-type: none"> <li>• <math>\epsilon_{pre} \leq 3\%</math> で影響小<sup>(1,2)</sup> (高温水中試験)</li> <li>• <math>\epsilon_{pre} \leq 20\%</math> で <math>\epsilon_{pre}</math> に伴い疲労 限上昇<sup>(3)</sup></li> <li>• <math>\epsilon_{pre} \leq 20\%</math> で <math>\epsilon_{pre}</math> に伴い NaCl 水溶液中の疲労限上昇<sup>(4)</sup></li> <li>• <math>\epsilon_{pre} \leq 20\%</math> で <math>\epsilon_{pre}</math> に伴い疲労 限上昇<sup>(5,6,7)</sup></li> </ul>	

( ) 参考文献の番号、 $\epsilon_{pre}$  : 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<sup>(10)</sup>。
- 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 以下にまで減少した<sup>(11)</sup>。
- 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かなり減少する<sup>(12)</sup>。

#### 4.2.3 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、構造強度に影響を及ぼす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  $\epsilon_{pre}/\epsilon_f \leq 0.2$  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年度は、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、機械的性質及び疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響を検討して、以下の知見を得た。

- (6) 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て十分な裕度が確認されていることが分った。

H21年度は、日本溶接協会 LCF 小委員会を中心に、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℃)条件におけるデータの拡充を図り、疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみと平均ひずみ(ラチェット)の影響を検討した。その結果、以下の知見を得た。

- (7) いずれの鋼種、温度(室温と300℃)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) の影響は小さく疲労寿命は線形累積損傷則を用いて評価できることが分った。
- (8) 一方向変形を伴う疲労の場合でも、累積ひずみが数十%以下であれば低サイクル疲労寿命を疲労累積係数と延性消耗量の和で評価できることを明らかにした。

#### 4.2.4 H22年度の成果

本年度は、昨年度に引き続き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

繰返し予ひずみ材のデータをより広範囲に拡充するために、 $10^5$ 回を目標破断繰返し数とした繰返し予ひずみ材の荷重制御の高サイクル疲労試験を実施した。

##### (a) 試験方法

試験片形状を図 4.2.4(1)-1 に、試験機を図 4.2.4(1)-2 に示す。試験には、油圧サーボ疲労試験機(容量 100kN)を用い、室温・大気中で実施した。高サイクル疲労

試験は荷重制御で行い、ロードセル（LC）によって荷重を測定した。また、図 4.2.4(1)-2 に示すように、直径変位計により予ひずみ付与時と疲労試験中の試験片の直径を計測した。繰返し予ひずみは、疲労累積係数  $UF_{pre}$  が設計・建設規格の設計疲労曲線(DFC)に一致する条件と、材料の最適疲労曲線(BFC)に対する疲労累積係数が 0.2 となる条件とした。なお、予ひずみ付与時の砂時計型試験片の軸方向真ひずみ  $\varepsilon_{Taxis}$  は、試験片の直径変化から弾性のポアソン比  $\nu_e = 0.5$  を仮定して次式で換算した。

$$\varepsilon_{Taxis} = -2 \cdot \ln\left(\frac{d}{d_0}\right) \quad (4.2.4(1)-1)$$

ここで、 $d_0$  は試験前の直径、 $d$  は試験中の直径である。 $\varepsilon_{Taxis}$  に含まれる弾性ひずみは 60%程度に過小評価されている。

一方、疲労寿命中期の応力-ひずみのヒステリシスループを評価したところ、シェークダウン状態に近く弾性ひずみの影響が無視できないことが分かった。このため、疲労試験中に測定した試験片の直径の変化から軸ひずみへ換算する際には、下記の ASTM E606-92(1998)<sup>(16)</sup>の式を用いて、弾性ひずみも考慮した軸ひずみ  $\varepsilon_{Tep}$  をひずみ範囲  $\Delta\varepsilon_T$  とみなした。

$$\varepsilon_{Tep} = (\sigma_T / E)(1 - 2\nu_e) - 2\varepsilon_d \quad (4.2.4(1)-2)$$

ここで、 $\sigma_T$  は真応力、 $\nu_e$  は弾性のポアソン比、 $\varepsilon_d$  は弾性成分を含む直径ひずみであり、弾性のポアソン比を 0.3 とし、ヤング率は室温の値を用いた。

#### (b) 試験結果

試験結果を図 4.2.4(1)-3～図 4.2.4(1)-5 に示す。これらの図において、荷重制御の疲労試験に対するひずみ範囲は、式(4.2.4(1)-2) によって得られる寿命中期のひずみ範囲で整理した。また、横軸は、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り、次式を用いて計算した。

$$UF_{pre} = N_{pre} / N_{f0}、UF_{post} = N_f / N_{f0} \quad (4.2.4(1)-3)$$

ここで、 $N_{pre}$  は塑性を伴う予ひずみの繰返し数、 $N_f$  は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。さらに、図 4.2.4(1)-3～図 4.2.4(1)-5 にはひずみ制御の疲労試験結果とそのベストフィットカーブ(BFC)および Manson による以下の改良共通勾配法の予測式を併記した。

$$\Delta\varepsilon_T = 0.0266\varepsilon_f^{0.155} \left(\frac{\sigma_B}{E}\right)^{-0.53} N_f^{-0.56} + 1.17 \left(\frac{\sigma_B}{E}\right)^{0.832} N_f^{-0.09} \quad (4.2.4(1)-4)$$

ここで、 $\Delta\varepsilon_T$ はひずみ範囲、 $\varepsilon_f$ は真破断ひずみ、 $N_f$ は破断繰返し数、 $\sigma_B$ は引張強さであり、 $\varepsilon_f$ および $\sigma_B$ は材料試験から得られた値を採用した。

図 4.2.4(1)-3～図 4.2.4(1)-5 より、疲労試験結果をひずみ範囲で整理することで、 $UF_{pre} \leq 0.2$ の範囲において、負荷の制御方式や繰返し予ひずみの有無によらず、疲労寿命はいずれの鋼種も Manson の予測式とほぼ同等かやや長寿命側であり、低サイクル域から高サイクル域まで、設計疲労曲線に対して十分な裕度があることが分かる。

このように、高サイクル疲労領域の試験結果では、弾性ひずみが無視できないことから、全ひずみ範囲を用いた評価が重要であることが分かる。

(c) まとめ

供試材 SUS316NG、SFVQ1A、STS410 を用いて室温・大気中で荷重制御の高サイクル疲労試験を実施し、試験結果をひずみ範囲で整理した。その結果、 $UF_{pre} \leq 0.2$ の範囲において、試験の制御方式や繰返し予ひずみの有無によらず、疲労寿命はいずれの鋼種も Manson の予測式とほぼ同等かやや長寿命側であり、低サイクル域から高サイクル域まで、設計疲労曲線に対して十分な裕度を有することが分かった。

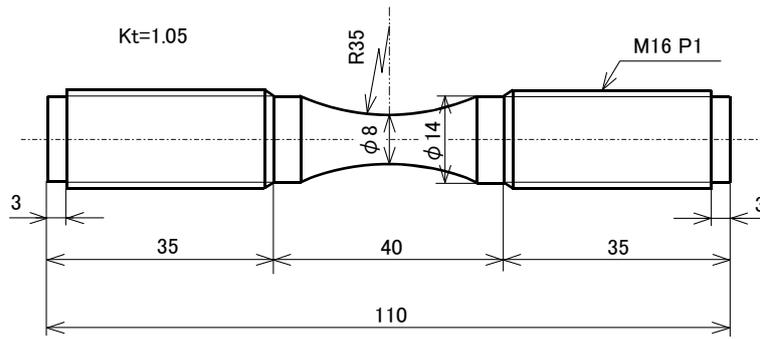
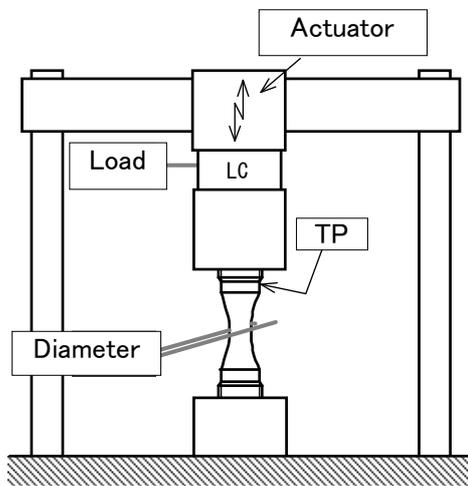
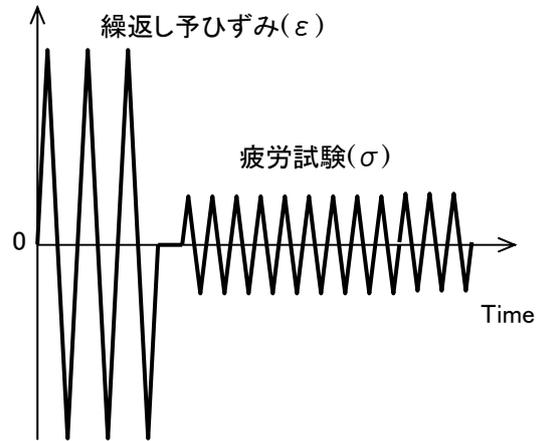


図 4.2.4(1)-1 疲労試験に用いた試験片形状



(a) 疲労試験機の概要



(b) 負荷のパターン



(c) 試験機及び試験片の外観

図 4.2.4(1)-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

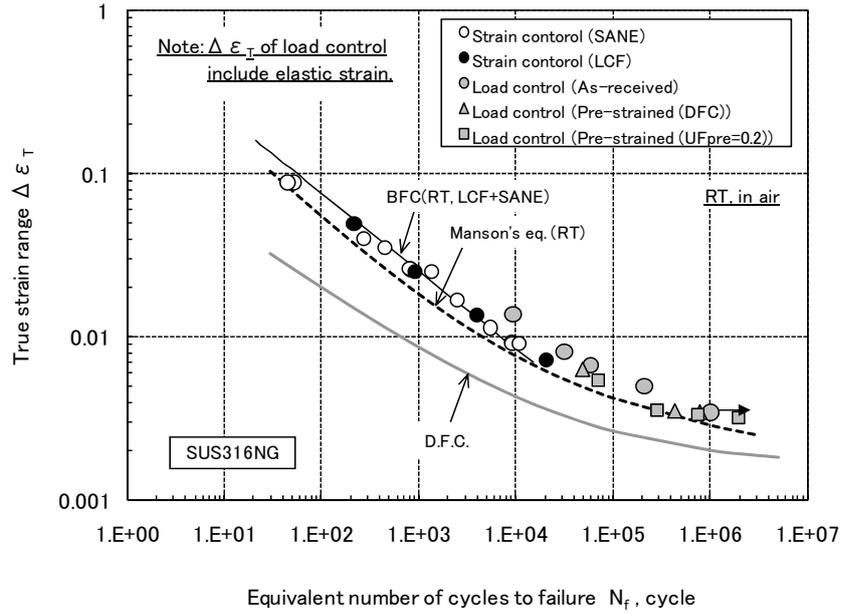


図 4.2.4(1)-3 予ひずみ付与オーステナイト系ステンレス鋼(SUS316NG)のひずみ制御と荷重制御疲労試験結果の比較

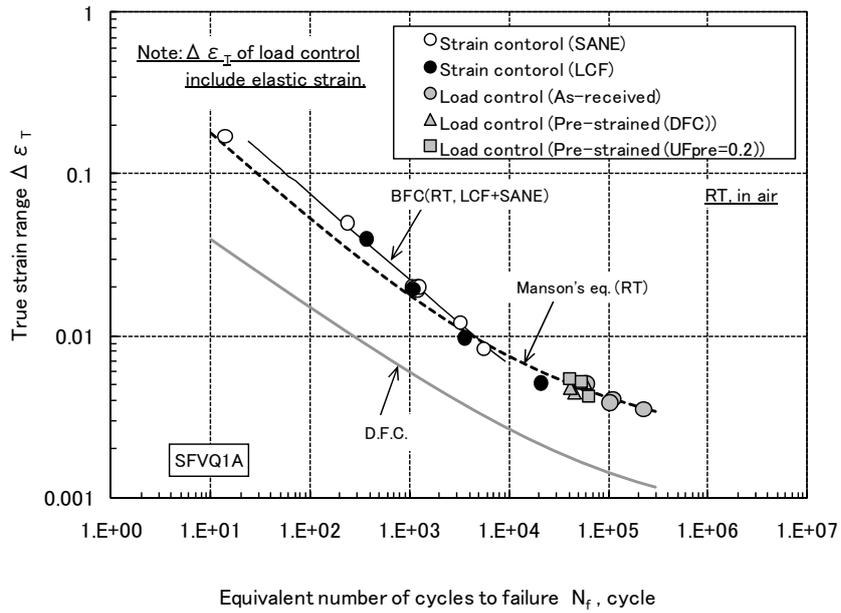


図 4.2.4(1)-4 予ひずみ付与低合金鋼(SFVQ1A)のひずみ制御と荷重制御疲労試験結果の比較

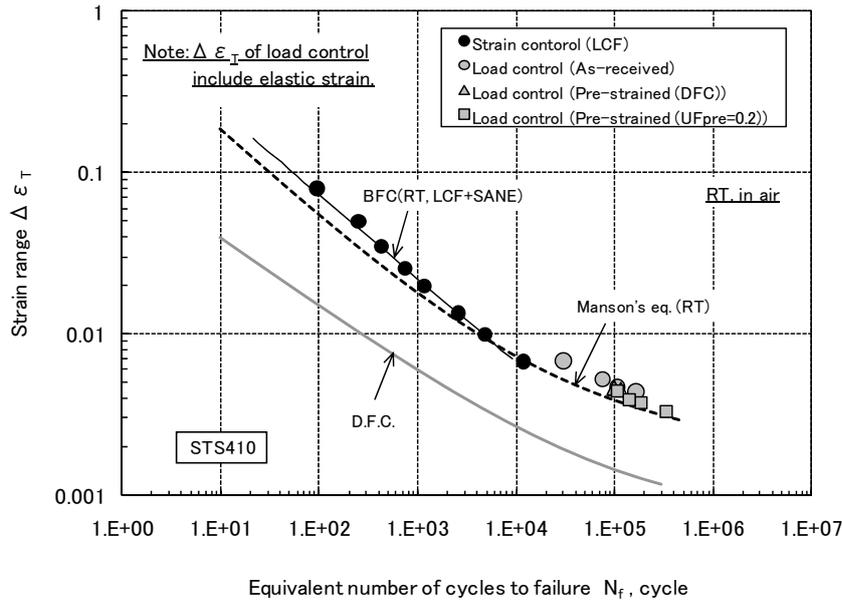


図 4.2.4(1)-5 予ひずみ付与炭素鋼の(STS410) ひずみ制御と荷重制御疲労試験結果の比較

(2) 疲労寿命に及ぼす平均ひずみ（ラチェット）の影響

平均ひずみが繰返しとともに継続的に増加する一方向累積ひずみ（ラチェット）疲労に関する知見を拡充し、地震を受けた後の再起動、運転継続時の累積損傷について検討するため、平均ひずみが一方向に増加するラチェット疲労試験を実施した。

(a) 試験方法

試験は、オーステナイト系ステンレス鋼 SUS316NG、炭素鋼 STS410 および低合金鋼 SFVQ1A について実施した。試験片は図 4.2.4(2)-1 に示す直径 10mm の砂時計型試験片とし、径ひずみを制御した。試験温度は室温および 300℃とし、ひずみ波形を図 4.2.4(2)-2 に示す 4 ケースとした。

(b) 試験結果

一方向累積ひずみ疲労試験の一部として取得された平均ひずみのない完全両振り疲労試験における疲労寿命を  $N_{f0}$  としたときの疲労累積係数  $UF (=N_f/N_{f0})$  と、破断時の一方向累積ひずみ  $\alpha'$  との関係は、ステンレス鋼、炭素鋼、低合金鋼で  $UF-\alpha'$  関係には大きな差はないとの結果を得た。

次に、一方向累積ひずみ疲労試験により取得した疲労試験データに対して、延性消耗則を用いる疲労破壊のクライテリアを適用して、試験結果を評価した。一方向累積ひずみを伴うラチェット疲労において、累積疲労損傷と延性消耗量との和が1となった時点で破壊を生じるとする累積損傷則として、

$$D_f = (N_f / N_{f0})^\alpha \quad (4.2.4(2)-1)$$

$$D_d = \epsilon' / \epsilon_{f0} \quad (4.2.4(2)-2)$$

$N_f$  : 疲労寿命,  $N_{f0}$  : 完全両振り疲労試験の寿命,  $\epsilon_{f0}$  : 破断延性,

$\alpha$  : Manson-Coffin 則における指数,  $\epsilon'$  : 破断時点での一方向累積ひずみ

としたとき、

$$D_f + D_d = 1 \quad (4.2.4(2)-3)$$

$$3D_f + D_d = 1 \quad (D_f < 0.25), \quad D_f + 3D_d = 1 \quad (D_f \geq 0.25) \quad (4.2.4(2)-4)$$

$$\sqrt{D_f} + \sqrt{D_d} = 1 \quad (4.2.4(2)-5)$$

などが提案されている。ここでは、式(4.2.4(2)-3)を用いて累積ひずみによる延性消耗量を等価な累積疲労係数  $UF$  に置き換え、 $UF$  で表示する方法を試みる。すなわち、式(4.2.4(2)-1)において、 $D_f = N_f / N_{f0}$  ( $\alpha=1$ )とし、累積疲労損傷  $N_f / N_{f0}$  とそれ以外の要因による損傷との和が1になったときに疲労破壊するという考え方から、

$$UF_{eq} = N_f / N_{f0} + D_d \quad (4.2.4(2)-6)$$

を評価する。

図4.2.4(2)-3に式(4.2.4(2)-6)により評価した等価累積疲労係数  $UF_{eq}$  と累積ひずみ  $\epsilon'$  の関係を示す。ここで、 $N_{f0}$  には、累積ひずみ疲労試験で取得したそれぞれのひずみ範囲における完全両振り疲労試験の寿命を用いた。図4.2.4(2)-3(a)より、室温においては延性消耗量を等価な累積疲労損傷  $D_d$  とする式(4.2.4(2)-6)を用いると累積ひずみ量によらず  $UF_{eq}$  は1近傍の値となることがわかる。

### (c) まとめ

室温および 300°C で一方向累積ひずみ(ラチェット)疲労試験を実施し、得られた疲労寿命データを評価した結果、一方向累積ひずみが 10%程度までは顕著な疲労寿命の低下が見られないこと、また、延性消耗量を考慮した等価疲労累積係数  $UF_{eq}$  として評価することにより、一方向累積ひずみが室温では 40%まで、300°C では 20%までは工学的判断として  $UF_{eq}$  を 1.0 と評価してもよいと判断される。

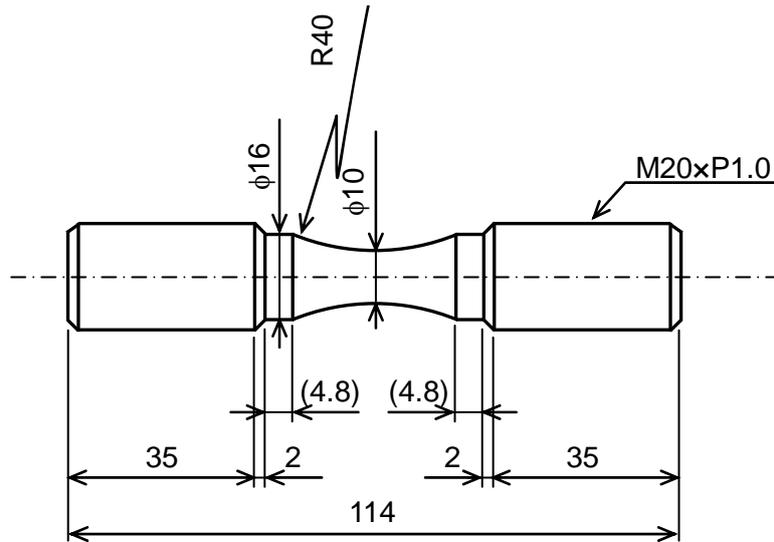


図 4.2.4(2)-1 一方向累積ひずみ(ラチェット)疲労試験に用いた試験片

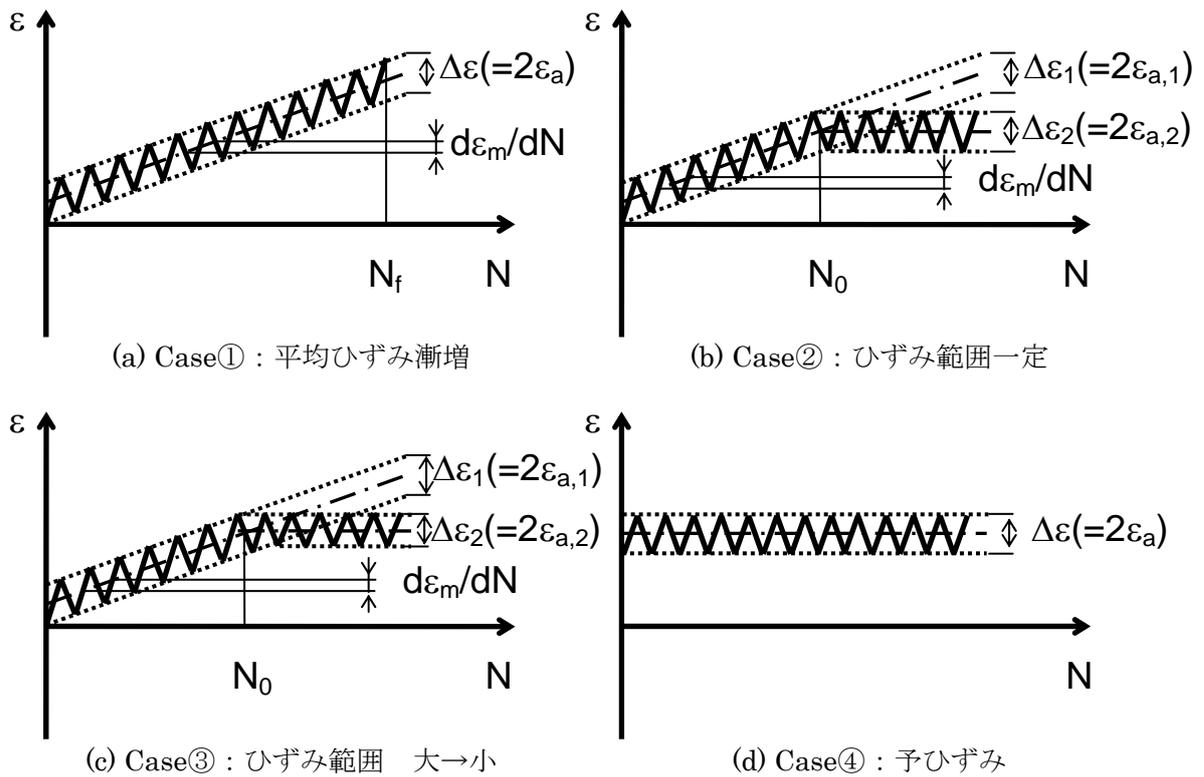
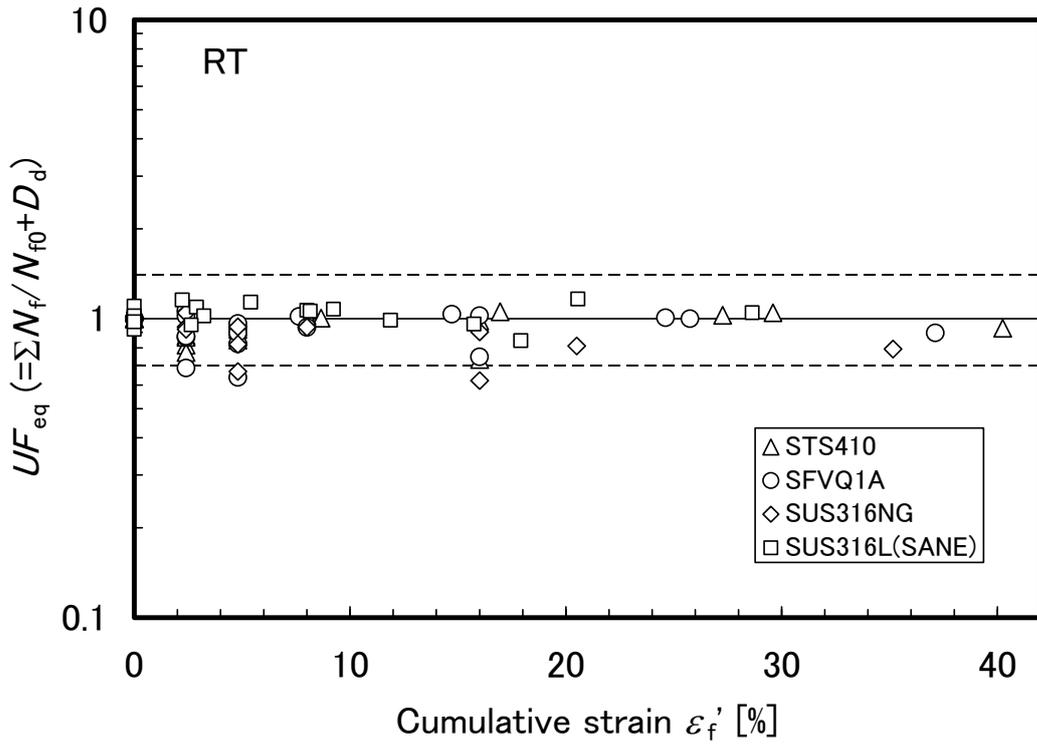
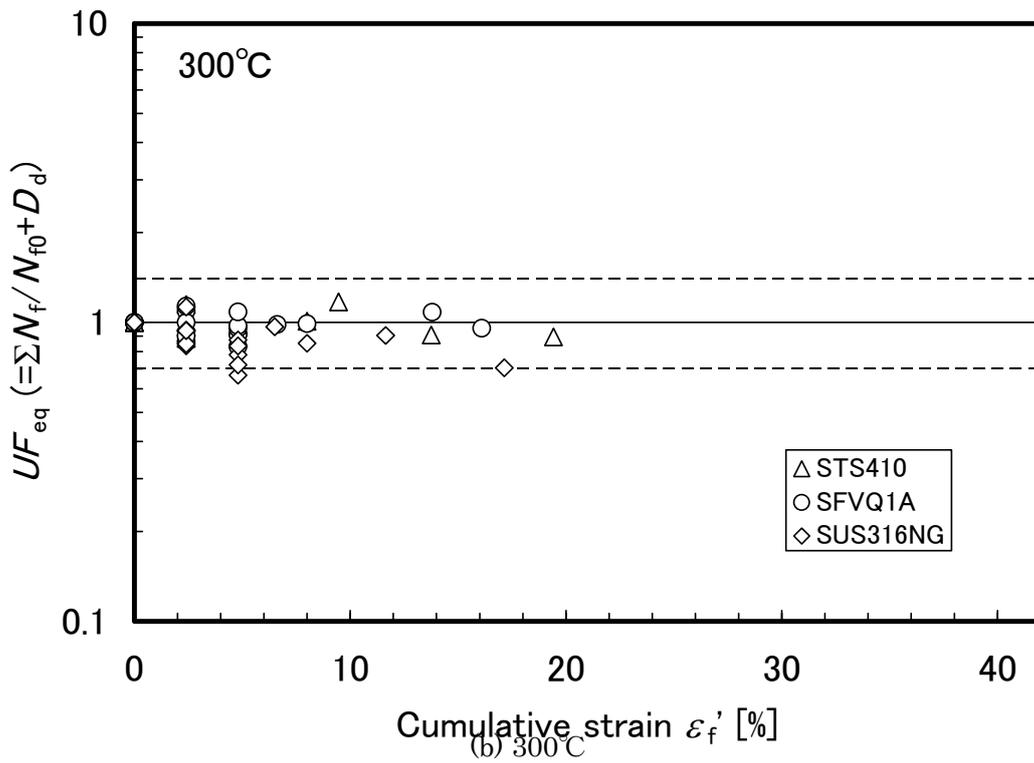


図 4.2.4(2)-2 一方向累積ひずみ(ラチェット)疲労試験に用いたひずみ履歴



(a) 室温



(b) 300°C

図 4.2.4(2)-3 等価疲労累積係数の検討結果( $UF_{eq} = N_f / N_{f0} + D_d$ とした場合)

### (3) 疲労損傷の検出手法の検討

低サイクル疲労強度試験データの評価を行い、荷重履歴や平均ひずみに対する累積損傷評価法の妥当性確認、機械的、電気化学的手法による疲労損傷の検出やその評価方法の検討を行った。

アノード特性変化の手法により得られた SUS316NG 材に対する変形双晶エッチング痕密度と  $NN_f (=UF)$  の関係を図 4.2.4(3)-1 に示す。 $UF \geq 0.2$  以降は、変形双晶エッチング痕密度に大きな変化は見られないものの、機器の継続使用のクライテリアとして検討されている  $UF \leq 0.2$  までの範囲では、 $UF$  の増加に伴って変形双晶エッチング痕密度が増加する傾向が強く発現し、変形双晶エッチング痕密度は  $UF$  に対して感度が高いことが分かる。

次に、超音波(UT)後方反射法により測定された STS410 に対する  $NN_f (=UF)$  と異方性の関係を図 4.2.4(3)-2 に示す。ここで異方性は、荷重方向に対する超音波の入射方向が 0 度の場合の超音波後方反射波の強度と 90 度の場合の強度の差を基準強度との比で表した値である。 $UF$  が比較的大きい範囲で予ひずみ範囲の相違により、異方性の値が異なることが分かる。

また、押し込み特性の変化による手法で得られた SUS316NG 材のビッカース硬さと  $UF$  の関係を図 4.2.4(3)-3 に示す。この手法では、 $UF \leq 0.2$  までの範囲で  $UF$  の増加に伴う硬さの上昇が明瞭に現れている。また、付与されたひずみの大きさに対する硬さの差が  $UF=0.2$  において顕著に認められる。

局所方位差測定で得られた STS410 の局所方位差平均と疲労損傷  $NN_f (=UF)$  の関係を図 4.2.4(3)-4 に示す。ここで局所方位差は、電子後方散乱回折により測定された結晶粒内部の結晶方位差であり、局所方位差平均は測定された局所方位差の対数平均である。 $UF \leq 0.5$  の範囲まで  $UF$  の増加に伴って局所方位差平均が増加し、さらに、ひずみ範囲の大きさによって局所方位差平均の分布が異なっている。したがって、本手法を用いれば、局所方位差平均の変化と分布の相違から、疲労損傷とひずみ範囲を推定できる可能性がある。

さらに、X線半価幅の変化による手法では、オーステナイト系ステンレス鋼において冷間圧延により導入したひずみの増加に伴って半価幅が増加することや、疲労試験での繰返し数が増加するに従って半価幅が減少することから、疲労損傷検出手法としての可能性を有することが指摘されている。

以上の結果を表 4.2.4(3)-1 に纏める。炭素鋼の場合、その場測定で  $UF < 0.2$  の疲労損傷を検出することは、現状、技術的課題があると判断された。一方、オーステナイト系ステンレス鋼の場合、各検出手法の適用性は炭素鋼よりも高いことが分り、その中でも検出手法が容易なアノード溶解特性(定電位エッチング)の適用性は、その場測定も含め、適用性が高いと判断される。

表4.2.4(3)-1 試験結果の概要

No	疲労損傷 検出方法	炭素鋼(STS410)		オーステナイト系 ステンレス鋼(SUS316NG)	
		適用性	その場 測定*	適用性	その場 測定
1	アノード溶解特性	△	△	○	○
2	UT 後方反射法	○( $UF \geq 0.2$ )	○	○( $UF \geq 0.2$ )	○
3	局所方位差分布	○	—	○	—
4	押し込み特性	×	—	○( $UF < 0.2$ )	—
5	X線半価幅	△*	△	△*	△

適用性 ○：適用可能、△：技術的課題あり、×：適用困難

その場測定 ○：適用可能、△：技術的課題あり、—：サンプル採取により可能

\*：その場での非破壊的な観察（実機適用可能を意味しない）

\*：塑性ひずみの有無の判定には有効、 $UF$ ：疲労累積係数

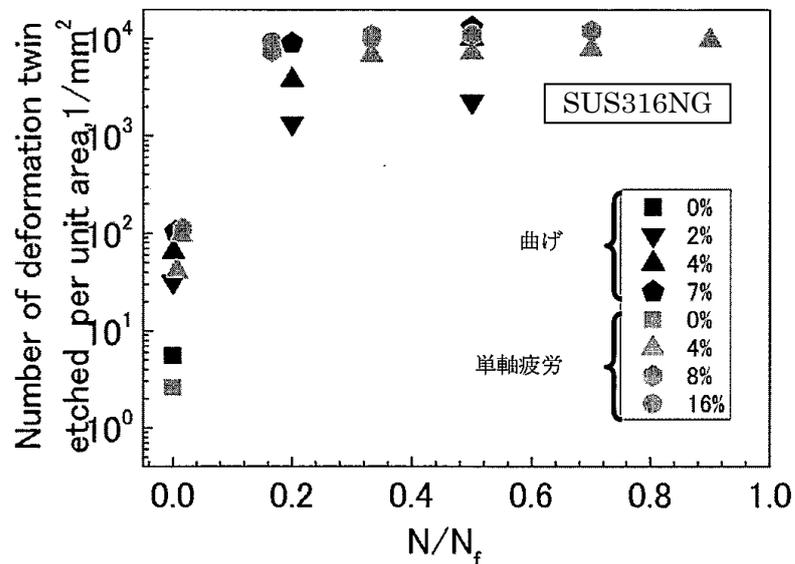


図 4.2.4(3)-1 SUS316NG 材の変形双晶エッチング痕密度と  $NN_f (=UF)$  の関係

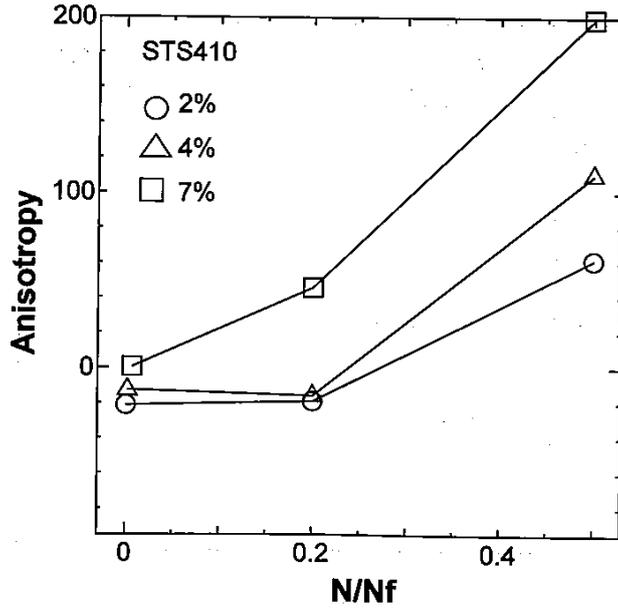


図 4.2.4(3)-2 超音波後方反射法による予ひずみ材の異方性と  $NN_f (=UF)$  の関係

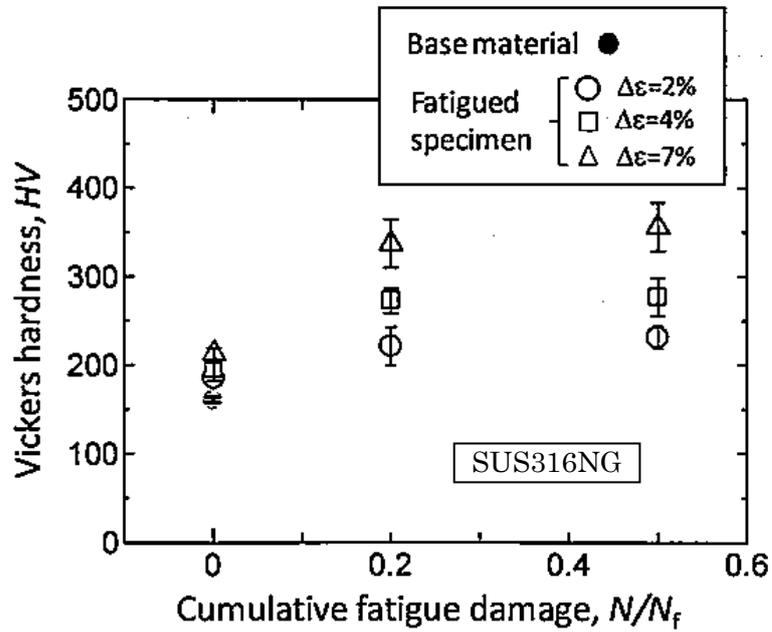


図 4.2.4(3)-3 SUS316NG の HV 測定結果

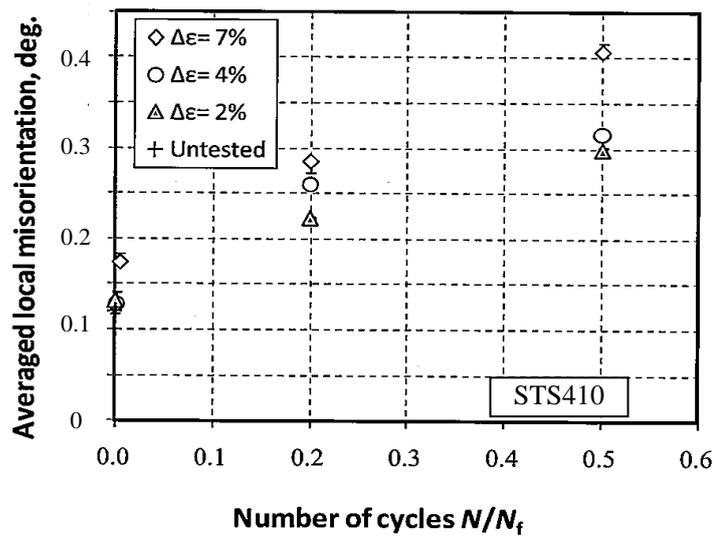


図 4.2.4(3)-4 局所方位差平均と疲労損傷の関係

(4) 成果のまとめ

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、繰返し予ひずみ及び一方向累積 (ラチェット) ひずみの疲労強度への影響および疲労損傷評価手法に関する試験データを拡充した。22年度の主な成果は以下の通りである。

- (a) 室温・大気中で繰返し予ひずみ材の荷重制御の高サイクル疲労試験を実施し、試験結果を弾性も考慮したひずみ範囲で整理した。その結果、 $UF_{pre} \leq 0.2$  の範囲において、負荷の制御方式や繰返し予ひずみの有無によらず疲労寿命はいずれの鋼種も Manson の予測式とほぼ同等かやや長寿命側であり、低サイクル域から高サイクル域まで、設計疲労曲線に対して十分な裕度があることが分かった。
- (b) 室温および 300°C で一方向累積(ラチェット)ひずみ疲労試験データを拡充し、得られた疲労寿命データを評価した結果、一方向累積ひずみが 10%程度までは顕著な疲労寿命の低下が見られないこと、また、延性消耗量を考慮した等価な累積疲労係数  $UF_{eq}$  として評価することにより、一方向累積ひずみが室温では 40%まで、300°Cでは 20%までは工学的判断として  $UF_{eq}$  を 1.0 と評価してもよいと判断される。
- (c) 低サイクル疲労強度試験データの評価を行い、疲労損傷の検出やその評価方法の検討を行った。炭素鋼の場合、その場測定で  $UF \leq 0.2$  の疲労損傷を検出することは、現状、技術的課題があると判断された。一方、オーステナイト系ステンレス鋼の場合、各検出手法の適用性は炭素鋼よりも高いことが分り、中でも検出手法が容易なアノード溶解特性(定電位エッチング)は、その場測定も含め、適用性が高いと判断された。

## 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) (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.
- (5) (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.
- (6) 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.
- (7) 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.
- (8) (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.
- (9) 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).
- (10) Ogawa, T., Nakane, M., Masaki, K., Hashimoto, S., Ochi, Y., and Asano, K., "Investigation of Effect of Pre-Strain on Very High-Cycle Fatigue Strength of Austenitic Stainless Steels", Journal of Power and Energy Systems, Vol.3, No.1 Special Issue on 16th International Conference on Nuclear Engineering, JSME, (2009-2), pp. 38-50.
- (11) 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.
- (12) (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.
- (13) Namaizawa, J., Ueno, K., Ishikawa, A., Asada, Y., Life Prediction Technique for Ratcheting Fatigue, ASME PVP-Vol.266, (1993), 3.
- (14) 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).
- (15) 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).
- (16) ASTM, E606-92, APPENDIXES, 'X2. CONVERSION FROM DAIOMETRAL STRAIN TO AXIAL STRAIN FOR ISOTROPIC MATERIALS AND UNIFORM STARIANS', p. 14, (1998).

## 5. 原子炉建屋シヤラグ、機器アンカボルト等の耐震裕度評価

### 5.1 耐震裕度検討の経緯と対象部位

耐震設計審査指針の改訂や想定を上回る地震の発生など、当初設計で見込んでいた以上の大きさの地震動を考慮した既設原子力発電設備の耐震安全性評価を行う必要が生じている。そのような大きな入力条件により原子炉設備の構造強度評価を行う際に、評価基準値は規格・基準に示されている値に準拠することが基本となるが、規格・基準の値は安全側に設定されているため、現実的な設備の裕度はさらにあるものと考えられる。また、耐震設計審査指針においては、規格・基準の他に、実験等で妥当性が確認されている値等も評価基準値として用いることが認められている。

そこで、平成 22 年度の建屋－機器連成 WG において、原子炉建屋シヤラグおよび機器アンカボルトについて耐震裕度検討を目的とした試験計画の検討と試験結果の確認を行った。

さらに平成 23 年度の建屋－機器連成 WG において、格納容器ダイヤフラムフロアの非線形モデル化手法を検討した。

#### 5.1.1 シヤラグ

シヤラグ（外側）は、原子炉建屋シェル壁と原子炉格納容器の間に設置された設備で、地震時の原子炉格納容器の水平方向の変位を抑える役割がある。図 5.1-1 に上部シヤラグの概要図を示す。シヤラグは、原子炉格納容器の熱膨張による変位を拘束しないよう、原子炉格納容器の半径方向と上下方向の変位は拘束せず、円周方向の変位を抑える構造となっている。

BWR 5 のシヤラグ（外側）の従来の構造強度評価は、かなり保守的な結果となっているため、より合理的な評価方法を確立するため、モックアップ試験と解析を実施し今後の構造評価に反映することとした。

実機を模擬した縮小試験体を用いて静的載荷試験を実施し、想定される最大の地震荷重に対するシヤラグの健全性、シヤラグの最大耐力を確認した。

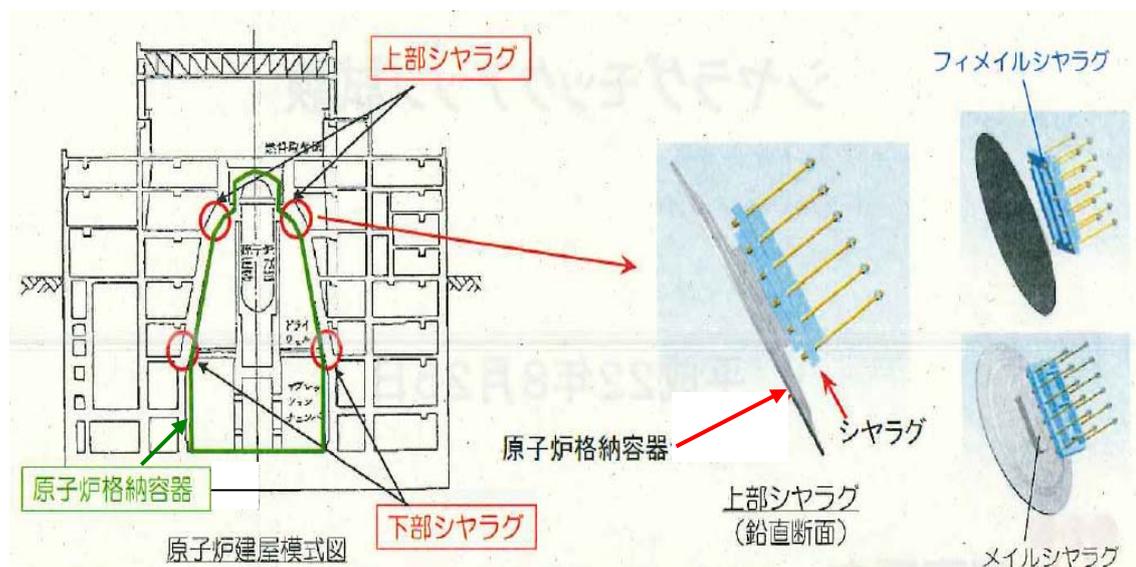


図 5.1-1 上部シヤラグの概要図

### 5.1.2 原子炉本体基礎ボルト

原子炉本体基礎（RPV ペデスタル）には、基礎ボルトのコーン状破壊面積の範囲内にせん断補強筋が配されている。機器基礎ボルトの引張荷重に対する許容荷重として、「原子力発電耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008」では、コンクリートのコーン状破壊面の有効投影面積の範囲内に 0.4%以上のせん断補強筋が配された場合、コンクリートに定着される基礎ボルトの許容引張荷重は、せん断補強筋がない場合に対して 1.5 倍できるとしている。

しかしながら、せん断補強筋比が 0.4%未満であっても存在するせん断補強筋の効果により、せん断補強筋を配さない場合に比べてコーン状破壊耐力が高くなることが期待できる。

そこで、せん断補強筋を配した機器アンカボルトの静的引張載荷試験を実施し、せん断補強筋が定着部のコーン状破壊耐力に及ぼす影響を確認した。

### 5.1.3 シアコネクタ

格納容器 Mark-II 型プラントのダイヤフラムフロアは鉄骨フレームとコンクリートスラブをシアコネクタ（頭付きスタッド）で接合した構造となっている。図 5.1-2 にダイヤフラムフロア、シアコネクタの概要図を示す。現行設計では、ダイヤフラムフロアを簡便な線形モデルと仮定して地震応答解析を実施している。

ここで、ダイヤフラムフロアの荷重-変形特性はシアコネクタ周辺のコンクリートの変形が支配的であることに着目し、ダイヤフラムフロアの非線形モデル化手法を検討することの報告があり、平成 23 年 10 月に試験状況を関係者により視察した。

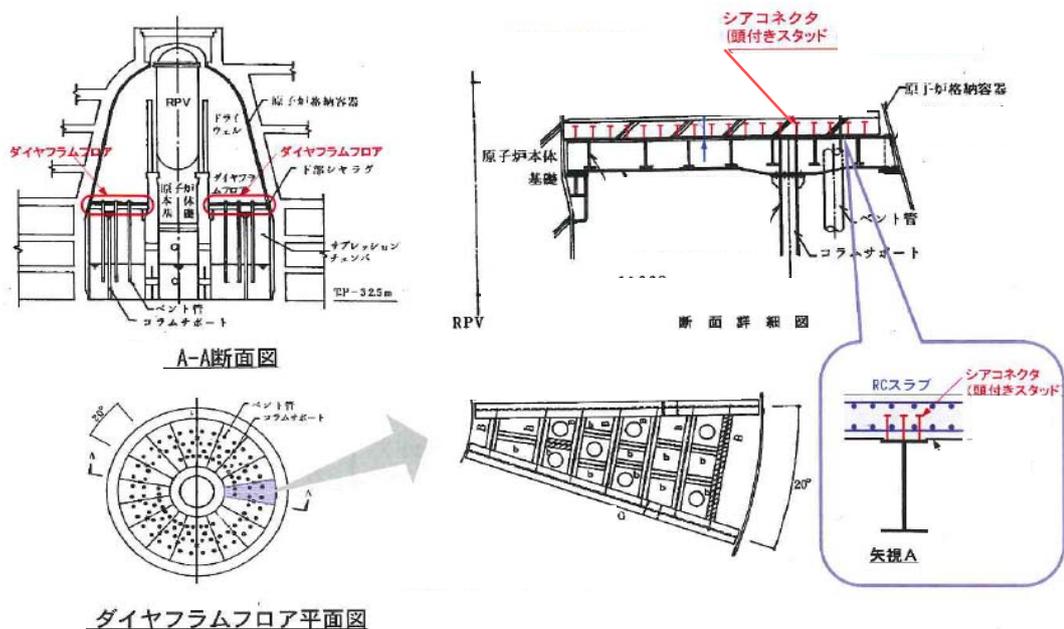


図 5.1-2 ダイヤフラムフロア、シアコネクタの概要図

## 5.2 原子炉建屋シヤラグ

### 5.2.1 検討の背景

シヤラグは、原子炉建屋シェル壁と原子炉格納容器の間に設置されており、地震時の原子炉圧力容器、原子炉格納容器等による水平方向荷重を原子炉建屋に伝達する役割を持っており、原子炉格納容器の熱膨張による変位を拘束しないよう、原子炉格納容器の半径方向、鉛直方向の変位は拘束せず、円周方向の変位を抑える構造である。

地震荷重が厳しくなった場合、シヤラグの最大耐力や想定される最大の地震荷重に対する挙動を把握することは、今後の評価において有効であると考えられた。

このため、原子炉格納容器の上部シヤラグについて、モックアップ試験及び試験のシミュレーション解析を行い、上部シヤラグの健全性及び耐力を確認・評価することを目的とした。

### 5.2.2 モックアップ試験の内容

#### (1) 試験対象の検討

試験体は試験装置の能力を考慮し、縮尺を実機の1/2とした。

応力度が実機と試験体の間で同じという条件での相似則を表 5.2.2-1 に示す。また、同一仕様の試験体を2体製作してそれぞれ表 5.2.2-2 に示す水平荷重を加え、以下の項目を確認した。

#### ① 最大耐力の確認

試験体1を終局状態に達するまで載荷し、最大耐力及び破壊挙動を確認した。

#### ② 中越沖地震を想定した条件下における健全性の確認

試験体2に、想定される最大の地震荷重を作用させ、挙動を確認した。

表 5.2.2-1 相似則

パラメータ	実機	相似則	試験体
形状寸法	1	1/λ	1/2
変位	1	1/λ	1/2
荷重	1	1/λ <sup>2</sup>	1/4
応力度	1	1	1
ひずみ度	1	1	1

\* ) λは縮尺率とする。

表 5.2.2-2 試験体 荷重ケース

試験体	作用荷重(kN)	備考
No.1	破壊まで載荷	最大耐力確認 (破壊)
No.2	2550*	想定される最大の地震荷重 (実機: 10200kN*)

\* ) 計画時点における暫定値

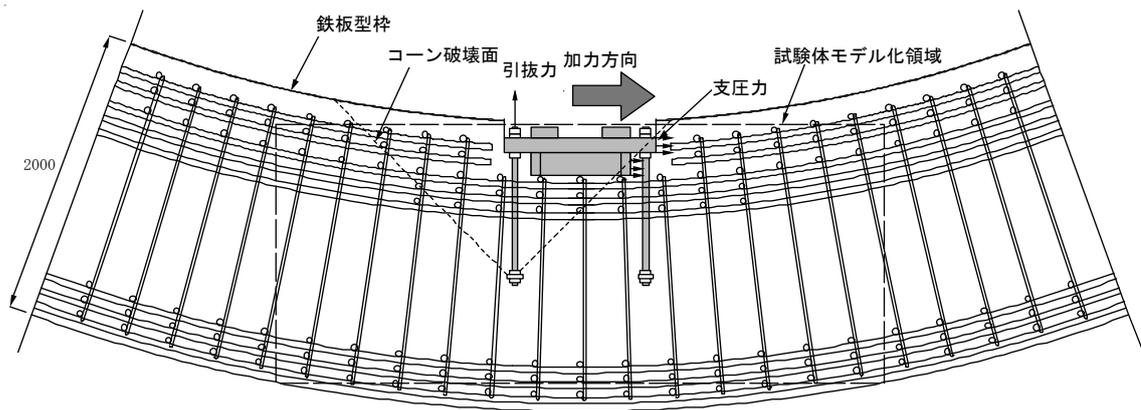
実機と試験体の試験条件の比較と実験結果に与える影響評価について表 5.2.2-3 に示す。また、実機及び試験体の断面図を図 5.2.2-1 に、試験体の写真を図 5.2.2-2 に示す。本試験体の試験条件については、形状と応力状態に実機と若干の違いはあるもののその影響は小さいものと考えられる。

表 5.2.2-3 実機と試験体の条件比較

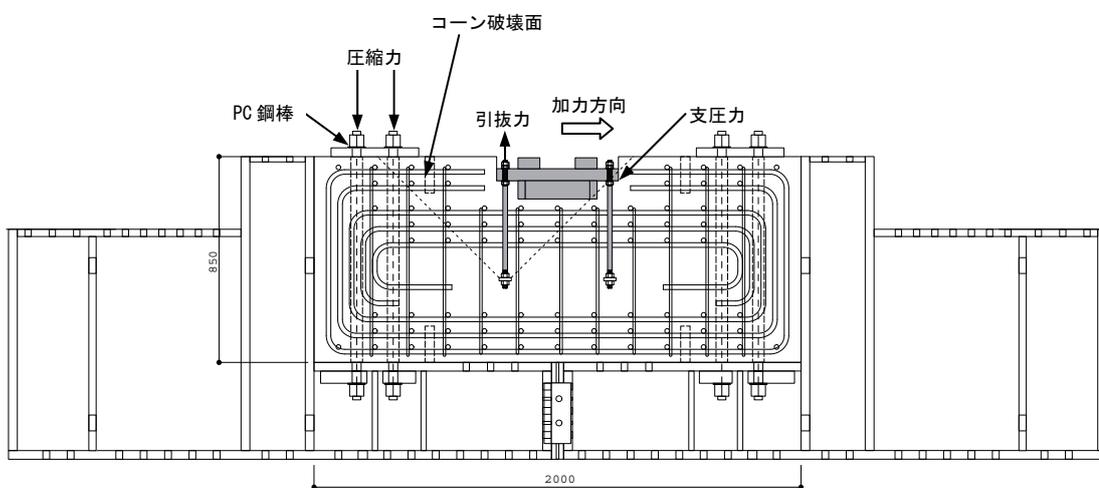
項目		実機	試験体	相違による影響評価	
形状 (材質)		凹曲面	平面	試験体は安全側	
境界条件	RC 上面	鉄板型枠	型枠なし	試験体は安全側	
	RC 上面隅角部	連続	PC 鋼棒により圧縮力作用	コーン破壊では決まらないので影響は小さい	
	RC 側面	連続	固定	境界までの距離が十分あり影響は小さい	
寸法	シヤラグ (SGV480)	1200×180×90mm	600×90×45mm	1/2 スケール	
	ベースプレート (SGV480)	1600×1000×100mm	800×500×50mm	1/2 スケール	
	シヤプレート (SGV480)	1400×650×60mm	700×325×30mm	1/2 スケール	
	基礎ボルト (SNM439)	φ 38,L=800	φ 19,L=400	1/2 スケール	
	鉄筋 (SD 345)	縦筋	2-D38@286 +D35@286	3-D19@150	1/2 スケール
		横筋	2-D38@200 +D38@400	2-D19@100 +D19@200	1/2 スケール
		せん断補強筋	D19@400×286	D10@200×150	1/2 スケール
骨材最大径		25mm	13mm	1/2 スケール	
コンクリート打設方向 (FC34.9N/mm <sup>2</sup> )		斜め上方	鉛直	同等	
応力状態	鉛直圧縮応力	$\sigma_z=0.80\text{N/mm}^2$ (長期)	圧縮力なし	圧縮応力度は小さく影響は小さい	
	地震時せん断力	$\tau=1.86\text{N/mm}^2$ (S <sub>s</sub> 時 <sup>*1</sup> )	せん断応力なし	せん断ひび割れ耐力 <sup>*2</sup> 以下であり影響は小さい	

\* 1) 現時点における暫定値。

\* 2) せん断ひび割れ耐力 :  $\tau_1 = \sqrt{0.31\sqrt{F_c}(0.31\sqrt{F_c} + \sigma_v)} = 2.14\text{N/mm}^2$



(a) 実機の断面図



(b) 試験体の断面図

図 5.2.2-1 試験体概要図

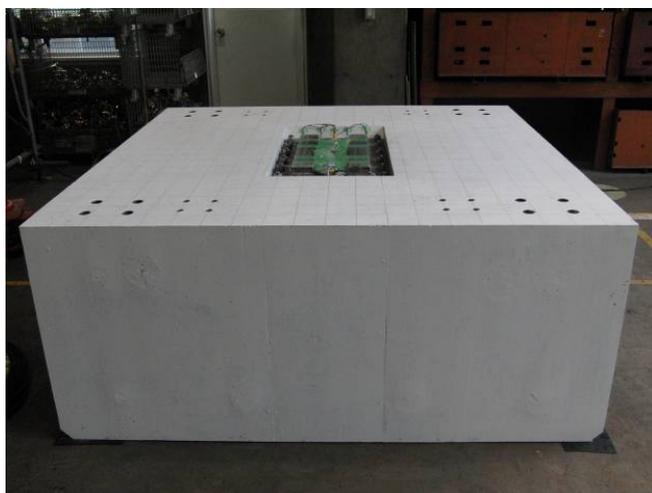


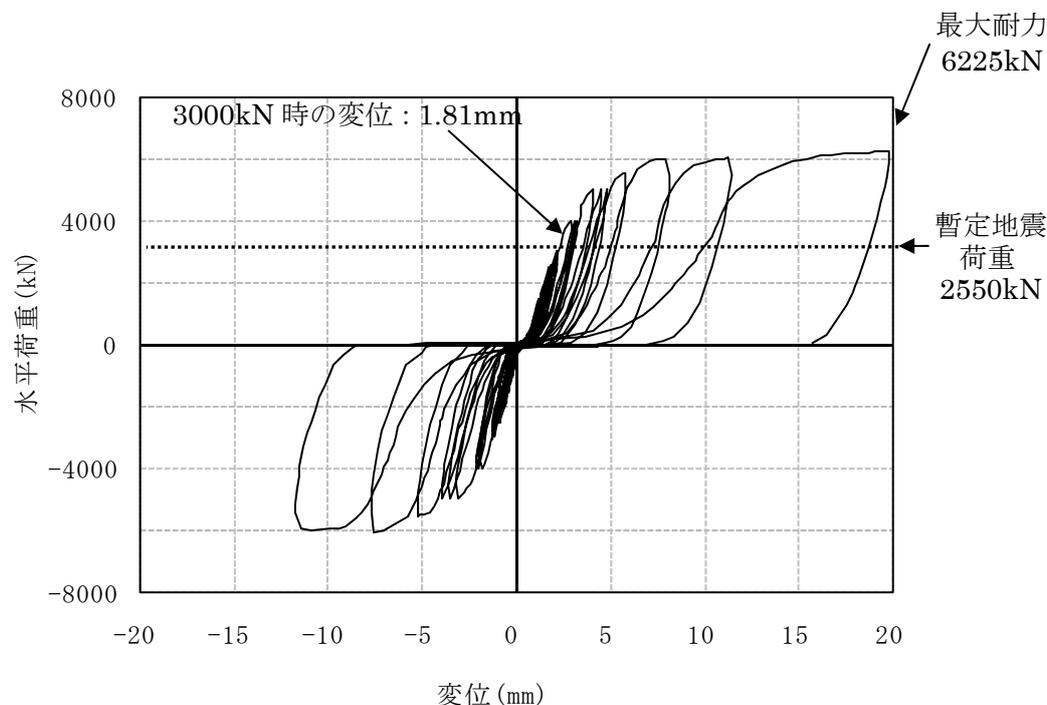
図 5.2.2-2 試験体の写真

### 5.2.3 試験結果・考察

#### (1) 試験結果

最大耐力の確認を目的とした試験体 No.1 の水平荷重－変位関係を図 5.2.3-1 に示す。

図 5.2.3-1 に示すように、試験体 No.1 の最大耐力は 6224kN であり、想定される最大の地震荷重 (2550kN) に対して約 2.5 倍であった。また、約 3000kN 以降から、変位の増加が顕著となっている。



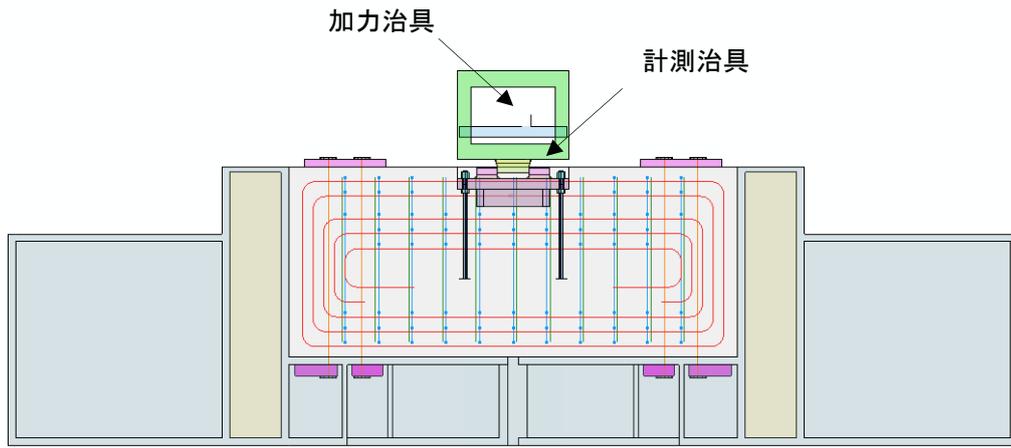
注：内側シャラグの水平変位は、コンクリート表面の基準位置からの相対変位

図 5.2.3-1 水平荷重と内側シャラグの水平変位関係

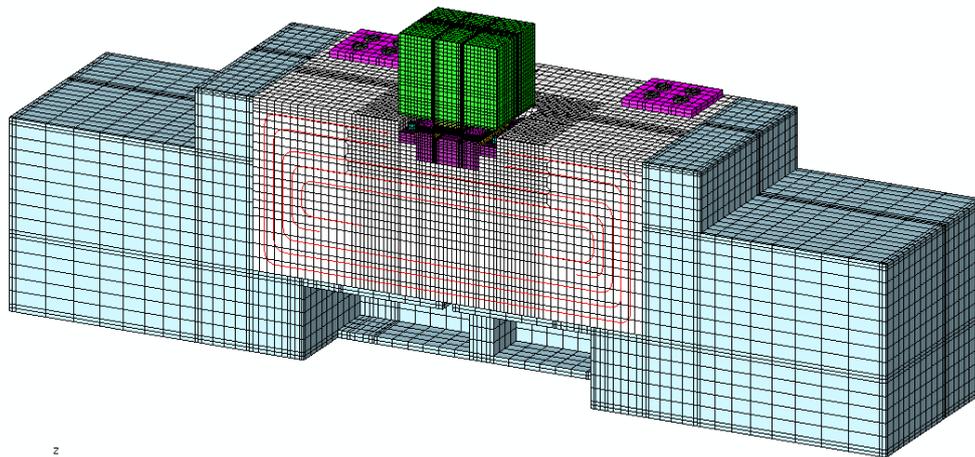
#### (2) 解析結果

シミュレーション解析モデルを図 5.2.3-2 に示す。

解析モデルの領域は、対称性を考慮して 1/2 の範囲とする。また、鉄とコンクリートの摩擦係数は、初期剛性を試験結果に近づけることを目的に「高圧力下における鋼板の摩擦係数」(竹中 二郎著、日本機械学会 研究速報 昭和 11 年 1 月) を参考に、鋼材同士および鉄とコンクリート共に 0.2 とした。本解析は、汎用有限要素法プログラム「Abaqus Explicit Ver6.9-2」を使用して実施した。



(a)正面断面図

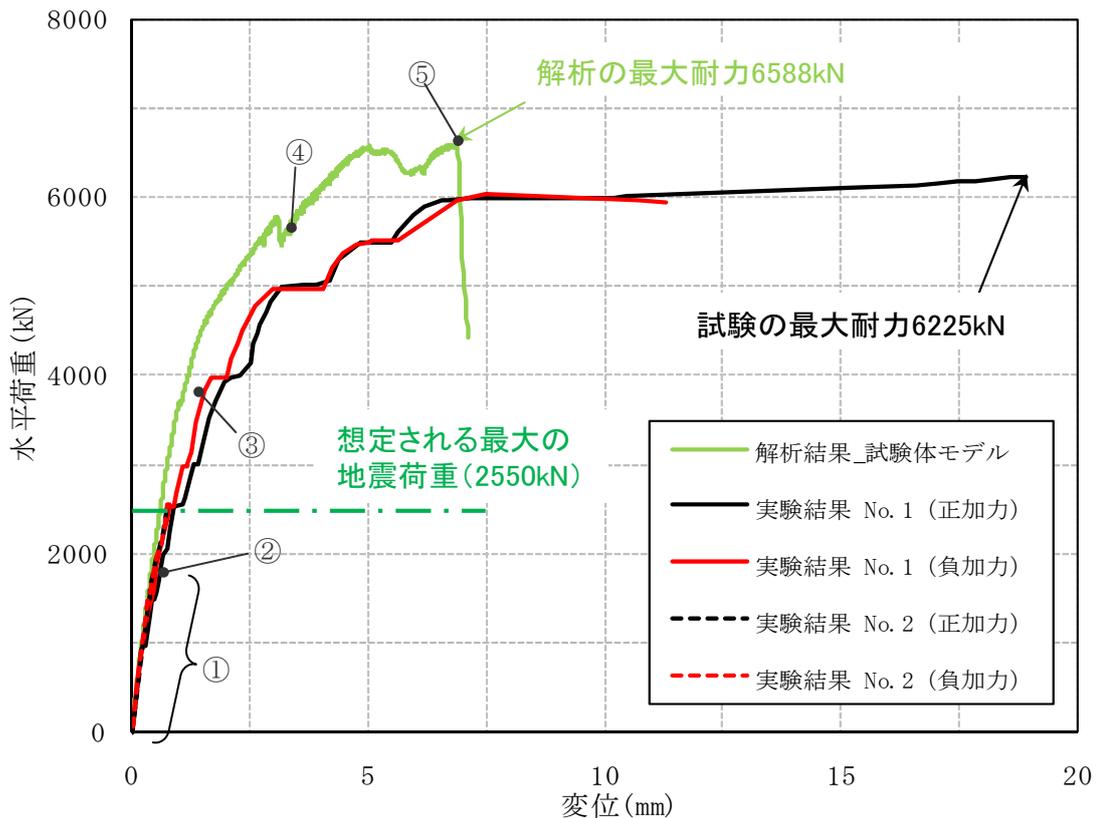


(b)全体鳥瞰図

図 5.2.3-2 解析モデル

試験結果における水平力-内側シヤラグ水平変位関係の包絡線と解析結果を比較する。試験結果は、No.1 試験体が終局状態まで、No.2 試験体が想定される最大の地震荷重 (2550kN) までの計測値とする。

比較結果を図 5.2.3-3 に示す。水平力-変位関係の包絡線と解析結果は、コンクリートや鉄筋で構成された試験体内部で起こっている目視検査では分からない変化が作り出す荷重-変形関係の非線形性の生起メカニズムの解釈に多くの示唆を与えている。



<解析における荷重変位曲線内のイベント>

- ① シヤラグ周辺部に局所的なコンクリートひび割れの発生があるが、カー変位関係は概ね直線（弾性）
- ② シヤラグ接触面の降伏発生 約 2000[kN]
- ③ シヤラグ接触面の全面降伏 約 4000[kN]
- ④ 定着プレートからのコンクリートシヤコーンひび割れ発生 約 5500[kN]
- ⑤ コンクリート圧縮面の全圧壊 約 6600[kN]

図 5.2.3-3 水平力－計測点水平変位の関係

#### 5.2.4 まとめ

試験結果およびシミュレーション解析結果から得られた主な知見を以下に記す。

- ・ 試験の最大耐力は、想定される最大の地震荷重（2550kN）に対して約 2.5 倍である。
- ・ 想定される最大の地震荷重まで加力した試験体 No.2 では、試験終了後に目視で確認できるひび割れは少ない。
- ・ 想定される最大の地震荷重（2550kN）までのカー変位関係は、概ね直線である。
- ・ 解析結果は、最大耐力について試験結果と概ね一致した。なお、びび割れ発生箇所等についても、別途確認されている。
- ・ 想定される最大の地震荷重時における発生応力は、工認手法ではベースプレートとシヤプレートが許容値を超える結果となったが、解析結果では許容値を下回った。

以上より上部シヤラグは、想定される最大の地震荷重時までは概ね弾性であり、十分に余裕のある耐力を有していることを確認した。

### 5.3 せん断補強筋が配された基礎ボルトの引張耐力に関する試験

#### 5.3.1 検討の背景（既往の知見）

機器基礎ボルトの引張荷重に対する許容荷重として、「原子力発電耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008」では、コンクリート躯体がコーン状破壊する場合の許容引張荷重を定めている。JEAC 4601-2008 によれば、コンクリートのコーン状破壊面の有効投影面積の範囲内に 0.4%以上のせん断補強筋が配された場合、コンクリートに定着される基礎ボルトの許容引張荷重は、せん断補強筋がない場合に対して 1.5 倍できるとしている。

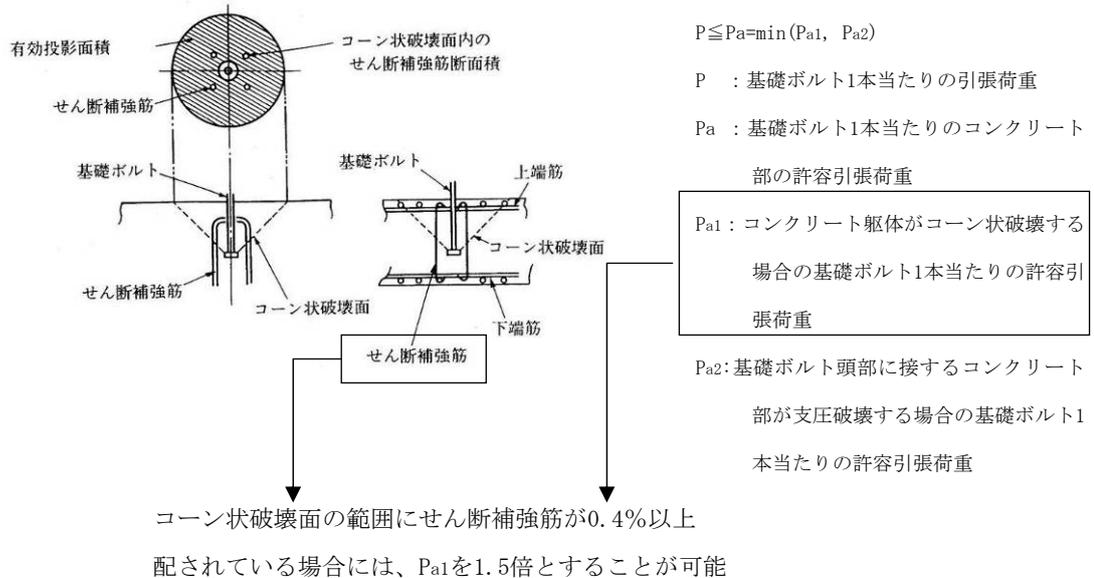


図5.3.1-1 せん断補強筋が配されたコンクリートに定着される基礎ボルトの許容引張荷重

JEAC4601-2008 の規定ではせん断補強筋の効果を見込むことができるのはせん断補強筋比が 0.4%以上の場合であるが、せん断補強筋比が 0.4%未満であっても、存在するせん断補強筋の効果により、せん断補強筋を配さない場合に比べてコーン状破壊耐力が高くなることを期待される。

以上より、せん断補強筋比をパラメータとした基礎ボルトの引張耐力確認試験を実施し、鉄筋比 0.4%未満のせん断補強筋が基礎ボルト引張耐力に及ぼす影響を確認する。

#### 5.3.2 検討の目的

基礎ボルト定着部コンクリートにせん断補強筋を配した試験体を製作し、基礎ボルトの静的引張載荷試験を実施することにより、コンクリート躯体のコーン状破壊耐力を確認する。

試験結果は、せん断補強筋比とコーン状破壊耐力との関係に着目して整理し、鉄筋比が 0.4%以下のせん断補強筋が、基礎ボルトの引張耐力に及ぼす影響を確認する。

### 5.3.3 試験内容

#### (1) 試験計画

試験は、既往の研究データとの連続性を確保するため、試験体の規模、載荷方法、加力計画等は既往の研究（市橋ほか、原子力発電所の機器定着部（基礎ボルト）に関する実験研究（その1）太径アンカ引張試験、AIJ大会梗概集、昭和62年10月）を参考として計画した。試験体は、基礎ボルト定着部コンクリートにせん断補強筋を配したものとし、破壊モードがコンクリート部のコーン状破壊となるように計画した。試験パラメータはせん断補強筋比とし、せん断補強筋比が0.4%未満の場合に、せん断補強筋がコンクリートのコーン状破壊耐力に及ぼす影響を評価できるよう設定した。また、上端筋がコンクリート部のコーン状破壊耐力に及ぼす影響を確認するため、上端筋がない試験ケースも実施することとした。試験パラメータを表5.3.3-1に示す。

表 5.3.3-1 試験パラメータ

せん断補強筋比	上端筋	試験体数
0.2%	あり	2
0.3%	あり	2
	なし	1
0.4%	あり	3
0.5%	あり	1

(2) 試験体

(1)の試験計画に基づき、試験体の仕様を決定した。試験体の仕様を表 5.3.3-2 に示す。

表5.3.3-2 試験体の仕様

項目	仕様	設定根拠/備考
せん断補強筋比	0.2%、0.3%、0.4%、0.5%	試験パラメータ
試験体の大きさ	1.8m(H)×1.8m(W)×1.2m(D)	試験装置からの制約、および既往の研究結果との連続性を考慮
基礎ボルト	材質及び径：SNCM439、56mm φ	基礎ボルトが破断しないよう十分な強度を確保
	埋込深さ：400mm	破壊モードが定着部コンクリートのコーン状破壊となるように設定
コンクリート	<ul style="list-style-type: none"> <li>普通コンクリート</li> <li>Fc=300kgf/cm<sup>2</sup>(29.4N/mm<sup>2</sup>)</li> <li>粗骨材径：20mm</li> </ul>	試験期間中の強度上昇を最小とすることを目的に、早強セメント使用する。粗骨材径は入手が容易な20mmとする。(実機は25mm) (→構造特性への影響は小)
せん断補強筋	SD35(SD345)	実機と同じ
上端筋	D19 @ 165(SD345)	実機と試験体における基礎ボルトの埋込み深さの比を試験体の縮尺とみなして仮定の基礎スラブ厚を算定し、実機と鉄筋比が等しくなるように設定

試験体の構造を図 5.3.3-1 に示す。試験体上部中央に基礎ボルトを設置し、その周りにせん断補強筋を配置する。せん断補強筋は、所定のせん断補強筋比となるよう、試験体ごとに鉄筋径を調整する。上端筋は、実機の基礎スラブを参照し、実機と鉄筋比が等しくなるよう設定する。試験体の側面及び底面には、試験体補強のための鉄筋を配置する。

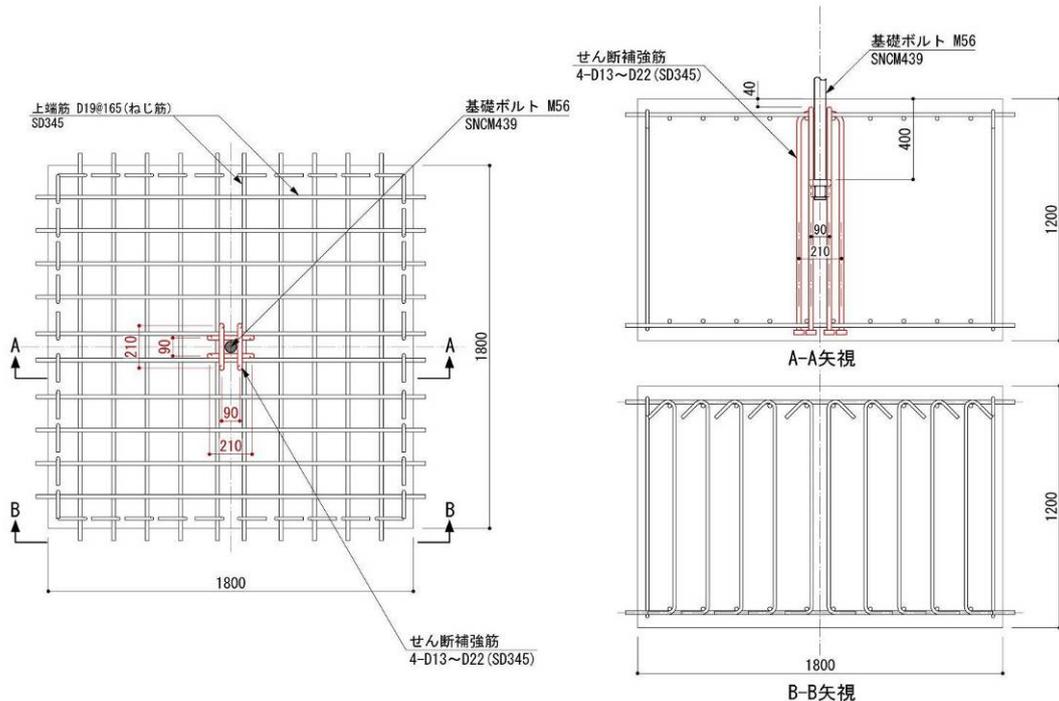


図 5.3.3-1 試験体構造図

(3) 試験体の破壊状況（試験体切断後観察）

図 5.3.3-2 に試験後に切断した試験体(S04-3)の状況を示す。

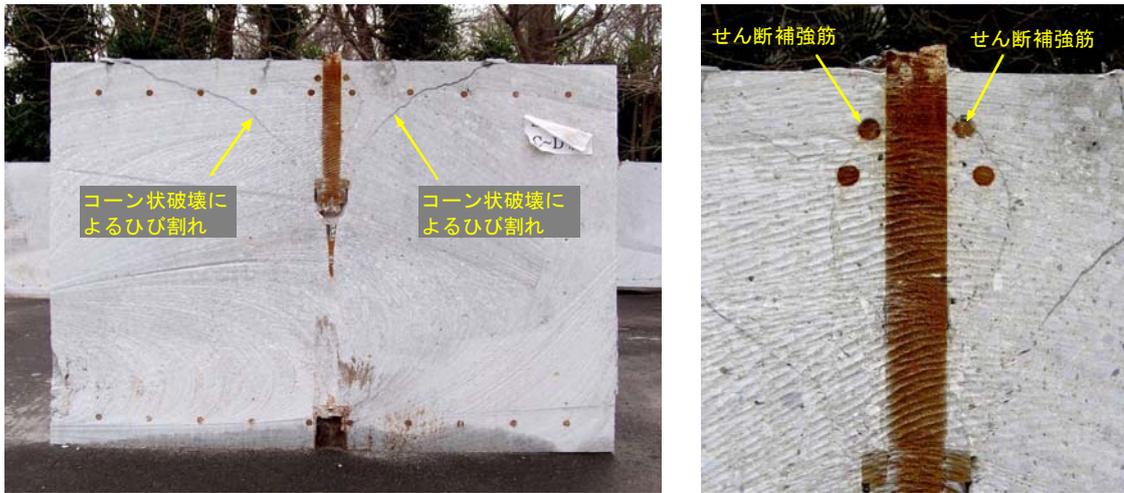


図5.3.3-2 試験体切断後の状況

コーン状破壊によるひび割れのほか、せん断補強筋の頂部から基礎ボルトに沿って定着板に至るひび割れが認められる。このひび割れは、基礎ボルトを引き抜こうとする力に対して、せん断補強筋と基礎ボルト定着板で囲まれたコンクリート部分に圧縮束が形成され引き抜き力に対して抵抗したためと考えられる。この圧縮束は、せん断補強筋量が多いほど強く形成されると考えられる。

(4) 試験結果と考察

せん断補強筋比が 0.36%の試験体 S04-3 の試験荷重とせん断補強筋ひずみの関係を図 5.3.3-3 及び 4 に示す。せん断補強筋のひずみは荷重が増加するのに従って増加し、最大荷重に達する直前に急増する。このことから、せん断補強筋は基礎ボルトに作用する引張荷重の一部が負担しており、コーン状破壊耐力の上昇に寄与していると考えられる。

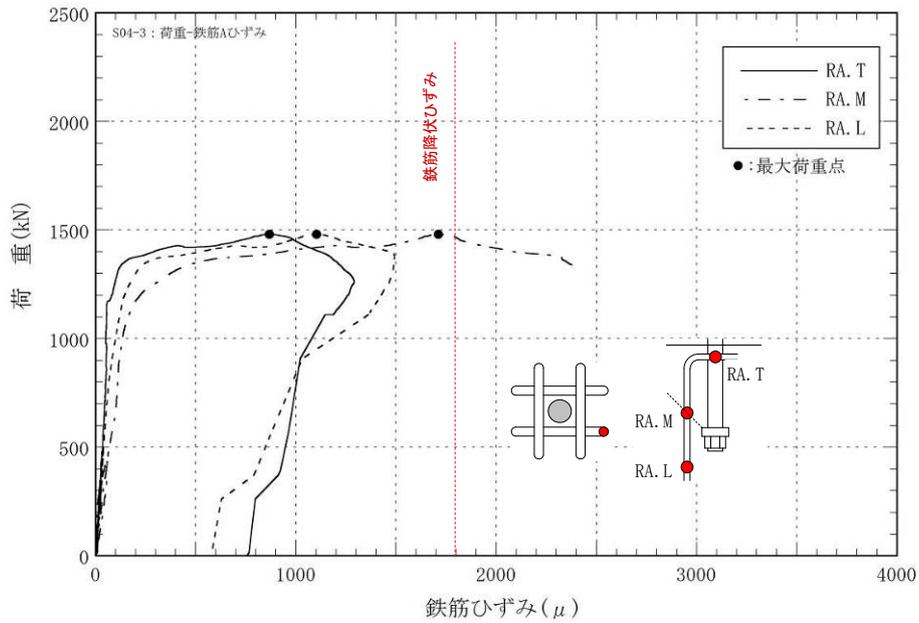


図5.3.3-3 荷重－せん断補強筋ひずみ関係(鉄筋A)

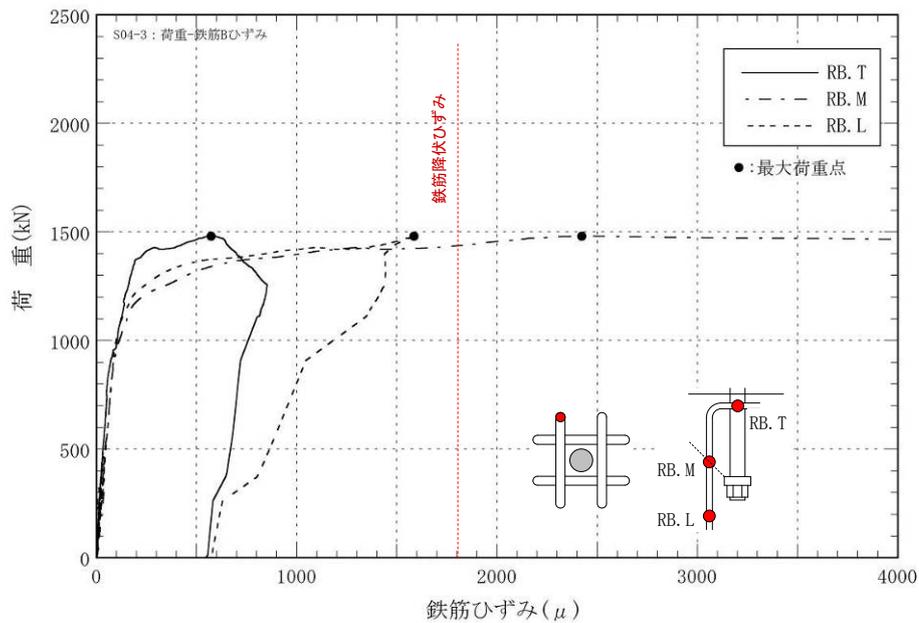


図5.3.3-4 荷重－せん断補強筋ひずみ関係(鉄筋B)

試験体 S04-3 の試験荷重とコンクリート表面変位の関係を図 5.3.3-5 に、試験荷重とボルト変位の関係を図 5.3.3-6 に示す。最大荷重以後も荷重の急激な低下は見られず、変位が伸長する様子が確認できる。

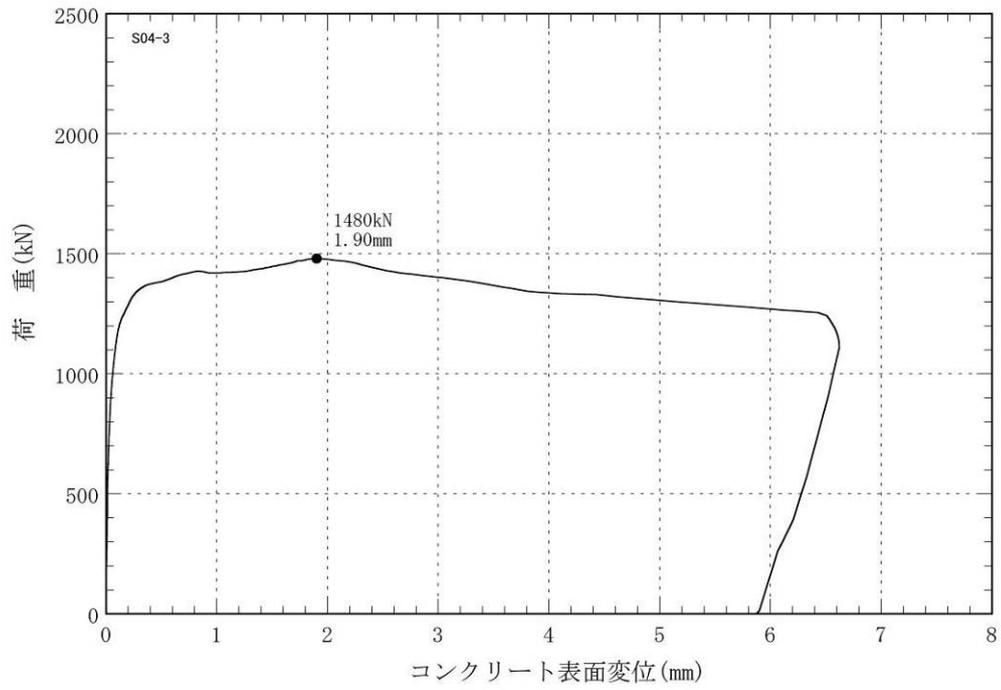


図 5.3.3-5 荷重-コンクリート表面変位関係

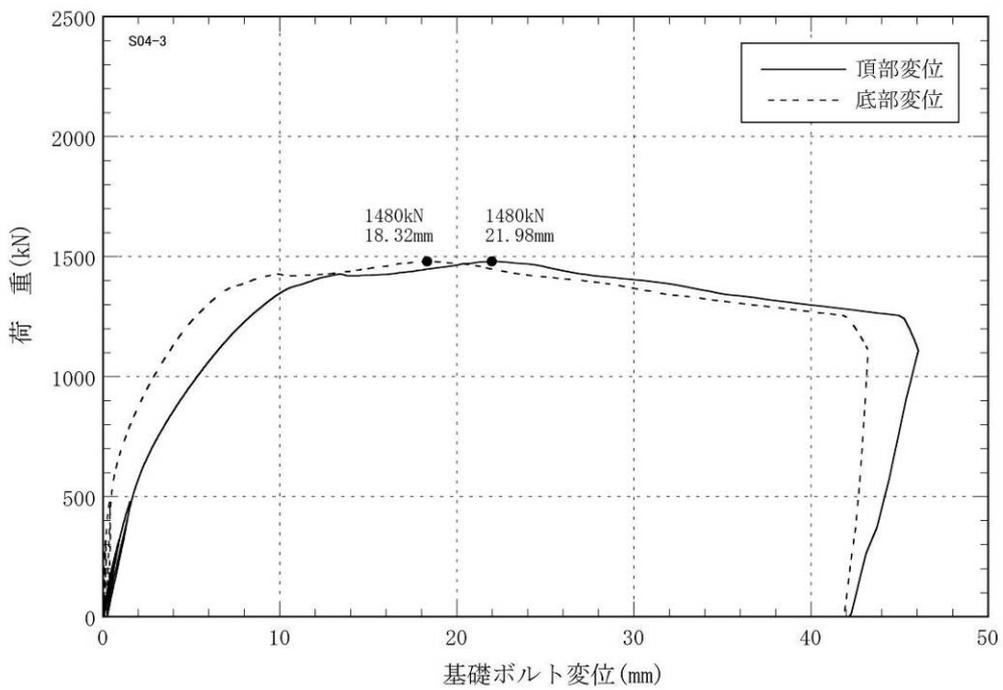
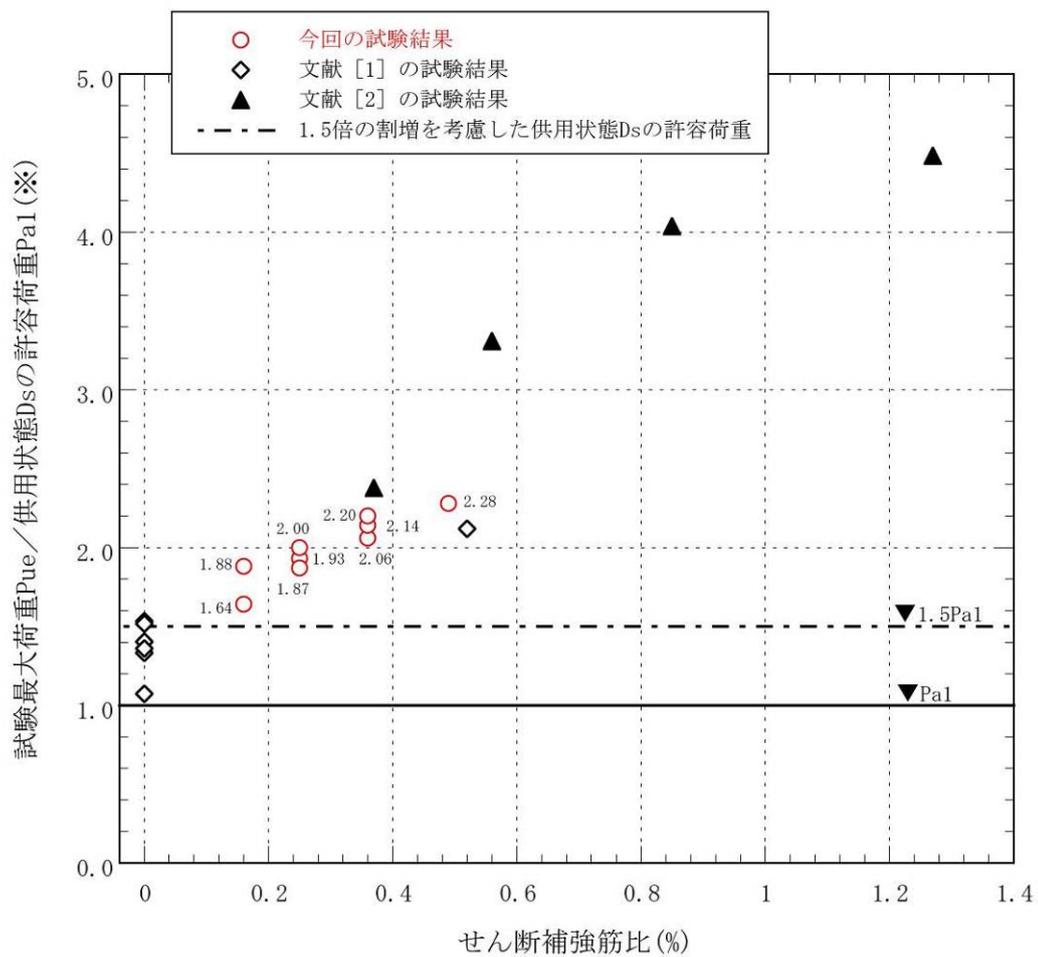


図 5.3.3-6 荷重-基礎ボルト変位関係

(a) JEAC に規定される許容荷重との比較

試験で得られたコーン状破壊耐力を、JEAC に規定される供用状態Ds におけるコーン状破壊に対する許容荷重と比較した結果、試験で得られたコーン状破壊耐力は、JEAC に規定された許容荷重に対して 1.64~2.28 倍となることが確認された。

図 5.3.3-7 に、試験結果を JEAC 許容荷重で規準化した値と、せん断補強筋比の関係を示す。図中には、JEAC に規定された定着部にせん断補強筋が 0.4%以上配された場合の割増係数 1.5 を考慮した許容荷重も示す (図中の一点鎖線)。図 5.3.3-7 より、全ての試験ケースのコーン状破壊耐力は、1.5 倍の割増係数を考慮した許容荷重を上回ることが確認された。また、1.5 倍の割増係数を考慮した許容荷重に対する余裕度は、せん断補強筋比にほぼ比例して増加する傾向があることが確認された。



※：供用状態Dsのコーン状破壊に対する許容荷重  $Pa1 = 0.31 \times 0.6 \times Ac \times \sqrt{Fc}$

図 5.3.3-7 せん断補強筋比とコーン状破壊耐力の関係 (1)

(b) せん断補強筋によるコーン状破壊耐力の向上効果

試験で得られたコーン状破壊耐力を、せん断補強筋が無い場合のコーン状破壊耐力計算値と比較した結果、試験で得られたコーン状破壊耐力は、計算値に対して 1.15～1.59 倍となることが確認された。

図 5.3.3-8 に、試験結果をコーン状破壊耐力計算値で規準化した値と、せん断補強筋比との関係を示す。図には、既往の試験結果も合わせて示している。コーン状破壊耐力は、せん断補強筋比に概ね比例して増加する傾向があることが確認された。

せん断補強筋によるコーン状破壊耐力の向上効果を定量的に評価するため、今回の全試験結果に既往の試験結果を含めて 1 次回帰分析を行い、評価式を導くと下式が得られる。

$$P_u = (1.0 + 1.723P_w) \times P_{u0}$$

ここで、

$P_u$  : せん断補強筋が配された場合のコーン状破壊耐力 (kN)

$P_{u0}$  : せん断補強筋が無い場合のコーン状破壊耐力 (kN)

$$P_{u0} = 0.859 \times 0.31A_c \sqrt{F_c}$$

$P_w$  : せん断補強筋比 (%)

次に、今回の試験結果のみに着目する。

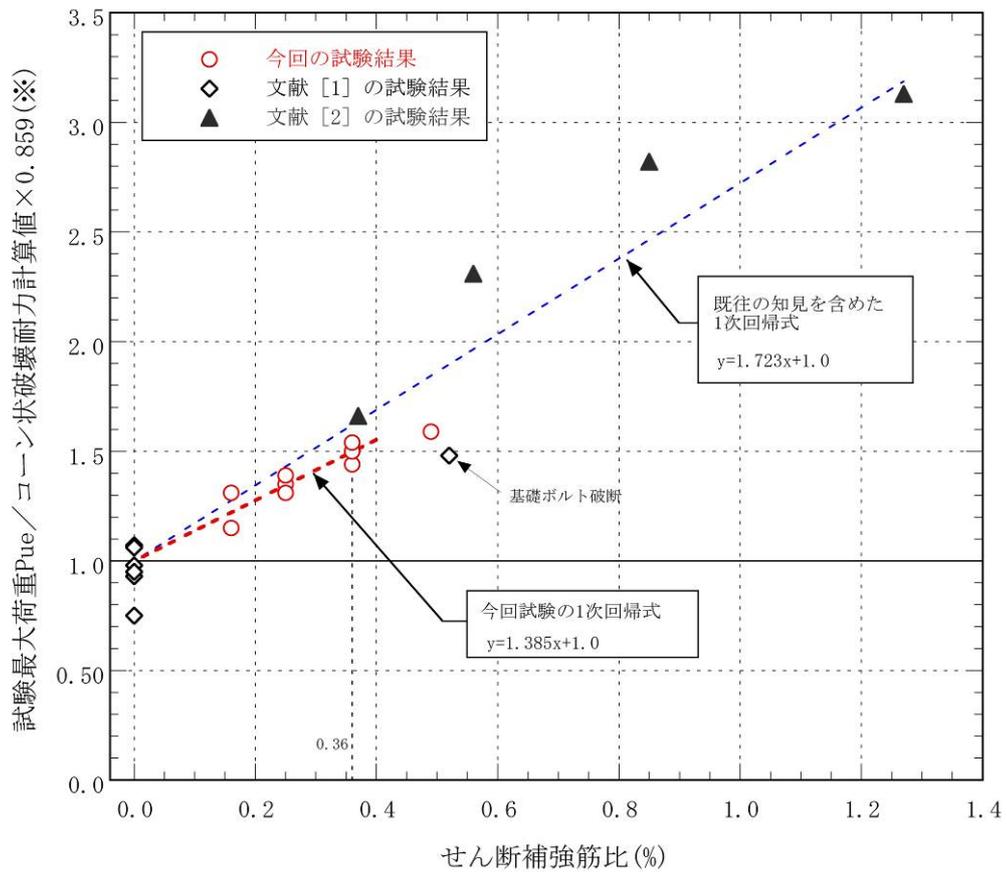
せん断補強筋比が 0.4% を上回る領域については、JEAC では、せん断補強筋による割増し係数を一律 1.5 としている。せん断補強筋比が 0.4% を上回る試験結果は、0.5% の試験体が 1 体のみであるが、せん断補強筋がない場合に比べて、1.5 倍以上の耐力 (1.59 倍) を有することが確認された。

JEAC でせん断補強筋による耐力の割増しが規定されていない、せん断補強筋比が 0.4% 未満の領域について評価を行う。せん断補強筋比が 0.4% 未満のケースの試験結果を用いて 1 次回帰分析を行い、評価式を導いた。

$$P_u = (1.0 + 1.385P_w) \times P_{u0}$$

上式によれば、せん断補強筋が 0.36% を上回ると、せん断補強筋が無い場合のコーン状破壊耐力と比較して 1.5 倍を上回るコーン状破壊耐力が得られる結果となる。

なお、せん断補強筋比が 0.4% 以上の領域については、せん断補強筋の効果が頭打ちになる可能性も考えられることから、1.5 倍を上回るせん断補強筋の効果を見込む場合には、試験・解析等によってより詳細な検討を実施する必要がある。



※：せん断補強筋が無い場合のコーン状破壊耐力平均値(文献 [3] )

文献[1]：電力共研，機器配管系支持構造物(基礎ボルト等)の耐力評価に関する研究(Phase1)(最終報告書)，昭和 58 年 12 月

文献[2]：鷲尾ほか，鋼柱脚のアンカーボルトの定着耐力に関する実験的研究（アンカープレートの定着耐力について II 報），日本建築学会大会学術講演梗概集，昭和 55 年 9 月

文献[3]：(社)電気協会，機器・配管の定着部の評価法に関する調査報告書，昭和 62 年 6 月

図5.3.3-8 せん断補強筋比とコーン状破壊耐力の関係（2）

#### (5) FEM を用いたシミュレーション

FEM を用いて、試験のシミュレーション解析を実施した。

基礎ボルト頂部の引抜き荷重—変位関係を図 5.3.3.9 および 10 に示す。

コンクリートの最大粗骨材径 20mm と同様の要素寸法並びにコンクリート実強度を採用し、基礎ボルトとコンクリート間の摩擦を考慮することで、引抜き耐力、変形性状を十分な精度で捉えることが可能となることが分かる。

なお、図 5.3.3-9 に示す基礎ボルト頂部の引抜き荷重—変位関係において、局部的ピーク後に荷重低下し、その後に荷重増加している傾向が観察できるが、これはコンクリートのシアコーン状ひび割れ発生後に急激に荷重低下し、その後徐々にせん断補強筋へと荷重が再伝達され、さらにコンクリートのシアコーン状ひび割れが進展していくという一連の応力伝達機構のためと考えられ、靱性に富んだ挙動を示すことが確認された。

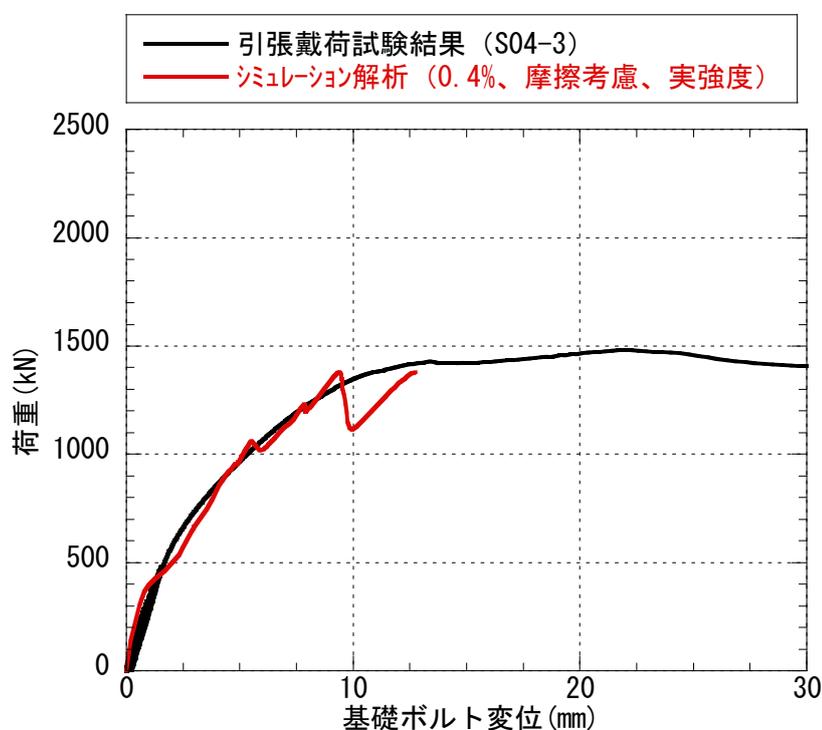


図 5.3.3-9 基礎ボルトの引抜き荷重—変位関係 (せん断補強筋比 0.4%)

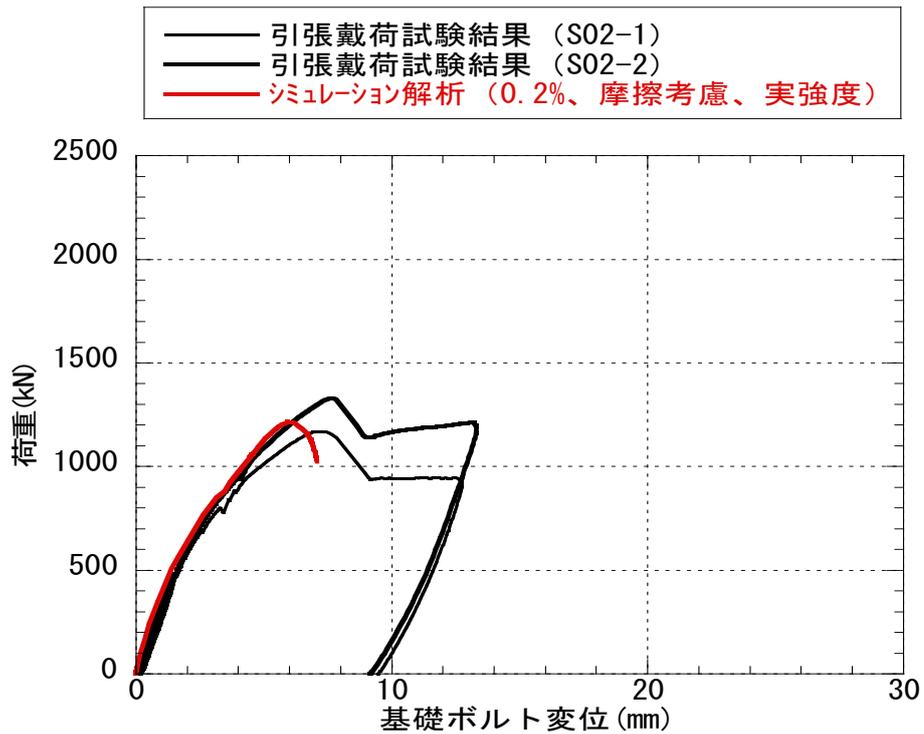


図 5.3.3-10 基礎ボルトの引抜き荷重—変位関係（せん断補強筋比 0.2%）

#### 5.3.4 まとめ

本試験により、以下の知見が得られた。

- ・基礎ボルトのコンクリートコーン状破壊耐力は、せん断補強筋を配することにより上昇することが確認された。
- ・せん断補強筋を配した基礎ボルトの変位は最大荷重以後も伸長し、靱性に富んだ挙動を示すことが確認された。
- ・せん断補強筋比 0.36%の試験体の最大荷重は、供用状態  $D_s$  の許容値( $0.31 \times 0.60 \times A_c \times \sqrt{F_c}$ )の 1.5 倍を上回ることが確認された。
- ・基礎ボルトとコンクリートとの摩擦を考慮した FEM 解析により、試験体のひびわれ進展挙動を模擬することを試みた。

## 5.4 シアコネクタの評価

### 5.4.1 検討の背景

Mark-II型格納容器を採用するプラントのダイヤフラムフロアは、鉄骨フレームと鉄筋コンクリートスラブをシアコネクタ（頭付きスタッド）で接合した構造である。

現行設計における原子炉建屋～炉内構造物系の地震応答解析では、このダイヤフラムフロアを簡便な線形モデルと仮定しているが、耐震安全性評価においては、RPV系と建屋系間の力の伝達を適正化し、建屋と機器の連成振動挙動を実態に合わせるため、ダイヤフラムフロアの非線形モデル化を検討している。

ダイヤフラムフロアの非線形特性の評価では、その構成要素である鉄筋コンクリートスラブ、鉄骨梁及びシアコネクタをモデル化した静的弾塑性有限要素解析を実施し、その結果を参照する。

シアコネクタのせん断特性に関する既往知見については、「土木学会：複合構造標準示方書 2009 制定」に頭付きスタッドのせん断カーズレ変位関係式が示されている。

しかし、この関係式は文献（島弘，渡部誠二，「頭付きスタッドのせん断カーズレ関係の定式化」，土木学会論文集 A, Vol.64, No.4, pp.935-947, 2008.11）の実験に基づき設定されたものであり、その実験の実施範囲から下記の適用範囲が設定されている。このため、実機ダイヤフラムフロアで使用されているシアコネクタ（直径：19mm、高さ：300mm、高さ/直径：15.8）の場合、高さ及び高さ/直径が適用範囲外となる。

#### 【適用範囲】

- ・スタッドの直径：19～25mm
- ・高さ：80～150mm
- ・高さ/直径：4～8

そこで、本試験では、Mark-II型格納容器におけるダイヤフラムフロアのシアコネクタせん断特性を把握することを目的に、実機スケール（スタッド寸法、ピッチ、スラブ厚さ等）のシアコネクタの押抜き試験を実施した。

### 5.4.2 試験の詳細計画

試験はスタッド配列、コンクリート強度、载荷方法をパラメータとして実施した。

#### (a) 試験体

試験体形状は(社)日本鋼構造協会の頭付きスタッドの押抜き試験方法(案)(以下、押抜き試験方法(案)とする)を参考に、1方向及び正負繰返し载荷を想定して設定した。試験体各寸法は実機に合わせた。試験体の概要図を図5.4.2-1に示す。

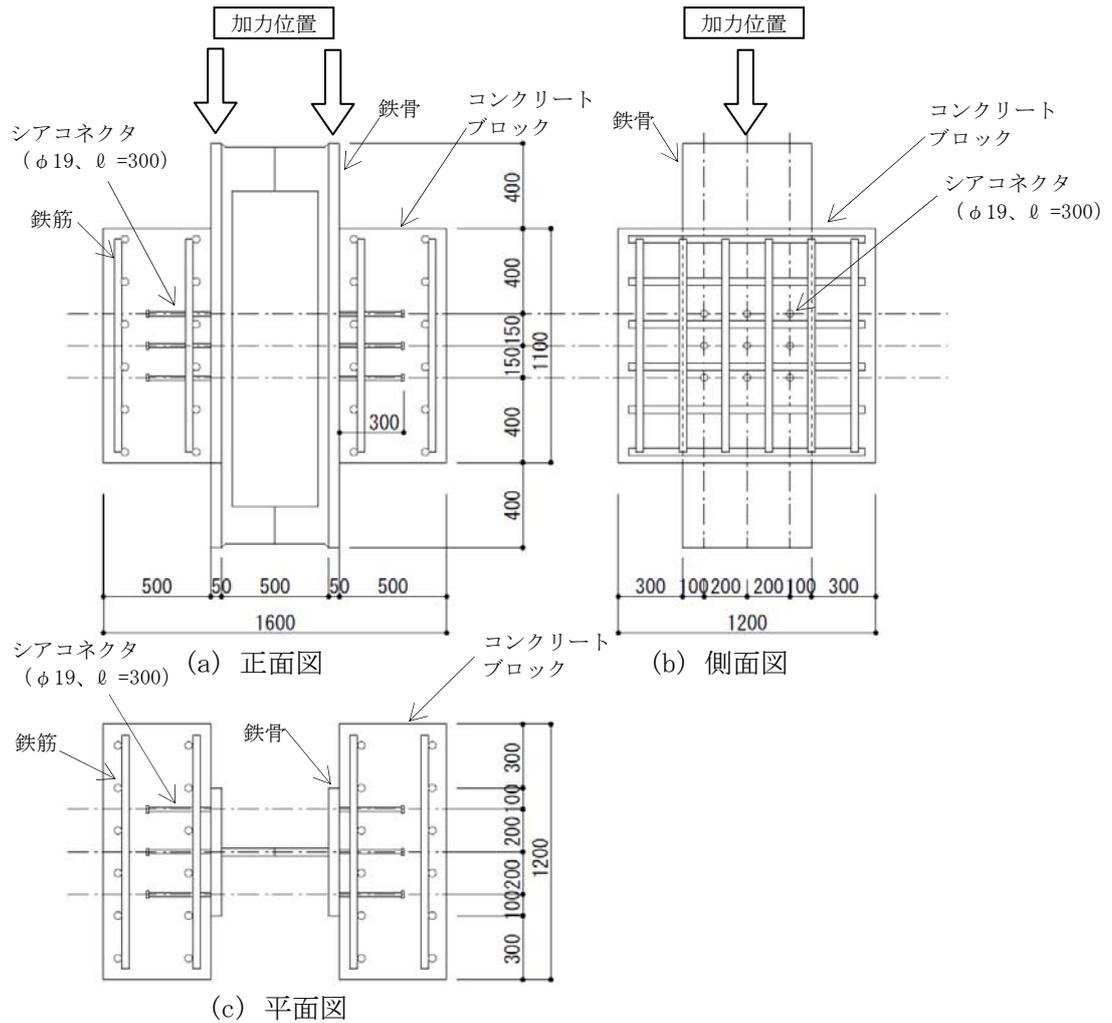


図 5.4.2-1 試験体概要図

(b) 試験方法

加力装置の概要図を図 5.4.2-2 に示す。加力フレーム内側の上部及び下部に 2000kN ジャッキを 2 台ずつ設置し、ロードセル、加力治具 C、D を介して試験体鉄骨部分に鉛直荷重を作用させた。

試験の実施状況を図 5.4.2-3 に示す。

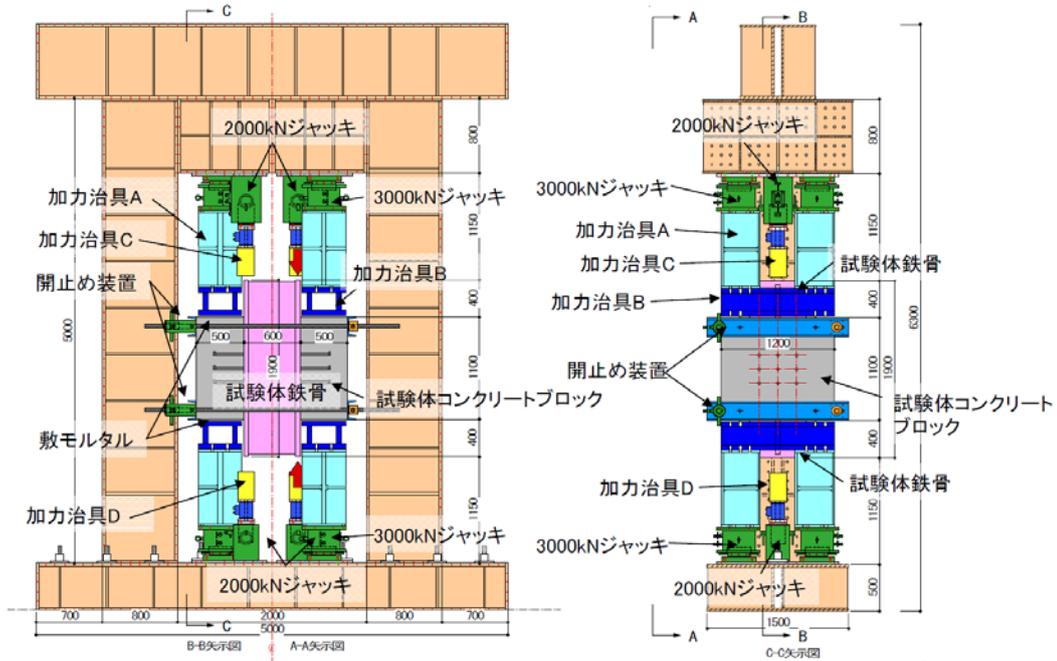


図 5.4.2-2 加力装置概要図

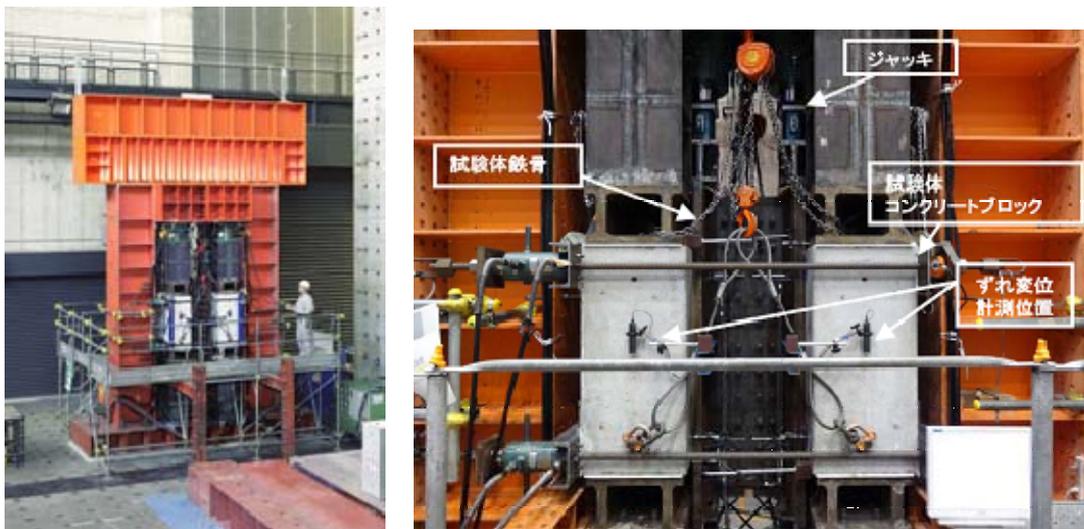


図 5.4.2-3 試験実施状況

### 5.4.3 試験結果

#### (1) 試験結果概要

各試験体の荷重-ずれ変位関係を実験因子ごとに比較した結果を図 5.4.3-1～図 5.4.3-2 に示す。なお、グラフの縦軸は、せん断耐力を AIJ 式（日本建築学会・各種合成構造設計指針・同解説の耐力式  $(0.5s_{ca}\sqrt{E_cF_c})$ ）を用いて基準化したものである。

各試験体とも、最大耐力は、日本建築学会・各種合成構造設計指針・同解説のせん断耐力  $127.5\text{kN/本}$  ( $=0.5s_{ca}\sqrt{E_cF_c}$ )、ただし  $\sqrt{E_cF_c} \leq 900\text{N/mm}^2$  を上回る結果となった。

また、押抜き試験方法(案)の最大繰返し振幅  $4\text{mm}$  を大きく超えただれ変位 ( $9.1\sim 14.2\text{mm}$ ) で最大耐力を記録し、断続的なスタッドの破断音とともに徐々に荷重が低下した。

なお、図中の土木学会・標準示方書による式は、「土木学会：複合構造標準示方書 2009 制定」の式によるものである。

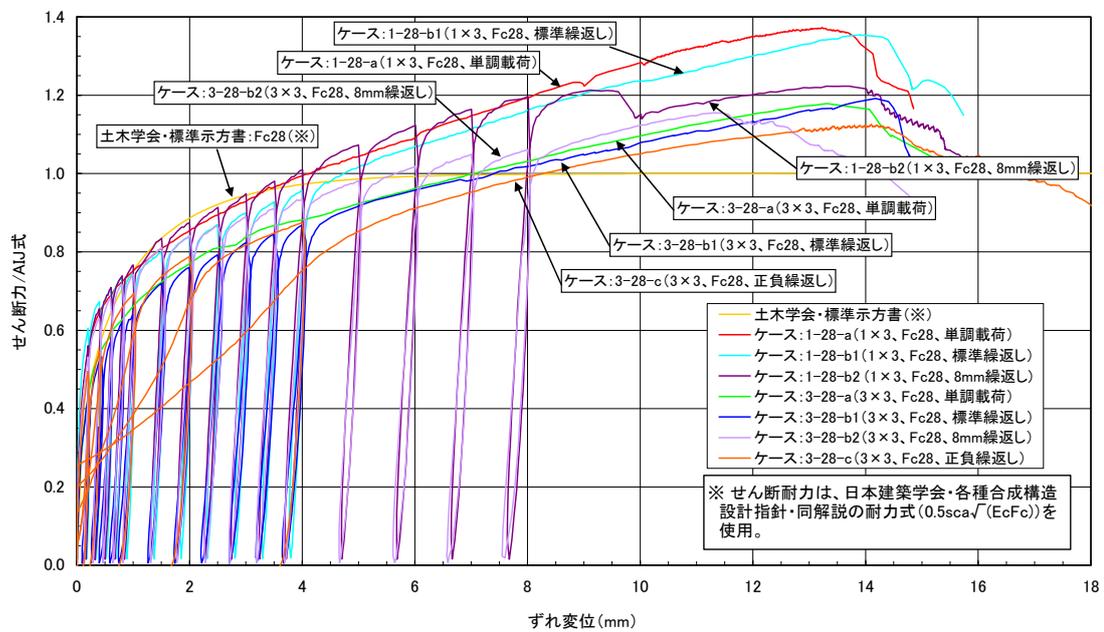


図 5.4.3-1 せん断力-ずれ変位関係（スタッド本数による比較）

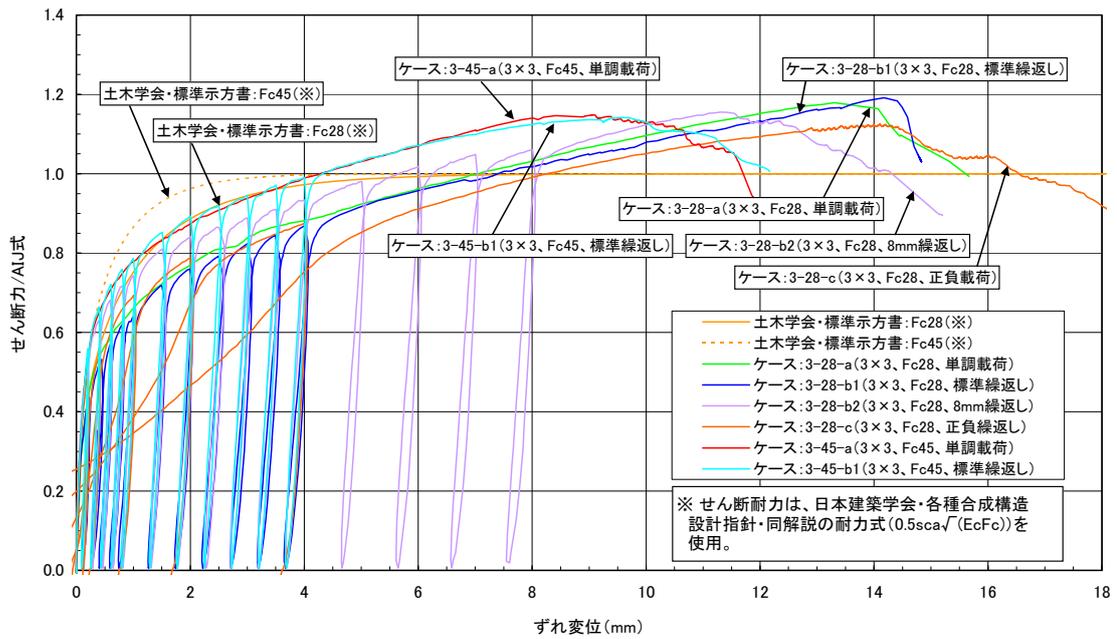


図 5.4.3-2 せん断カーズれ変位関係 (コンクリート強度による比較)

## (2) 試験結果まとめ

本試験により、以下の知見が得られた。

- ・実機ダイヤフラムフロアに用いられるシアコネクタの最大耐力は、日本建築学会・各種合成構造設計指針・同解説のせん断耐力を上回る結果となった。また、最大耐力時のずれ変位は押抜き試験方法(案)の最大繰返し振幅を大きく超えたずれ変位となった。
- ・スタッド本数が少ない1列タイプの結果の方が、剛性及び耐力がやや高くなる傾向が見られるが、せん断カーズれ変位関係に大きな差異は見られず、また最大耐力時のずれ変位についても大きな差異は認められなかった。
- ・コンクリート強度の影響は剛性及び最大耐力時のずれ変位の違いとしてあらわれたが、最大耐力については大きな差異は認められなかった。

## 6. まとめ

SANE委員会は平成19年9月の発足から4年半が経過し、中越沖地震発生当初の目的が概ね達成されたこと、更に関係学協会等への情報発信に加えて、技術成果の体系化に取り組み、2編の民間自主ガイドライン制定をもって、委員会をひとつの区切りとした。技術成果のまとめと今後の課題を以下に示す。

### 6.1 技術成果のまとめ

本委員会では、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。

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、原子炉圧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に活用された。技術成果のまとめを以下に記す。

#### 6.1.1 平成19年度の成果

##### (1) 点検・検査に関する基本的考え方

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、機器の健全性評価方法の一つとして位置づけた。

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

地震後の健全性評価の一環として、局所的な微小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、音速比法を併用する方法を提案した。

地震後の機器・配管の健全性を確認するためのサンプル調査を目的に、非破壊検査及び材料試験等で実施する点検対象部位の選定を行なうとともに、検査結果の判定基準についても示した。

##### (2) 評価に関する基本的考え方

地震応答解析結果に基づく地震荷重を受けた機器の評価として、「発生した地震に対する機器の評価」と継続使用のための「将来発生の可能性がある地震に対する機器の評価」という観点から、「現状の健全性評価」と「将来の安全性評価」について、それぞれの評価基準となる考え方を整理した。それぞれの評価基準に対しては、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601」の許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>SおよびⅣ<sub>A</sub>Sを適用することを基本とした。また最新の知見を反映した、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>SおよびⅣ<sub>A</sub>Sと同等の国内外の基準を準用できることとした。

地震荷重を受けた機器の継続使用にあたっては、「現状の機器の健全性」、「将来発生の可能性がある地震に対する安全性」評価結果を基に判断することとした。  
評価基準に検討結果を、「A,As(クラス1機器)の健全性検討フローチャート」にまとめた。

### (3) 材料強度評価の方針

地震荷重を受けた材料の強度、特に疲労強度に対する評価を対象に材料強度の評価を検討した。検討では、地震荷重により発生した繰返し予ひずみが材料強度、疲労強度に及ぼす影響を確認するとともに、疲労強度におよぼす累積ひずみの影響について検討した。

検討の結果、中越沖地震で発生したものよりはるかに大きい繰返し予ひずみを与えても材料強度に顕著な変化は認められなかった。また、中越沖地震よりも非常に過酷な疲労累積係数となる繰返しひずみを与えても、オーステナイト系ステンレス鋼及びフェライト鋼の疲労寿命に顕著な変化は認められなかった。さらに、SUS316L 鋼の累積ひずみ疲労試験の結果、累積ひずみが 10%程度あっても疲労寿命への影響は認められなかった。

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

### (4) 高経年化事象への対応

地震後機器の健全性評価で考慮すべき経年化事象を抽出し、地震による損傷への影響について整理した。その結果、健全性評価に関係する経年化事象は、材料特性の変化を考慮すべき事象、減肉やき裂などの損傷を考慮すべき事象とに大別できる。今後、既存の知見の調査とともに実機材の調査や材料試験を行い、経年化事象に関する評価を踏まえて、中越沖地震後の健全性評価について検討を進めることとした。

### (5) 地震により損傷した機器の解析

発電用原子力設備の構造強度評価技術に関する知見を拡充し、耐震対策などに活かすために、中越沖地震で象脚座屈が発生した耐震設計クラス C のろ過水タンクについて、損傷解析を実施した。その結果、象脚座屈が地震による入力加速度の大きな時刻に呼応して発生していた。今後、さらに座屈の生じていないタンクの解析を行い、地震によるタンクの損傷要因の分析を行なうとともに、耐震対策などに活用することとした。

### (6) 中越沖地震に対する見解

7号機に関する地震応答解析について、一次応力の評価に加え、疲労評価や制御棒挿入時刻に関する分析、原子炉隔離時冷却系ポンプ基礎ボルトの発生応力の評価などについて検討を行ない、解析結果では中越沖地震では機器に影響を及ぼすような損傷が生じていないことを確認した。また材料試験の結果より、中越沖地震の影響を加味しても、機器の疲労寿命は十分な裕度を有していることを確認した。

## 6.1.2 平成 20 年度の成果

### (1) 地震荷重を受けた機器の検査手法の検討

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

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

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

## (2) 配管耐震性に関する評価手法の整備

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

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

## (3) 原子炉本体基礎の弾塑性評価による耐震安全性評価

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

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

## (4) 疲労強度に関する評価検討

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

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

## (5) 「安全裕度」の予備的検討

耐震設計の有する解析評価の保守性と安全裕度について、配管系の各種解析方法によるケーススタディ結果から、原子力発電設備の耐震設計には大きな裕度が内在していることを確

認した。さらに、「安全裕度」の一般への説明性向上方策を検討した。

### 6.1.3 平成 21 年度の成果

#### (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 Ss 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。

### 6.1.4 平成 22 年度の成果

#### (1) 地震後の機器健全性評価の体系化

国内の地震経験や IAEA, EPRI 等の海外動向を踏まえて、地震前の準備事項と、地震発生直後から再起動に至るまでの設備の点検・評価の考え方を、「地震後の機器健全性評価ガイドライン」【地震前計画と地震後の点検・評価】に纏めた。

また、地震荷重を受けた配管・基礎ボルト等の検査手法について、柏崎刈羽発電所での適用結果をもとに、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、「地震後の機器健全性評価ガイドライン」【検査手法—配管・基礎ボルト等】に纏めた。

## (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、疲労寿命データについて鋼種・条件ごとのデータ拡充を図り、疲労累積係数による評価の妥当性を確認した。

## (3) 原子炉建屋シヤラグ、原子炉本体基礎ボルトの耐震安全性評価

BWR 5 型プラントの原子炉建屋シェル壁と原子炉格納容器の間に設置されたシヤラグの耐震安全性の妥当性を確認するとともに、原子炉本体基礎ボルトの定着部コンクリートに配されたせん断補強筋の影響を確認した。

### 6.1.5 平成 23 年度の成果

格納容器ダイヤフラムフロアの非線形モデル化手法を検討するとともに、米国バージニア地震後によるノースアナ原子力発電所停止後の運転再開プロセスの調査を実施した。

東日本大震災により委員会活動は長期間の中断を余儀なくされたが、平成 22 年度ほぼ作成済であった二編のガイドラインを取り纏めた。これにより、新潟県中越沖地震を主な対象とした委員会当初の目的は概ね達成されたことから、既報告以降の成果を取り纏め、委員会活動を終了することとした。

## 6.2 今後の課題

現在、国をあげて東日本大震災の教訓を抽出し、安全性向上のための対策を講じて、国民・住民の信頼を再構築するための諸活動が継続中である。地震国にあつて原子力発電を継続していくためには、地震経験から得た貴重な知見・成果を体系化・一般化し、着実に技術伝承していくことが重要である。予期せぬ地震に日頃から備えるとともに、的確で合理的な地震後の対応を図る必要がある。

地震後の評価では、構造、材料、荷重について、設計段階より実態に即した解析が可能である。特に耐震実証試験や実設備での地震経験から、十分な耐震安全裕度が保証されている機器・配管系の評価では、設計段階での保守的な評価基準の準用に加えて、弾塑性解析手法適用や耐震安全裕度の定量化などの条件整備を進め、説明性を向上させる必要がある。

「地震後の機器健全性評価ガイドライン」は、原子力技術協会より初版を公表後も、利用者が実機に適用した場合の課題を継続フォローし、必要に応じてガイドラインの改定を行う必要がある。

特に、福島第一原子力発電所の事故調査が進行中であることに加えて、国内原子力発電所の安全性に関する総合的評価（いわゆるストレステスト）により、プラントごとの安全上の弱点を把握（クリフエッジの特定）が進行中であること、さらには原子力安全規制に関する法制度の枠組みが見直されるなかで、例えばシビアアクシデント対策の規制取込みに関する議論が進行中であることなどの状況をフォローし、本ガイドラインに反映すべき事項が出現した場合には、タイムリーに抽出し、適宜ガイドライン改定作業に繋げることが重要である。

また、地震動の指標（DIP : Damage Indicating Parameters）としての累積絶対速度（CAV : 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) について、IAEA 等で進行中の検討状況を継続フォローする必要がある。さらに、日本電気協会の原子力規格委員会 耐震設計分科会が着手した基準策定審議に協力を行う必要がある。

なお、日本原子力技術協会は、本委員会終了後も、必要に応じ関係者・機関の協力を仰ぎ、今後の課題対応に取り組むこととしている。

以上

平成 22～23 年度 S A N E 委員会 委員と主な参加者 (WGを含む)  
(平成 24 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 一朗	(財)発電設備技術検査協会
委員	小茂鳥 潤	慶応義塾大学
委員	佐藤 靖彦	北海道大学
委員	澤 俊行	広島大学
委員	鈴木 浩平	首都大学東京 名誉教授
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 名誉教授
委員	中曾根 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	東北工業大学
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	舟根 俊一	北海道電力(株) 原子力部
常時参加者	竹島 光博	東北電力(株) 原子力部
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	長澤 和幸	東京電力(株) 原子力耐震技術センター
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	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	米田 貢	北陸電力(株) 原子力部
常時参加者	松田 徹	北陸電力(株) 原子力部
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	田村 伊知郎	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	戸村 典章	日本原子力発電(株) 発電管理室
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	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	吉賀 直樹	三菱重工(株) 原子力プラント技術総括部
常時参加者	伊神 和忠	三菱重工(株) 原子力プラント技術総括部
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	中嶋 昭弘	日本原燃(株) 再処理事業部 施設建設部
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	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

## S A N E 委員会開催実績、WG開催実績等

## I, 平成 22、23 年度 S A N E 委員会開催実績

- 第 1 5 回 委員会 (平成 22 年 4 月 20 日)
- 第 1 6 回 委員会 (平成 23 年 1 月 25 日)
- 第 1 7 回 委員会 (平成 23 年 11 月 2 日)
- 第 1 8 回 委員会 (平成 24 年 3 月 1 日)

## II, 平成 22、23 年度 WG 開催実績と各 WG のメンバー構成

(開催実績)

- 第 8 回 評価基準 WG (平成 22 年 4 月 7 日)
- 第 1 7 回 検査 WG (平成 22 年 4 月 8 日)
- 第 9 回 評価基準 WG (平成 22 年 7 月 29 日)
- 第 9 回 疲労・材料試験 WG (平成 22 年 7 月 29 日)
- 第 1 1 回 建屋-機器連成 WG (平成 22 年 8 月 25 日)
- 第 6 回 再起動 WG (平成 22 年 9 月 22 日)
- 第 7 回 再起動 WG (平成 22 年 12 月 17 日)
- 第 8 回 再起動 WG (平成 23 年 2 月 16 日)
- 第 1 8 回 検査 WG (平成 23 年 3 月 2 日)
- 第 9 回 再起動 WG (平成 24 年 1 月 27 日)

(各 WG のメンバー構成)

- ・検査 WG : 大岡 WG 主査、古村委員、澤委員、野本委員、高木委員、中曾根委員、野本主査、望月委員、渡辺委員、東京電力、東芝、日立 GE、原技協
- ・評価基準 WG : 湯原 WG 主査、笠原委員、三浦委員、西口委員、野本主査、森下委員、吉村委員、東京電力、東芝、日立 GE、原技協
- ・疲労・材料試験 WG : 小川 WG 主査、小茂鳥委員、鈴木 (俊) 委員、野本主査、東京電力、東芝、日立 GE、原技協
- ・配管振動 WG : 鈴木 (浩) WG 主査、安藤委員、中村 (い) 委員、野本主査、東京電力、東芝、日立 GE、原技協
- ・建屋-機器連成 WG : 鈴木 (浩) WG 主査、北山委員、佐藤委員、瀧口委員、中村 (光) 委員、野本主査、東京電力、三橋委員、東芝、日立 GE、鹿島建設、清水建設、原技協
- ・再起動 WG : 野本 WG 主査、大岡委員、笠原委員、鈴木 (浩) 委員、瀧口委員、吉村委員、電力各社、東芝、日立 GE、三菱重工、電事連、原技協

### 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 2 ～ 2 3 年度報告 平成 2 4 年 3 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