

地震による発電設備の損傷評価、耐震性評価事例について
- 「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」の検討から -

野本敏治

「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」主査
東京大学名誉教授

中越沖地震を被災した柏崎刈羽原子力発電所では、耐震設計グレードの高い安全上の重要機器に、外観上の大きな損傷は認められておらず、被災から2年半を経過して、先行号機が順次運転を再開することにより節目を迎えている。被災から今日に至るまで、設計基準を超える地震荷重を受けた重要機器の健全性を確認し対策を着実に実施することが、災害に強い発電所を再構築していくための必要条件となっており、災害から得られた貴重な教訓を関係者が広く共有していくことが、将来の原子力利用を安全に展開していく上での最重要課題のひとつとなっている。

このため、平成19年秋に「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)が一般社団法人日本原子力技術協会に発足、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、地震荷重を受けた機器の健全性評価について、解析的評価と点検・検査の両面から検討することとした。

SANEでは、現在6WG(評価基準WG、検査WG、疲労・材料試験WG、配管振動評価WG、建屋-機器連成WG、再起動WG)を編成し、配管の塑性ひずみ測定評価や締結部材健全性評価、機器・配管の弾塑性挙動を考慮した解析手法の適用性評価、配管の合理的な振動特性評価、原子炉压力容器基礎部の耐震安全性、説明性向上の方策、地震後のプラント再起動に関する検討などの案件に取り組んでおり、活動成果を関連学協会等へ情報発信してきた。その知見は東京電力による設備健全性評価の報告書作成や国等の様々な審議プロセスの中で活用されている。

今後も引き続き、技術知見を踏まえた合理的な健全性評価のあり方を検討し、各WGを中心に取り纏めた検査・解析等に関する技術成果を、より一般化した技術ガイドラインの形態に整備し、関係者の利便性に供していくこととしている。

特に昨今の国内複数地点での地震経験・教訓から、プラントの再起動に関し予め点検対象・方法を定め、地震動の大きさと損傷の程度に応じて合理的かつ迅速な対応を図ることが求められており、米国・IAEA等の知見にSANEでの検討プロセス・成果を加え、地震後の再起動に関するガイドライン素案作成に勢力的に取り組んでいる。

ここでは、上記のSANE活動全般についての概要報告に加えて、SANEで検討されてきた以下の解析事例を紹介する。

- ・中越沖地震により損傷した耐震Cクラス設備の健全性評価に際して検討した、循環水配管エルボ部(マイタ管)の変形解析および、ろ過水タンクの座屈解析
- ・新たに策定された設計用基準地震動 S_s による耐震安全性評価に際して検討した ABWR 原子炉本体基礎部(RPVペDESTAL)の解析評価

実設備の損傷解明と耐震設計手法高度化の両面から、計算技術の重要性は高まりつつあり、今後の原子力耐震計算科学の一層の発展が期待される。

地震による発電設備の損傷評価，耐震性評価事例について

— 『中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会』の検討から—

第21回 CCSEワークショップ
—原子力耐震計算科学の可能性—

2010. 1. 25

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会主査

東京大学名誉教授
野本 敏治

JANTI SANE

内容

- 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（SANE*委員会）」の活動概要
 - SANE委員会の活動概要
 - 構造健全性評価
 - 点検・検査
 - 疲労寿命
 - 再起動
 - 損傷評価，耐震安全性評価に関する事例紹介
 - 耐震Cクラス機器（循環水配管、ろ過水タンク）
 - 原子炉本体基礎部（RPVペDESTAL）
- まとめ

* SANE: **S**tructural Integrity **A**ssessment for the **N**uclear Power Components experienced Niigata Chuetsu-Oki **E**arthquake Committee

JANTI SANE

SANE委員会設立の背景

- 中越沖地震により、柏崎刈羽原子力発電所の重要機器に外観上損傷は認められていない
- しかしながら設計地震動を超える加速度が観察されたため、重要機器の構造健全性を評価することが望まれる
- 地震後の原子力機器の構造健全性を評価するために有識者による評価委員会を設立を検討



- 2007年9月、日本原子力技術協会（JANTI）に、SANE委員会が設立され、地震後の原子力機器の構造健全性評価に関して以下の検討を開始
 - 点検・検査方法の検討
 - 地震荷重の影響の検討（材料強度への影響、ほか）
 - 構造健全性評価手法、基準の検討

SANE委員会の活動概要

■ 検討項目

- 地震後の機器の点検・検査方法
 - ✓ 目視点検, 追加点検
- 地震応答解析による評価
 - ✓ 健全性評価基準
 - ✓ 東京電力が実施する評価の審議, 助言
- 地震による疲労累積損傷評価
- 再起動に向けた課題の抽出とガイドラインの検討

■ 委員会構成

- 委員長 東京大学名誉教授 野本敏治
- WG 評価基準, 検査, 疲労・材料試験, 建屋機器連成解析
配管振動評価, 再起動
- 委員数 26名
構造/耐震 (11名), 検査 (6名), 疲労・材料 (4名)
コンクリート構造 (5名)
- 常時参加者 (電力, メーカー, ほか) 約40名

柏崎刈羽原子力発電所の視察 (1)



RPV基礎ボルト, 1号機 (As)



タービン車室内部, 1号機 (B)



PLRポンプ, 1号機 (As)



水圧制御ユニット, 1号機 (As)

JANTI SANE

損傷なし

():耐震クラス

4

柏崎刈羽原子力発電所の視察(2)



DG用軽油タンク, 1号機 (As 相当)



NO.4ろ過水タンク (C)



地盤沈下, 2号機 (-)



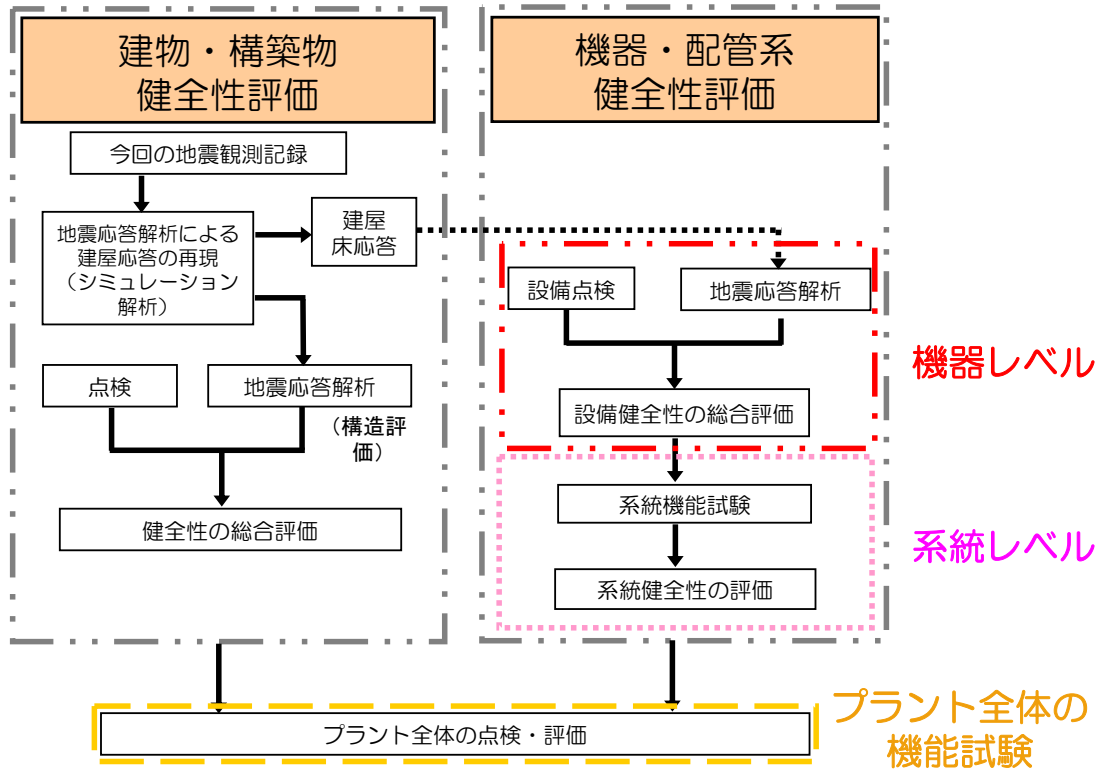
変圧器基礎ボルト, 2号機 (C)

JANTI SA

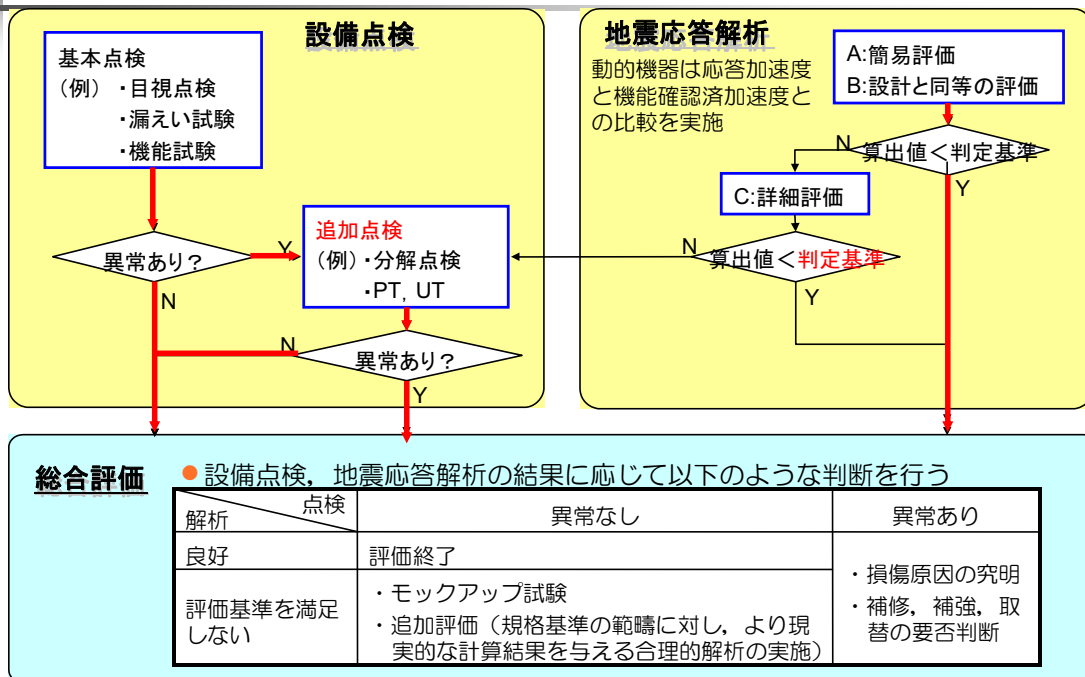
耐震設計レベルの低い機器では座屈, 変形, 破損などの損傷が発生

(): Seismic design class 5

プラント全体の健全性確認の流れ



機器レベルの点検・評価の流れ

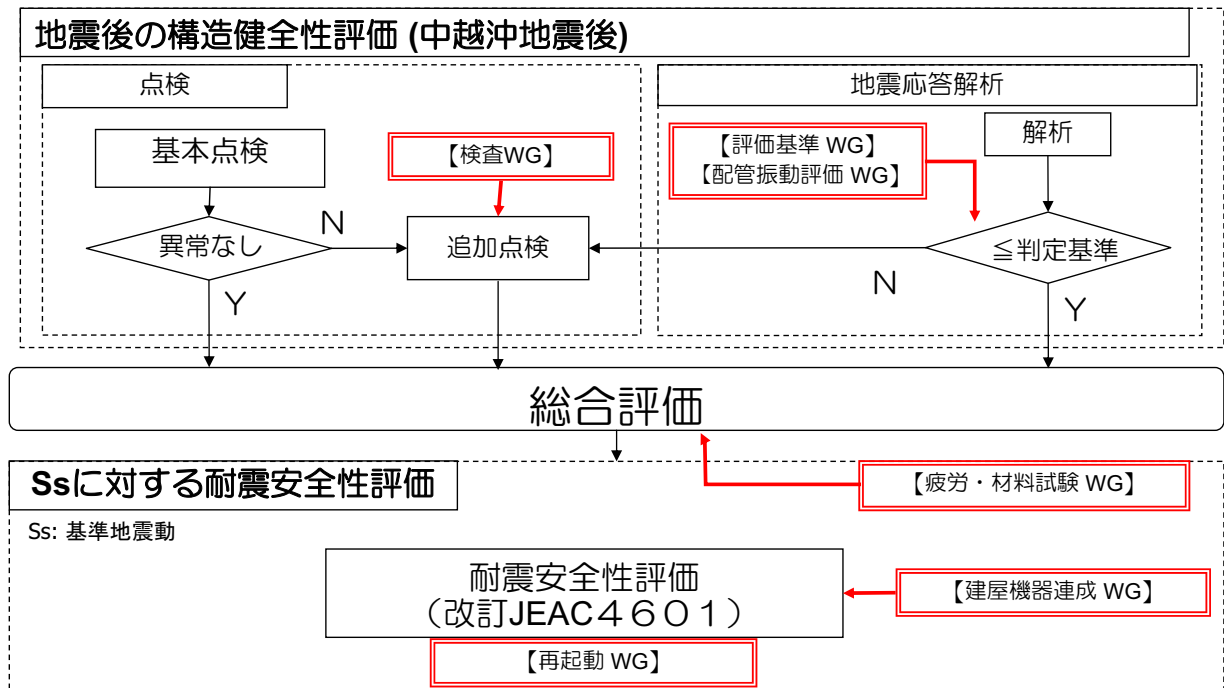


追加点検の方法、設備点検の判定基準等について、東京電力は「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会 (SANE)」の成果を活用

構造健全性評価, 耐震安全性評価と各WGの位置づけ

重要機器の評価 (配管, 容器, 支持構造物, ボルトなど)

 :SANE委員会WG



原子力機器の構造健全性評価に関する検討 (1)

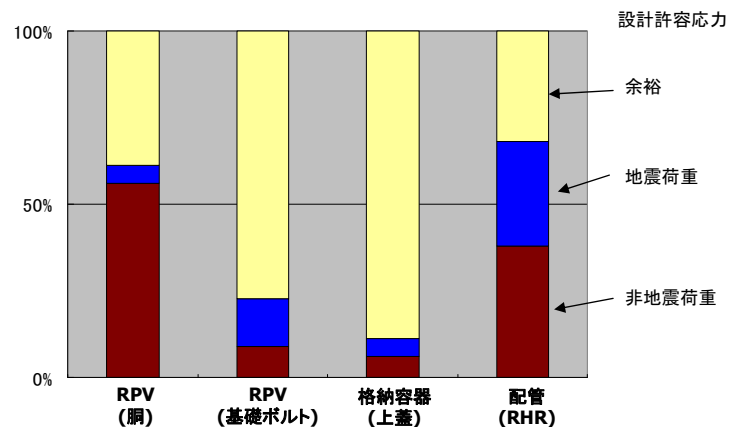
- 現在の評価
 - ✓ 設計基準による評価
 - ◆ JEAG 4601 (原子力発電所耐震設計技術指針)
- 先進的な評価基準による評価, 地震後評価手法の採用
 - ✓ 海外基準の適用性検討
 - ◆ ASME B&PV code Sec. III (Level C condition), ほか.
 - ✓ 耐震設計と地震後評価の相違点の検討
 - ◆ 地震情報の地震後評価への適用性検討(地震動, 構造, 材料, ほか)
 - ✓ 先進的な解析方法と評価基準の検討
 - ◆ 弾塑性解析の適用と評価基準の検討

原子力機器の構造健全性評価に関する検討(2)

■ 先進的な解析，評価のための主な検討課題

- 設計規格の保守性
 - ✓ 多くの加震試験，強度試験が設計規格の有する保守性を証明
- 配管系では，機器にくらべて地震荷重の割合が大きい

配管の地震応答解析
方法，設計基準などに
関する議論



原子力機器の構造健全性評価に関する検討(3)

■ 最新の知見，規格・基準の検討と適用性評価

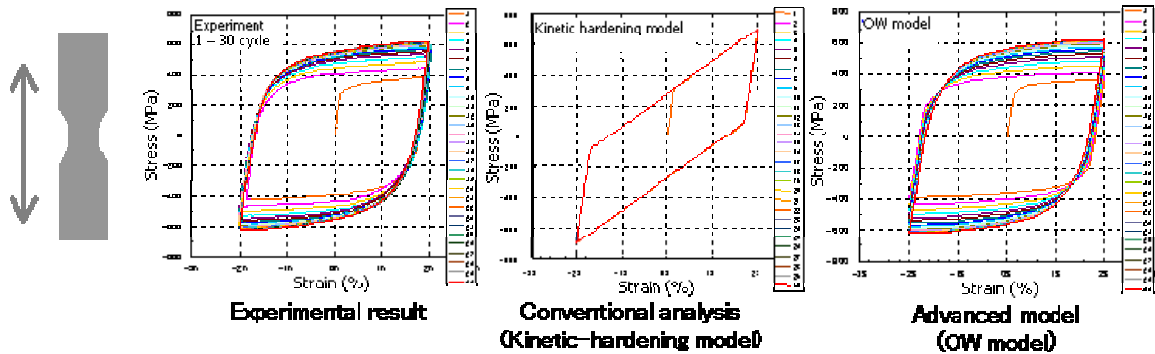
- ASME Code (Sec. III Level C)
 - ✓ 応力係数，許容応力
- 電気協会(JEAC 4601-2008)
 - ✓ 配管減衰定数 (中越沖地震後の評価にも適用済み)
- 日本機械学会 JSME S NC-CC-005
 - 【事例規格】弾塑性有限要素解析を用いたクラス1 容器に対する強度評価の代替規定
 - ✓ 弾塑性解析

ASME level C を適用するとJEAG 4601に比べて許容応力が約
20%合理化できる

原子力機器の構造健全性評価に関する検討(4)

■ 弾塑性解析の適用

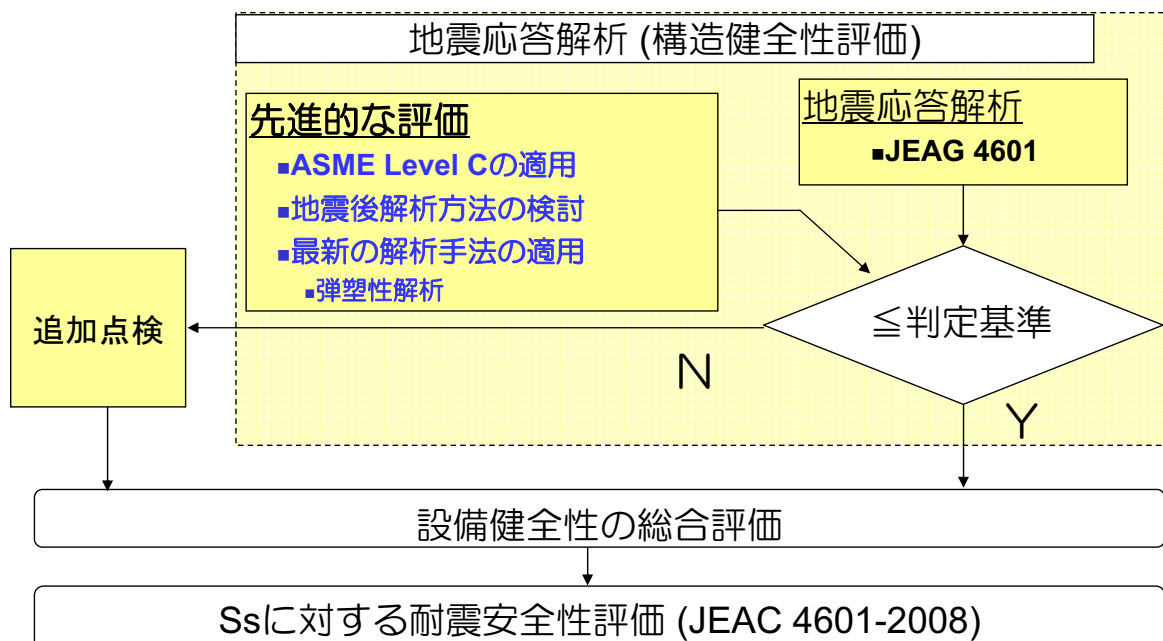
- 最新の弾塑性解析手法による応力-ひずみ曲線のシミュレーションの高度化



最新のモデルを適用することにより地震による変形の高精度なシミュレーションが可能

原子力機器の構造健全性評価に関する検討(5)

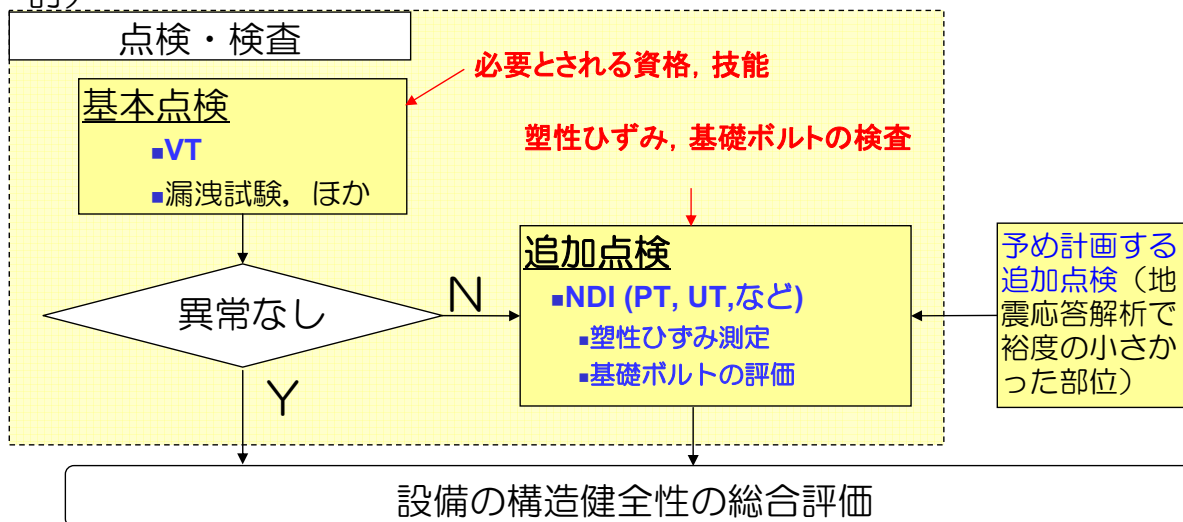
地震応答解析の評価は現在は設計規格をもとに実施されている。評価基準WGでは地震後の構造健全性評価に関する議論を実施中



点検・検査

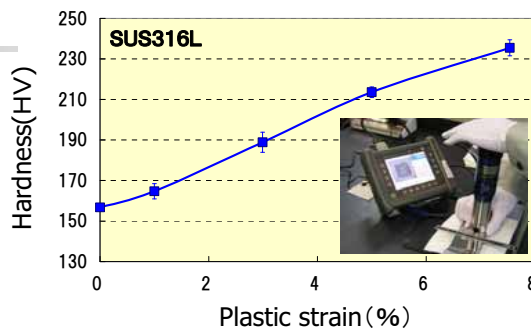
■ 基本点検と追加点検

- **基本点検**: 目視点検のように各機器共通に実施される点検（点検・検査実施者に**必要とされる資格, 技能**について検討）
- **追加点検**: 非破壊検査（PT, UTなど）など基本点検の結果に応じて実施される点検・検査。（**塑性ひずみの測定, 基礎ボルトの検査**などを検討）



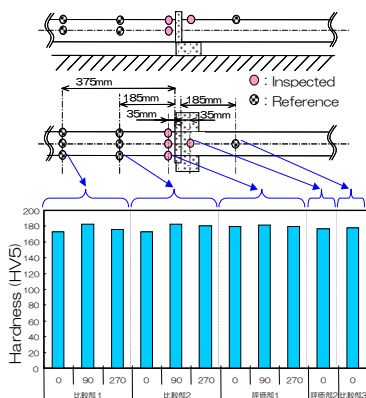
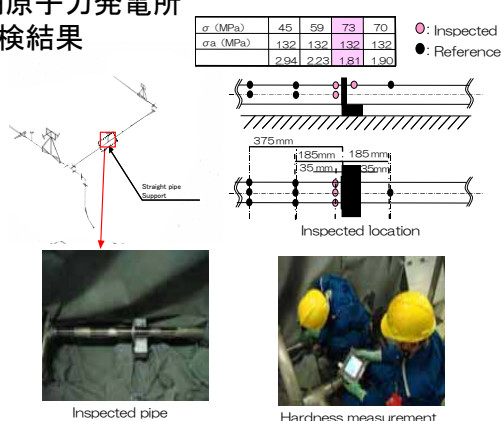
追加点検 (1)

- 地震で発生した塑性ひずみの検出, 評価
 - **硬さ法**による塑性ひずみの評価



塑性ひずみと硬さの関係

柏崎刈羽原子力発電所
7号機点検結果



比較部, 評価部
で硬さは同等

硬さ法による配管の塑性ひずみ評価結果(ほう酸水注入系配管)

追加点検 (2)

- 圧力容器などの基礎ボルトの健全性評価方法を検討, 提案

- 基礎ボルトの健全性評価法

- 基本点検

✓ 目視点検, 打診試験

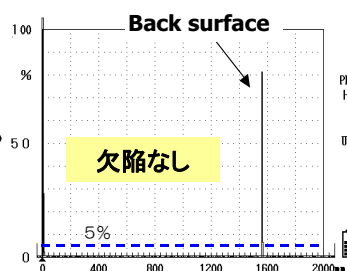
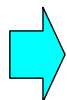
- 追加点検

✓ UT (き裂), トルク法 (緩み)

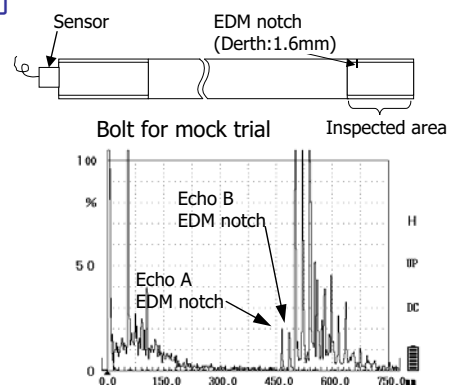


地震後の基礎ボルトの健全性評価として適用

柏崎刈羽原子力発電所
7号機点検結果



ノッチ付ボルトのUT結果

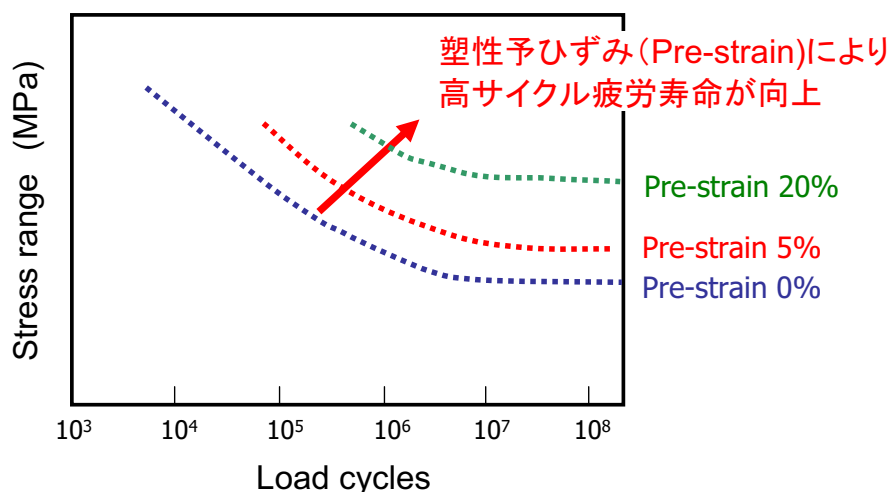


UTによる基礎ボルトの検査結果(圧力容器基礎ボルト)

疲労寿命の評価 (1)

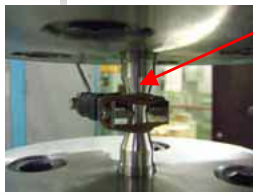
- 疲労寿命に関するデータの拡充

- 材料に塑性ひずみを与えると加工硬化により高サイクル疲労寿命が向上
- 塑性ひずみの低サイクル疲労寿命への影響に関するデータの拡充が必要

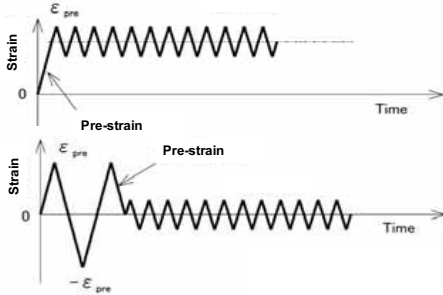


予ひずみ材の疲労寿命

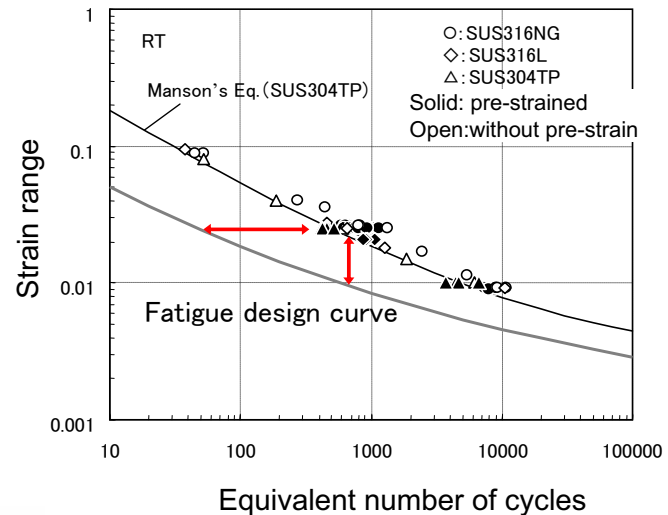
疲労寿命の評価 (2)



Test specimen



予ひずみ付与による疲労試験



予ひずみ材の低サイクル疲労試験結果 ($\Delta \varepsilon_{pre}=4 - 16\%$)

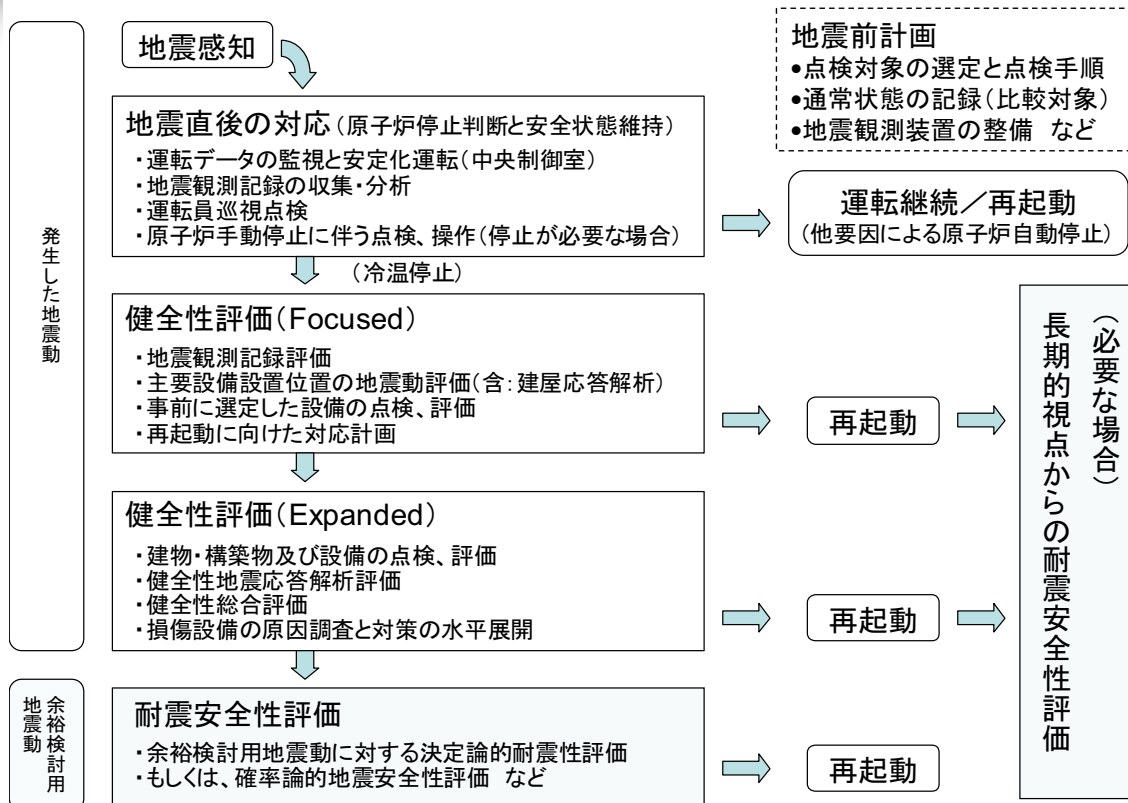
- 低サイクル疲労寿命に及ぼす予ひずみの影響は認められず、設計疲労曲線に対して十分な裕度を有していた
- これらの知見は、地震後の機器の構造健全性評価に活用されるとともに耐震設計の有する裕度の見える化に活用されている¹⁸

中越沖地震による疲労損傷:7号機残留熱除去系配管の例 疲労累積係数 $UF=0.1061$

地震後の再起動に関する検討 (1)

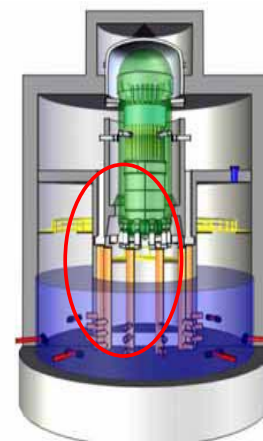
- H21年度より、地震前後の原子力発電所の点検評価事項を整理し、地震後の再起動に関するガイドライン案の検討を開始。
- 中越沖地震後のSANEでの検討成果に加えて、国内プラントの最近地震経験、米国・IAEA等の基準類と先行事例を調査。
 - EPRI NP-6695, "Guidelines for Nuclear Plant Response to an Earthquake"
 - ANSI/ANS-2.23-2002, "Nuclear Plant Response to an Earthquake"
 - ANSI/ANS-2.10-2003, "Criteria for the Handling and Initial Evaluation of Records from Nuclear Power Plant Seismic Instrumentation"
 - IAEA Safety Reports
 - JEAC 4601-2008, 「原子力発電所耐震設計技術規定」
 - JNES 07 基情報-0001, 「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」
- 地震動の大きさと設備の損傷程度に応じて、地震後の健全性確認を合理的かつ迅速に行う方策を検討中。

地震後の再起動に関する検討 (2)



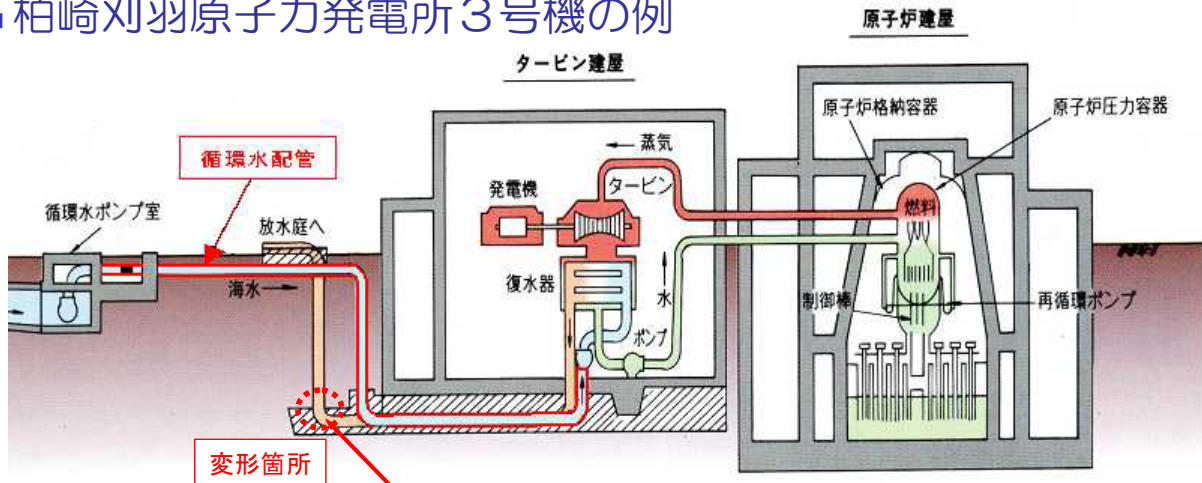
損傷評価, 耐震安全性評価事例

- 損傷評価事例
 - 循環水配管の変形評価
 - タンクの座屈解析
- 耐震安全性評価事例
 - 原子炉本体基礎部 (RPVペDESTAL)



循環水配管健全性評価 (1)

■ 柏崎刈羽原子力発電所3号機の例



循環水配管

- 配管口径／肉厚：
約3300mm／16mm
約2400mm／13mm（復水器下部）
- 材質：炭素鋼（SS400）

地震の影響により、循環水配管エルボ部（マイタ管）に

- ・配管の変形
- ・内面塗膜の剥離が確認された。

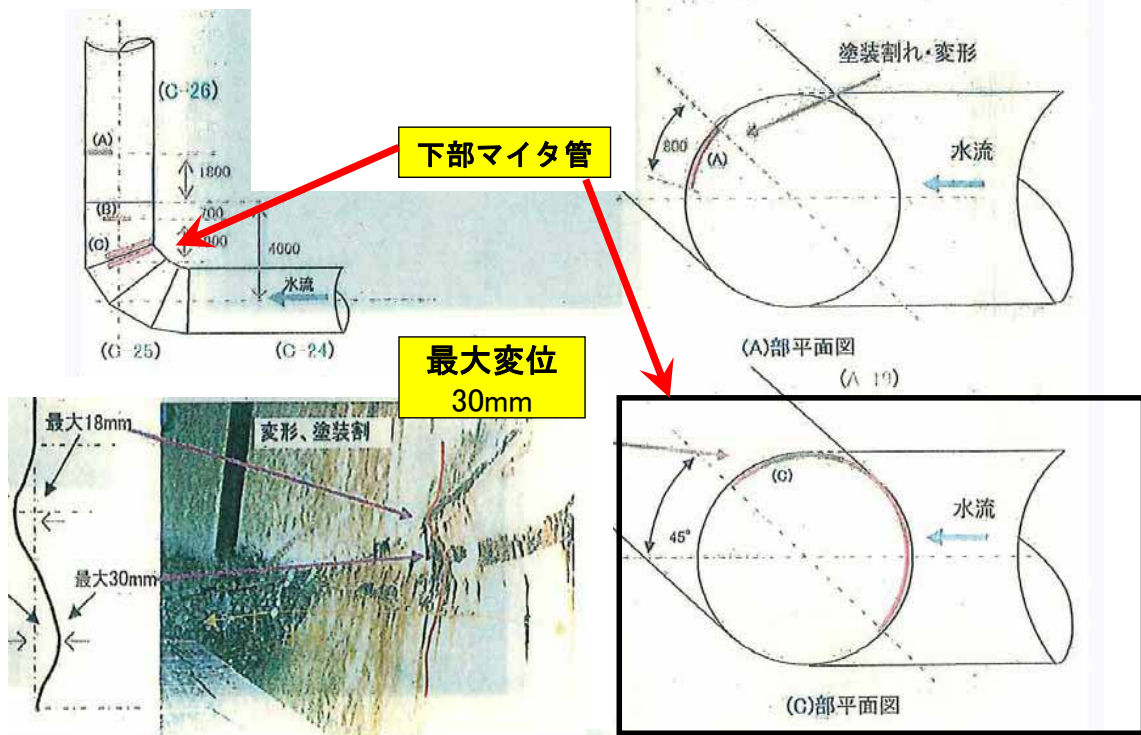
非破壊検査の結果、母材のひびは確認されていない。



変形部の健全性について解析により検討

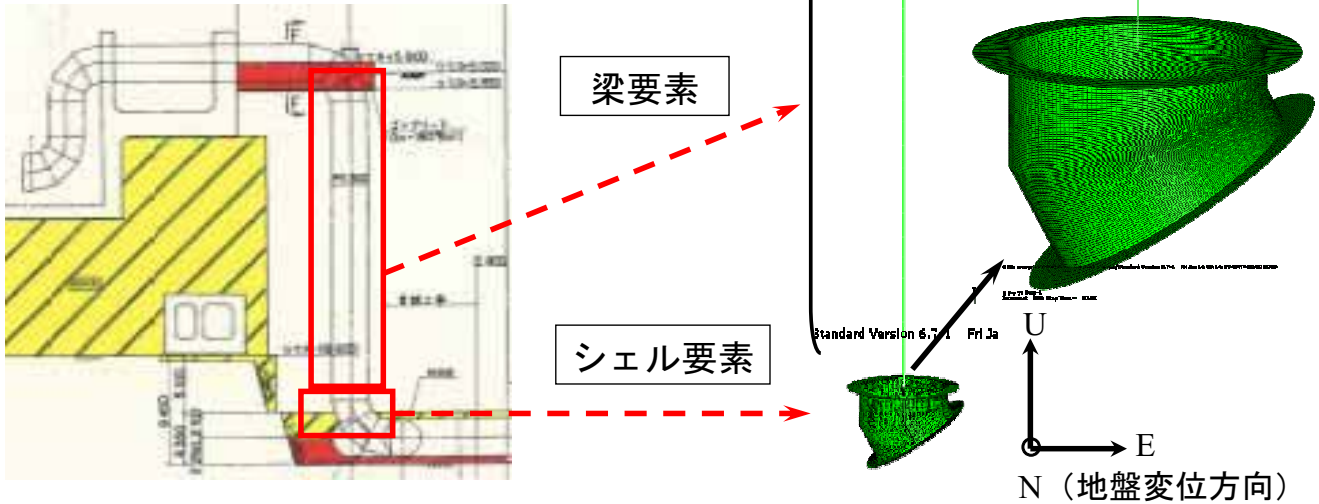
循環水配管健全性評価 (2)

■ 放水管マイタ管下部変形状況



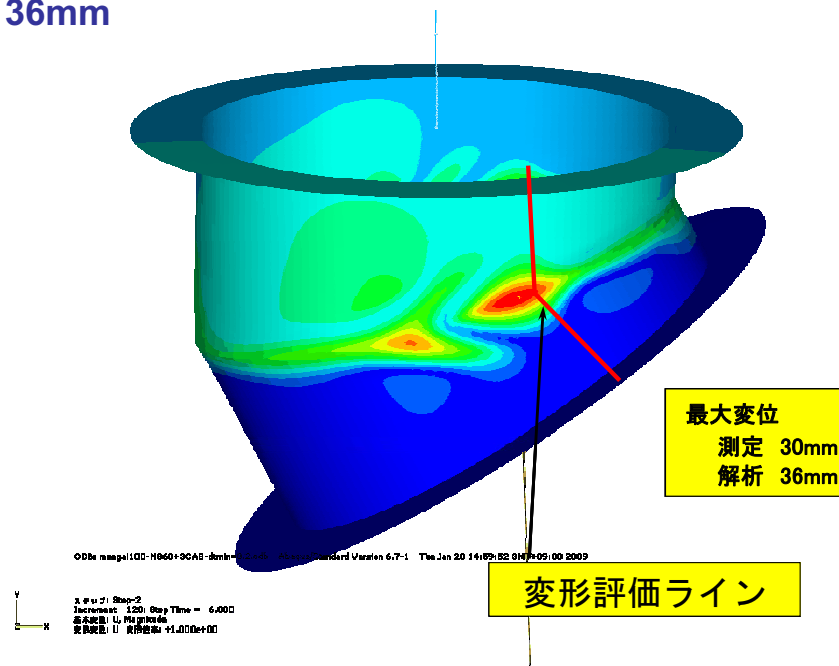
循環水配管健全性評価 (3)

- 中越沖地震に対する変形解析モデル
 - 梁要素, シェル要素からなる解析モデル
 - 地盤変位を入力してマイタ管の変形解析を実施



循環水配管健全性評価 (4)

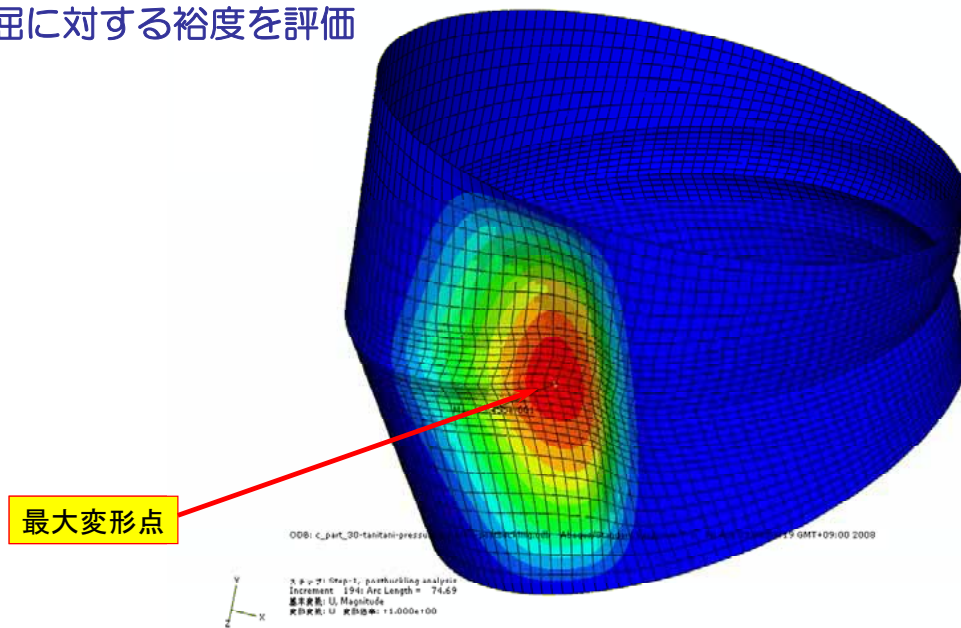
- 残留変形
 - 実測された最大変位：30mm
 - 解析結果：36mm



循環水配管健全性評価 (5)

■ 後座屈変形モード (初期変形あり)

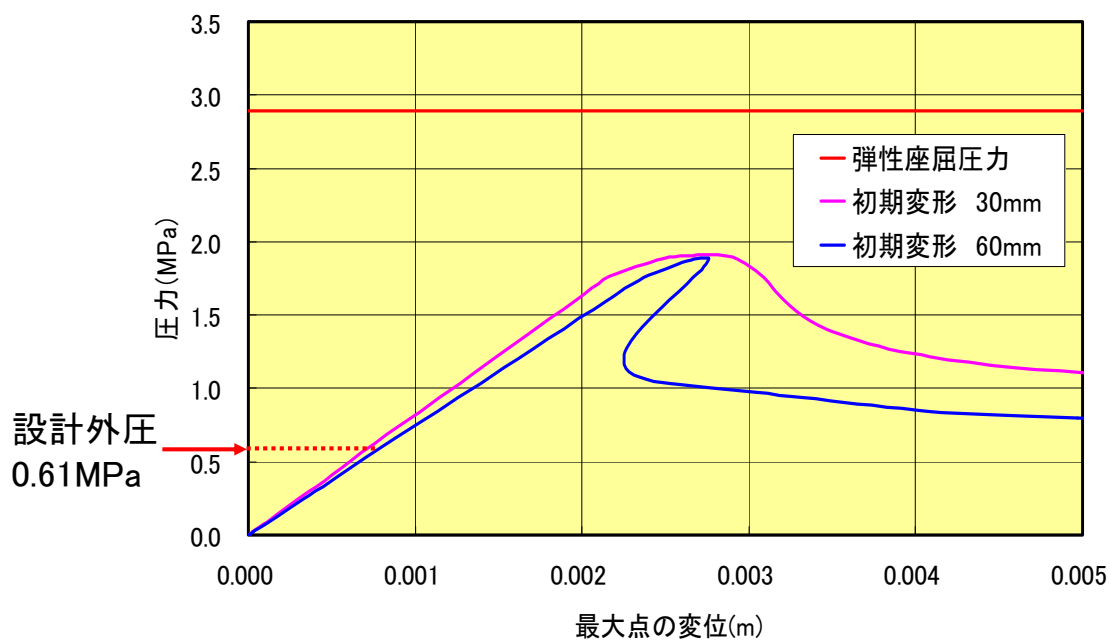
- 地震後の変形を初期変形として与え、外圧に対する変形解析を実施
- 外圧座屈に対する裕度を評価



循環水配管健全性評価 (6)

■ 座屈後変形挙動 (初期変形あり)

- 初期変形を有する配管も、設計外圧に対して大きな裕度を有している
- 安全率: **3.11**



タンクの地震応答解析 (1)

■ タンクの設計諸元と損傷状況



7号機軽油タンク



NO.3ろ過水タンク

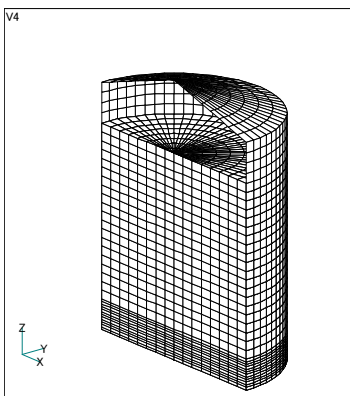
	耐震設計クラス	損傷	半径 (m)	高さ (m)	液面高さ (m)	流体比重	板厚 (mm)*1
7号機軽油タンク	As相当	なし	5.3	9.5	7.5*2	0.87	9
NO.3ろ過水タンク	C	座屈	4.9	12.1	10.1	1.0	6,7

*1: 高さ方向で板厚が異なる

*2: 設計値

タンクの地震応答解析 (2)

■ 解析モデルと解析に用いた地震波形



解析モデル(1/2対称モデル)

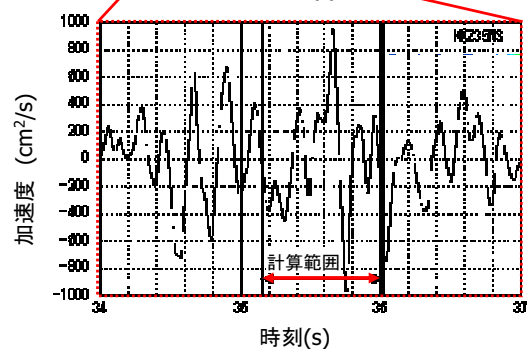
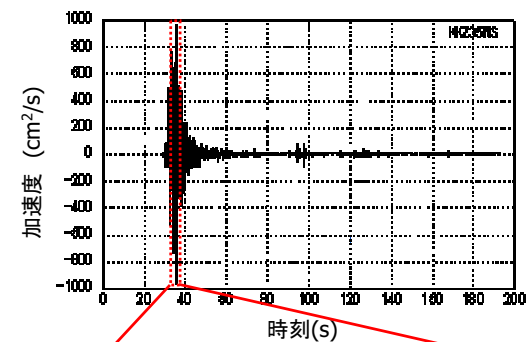
コード: FINAS

要素:

- ・タンク壁 : 4辺形シェル要素
- ・タンク屋根 : 4辺形シェル要素
- ・タンク底面 : 4辺形シェル要素
- ・内部液体 : 6面体流体要素

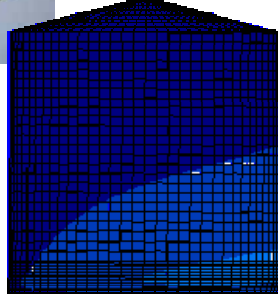
入力条件および支持条件:

- ・円筒部下部全節点でX(水平方向)加速度入力
- ・円筒部下部全節点で上下方向支持

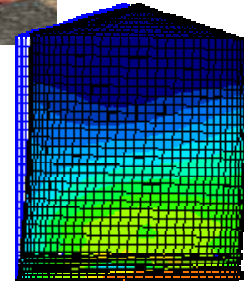


入力地震波(大湊側観測小屋、NS方向)

タンクの地震応答解析 (3)



軽油タンク
耐震クラス: As 相当
損傷: なし



ろ過水タンク
耐震クラス: C
損傷: 座屈

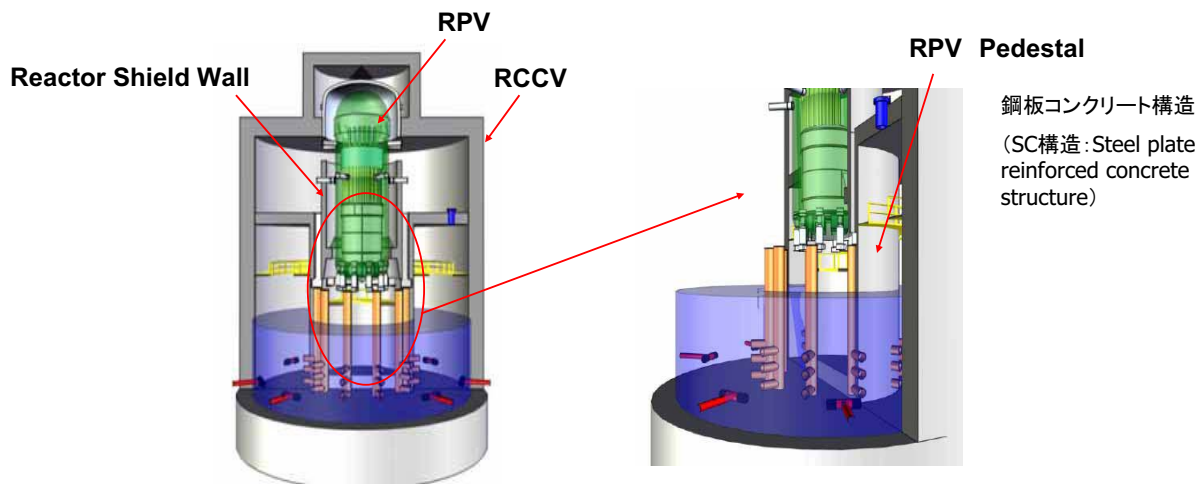
耐震設計クラスの相違



FE解析により, 耐震設計クラスの違いによる地震応答, 損傷の相違が示された. これらの知見は, 補修, 補強などに活用されている

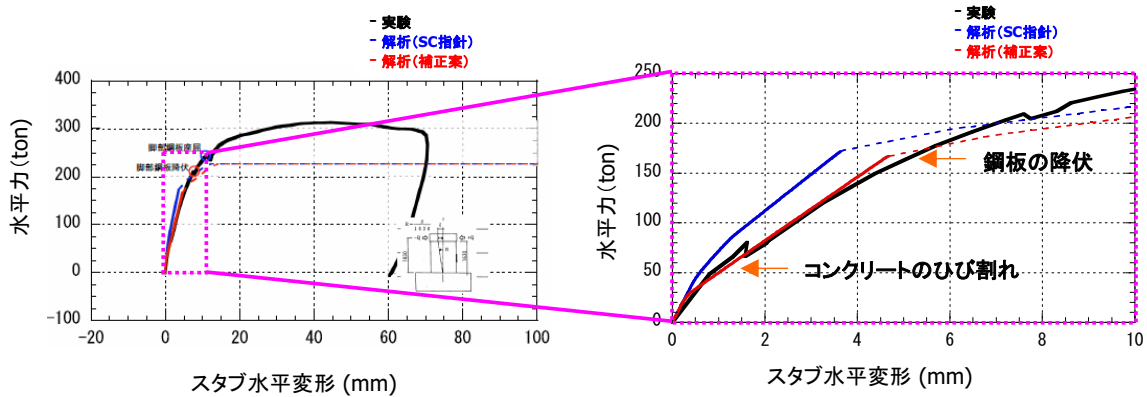
建屋機器連成解析 (1)

- 非線形解析手法は建屋の解析・評価に広く使用されている
- 機器の設計, 健全性評価は線形解析で実施されている
- RPVペDESTALの耐震安全性評価への非線形解析の適用について検討



建屋機器連成解析 (2)

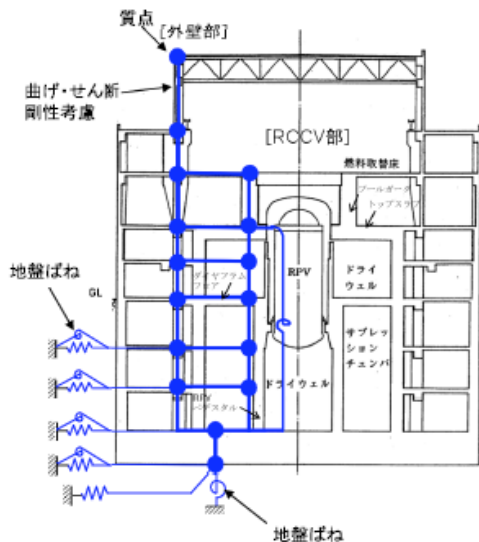
- RPVペDESTALの地震応答解析に適用する非線形連成解析モデルの検討
 - 1/10モデル試験結果を活用した非線形解析モデルの検討
 - ABWRの構造に合わせたモデルの修正
- ABWRのペDESTAL用非線形スケルトンカーブ（荷重—変位曲線）の作成



スケルトンカーブ(実験結果, SC指針と補正案)

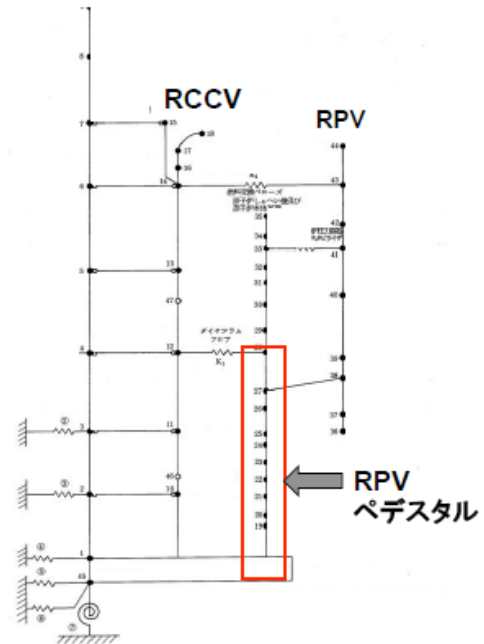
建屋機器連成解析 (3)

水平方向の地震応答解析モデル (一次元多質点はりモデル)



(a) 断面図と建屋機器解析モデル例

原子炉建屋



(b) 建屋・機器連成解析モデル

建屋機器連成解析 (4)

【検討の趣旨(再掲)】

- ・ 建物と機器の質量比100:4。地震慣性力は、剛性比に応じて建屋と機器に配分。
- ・ 大きな地震入力に対して、弾塑性の建屋系と線形のRPVペDESTALを組み合わせると、解析上、相対的に線形のRPVペDESTALの負担が増加。
(建屋非弾性時には、RPVペDESTALの荷重分担は、建屋が弾性領域時の5倍以上)



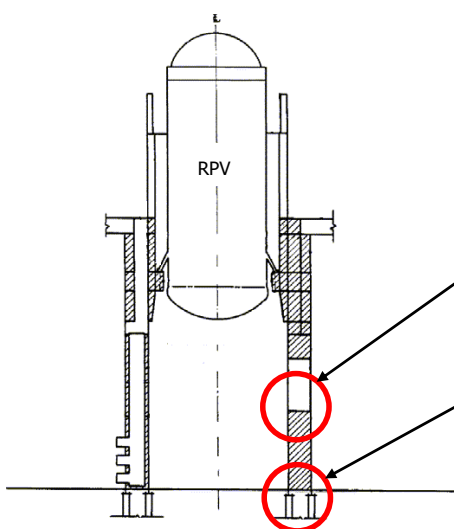
RPVペDESTALの地震時挙動を実態に合わせる弾塑性モデル化を検討

構造物	重量	内訳	
建屋	約193千ton	原子炉建屋	約116千ton
		原子炉格納容器	約76.6千ton
機器系	約7.3千ton	原子炉遮へい壁・原子炉本体基礎	約5.3千ton
		原子炉圧力容器	約2.0千ton

並列ばねによる荷重分担比					
構造物名	建屋弾性領域		建屋非弾性領域		荷重分担の比 (非弾性/弾性)
R/B+RCC側	$EI_1/(EI_1+EI_2)$	0.993	$EI_1'/(EI_1'+EI_2')$	0.962	0.97
RPVペDESTAL側	$EI_2/(EI_1+EI_2)$	0.007	$EI_2'/(EI_1'+EI_2')$	0.038	5.43

建屋機器連成解析 (5)

■ 非線形モデルによる耐震安全性評価



非線形連成解析によるSsに対する耐震安全性評価の結果、RPVペDESTALの安全性が確認された

Location	Analyzed Stress	Allowable Stress
Cylindrical Part	384MPa	427MPa

Location	Analyzed Stress	Allowable Stress
Bearing Plate	309 MPa	492MPa
Anchor Bolt	283MPa	686MPa
Concrete Part	3331 kN/4.5°	5947 kN/4.5°

<http://www.nisa.meti.go.jp/00000004/giji/k0000001/34/34-1-1.pdf>

柏崎刈羽原子力発電所6号機のペDESTALの耐震安全性評価結果

まとめ

- SANEの成果は、東京電力による柏崎刈羽発電所の構造健全性評価、耐震安全性評価に活用されてきた。
 - 地震後の原子力機器の構造健全性評価に必要とされる項目の検討
 - 地震後の原子力機器の構造健全性評価、耐震安全性評価に有用となる最新の知見、試験結果の調査
 - 構造健全性評価、耐震安全性評価方法の提案
- 現在は以下の検討に取り組んでいる。
 - 1号機～5号機の構造健全性評価、耐震安全性評価の支援継続
 - 耐震設計、安全性評価に関する国内外の知見、研究成果の検討
 - 地震後の健全性評価基準に関する関連学協会との連携
 - 各WGの検討事項のまとめと検討結果のガイドライン化
 - 地震後の再起動に関するガイドライン素案作成

まとめ（続き）

- 損傷評価、耐震安全性評価事例について
 - 中越沖地震により、循環水配管、ろ過水タンクなど耐震C クラス設備の一部に損傷が観察されたが、解析技術を積極的に活用し、事象解明と説明性向上を図ることが重要である。
 - 基準地震動の見直しにより機器側の入力が増加する中で、ABWRの原子炉本体基礎部を対象とした建屋・機器連成問題について、弾塑性解析による新たな手法を提案した。
 - 事象の「見える化」（説明性向上）、設備が保有する耐震裕度の解明、設計の合理化などに計算技術の重要性は増しており、今後の原子力耐震計算科学の一層の発展が期待される。

SANE委員会のこれまでの活動実績

■ 活動実績

- 設立：2007年9月
- 委員会開催実績：13回（参加者：約60名/回）
- WG開催実績：47回（～2010年1月）
- 現地視察：2007年10月，11月，ほか
- 中間報告書：2007年度，2008年度（原技協HPより公開）

■ 学協会，シンポジウム

- The International Symposium on Seismic Safety of Nuclear Power Plants. and Lessons Learned from the Niigata-ken Chuetsu-oki Earthquake, 2008
- 日本機械学会 M&Mカンファレンス, 2008
- 日本非破壊検査協会 秋季大会, 2008
- 7th International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components, 2009
- 日本機械学会 D&Dカンファレンス, 2009
- 20th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2009
- 関西原子力懇談会調査委員会, 2009,
- 13th Asia-Pacific Conference on Non-Destructive Testing, 2009
- 発電技術検査協会 NDEシンポジウムー構造健全性と非破壊評価ー, 2009 ほか



ご清聴ありがとうございました



SANE 委員会