

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価

中間報告

平成20年4月

有限責任中間法人 日本原子力技術協会

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会

はじめに

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

このため、構造強度・検査・耐震などを専門的分野とする学識経験者と、電力・メーカー等の関係者が一同に会し、平成19年9月末に「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会（SANE：Structural Integrity Assessment Committee for Nuclear Components damaged by Earthquake）」が日本原子力技術協会に発足しました。ここでは、地震荷重を受けた機器の損傷度を解析的評価と設備点検の両面から調査し、健全性評価に資する判断基準を検討することとしております。

これまでに、委員による柏崎刈羽発電所視察により、建屋内の耐震重要機器と屋外施設の損傷状況を確認、設計余裕がどのように寄与したのかを検討し、本委員会の検討事項に反映しました。

検査対象と検査技量の考え方、国内外の規格基準と機器継続使用の考え方、疲労評価を補完する材料試験データ収集、地震応答解析の評価、ボルト締結部の検査有効性、溶接残留応力緩和の影響など、洗い出された課題を効率的に検討するため、検査、評価基準、疲労・材料試験、動的評価、締結部材評価、高経年化の6WGを適宜開催して議論を深めてきました。

本委員会は平成20年度も引き続き、様々な技術知見を取入れた合理的な健全性評価のあり方を検討することとしておりますが、平成19年度の検討状況を中間的な報告として取り纏めました。

最後に、絶大なご助言を賜りました、委員・参加者等、関係各位に深く感謝申し上げます。

平成20年4月

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会

主査 野 本 敏 治

目次

はじめに

1. 地震の概要

- 1. 1 新潟県中越沖地震の概要
- 1. 2 柏崎刈羽原子力発電所での観測結果
- 1. 3 柏崎刈羽原子力発電所の状況
 - 添付資料 1－1 耐震重要度 A, As クラス機器の状況
 - 添付資料 1－2 地震に起因する主な事象の詳細

2. 健全性評価に関する全体方針

- 2. 1 健全性評価に関する基本的な考え方（フローチャート）
- 2. 2 想定される損傷モード（破断・塑性崩壊、疲労、累積ひずみ、座屈など）

3. 地震応答解析方針と 7 号機の健全性評価結果

- 3. 1 地震応答解析方針
- 3. 2 7 号機の健全性評価結果と考察
 - 添付資料 3－1 構造強度評価の概要
 - 添付資料 3－2 疲労評価（残留熱除去系配管の例）
 - 添付資料 3－3 動的機能維持評価の概要
 - 添付資料 3－4 配管に生ずる応力への寄与が大きい振動モードについて
 - 添付資料 3－5 地震応答解析の余裕度について（7 号機残留熱除去系配管評価の例）
 - 添付資料 3－6 地震応答解析の余裕度について（7 号機原子炉隔離時冷却系ポンプ基礎ボルト評価の例）
 - 添付資料 3－7 制御棒挿入の時刻歴について

4. 検査の方針

- 4. 1 点検・検査に関する基本的な考え方
- 4. 2 設備点検
- 4. 3 検査手法

5. 評価の方針

- 5. 1 評価に関する基本的な考え方
- 5. 2 中越沖地震に対する現状の健全性の評価方針
- 5. 3 中越沖地震に対する将来の安全性の評価方針
- 5. 4 SANE 評価基準（案）の予備的検討

6. 材料強度評価の方針

6. 1 疲労強度データ拡充の基本的考え方

添付資料6-1 疲労強度に及ぼす予ひずみの影響に関する検討

添付資料6-2 ラチェット疲労に関する従来の見解

6. 2 静的強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響

6. 3 疲労強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響

6. 4 疲労寿命に及ぼす一方向累積ひずみの影響

7. 高経年化関連

7. 1 考慮すべき経年化事象

8. その他

8. 1 タンクの座屈解析

9. まとめ

9. 1 点検・検査に関する基本的考え方

9. 2 評価に関する基本的考え方

9. 3 材料強度評価の方針

9. 4 高経年化事象への対応

9. 5 地震により損傷した機器の解析

9. 6 中越沖地震に対する見解

9. 7 今後の検討事項

参考資料1 委員名簿

参考資料2 委員会、WGの開催実績

1．地震の概要

1．1 新潟県中越沖地震の概要

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

1．2 柏崎刈羽原子力発電所での観測結果

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

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

これらのことより、現状で考えられる中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所での観測結果の特徴は以下のようである。

- （1）ほぼ全周期帯で設計時の加速度応答を上回っている。
- （2）1～4号機の揺れが5～7号機の揺れより大きく、この相違は後続パルスの振幅に起因している。

1．3 柏崎刈羽原子力発電所の状況

原子炉の未臨界確保に必要な制御棒駆動設備，原子炉の冷却に必要な原子炉冷却系統設備，原子炉の閉じ込め機能としての原子炉格納容器等，安全上重要な耐震重要度A, Asクラスの設備においては，これまでの点検で損傷は確認されていない。また原子炉内についても全号機で炉内点検を終了し、炉内の機器に影響を与える損傷・変形・脱落などの異常は

確認されていない。

一方、耐震重要度が低い機器を中心とした、発電所施設のうち、変圧器、排気ダクト、構内道路、事務所等に損傷を確認している。(図1-7、1-8)

耐震クラス別による損傷状況の例を表1-1に、安全上重要な耐震重要度A, Asクラスの状況及び炉内点検の状況を添付資料1-1に示す。また、耐震重要度A, Asクラス以外の設備において地震発生後確認された地震に起因する以下の事象の詳細を添付資料1-2に示す。

(1) 火災に係る事象

- ・ 3号機所内変圧器3Bにおける火災

(2) 放射性物質の漏えいに係る事象

- ・ 6号機原子炉建屋内非管理区域への放射性物質を含む水の漏えい
- ・ 7号機主排気筒からの放射性物質の検出

(3) その他の事象

- ・ 1～5号機主排気ダクトのズレ
- ・ 1～7号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける溢水
- ・ 1号機原子炉複合建屋地下5階における漏えい
- ・ 固体廃棄物貯蔵庫内のドラム缶転倒
- ・ 6号機原子炉建屋天井クレーン走行伝動用継手部の破損
- ・ 変圧器からの絶縁油の漏えいなど
- ・ 3号機原子炉建屋ブローアウトパネルの外れ

添付資料 1 - 1 耐震重要度A, Asクラスの状況

添付資料 1 - 2 地震に起因する主な事象の詳細

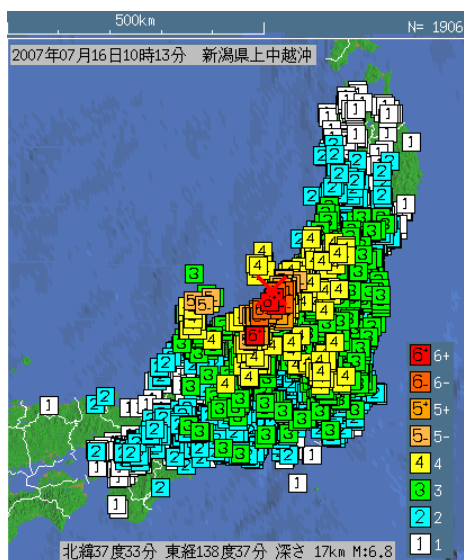


図1-1 中越沖地震分布
(気象庁発表資料より)

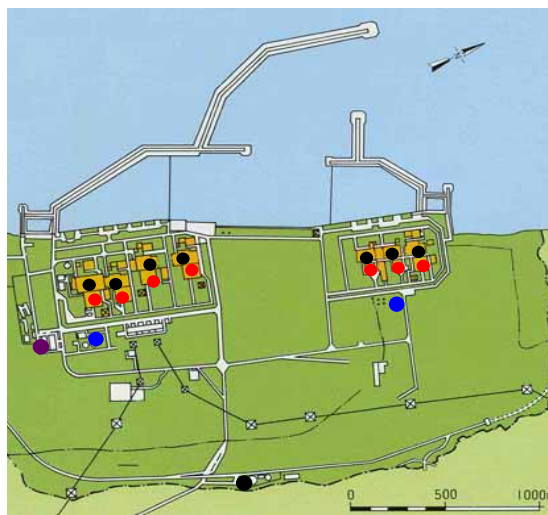


図1-2 柏崎刈羽原子力発電所 地震計配置

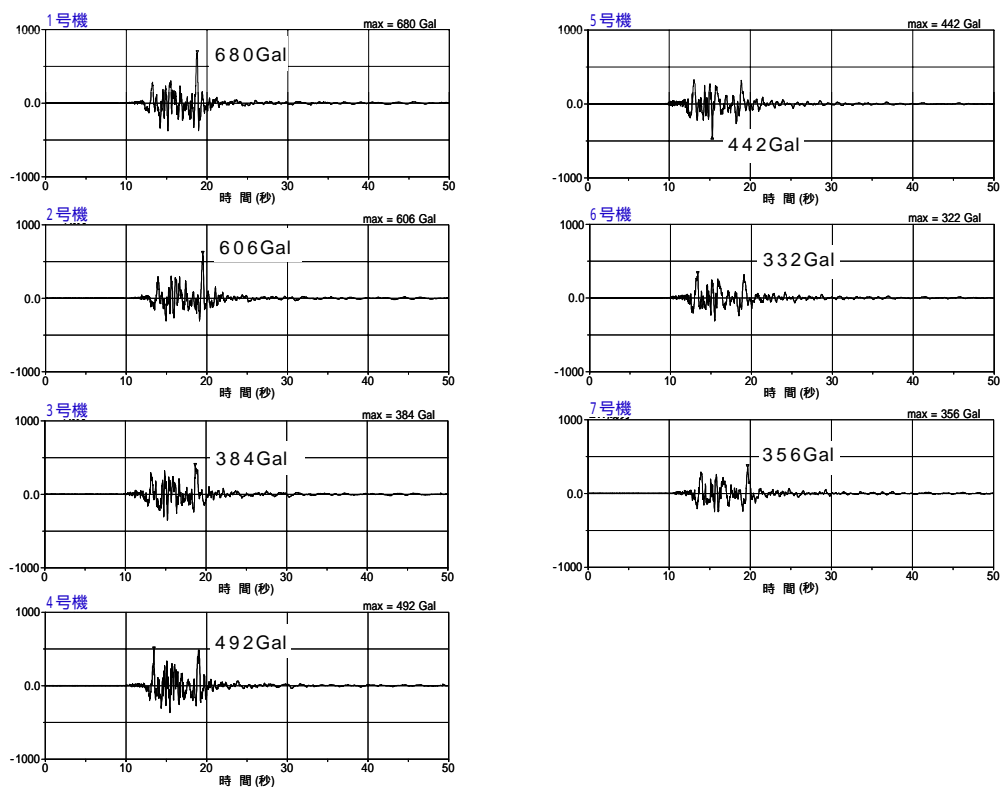
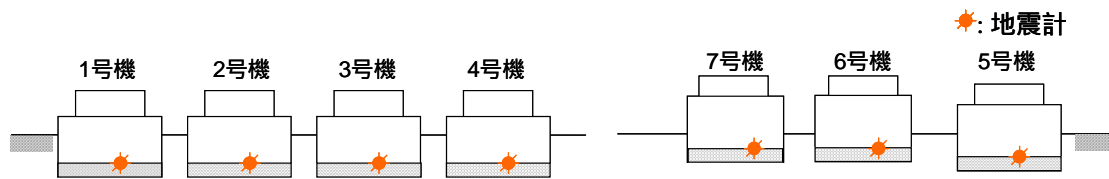
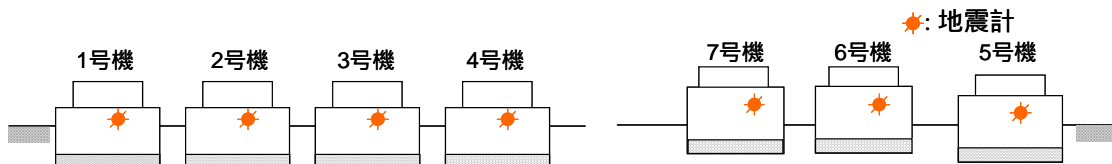


図1-3 原子炉建屋基礎盤上の観測波 (EW)



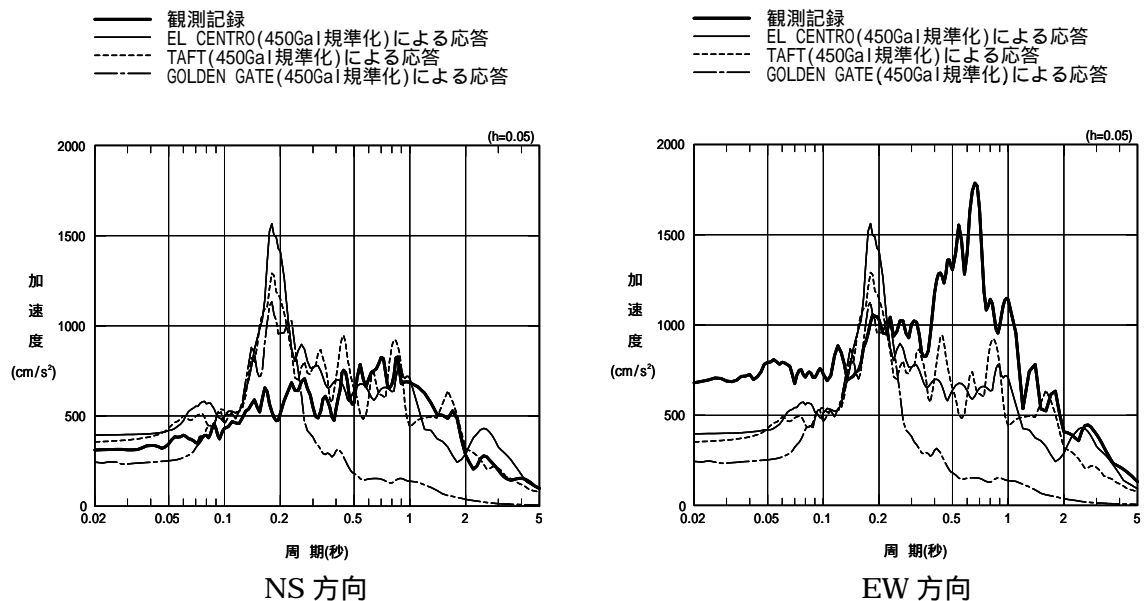
Observation point			Observed Maximum Acceleration			S2 input response	
			NS	EW	UD	NS	EW
Unit1	R/B	B5F(Base Mat)	311	680	408	274	273
Unit2		B5F(Base Mat)	304	606	282	167	167
Unit3		B5F(Base Mat)	308	384	311	192	193
Unit4		B5F(Base Mat)	310	492	337	193	194
Unit5		B4F(Base Mat)	277	442	205	249	254
Unit6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

図1-4 原子炉建屋 基礎盤上での最大加速度



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

図1-5 原子炉建屋 中間階での最大加速度



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

図1-6 1号機 原子炉建屋基礎版上の加速度応答スペクトル

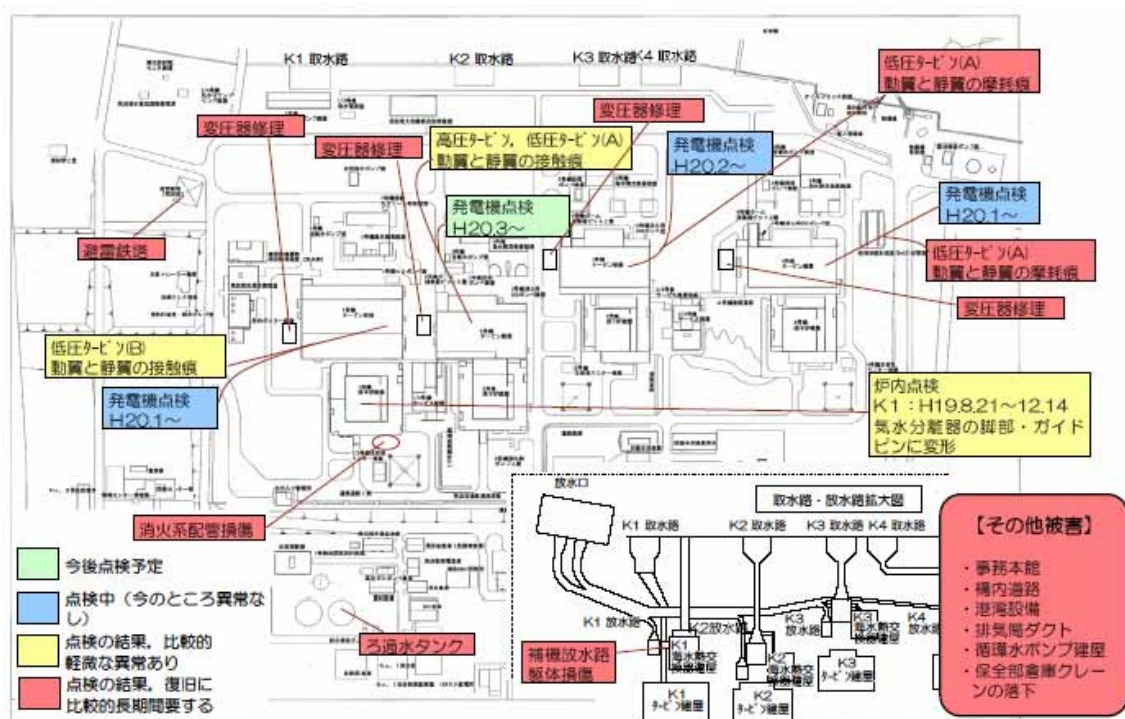


図 1-7 1～4号機および周辺の主な被害状況

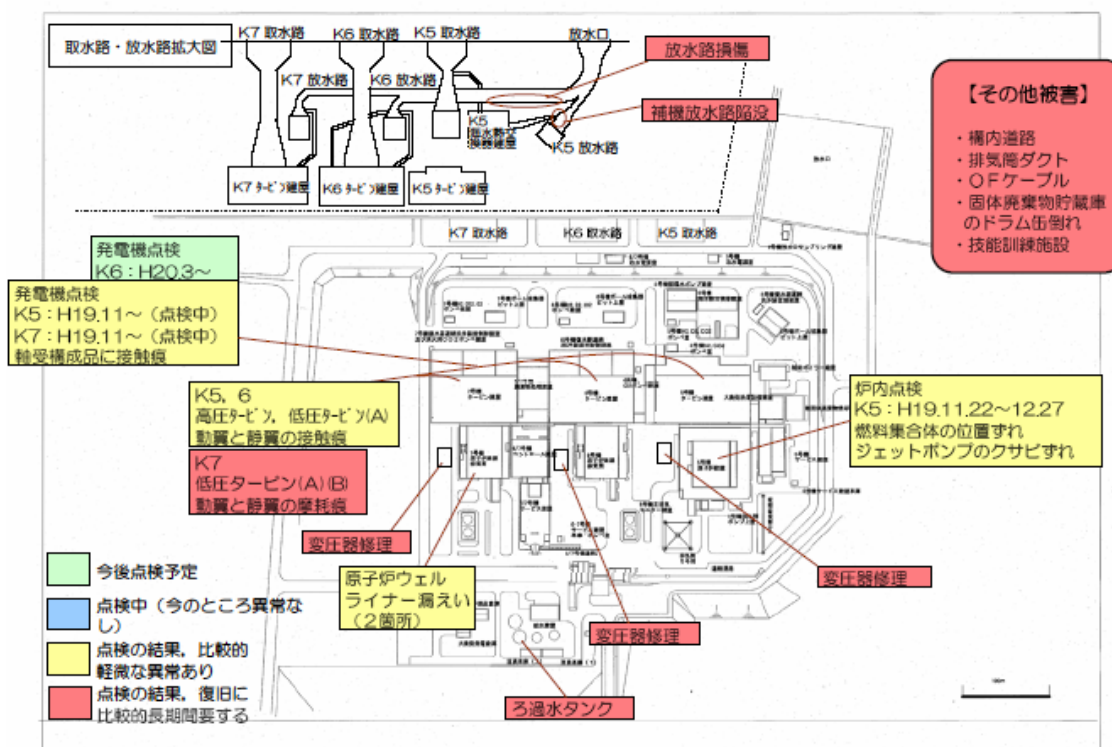


図 1-8 5～7号機および周辺の主な被害状況

表 1-1 耐震重要度クラス別による損傷状況

耐震クラス	設備の例	損傷
As ¹	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 制御棒 	無
A ¹	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 原子炉建屋 	無
B	<ul style="list-style-type: none"> タービン設備 放射性廃棄物処理系 	原子炉建屋天井クレーン走行伝動用継手部
C	<ul style="list-style-type: none"> 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

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

耐震重要度 A, Asクラスの状況

点検の結果、現状、耐震設計上重要であるA, Asクラスの機器について損傷は認められていない。
主な設備を以下に示す。



1号機 原子炉圧力容器基礎ボルト



1号機 原子炉冷却材再循環ポンプ



1号機 主蒸気隔離弁



1号機 原子炉建屋給気ダクト



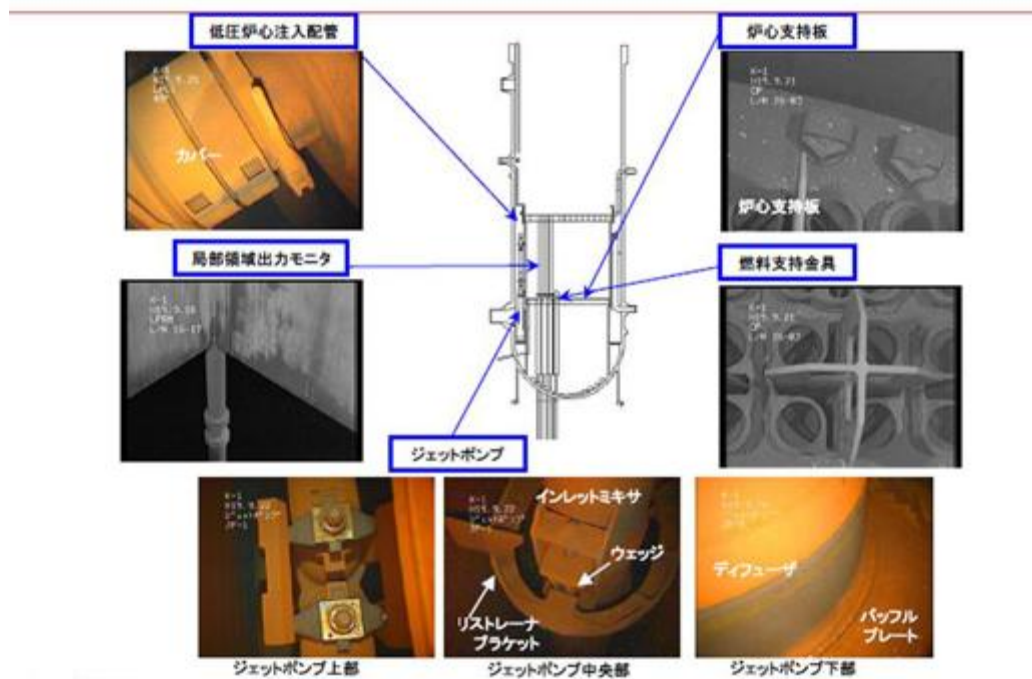
1号機制御棒駆動系水圧制御ユニット



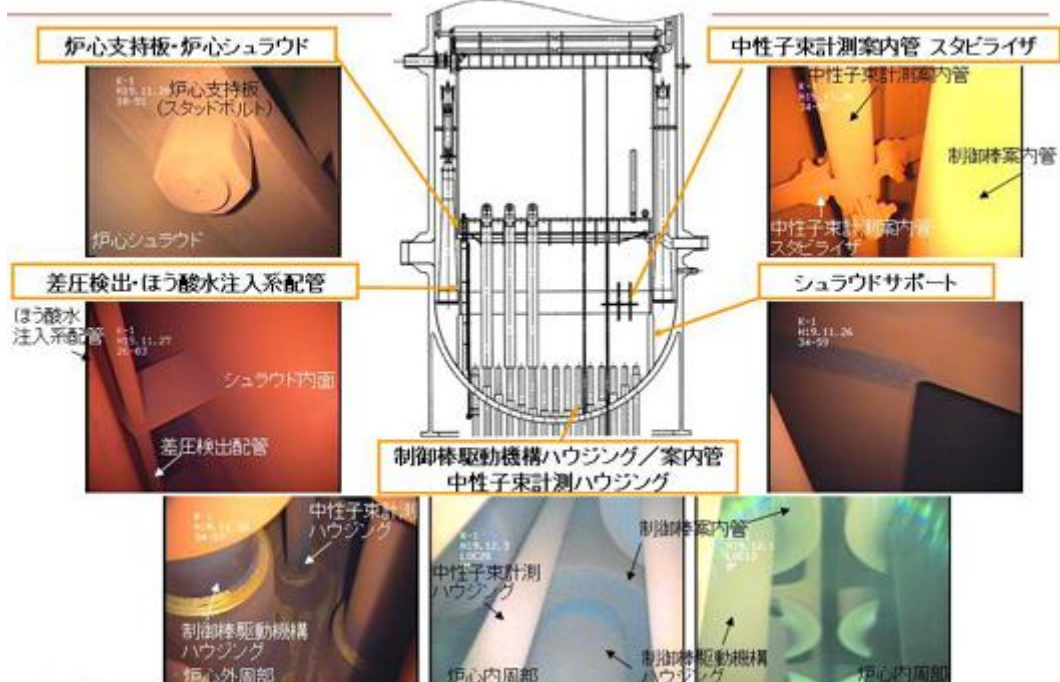
1号機 制御棒駆動機構

また、各号機の炉内点検においても、原子炉内の機器の機能に影響を与える損傷は認められなかった。以下に1号機の炉内点検の状況を示す。

1号機 フェーズ2の点検結果



1号機 フェーズ3の点検結果

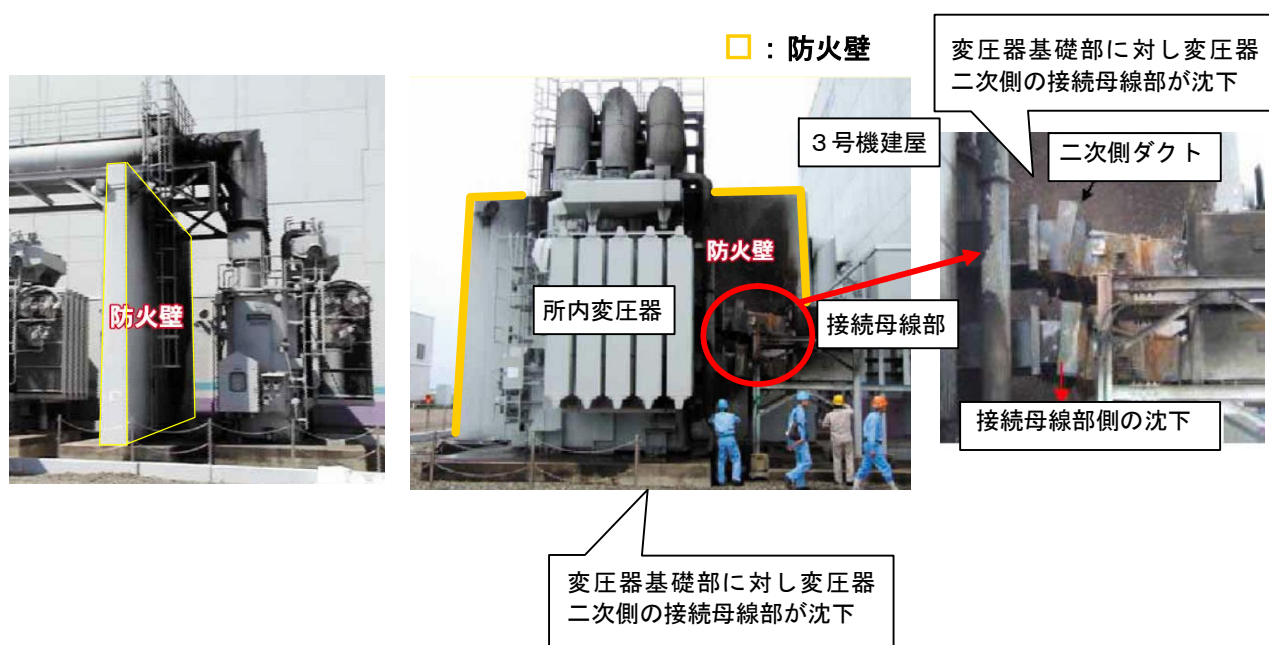


地震に起因する主な事象の詳細

A, Asクラス以外の設備において、地震発生後に確認された地震に起因する事象の詳細を示す。

(1) 火災に係る事象

- ・ 3号機所内変圧器 3B における火災



新潟県中越沖地震直後、3号機所内変圧器 3B（耐震重要度 C クラス）からの火災が発生し、調査の結果、所内変圧器 3B の火災の原因は以下のとおりと推定された。

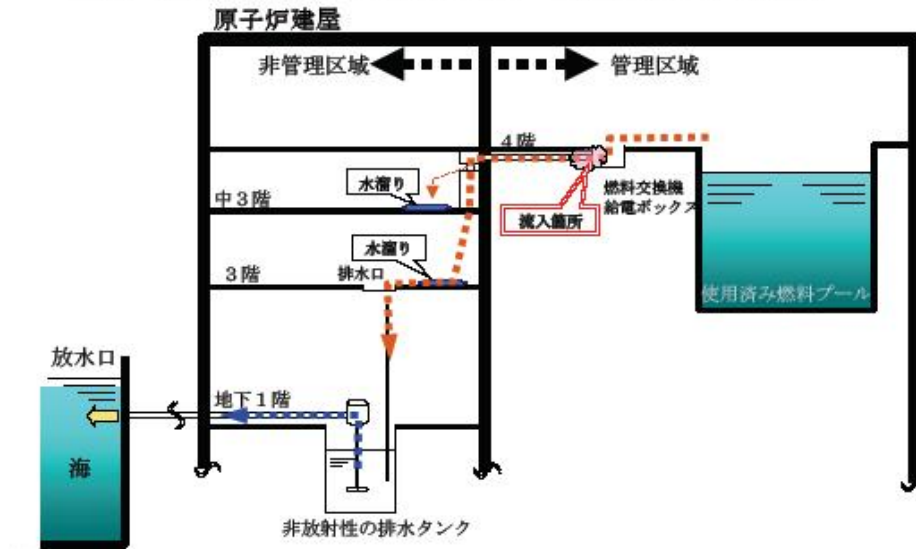
- ・ 今回の地震により変圧器と周囲の基礎面が沈下した際、沈下量に差が発生し、二次側接続母線部ダクトが変圧器側接続部より約 16～18cm 落下して変圧器二次ブッシング端子部に接触した。
- ・ この際の衝撃及び二次側接続母線部側導体の変位による下方向への引っ張りにより変圧器二次ブッシング碍管が損傷し漏油が発生した。
- ・ 加えてダクトが落下した際に、ダクトがブッシング端子部と接触し三相地絡・短絡を引き起こし、大電流のアーク放電が火種となって変圧器火災が発生した。
- ・ さらに変圧器二次側と二次側接続母線部ダクトの接続部が損傷開口したため、その部分から着火した絶縁油が基礎面上に流出し、延焼した。

(2) 放射性物質の漏えいに係る事象

・ 6 号機原子炉建屋内非管理区域への放射性物質を含む水の漏えい

● 漏えいの原因

使用済燃料プール水が燃料交換器のケーブルと電線管を伝わって非管理区域へ滴下し、排水口に落ちて系外へ放出したものと推定



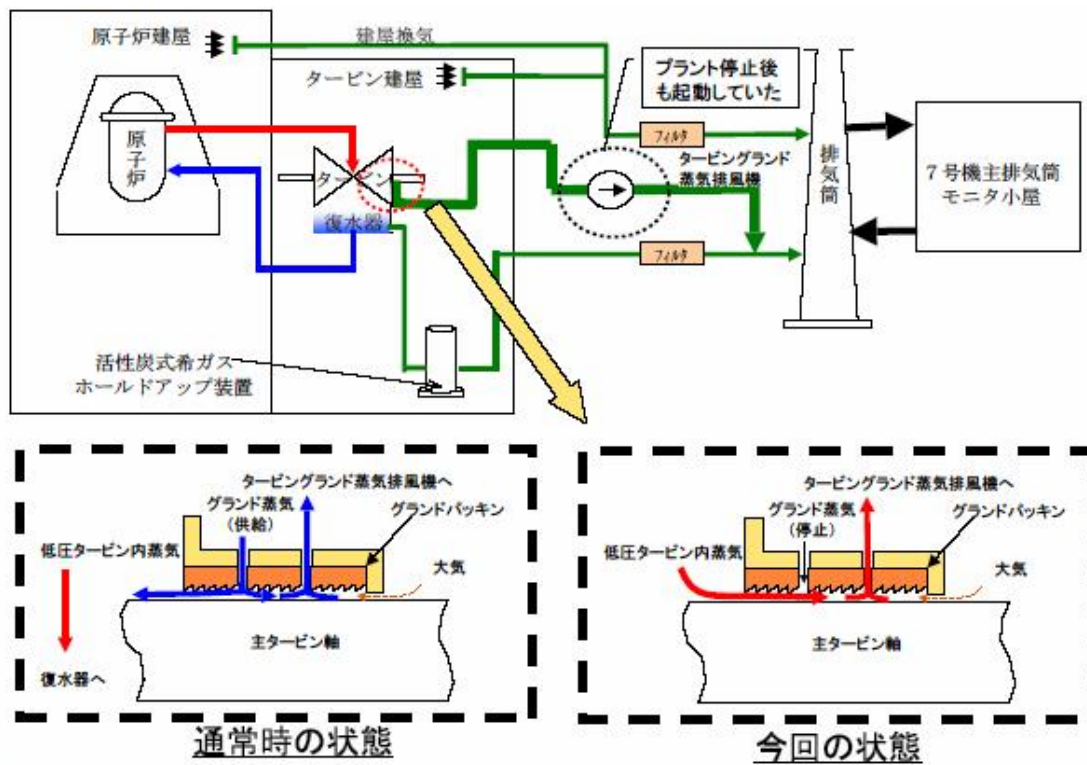
原子炉建屋 4 階オペレーティングフロア（管理区域）において、放射性物質を含む使用済燃料プール水が、地震によるスロッシング（地震動に伴う使用済み燃料プール等の液面挙動、揺動）により同フロア床面に溢れ出した。

同床面へ溢れ出した水は燃料交換機給電ボックスへ流入し、貫通部のシール部の隙間を通り電線管の中へ流入した。

当該電線管へ流入した水は、その一部が原子炉建屋中 3 階（非管理区域）の上部空調ダクト付近から滴下するとともに、原子炉建屋中 3 階（非管理区域）の中継端子盤の床面開口部を通じて原子炉建屋 3 階（非管理区域）へ滴下し床面にたまった。

原子炉建屋 3 階（非管理区域）床面にたまった水は、同床面の排水口を通じて原子炉建屋地下 1 階（非管理区域）の非放射性排水収集タンクに流入し、当該タンクのレベル上昇を検知して自動的に起動する排水ポンプにより、ポンプ出口配管の接続先である放水口を経由して海に放出された。

- ・ 7号機主排気筒からの放射性物質の検出



週に一回実施している主排気筒の定期測定において、ヨウ素及び粒子状放射性物質（クロム51、コバルト60）が検出された。また、7月18日の測定においてもヨウ素が検出された。

原子炉の自動停止後の操作過程において、タービングランド蒸気排風機の停止操作が遅れたため、復水器内に滞留していたヨウ素及び粒子状放射性物質が、タービングランド蒸気排風機により吸引され、排気筒を経て放出に至ったものと推定された。

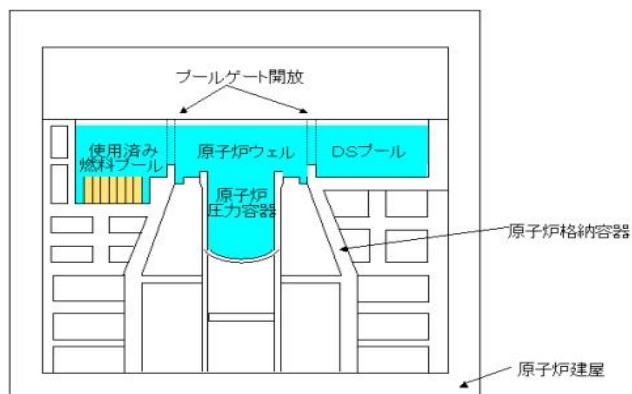
(3) その他の事象

・1～5号機主排気ダクトのズレ



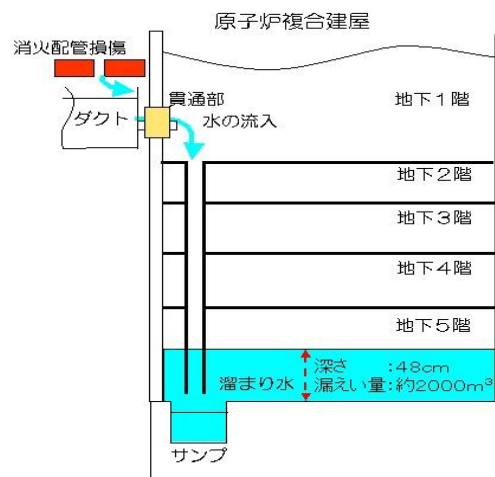
1～5号機で主排気筒に接続されている排気ダクトにズレがあることを確認された。定期的を実施している、主排気筒からの放射性物質の測定では、放射性物質は検出されていない。

・1～7号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける溢水



1～7号機の原子炉建屋オペレーティングフロア（管理区域）の全域にわたり、地震によるスロッシング（地震動に伴う燃料プールの液面変動挙動、揺動）により、放射性物質を含む使用済燃料プール水が溢水した。

- ・ 1号機原子炉複合建屋地下5階における漏えい



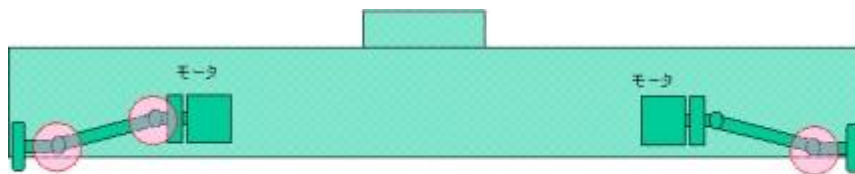
1号機屋外（地中）にある消火配管が破損し，貫通部を通じて屋外の水が原子炉複合建屋（管理区域）へ流入していることが確認された。

- ・ 固体廃棄物貯蔵庫内のドラム缶転倒



固体廃棄物貯蔵庫において，ドラム缶が転倒し，蓋が開いていることが確認された。

- ・ 6号機原子炉建屋天井クレーン走行伝動用継手部の破損



● 破損箇所

柏崎刈羽原子力発電所6号機原子炉建屋クレーンの走行伝動用継手の車輪側クロスピンが、南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認された。クロスピンは4本のピンを有する十字型をしているが、破損したクロスピンのいずれも、対称位置の2本のピンが破損していた。

また、8月3日に、破損している南側車輪側クロスピンを取り外す作業の一環として電動機側カバーを取り外したところ、電動機側クロスピンにも破損が確認された。

- ・ 変圧器からの絶縁油の漏えいなど



1～3号機の変圧器からの油の漏えい、防油堤のひびなどが確認された。

- ・ 3号機原子炉建屋ブローアウトパネルの外れ



地震の揺れの影響で，原子炉建屋ブローアウトパネルが外れた。

2. 健全性評価に関する全体方針

2007 年 7 月 16 日に発生した中越沖地震では、柏崎刈羽原子力発電所の原子炉は安全に停止するとともに、耐震設計グレードの高い重要機器では外見上の大きな損傷は認められなかった。しかしながら、観測された地震波は設計時に想定された加速度を大きく上回るものであり、耐震設計グレードの高い重要機器といえども、地震により想定以上の大きな荷重が作用した可能性がある。そのため継続使用にあたっては、機器が受けた地震荷重の大きさを明らかにするとともに、地震荷重を受けた後の機器健全性評価の方法ならびに健全性を判断する基準について検討する必要がある。

2.1 健全性評価に関する基本的考え方

本報告書の評価対象とする範囲を図 2. 1 に太枠で示す。原子力発電所のプラント施設のうち原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管本体、その支持部、定着部を健全性評価の対象とする。評価対象となる機器・配管としては、圧力容器本体などの容器、各系統の配管、また炉内構造物などがある。支持部としては、容器を支える脚部、スカート、架構、アンカーボルトなどが対象であり、定着部となる埋め込み金物、およびそれらを支えるコンクリートについても健全性評価の対象と位置づける。

健全性評価の手法・手順を図 2. 1 に点線枠で示す。設備健全性の評価は、大別して設備点検による評価と地震応答解析による評価に分けられる。設備点検結果と地震応答解析結果は独立に評価するものではなく、設備の健全性はそれぞれの評価結果に基づく総合評価によって判断される。また評価に資する材料データが不足している場合には、試験によるデータの拡充や実機材の調査・サンプリングによる評価を実施する。

中越沖地震後の健全性評価として実施する設備点検および地震応答解析と評価の考え方、ならびに材料強度に関するデータ拡充の考え方について以下に示す。

2.1.1 設備点検の考え方

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

設備点検は、各設備に共通的に実施する目視点検・作動試験等の基本点検、および基本点検の結果や地震応答解析結果に応じて実施する分解点検・非破壊試験等の追加点検からなる。また、追加点検結果の妥当性や機器の健全性等を証明する必要がある場合、実機からのサンプル採取、もしくはモックアップ試験等の実施を検討する。

設備点検の実施にあたっては、耐震上の重要性、工事計画書も参照して対象設備を選定するとともに、関係法令の遵守、技術基準の参照、点検・評価者に必要とされる資格や技量なども考慮する。

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

2.1.2 評価基準の考え方

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では、現状の状態を評価する「発生した地震に対する機器の評価」と継続使用のための「将来発生のある地震に対する機器の評価」がある。さらに「発生した地震に対する機器の評価」として、「現状の健全性評価」および「現状の安全性評価」がある。現状の健全性は、地震発生時に「止める」「冷やす」「閉じ込める」という機能が達成され、延性破断、塑性崩壊、過大な変形、疲労損傷などの地震の力学的因子による損傷モードが構造健全性に影響していないことが評価・確認された場合と定義する。また安全性については、地震発生時に「止める」「冷やす」「閉じ込める」という機能が達成されたこと、解析的評価において地震の損傷モードによる構造健全性への影響を否定できないが、著しい機能喪失に至るような塑性変形やひびが発生していないことが確認された場合と定義する。

「現状の健全性評価」の基準は、系の全体的な構造健全性が失われることのないようにする必要がある。このため過大な塑性変形を生ずることはなく、崩壊限界には十分な余裕のある基準を設定する。この考え方を満たす基準として「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601」の許容応力状態Ⅲ_AS がある。また許容応力状態Ⅲ_AS と同等の基準、すなわち系の全体的な構造健全性が保たれる基準が、設計・建設規格や ASME 等国内外の設計用規格・基準に定められており、許容基準としての適用を検討する。

現状の安全性は、現状の健全性を確認することにより満足される。

評価にあたり、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。

「将来発生のある地震に対する機器の評価」は、現状の機器の健全性が確認されていることを前提条件とし、将来発生のある地震に対して、機器の安全性を新しい耐震設計指針(Ss)にて確認する必要がある。この評価においては、中越沖地震による影響を考慮した上で、機器・配管が損壊しないことを保証する限界まで許容されるものとして評価基準を設定する。このような考え方を満たす基準として、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601」の許容応力状態Ⅳ_AS とともに、現在審議中の JEAG4601 改訂案や設計・建設規格、ASME 等国内外の設計用規格・基準の適用を検討する。

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」、「将来発生のある地震に対する安全性」評価結果を基に判断する。

2.1.3 材料強度評価の方針

地震荷重を受けた機器の健全性評価に適用される「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降伏強さ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曲線を用いた疲れ累積係数により評価可能であることが前提となる。

中越沖地震では、耐震設計グレードの高い安全上の重要機器に外観上の大きな損傷は認められていない。しかしながら、健全性評価にあたり、地震荷重が材料の機械的特性に及ぼす影響、特に疲労強度に及ぼす影響について明らかにし、設計指針や建設規格の適用可否について検証する必要がある。そこで地震荷重が材料特性に及ぼす影響について従来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、実験によるデータの拡充を実施する。

2.2 想定される損傷モード

評価対象とする機器について、地震により発生すると想定される損傷モードとしては、延性破断、塑性崩壊（大荷重が作用して構造が全断面降伏し、荷重増加を伴わずに変形だけが進行するようになった状態）、過大な変形（メカニカルラチェットの発生）、疲労損傷の累積とき裂の発生、機器や支持構造物などの座屈が考えられる。

各損傷モードに対して、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601）では、以下のような考え方から損傷防止を図っている。

a) 延性破断

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

b) 塑性崩壊

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

c) 過大な変形

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

d) 疲労

1 次＋2 次＋ピーク応力の制限により、疲労損傷を防止する。許容応力状態ⅢAS、ⅣAS とともに、地震応力の繰返しと他の荷重による繰返しを考慮する疲労解析を行い、疲れ累積係数 S_N は 1.0 以下となるようにする。

e) 座屈

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

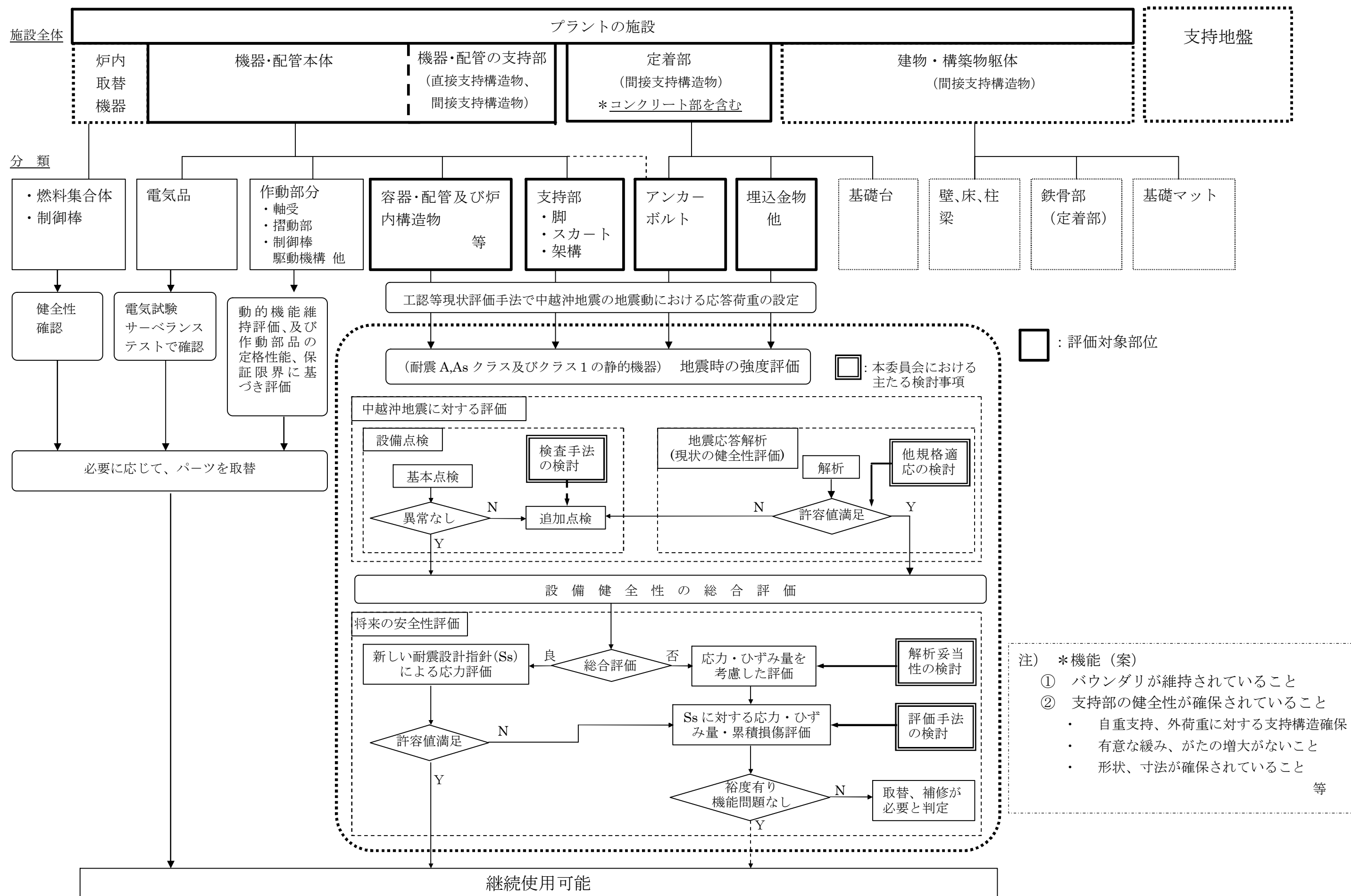


図 2. 1 地震荷重を受けた原子炉機器の健全性評価検討フローチャート (全体概要案)

3. 地震応答解析方針と7号機の健全性評価結果

本章は、中越沖地震後の原子炉機器の健全性を評価するために、東京電力株式会社が柏崎刈羽原子力発電所7号機の設備について実施した地震応答解析について記す。

3. 1 地震応答解析方針

3. 1. 1 解析評価対象の選定

重要度分類クラス1の設備および重要度分類クラス2の設備であって、耐震安全上重要度が高い設備（耐震クラスがA s、Aのものおよびその他動的地震動による耐震評価の対象としているもの）について構造強度評価および動的機能維持評価を実施する。

なお、評価にあたり、下記の観点から解析対象設備を選定する。

- ・同一の設備が複数存在する場合は、据付床の床応答等を考慮して保守側評価となるように解析対象設備を選定する。
- ・配管系のように類似設備が多数存在する場合は、設計時の余裕度（算出値と許容値の余裕度等）、仕様、使用条件等を考慮して保守側評価となるように解析対象設備を選定する。

具体的には、表3-1に示す主要設備に属するポンプ、タービン、容器、熱交換器等の機器、配管系、および電気計装設備である。

また、耐震クラスがBの設備のうち、燃料取替機および原子炉建屋天井クレーンは、その破損がA s、Aクラス設備に波及的破損を生じさせるおそれがあるため評価を実施する。

3. 1. 2 解析評価方法

(1)地震応答解析の概要

本地震に対する設備の地震応答解析は、地震時に観測した水平方向および鉛直方向の地震記録を用いた動的解析によることを基本とし、機器・配管系の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で応答解析を行い、その結果求められた応力値、または応答加速度をもとに評価する。

原子炉建屋内の大型機器である原子炉格納容器、原子炉压力容器および炉内構造物等の評価にあたっては、水平地震動と鉛直地震動による建屋・機器連成応答解析を行う。また、それ以外の機器・配管系の評価については、当該設備の据付床の水平方向および鉛直方向それぞれの床応答を用いた応答解析等を行う。水平地震動と鉛直地震動の応答結果の組合せについては二乗和平方根（SRSS）法等により行う。⁽¹⁾

構造強度評価に際しては、設備の評価部位として、地震力の影響が大きいと考えられる部位（固定部等）、設計時の評価にて余裕度の小さい部位（算出値が許容値より小さいものの、その差が小さい部位）を選定する。

動的機能維持評価に際しては、地震時に動的機能が要求される動的機器を選定する。また、選定した動的機器の据付床における応答加速度と機能確認済加速度との比較を基本として動的機能維持評価を行う。

1) 地震応答解析に用いる建屋応答加速度

本地震が観測された階（3 階:TMSL+23.5m 及び基礎版上:TMSL-8.2m）については観測記録を用い、それ以外の階については、観測記録をもとに建屋応答解析で算出された建屋応答加速度を用いる。建屋応答加速度は、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会にて確認された値を用いる。

なお、建設時の床応答スペクトルの作成においては、建屋の地震応答の不確かさ（地盤物性、建屋剛性、地盤ばね定数の算出式および減衰定数、模擬地震波の位相特性等）を考慮して振幅が行われるが、本評価では、観測記録、または観測記録にもとづく建屋応答解析による応答加速度を用いるため振幅は行わない。

原子炉建屋各階の床応答スペクトルの例（減衰定数 1%）を図 3-1(1)～図 3-1(16)に示す。

2) 建屋・機器連成応答解析モデル

原子炉建屋内の大型機器（原子炉圧力容器、原子炉格納容器および炉内構造物等）は、建屋から各点で支持されているため、建屋と連成した解析モデルにより新潟県中越沖地震による地震応答解析を時刻歴応答解析で実施する。解析は水平方向（NS および EW の両方向）および鉛直方向について実施する。

建屋・機器連成応答解析モデルには、原子炉格納容器 - 原子炉圧力容器解析モデルと炉内構造物解析モデルがある（図 3-2(1)～3-2(3) 参照、水平方向については NS 方向を例として示す）。これらのモデルのうち機器側については設計時と同一のモデルを用いているが、建屋側については下記の見直しが考慮されており、耐震・構造設計小委員会にて確認されている。

- ・コンクリートのヤング率の算出に実剛性を適用
- ・耐震壁に加え補助壁の剛性も考慮

3) 地震応答解析に用いる減衰定数

機器・配管系の地震応答解析に用いる減衰定数を表 3-2 に示す。原則として「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に規定された値を用いるが、既往の試験・検討等で妥当性が確認された値も評価に用いる。^{(2), (3)}

(2) 構造強度評価の方法

地震応答解析のうち構造強度評価には、次に示す簡易評価（応答倍率法による評価）（評価法 A）、設計時と同等の評価（評価法 B）、詳細評価（応力、ひずみの時刻歴評価が可能な方法）（評価法 C）の 3 種類の方法を想定する。これらの内、評価法 B を実施することを基本とするが、余裕度の大きな設備については評価法 A の適用も可とする。したがって、評価法 A または B のみを適用した設備については当該方法による算出値を正とし、両方を適用した設備については低い方の算出値を正とする。尚、上記の方法に限定せず、規格基準の範囲内で、より詳細な評価方法 C の適用についても検討する。

1) 評価法 A

大型機器である原子炉格納容器、原子炉圧力容器および炉内構造物等については、観測記録に

基づく地震力（加速度、せん断力、モーメント、軸力）と設計時における地震力との比を求め、設計時の応力に乗じることにより算出値を求め、評価基準値と比較する。また、それ以外の機器については、本地震の観測記録に基づく床の最大応答加速度と設計時における床の最大応答加速度の比、またはそれぞれの床応答スペクトルの比を求め、設計時の応力に乗じることにより算出値を求め、評価基準値と比較する。

2) 評価法B

設計時と同等の評価を行い算出値を求め、評価基準値と比較する。配管系は、スペクトルモーダル解析法による評価を行い算出値を求め、評価基準値と比較する。運転状態（温度、圧力等）については設計と同一の状態を想定した評価を行うものとする。

3) 評価法C

応力、ひずみの時刻歴評価が可能な直接時間積分法などの、規格基準の範囲内で詳細解析を行う。

4) 評価基準値

構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補・1984, JEAG4601-1987, JEAG4601-1991 追補版」に規定される許容応力状態ⅢAS における許容応力を用いる。

5) 構造強度評価で用いた条件について

基本的には設計時と同じ条件を適用しているが、「柏崎刈羽原子力発電所7号機 新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書」にて必要に応じて考慮するとした条件のうち、構造強度評価に適用したものを表-5.2 に示す。

また、7号機は地震時において、定格熱出力運転状態から地震加速度大により原子炉自動停止に至っている。原子炉自動停止については、設計時に考慮していた機械荷重のうち作用していないものがあり、それらについては本評価に反映した。一方、定格熱出力状態における条件については設計時と同様に考慮した。

①自動停止における機械荷重

・制御棒挿入

⇒制御棒駆動系配管の解析に制御棒挿入による機械荷重を考慮（設計時と同じ）

・主蒸気逃がし安全弁の吹出しなし

⇒主蒸気系配管の解析に吹出しによる機械荷重を考慮せず

・ほう酸水注入なし

⇒ほう酸水注入系配管の解析にほう酸水注入による機械荷重を考慮せず

②定格熱出力状態における条件

・①以外の荷重条件（設備重量、クレーン容量等）⇒設計時と同じ設定

・運転圧力、運転温度 ⇒設計時と同じ設定

(3) 疲労評価の方法

地震による1次+2次応力が厳しくなる設備を選出し、疲労評価を実施する。原子炉压力容器～原子炉格納容器間の地震時の相対変位による1次+2次応力が厳しくなると想定される設備として残留熱除去系配管を評価対象とした。

1) 疲労評価のためのピーク応力 S_p の算定方法

残留熱除去系配管の引き回しレイアウト、剛性、減衰等を模擬した解析モデルに、(1)により設定した地震荷重を付与する解析を行って、配管の各評価点における地震応力の時刻歴を求める。本震発生直前の供用状態における他の応力（内圧、自重、機械荷重、熱膨張等）を別途計算し、地震応力との和を、当該評価点における「1次+2次応力」として算出する。最大の「1次+2次応力」を生ずる評価点が疲労評価の対象となる。疲労評価対象となった評価点における「1次+2次応力」に、配管部材の形状・溶接種類に応じた応力係数（K係数）、及び、塑性による応力ひずみの再配分に応じた係数（ K_e 係数）を乗じて、疲労評価のためのピーク応力 S_p を算定する。

2) 疲労評価のための繰返し数 N_e の算定方法（ピーク応力法）

地震荷重による各評価点のピーク応力は変位量に比例すると想定し、上記1)で選定した評価点における変位応答の時刻歴をピーク応力の時刻歴に変換する。ピーク応力の時刻歴から、地震による累積疲労損傷 F を算出できる。一方、ピーク応力の最大値を保守的な値 σ_p に設定（本評価においては 150kg/mm^2 ）し、 σ_p に対する許容繰返し数 N_0 を設計疲労線図から求める。 N_0 に F を乗じた値を、応力の各成分（東西、南北、上下）別に計算し、それらの中の最大値を疲労評価のための繰返し数 N_e とする。

3) 地震荷重による疲労損傷 UF の算定方法

1)で求めた S_p と設計疲労線図より、 S_p に対する許容繰返し数 N_f を求める。2)で求めた N_e を N_f で除した値を疲労損傷 UF とする。

4) 評価基準値

構造強度評価の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-補・1984、JEAG4601-1987、JEAG4601-1991 追補版」に規定される許容応力状態ⅢASにおける許容応力（1次+2次+ピーク応力）を用いる。

(4) 動的機能維持の評価方法

動的機能維持に関する評価は、地震観測記録にもとづき評価対象設備の応答加速度を求め、その加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。なお、機能確認済加速度とは、立形ポンプ、横形ポンプ、およびポンプ駆動用タービン等、機種ごとに試験あるいは解析により、動的機能維持が確認された加速度である。

機能確認済加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に準拠するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。⁽⁴⁾

制御棒の地震時挿入性（制御棒およびチャンネルボックスの健全性）については、地震観測記

録にもとづく燃料集合体の相対変位を求め、その相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認する。⁽⁵⁾

3. 2 7号機の健全性評価結果と考察

3. 2. 1 構造強度評価結果

(1) 構造強度評価

構造強度の評価方法及び評価結果を添付資料 3-1 に示す。評価対象は大型機器、床置機器、配管系に区分されている。これらは、評価対象と建屋の振動の相互作用を考慮する必要の有無、評価対象と地震動との共振の可能性の有無等を踏まえた区分であり、各々の特性に適した方法にて評価される。

評価の結果、機器・配管系に発生する応力は、添付資料 3-1（大型機器：添付資料 3-1 の 11-15 頁，床置機器：同 20-24 頁，配管系：同 30-31 頁）のとおり、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

(2) 疲労評価

疲労評価の例として、設計時評価において高めの 1 次+2 次応力が発生した残留熱除去系配管の継手（レデューサ）を選定した。新潟県中越沖地震による同部の 1 次+2 次応力は 791MPa となり、1 次+2 次応力の基準値 3Sm を超えるため、設計時の方法に則り、簡易弾塑性解析を適用してピーク応力を求めると 1061MPa になる（添付資料 3-2 の 2 頁）。一方、地震波の記録データに基づいた本震の等価繰返し数は 21 回である（同 4 頁）。

以上より、残留熱除去系配管の継手（レデューサ）の疲労損傷は 0.1214 となり、評価基準値 1.0 を十分下回った（同 5 頁）。

3. 2. 2 動的機能維持評価結果

床置設備（ポンプ等の回転機器）、弁、制御棒の動的機能維持の評価結果を添付資料 3-3 に示す。床置設備（ポンプ等の回転機器）及び弁の応答加速度は、いずれも機能確認済加速度以下であることを確認した（添付資料 3-3 の 2-4 頁）。制御棒の地震時挿入性については、中越沖地震による燃料集合体の相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下であることを確認した（同 5 頁）。

3. 2. 3 解析の考察

(1) 配管に生ずる応力への寄与が大きい振動モードについて

主蒸気系配管と残留熱除去系配管を対象として、配管に生ずる応力への寄与が大きい振動モードを検討した。主蒸気系配管については、主蒸気逃がし安全弁の管台（分岐管）が振れるモードが 3 次で大きいことから、分岐管と主管の取り付け部で発生する最大応力には 3 次モードが大きく寄与していることが分る。残留熱除去系配管については、「震度×刺激係数」が最も大きくなる 1 次の振動モードにおいて、最大応力が発生している。（添付資料 3-4 参照）

(2) 地震応答解析のもつ保守性について

より現実に近い応答を再現するために下記の検証を行い、本評価における地震応答解析の保守性を確認した。

1) 残留熱除去系配管による検証

残留熱除去系配管を例に、配管系の解析のもつ余裕度を確認した。配管系解析に用いられるスペクトルモーダル解析法における床応答スペクトル振幅の有無の影響、水平・上下応答の組合せの影響、さらにはスペクトルモーダル解析法に代えて時刻歴解析にて解析した場合の評価を行い、本評価における地震応答解析がもつ保守性を確認した。

さらに、現実に近い応答を再現するために、規格基準の範疇外ではあるが、現実的な減衰定数の想定、材料証明書による許容値の想定を行い、応答を試験的に算出し、解析が十分な保守性をもつことを確認した。(添付資料 3-5 参照)

2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ基礎ボルトによる検証

設計時および本評価においては、ポンプ基礎ボルトの評価を行うにあたって、水平・上下からそれぞれ最大震度を取って応力の算出を行っている。現実の状態を適切に再現するために、時々刻々の水平 (NS, EW) 震度と上下震度により基礎ボルトに発生する引張り応力の時系列を評価した結果、設計時および本評価における解析手法は保守的であることを確認した。(添付資料 3-6 参照)

(3) 制御棒挿入の時刻歴について

制御棒の挿入の時刻歴について、添付資料 3-7 に示す検討を行った。動的機能維持評価における燃料集合体に生じる最大相対変位を迎える前に、実際は制御棒全挿入されたことを検証した。

(4) 解析の考察まとめ

前述(1)～(3)の検証により、本評価結果は十分な保守性を備えつつ判定基準 (ⅢAS) を満足していると考えられる。

参考文献

- (1) (財) 原子力発電技術機構 (2001) : 耐震設計高度化調査 原子炉建屋・機器の水平・上下応答評価法の調査報告書
- (2) (社) 日本電気協会 (2006) : 配管系設計用減衰定数適正化に関する検討, 第 9 回機器・配管検討会資料 No. 9-3-2-2(5), 平成 18 年 5 月 12 日
- (3) (社) 日本電気協会 (2006) : クレーン類の設計用減衰定数に関する検討, 第 9 回機器・配管検討会資料 No. 9-3-2-2(5), 平成 18 年 5 月 12 日
- (4) (社) 日本電気協会 (2006) : 水平・鉛直地震動に対する動的機器の地震時機能維持評価法の改定案について, 第 15 回機器・配管検討会資料 No. 15-4-4-2, 平成 18 年 9 月 11 日
- (5) (株) 日立製作所: 沸騰水型原子力発電所 ハフニウム型制御棒について (改良型 BWR 炉心用), HLR-047 訂1 平成 12 年 8 月

表 3-1 柏崎刈羽 7 号機 As, A クラス主要設備一覧

		As, A クラスの定義	主要設備
As	i	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統※¹
	ii	使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵設備
	iii	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、および原子炉の停止状態を維持するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系
	iv	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系 残留熱除去系 サプレッションプール
	v	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の拡散を直接防ぐための施設	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器 原子炉格納容器バウンダリに属する系統※²
A	i	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心注水系 残留熱除去系 自動減圧系 サプレッションプール
	ii	放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記 v 以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 可燃性ガス濃度制御系 非常用ガス処理系 原子炉格納容器圧力抑制装置 サプレッションプール
	iii	その他	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水補給設備 ほう酸水注入系 炉内構造物

※ 1 主蒸気系，給水系，原子炉冷却材浄化系，残留熱除去系，
原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，ほう酸水注入系

※ 2 主蒸気系，復水給水系，原子炉冷却材浄化系，残留熱除去系，
原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，不活性ガス系，
非常用ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系，放射性ドレン移送系，
ほう酸水注入系

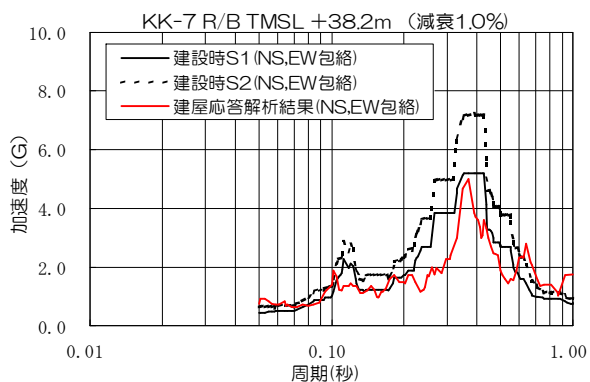


図 3-1(1) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

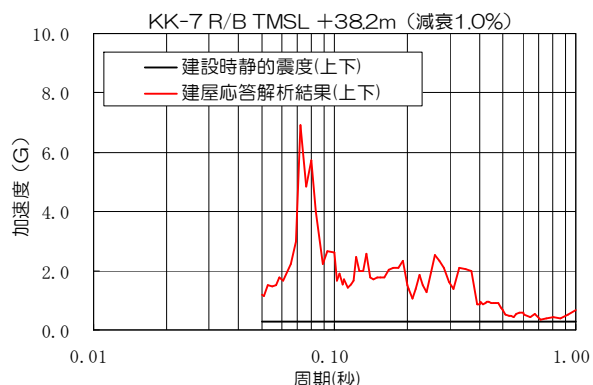


図 3-1(2) 天井クレーン階 (TMSL+38.2m)

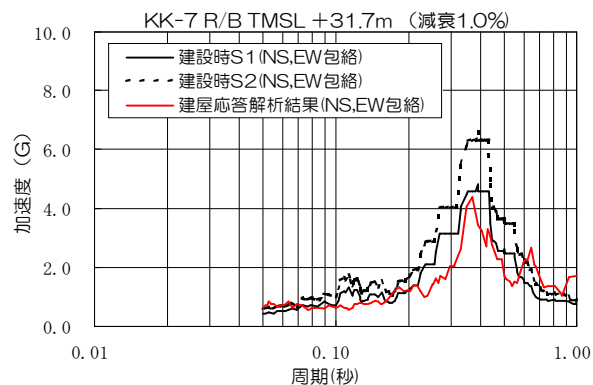


図 3-1(3) 4 階 (TMSL+31.7m)

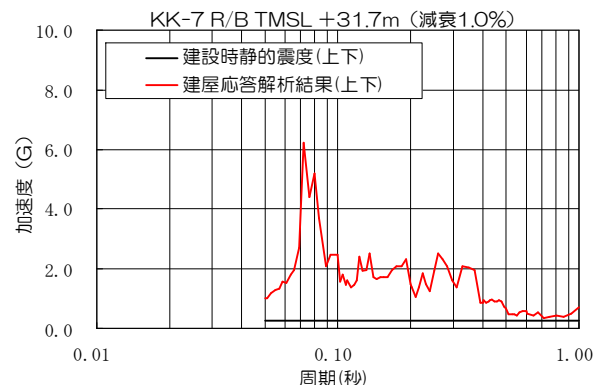


図 3-1(4) 4 階 (TMSL+31.7m)

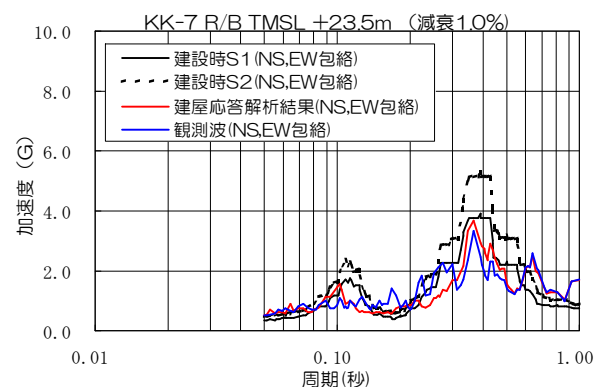


図 3-1(5) 3 階 (TMSL+23.5 m)

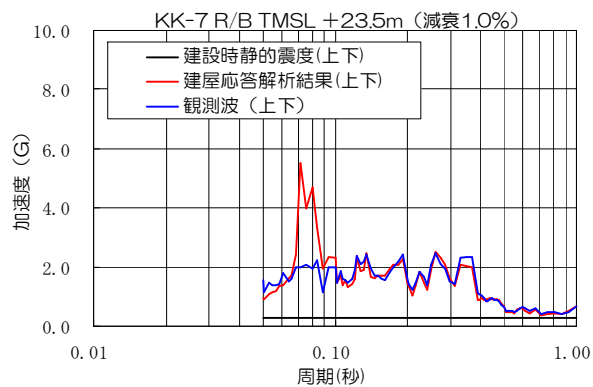


図 3-1(6) 3 階 (TMSL+23.5 m)

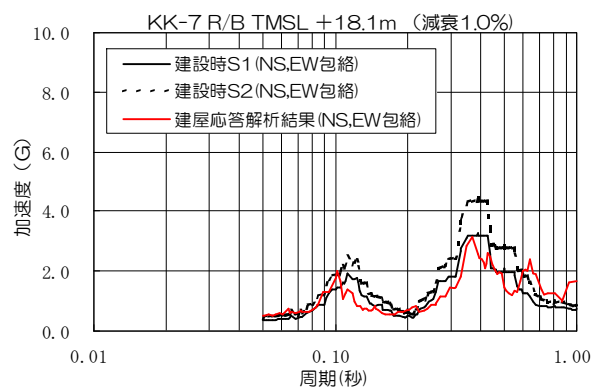


図 3-1(7) 2 階 (TMSL+18.1 m)

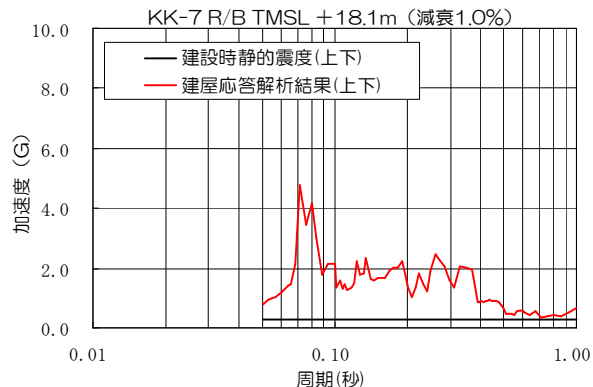


図 3-1(8) 2 階 (TMSL+18.1 m)

原子炉建屋水平方向床応答スペクトル
(NS/EW 包絡 減衰 1.0%)

原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル
(NS/EW 包絡 減衰 1.0%)

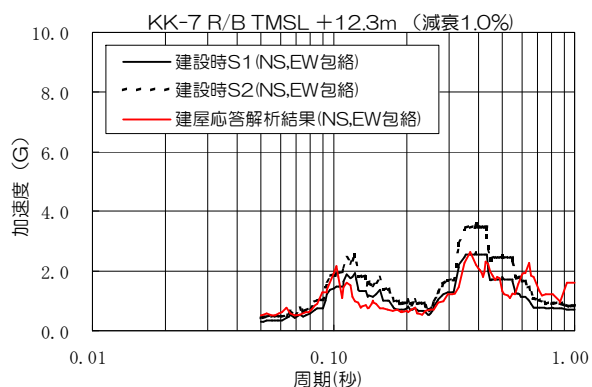


図 3-1 (9) 1 階 (TMSL+12.3m)

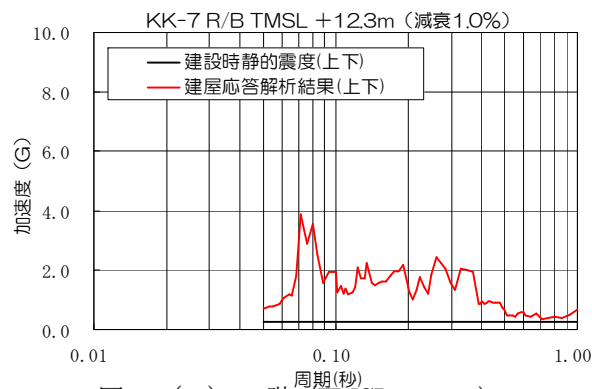


図 3-1 (10) 1 階 (TMSL+12.3m)

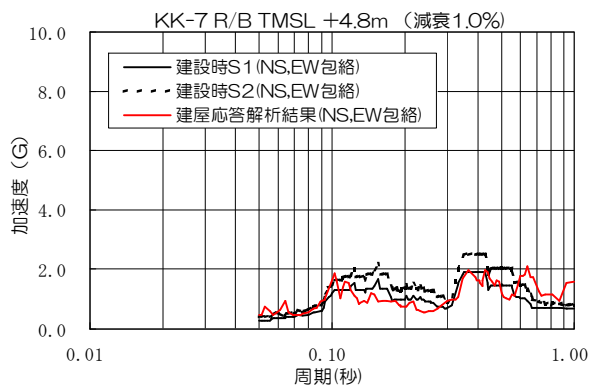


図 3-1 (11) 地下 1 階 (TMSL+4.8 m)

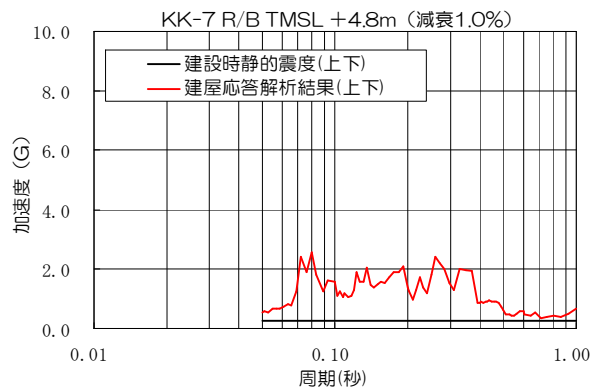


図 3-1 (12) 地下 1 階 (TMSL+4.8 m)

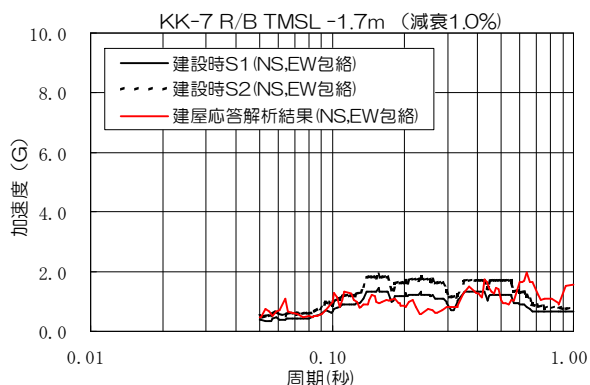


図 3-1 (13) 地下 2 階 (TMSL-1.7m)

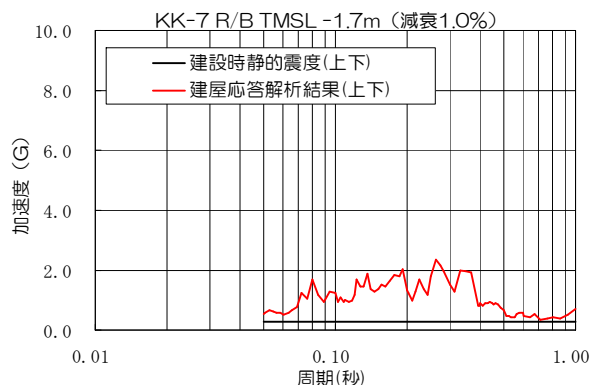


図 3-1 (14) 地下 2 階 (TMSL-1.7m)

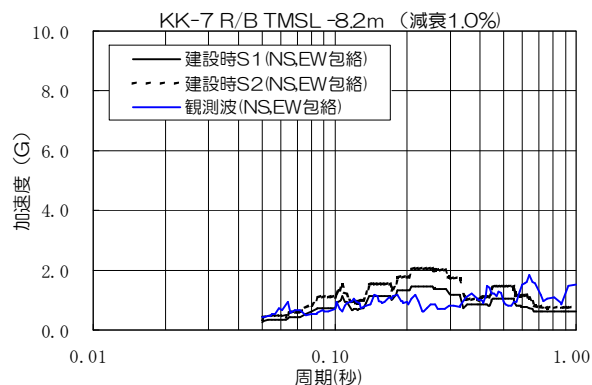


図 3-1 (15) 基礎版上 (TMSL-8.2 m)

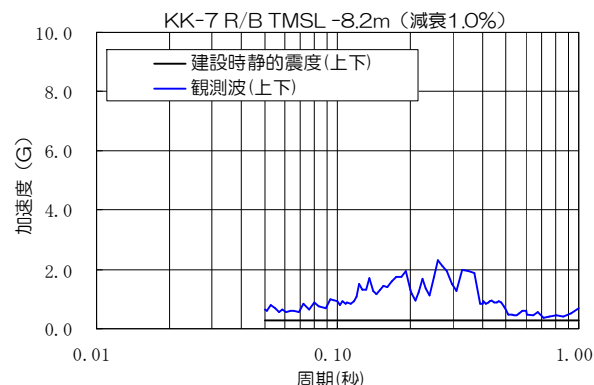


図 3-1 (16) 基礎版上 (TMSL-8.2 m)

原子炉建屋水平方向床応答スペクトル
(NS/EW 包絡 減衰 1.0%)

原子炉建屋鉛直方向床応答スペクトル
(NS/EW 包絡 減衰 1.0%)

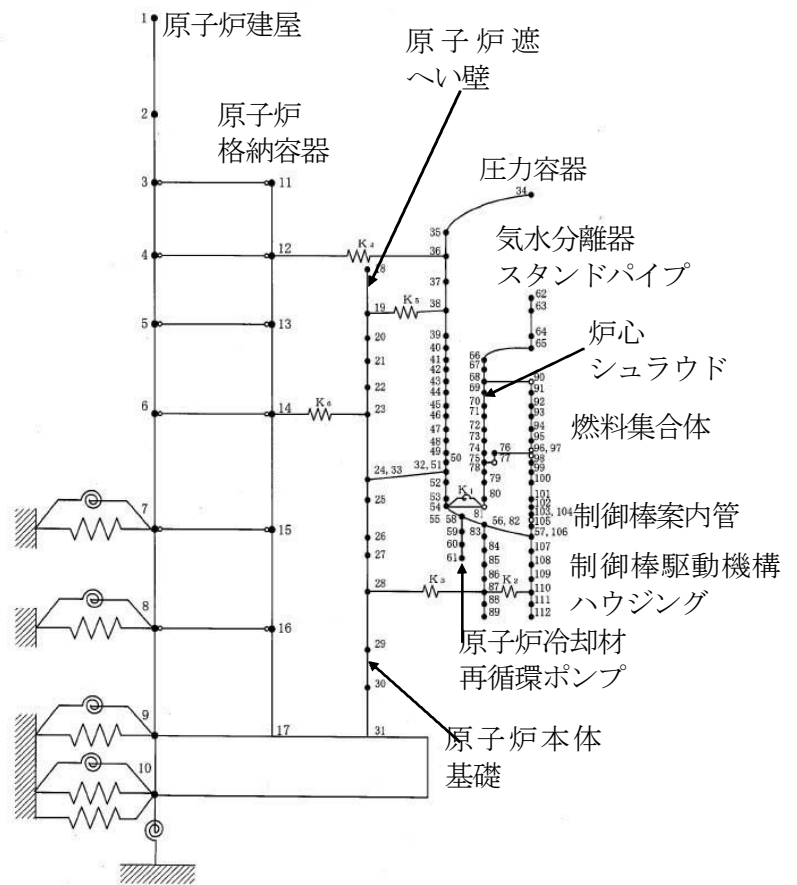


図 3-2(2) 炉内構造物解析モデル (水平 NS 方向)

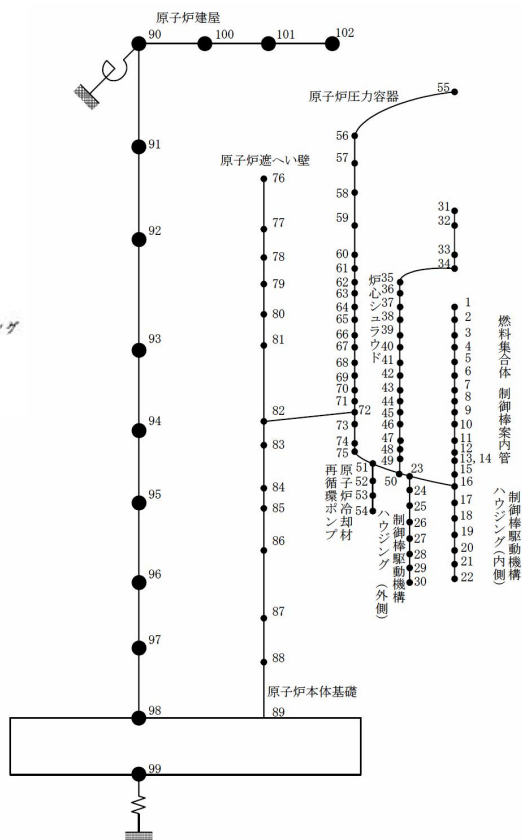
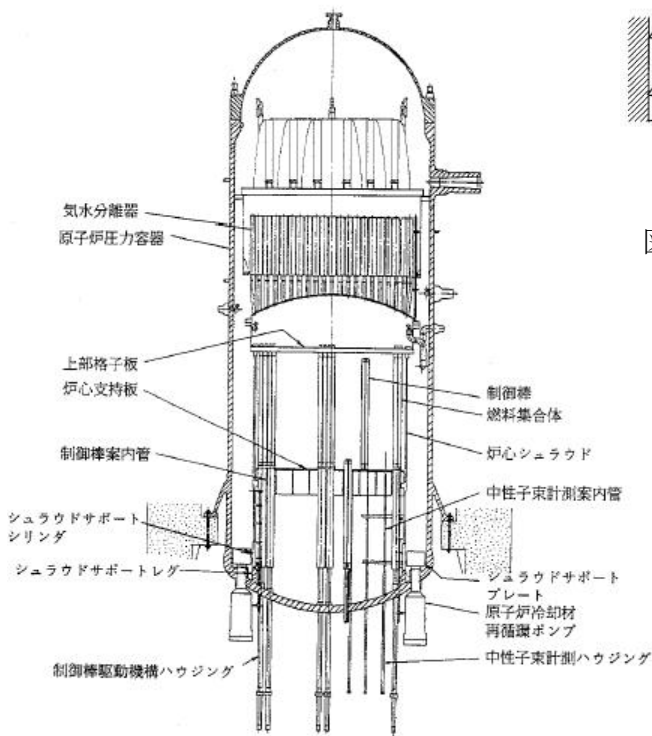


図 3-2(3) 炉内構造物解析モデル (鉛直方向)

表 3-2 機器・配管系の減衰定数

対象設備	水平方向	鉛直方向
溶接構造物	1.0	1.0
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0
電気盤	4.0	1.0
燃料集合体	7.0	1.0
制御棒駆動装置	3.5	1.0
配管系	0.5～3.0 ^{※1}	0.5～3.0 ^{※1}
燃料取扱装置	1.5～2.0 ^{※1}	1.5～2.0 ^{※1}
天井クレーン	2.0 ^{※1}	2.0 ^{※1}

※1 試験・検討にて妥当性が確認された値。参考文献(2)(3)参照。また配管系の減衰定数の詳細を表 3-3 に示す。

表 3-3 配管系減衰定数

配管区分		減衰定数(%) ^{※2}	
		保温材有	保温材無
I	スナバ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、その支持具（スナバ又は架構レストレイント）の数が4個以上のもの	<u>3.0</u> (2.5)	2.0
II	スナバ、架構レストレイント、ロッドレストレイント、ハンガ等を有する配管系で、アンカ及びUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり、配管区分Iに属さないもの	<u>2.0</u> (1.5)	1.0
III	Uボルトを有する配管系で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4個以上のもの	<u>3.0</u>	<u>2.0</u>
IV	配管区分I、IIおよびIIIに属さないもの	<u>1.5</u> (1.0)	0.5

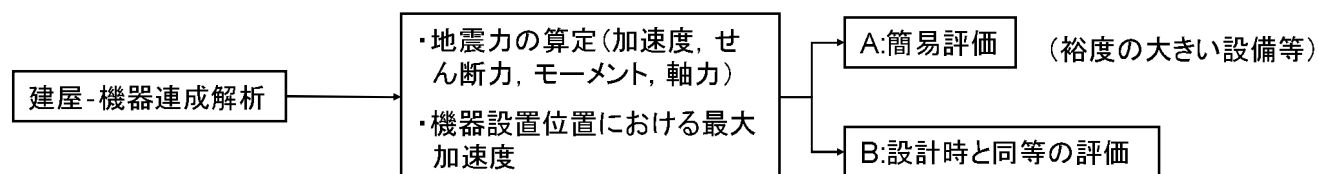
※2 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」から変更した箇所を下線で示す。変更後の値は、配管系設計用減衰定数適正化に関する検討、第9回機器・配管検討会資料 No. 9-3-2-2(5)の値を使用した。また、変更前の値を括弧内に示す。変更内容は下記の2点。

- 無機多孔質保温材の付加減衰定数を 0.5% から 1.0% に変更。ただし、金属保温材が混在する場合は、配管全長に対する金属保温材の割合が 40% 以下の場合に限り 1.0% の付加減衰を適用できる。
- 配管自重を受ける U ボルト支持具を 4 個以上有する配管系に対しては、減衰定数を 2.0% に設定。

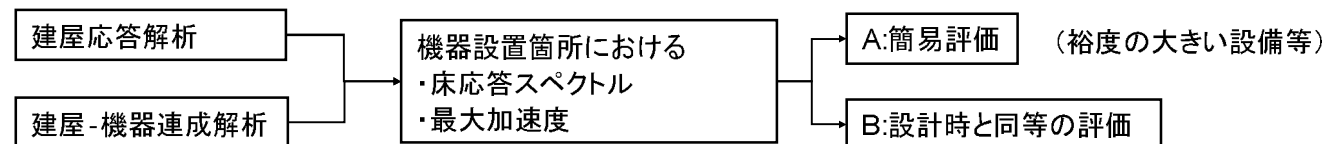
構造強度評価の概要

構造強度評価の概要

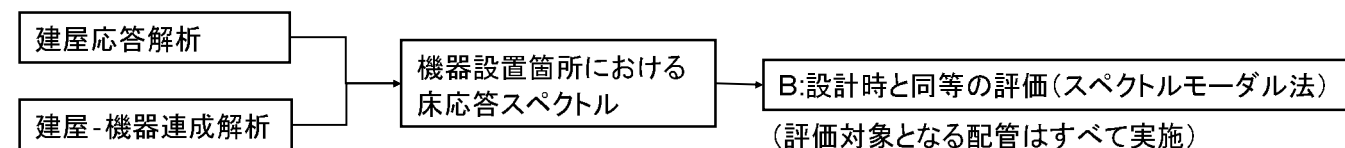
■ 大型機器（格納容器，圧力容器，炉内構造物）



■ 床置機器（ポンプ，熱交換器，換気空調設備等）



■ 配管系



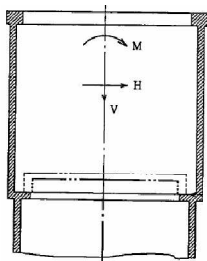
大型機器の評価

応力評価の例（円筒容器）

①建屋-機器連成解析(時刻歴解析)

②作用する地震力を算出
(鉛直力, 水平力, モーメント)

③荷重の組み合わせ
地震力+自重+圧力(差圧)

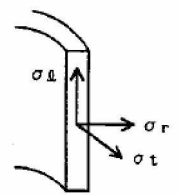


<荷重成分>
V: 鉛直力(地震力+自重+差圧)
H: 水平力(地震力+差圧)
M: モーメント(地震力+差圧)

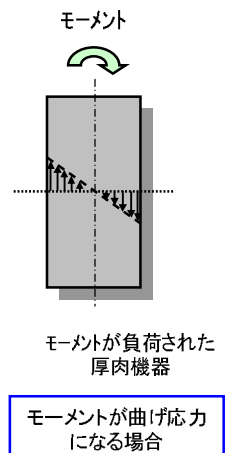
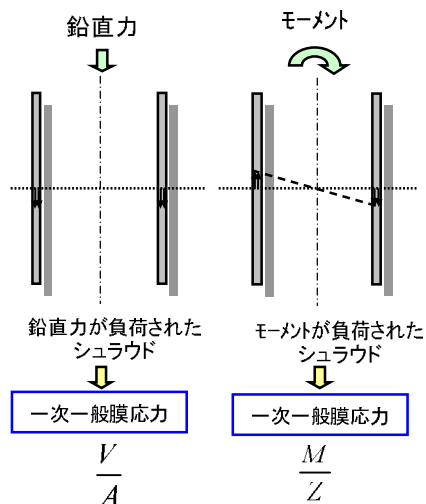
④一次一般膜応力※の算出

$$\sigma_{\ell} = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z} \quad \tau_{\ell\ell} = \frac{H}{A}$$

(A: 断面積, Z: 断面係数)



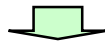
※不連続部から離れた円筒部分に機械的な引張力(又は圧縮力)が加わる場合生ずる応力(膜応力)は, 外荷重との平衡の法則を満足する応力であって, Pm(膜応力)に分類



応力評価の例

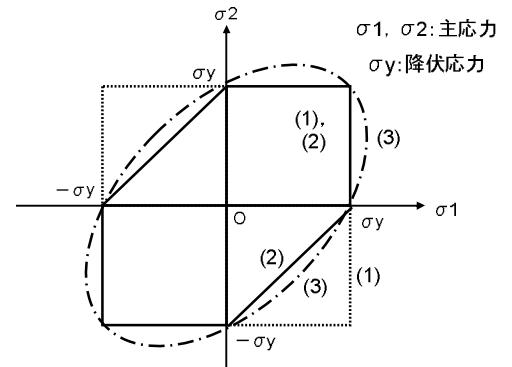
⑤主応力($\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$)の算出
・次式①を満足する解を求める

$$\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_\ell + \sigma_r) \cdot \sigma^2 + (\sigma_t \cdot \sigma_\ell + \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_r \cdot \sigma_t - \tau_{t\ell}^2 - \tau_{\ell r}^2 - \tau_{rt}^2) \cdot \sigma - \sigma_t \cdot \sigma_\ell \cdot \sigma_r + \sigma_t \cdot \tau_{\ell r}^2 + \sigma_\ell \cdot \tau_{rt}^2 + \sigma_r \cdot \tau_{t\ell}^2 - 2 \cdot \tau_{t\ell} \cdot \tau_{\ell r} \cdot \tau_{rt} = 0 \quad \dots \text{式①}$$



⑥応力強さの算出
・最大せん断応力説を適用(規格基準)

$$\left. \begin{aligned} \sigma_{12} &= |\sigma_1 - \sigma_2| \\ \sigma_{23} &= |\sigma_2 - \sigma_3| \\ \sigma_{31} &= |\sigma_3 - \sigma_1| \end{aligned} \right\} \text{の最大値}$$



2次元応力状態の場合の降伏条件(イメージ図)

(応力強さの考え方)

●材料の破壊理論

(1)最大主応力説, (2)最大せん断応力説, (3)ひずみエネルギー説

●実際の現象への適合性, 保守性, 実設計への応用性を考慮し最大せん断応力説を技術基準に適用

●最大せん断応力の2倍をもって「応力強さ」と定義

大型機器の評価方法(簡易評価) 1 / 2

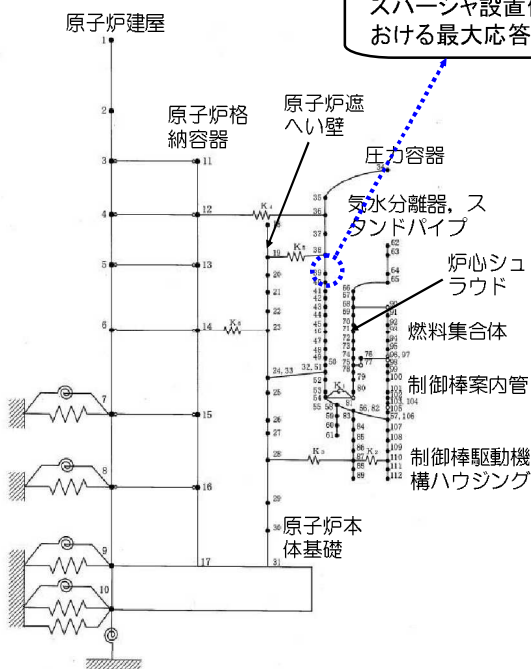
■ 簡易評価の例 : 給水スパージャ

●設計時における給水スパージャの評価方法

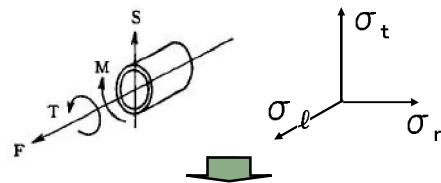
建屋-機器連成解析(時刻歴)

スパージャ設置位置における最大応答加速度

・給水スパージャをモデル化
・静的評価(全体に一定加速度を適用)



評価点における軸力(F), せん断力(S), ねじりモーメント(T), 曲げモーメント(M)



一次一般膜+一次曲げ応力の算出

$$\sigma_\ell = \frac{F}{A} + \frac{M}{Z} \quad \tau_{t\ell} = \frac{S}{A} + \frac{T}{2 \cdot Z}$$

A: 断面積, Z: 断面係数, D₀: 外径

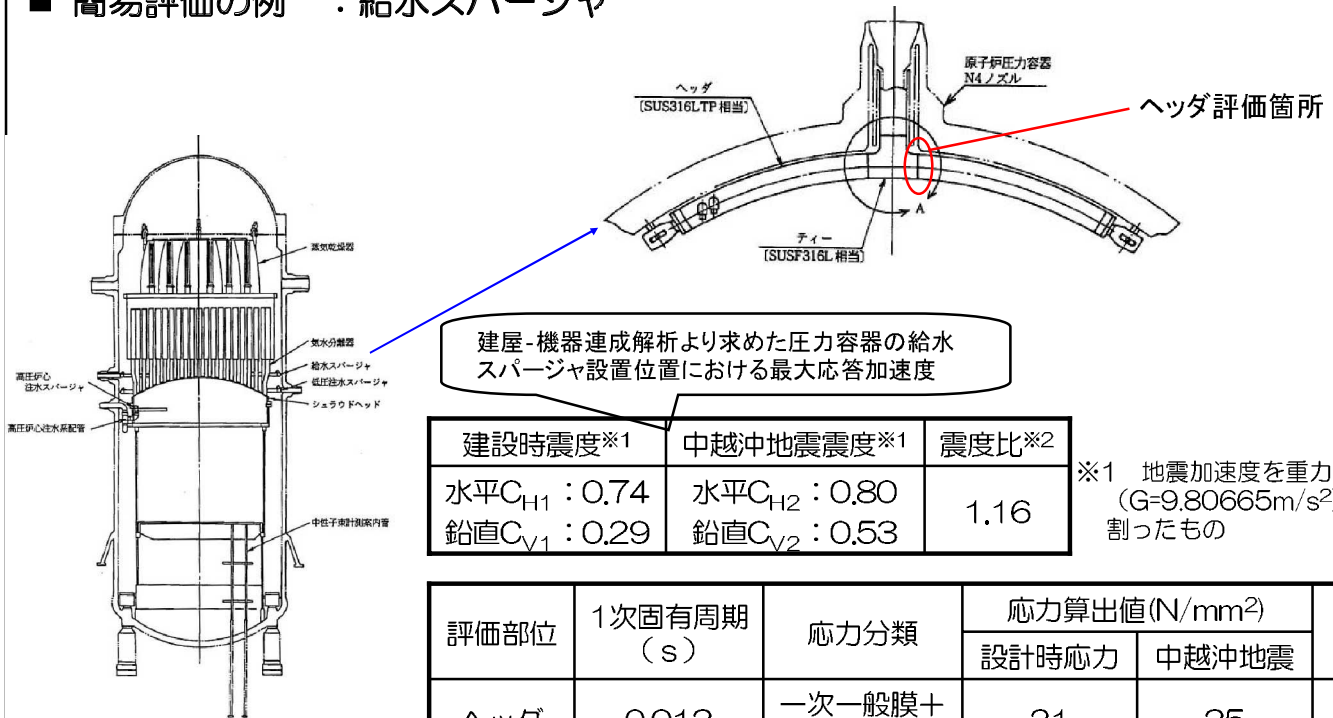
主応力の計算
($\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$)
...式①(P7)

応力強さ
(最大せん断応力説)

$$\left. \begin{aligned} |\sigma_1 - \sigma_2| \\ |\sigma_2 - \sigma_3| \\ |\sigma_3 - \sigma_1| \end{aligned} \right\} \text{の最大値}$$

大型機器の評価方法（簡易評価） 2 / 2

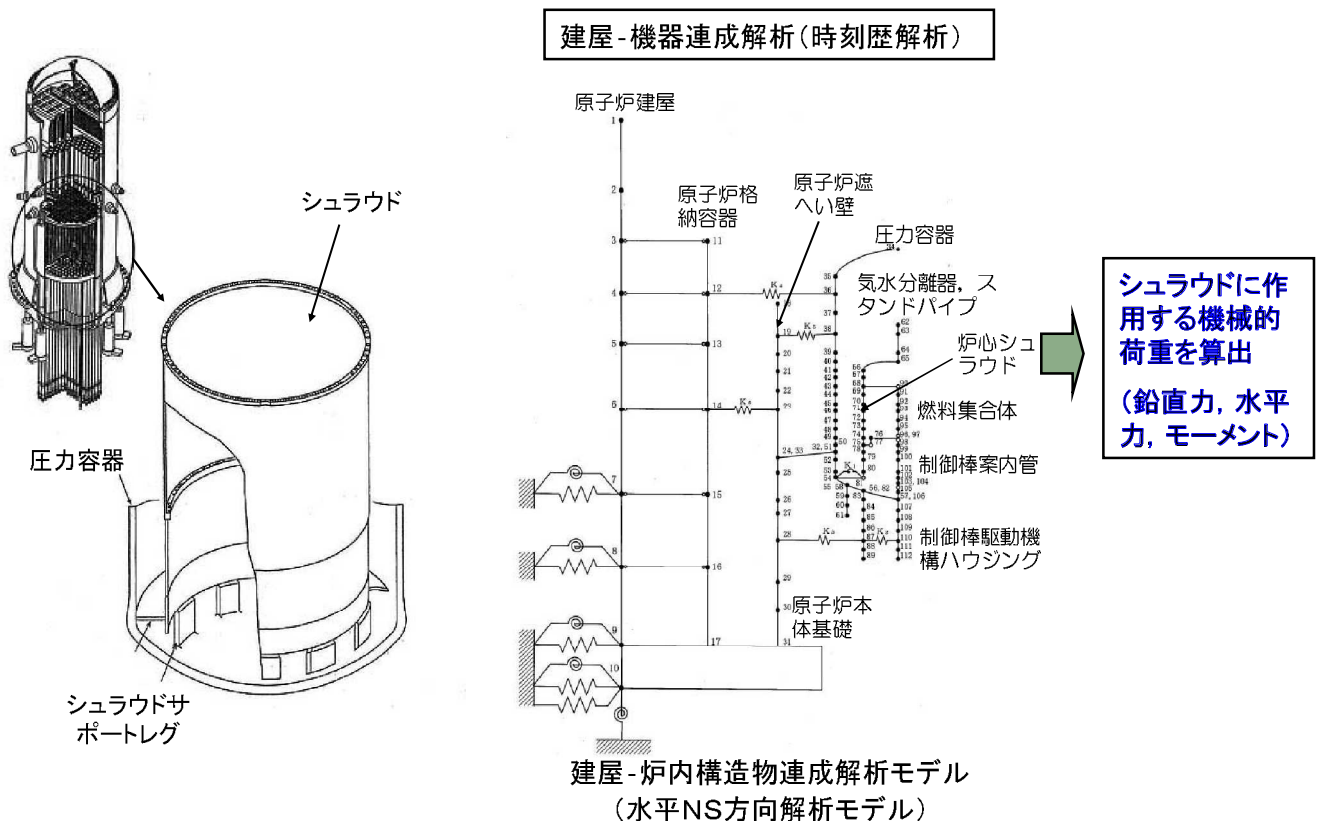
■ 簡易評価の例 ：給水スパージャ



※2 中越沖地震による水平震度と鉛直震度の二乗和平方根と設計時の水平震度と鉛直震度の二乗和平方根との比

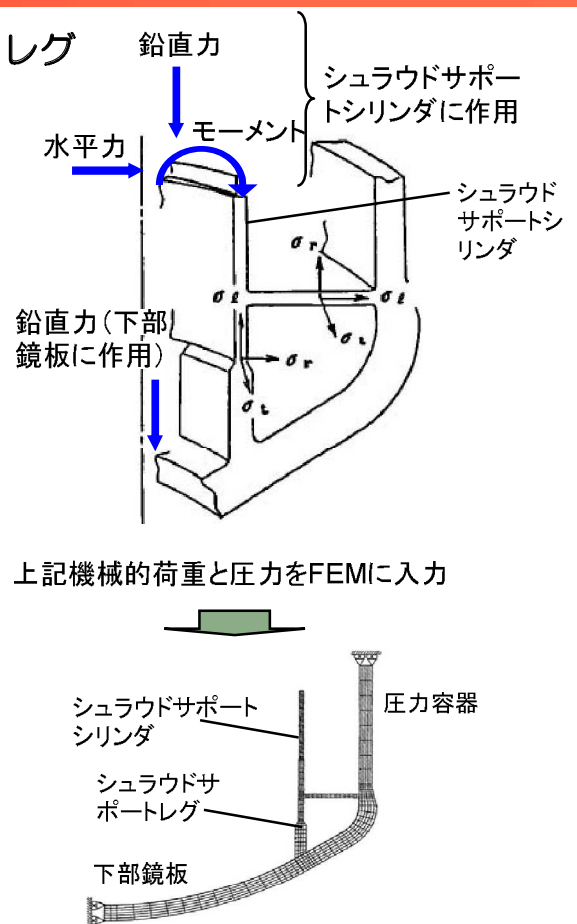
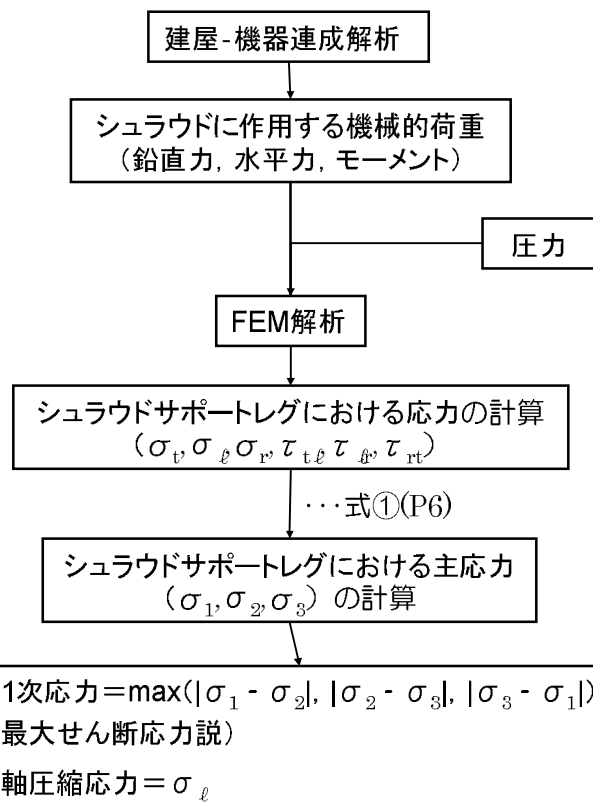
大型機器の評価方法（設計と同等の評価）

■ 設計時と同等の評価の例 ：シュラウドサポートレグ



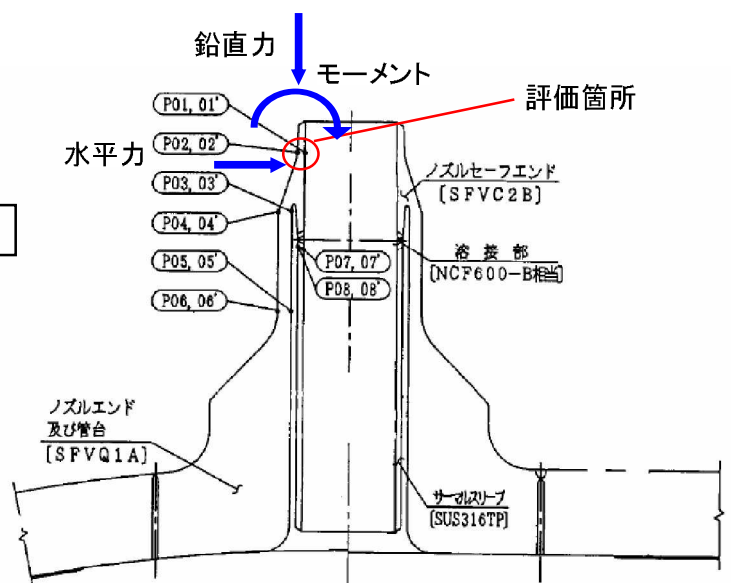
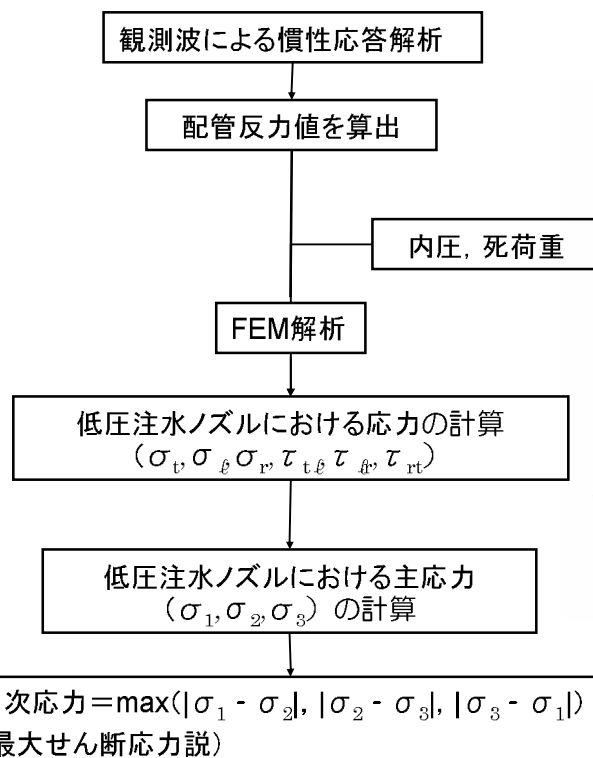
大型機器の評価方法（設計と同等の評価）

■ 設計時と同等の評価の例：シュラウドサポートレグ



大型機器の評価方法（設計と同等の評価）

■ 設計時と同等の評価の例：低圧注水ノズル（N6）



大型機器の評価方法（設計と同等の評価）

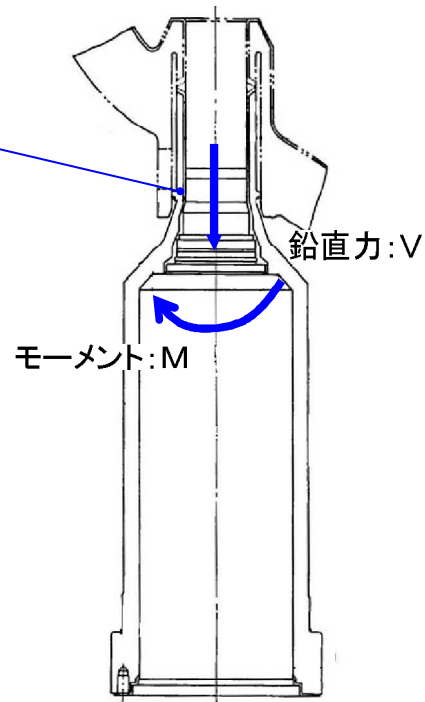
■ 設計時と同等の評価の例：原子炉冷却材再循環ポンプ

ケーシング部の
軸圧縮応力の算出

$$\sigma_c = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z}$$

A: 断面積

Z: 断面係数



構造強度評価結果：大型機器（1 / 5）

原子炉压力容器

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(ⅢAS) (N/mm ²)	評価 方法※
RPV円筒胴	胴板	膜	177	303	B
下部鏡板	球殻部	膜	186	303	B
制御棒駆動機構 ハウジング貫通孔	スタブチューブ	軸圧縮	68	98	B
原子炉冷却材再循環ポンプ 貫通部	ケーシング 側付け根部	膜+曲げ	224	418	B
支持スカート	スカート	圧縮	25	387	B
		座屈	0.1	1※1	B
原子炉压力容器基礎ボルト	基礎ボルト	引張	115※2	499	A

※ A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

※1 座屈に対する評価式により, 発生値は評価基準値に対する比率で示す

※2 荷重比が1以下のため, 工認値を記載

構造強度評価結果：大型機器（2／5）

原子炉圧力容器

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(ⅢAS) (N/mm ²)	評価 方法※
主蒸気ノズル (N3)	ノズルセーフエンド	膜	97	303	B
給水ノズル (N4)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	111	252	B
低圧注水ノズル (N6)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	177	252	B
原子炉停止時冷却材出口ノズル (N10)	ノズルセーフエンド	膜+曲げ	140	252	B
原子炉圧力容器スタビライザ	ロッド	引張	221	513	B
制御棒駆動機構ハウジングレス トレントビーム	レストレントビーム	曲げ	61	176	B
原子炉冷却材再循環ポンプ	モーターケース	軸圧縮	105	123	B
ブラケット類	上部ガイドロッドブラケット	膜+曲げ	99	205	B

※ A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

構造強度評価結果：大型機器（3／5）

炉内構造物

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(ⅢAS) (N/mm ²)	評価 方法※
蒸気乾燥器	耐震用ブロック	平均せん断	20	155	A
シュラウドヘッド	鏡板	膜+曲げ	60	139	B
気水分離器	スタンドパイプ	膜+曲げ	46	128	B
給水スパーチャ	ヘッダ	膜+曲げ	25	213	A
高圧炉心注水スパーチャ	ヘッダ	膜+曲げ	38	213	A
低圧注水スパーチャ	ヘッダ	膜+曲げ	20	213	A
高圧炉心注水系配管（原子 炉圧力容器内）	パイプ	膜+曲げ	19	213	A
中性子束計測案内管	中性子束案内管	膜+曲げ	6	139	A

炉心支持構造物

炉心シュラウド	下部胴	膜+曲げ	19	128	B
シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	32	243	B
上部格子板	グリッドプレート	膜+曲げ	24	213	B
炉心支持板	補強ビーム	膜+曲げ	91	213	A
制御棒案内管	下部溶接部	膜+曲げ	6	139	B

※ A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

構造強度評価結果：大型機器（4／5）

格納施設

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(Ⅲ _A S) (N/mm ²)	評価 方法※
ドライウェル上鏡	フランジプレート	曲げ	27	264	A
下部ドライウェルアクセス通路	原子炉本体 フランジジョイント部	組合せ	206	427	A
配管貫通部	フランジプレート	曲げ	160	202	A
電気配線貫通部	フランジプレート	曲げ	195	264	A
ベント管	リアライの垂直管 との結合部	膜+曲げ	52	127	A
ドライウェルスプレイ管	スプレイ管案内管	一次	52	211	A
ダイアフラムフロア	シアプレート	曲げ	51 ※1	304	A

※1 荷重比が1以下のため、工認値を記載

核計測装置

局部出力モニタ検出器集合体	カバーチューブ	膜+曲げ	106	141	A
起動領域モニタドライチューブ	パイプ	膜+曲げ	122	257	A

※ A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

構造強度評価結果：大型機器（5／5）

原子炉冷却材再循環系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(Ⅲ _A S) (N/mm ²)	評価 方法
原子炉冷却材再循環ポンプ	スタッドボルト	平均引張 応力	175	300	A

原子炉本体の基礎

アンカボルト	アンカボルト	引抜力	335.1 ※1 (t/4.5°)	434.7 (t/4.5°)	A
圧力容器ブラケット	水平プレート	曲げ	2.11 ※1 (t/cm ²)	4.34 (t/cm ²)	A

※1 荷重比が1以下のため、工認値を記載

床置機器の評価

床置機器の評価方法（簡易評価）

■ 簡易評価の例：残留熱除去系ポンプ基礎ボルト

✓設計時応力(せん断): 4N/mm^2 (自重が地震による転倒モーメントを上回っているため引張は発生しない)

✓応答比の算出

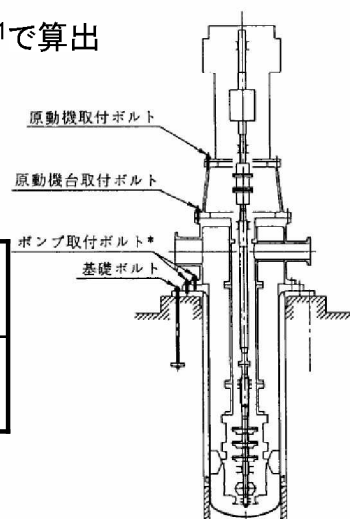
－固有周期: 0.05秒以下 → 剛とみなし設置床の最大加速度 $\times 1.2^{*1}$ で算出

－設置床(-8.2m)における最大応答加速度の比較

※1 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991追補版）に基づき、強度設計では剛な場合の地震力として床加速度の1.2倍を用いて計算を行った

	TMSL-8.2mにおける床の最大加速度 $\times 1.2$		震度比※2
	水平方向: C_{H1} (g)	鉛直方向: C_{V1} (g)	
設計時	$C_{H1}=0.33$	$C_{V1}=0.28$	1.14
中越沖地震	$C_{H2}=0.44$	$C_{V2}=0.44$	

※2 中越沖地震による水平震度と鉛直震度の二乗和平方根と設計時の水平震度と鉛直震度の二乗和平方根との比

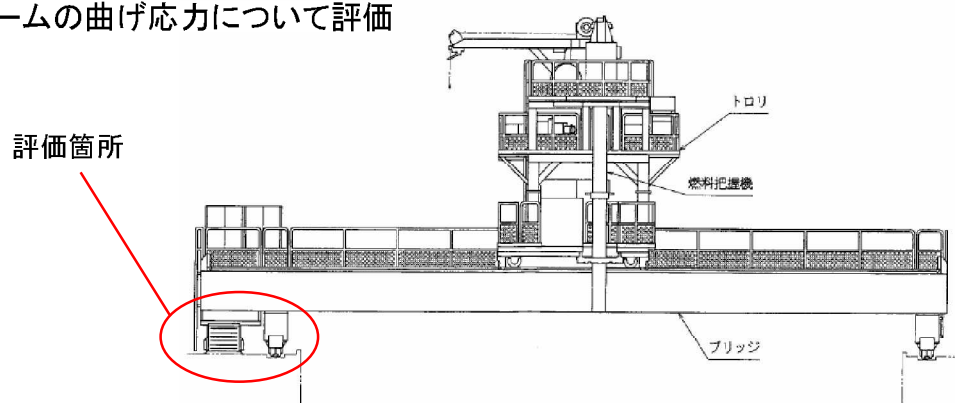


✓中越沖地震による発生応力(せん断) $= 4\text{N/mm}^2 \times 1.14 \div 5\text{N/mm}^2$

床置機器の評価方法（簡易評価）

■ 簡易評価の例 ： 燃料取替機

✓フレームの曲げ応力について評価



● フレーム曲げ応力 $= F/A + M/Z$

F：自重，水平地震力，鉛直地震力による部材力

M：自重，水平地震力，鉛直地震力による部材モーメント

A：断面積

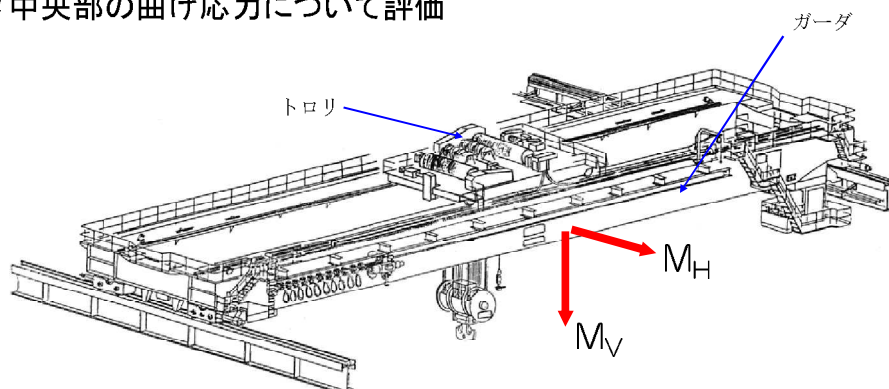
Z：断面係数

工認時の発生応力を自重，水平地震力，垂直地震力に成分分解し，各方向の振動モードを考慮した固有周期の結果を基に求めた震度比を乗し，組み合わせて評価。

床置機器の評価方法（設計時と同等の評価）

■ 設計時と同等な評価の例 ： 原子炉建屋クレーン

✓ガーダ中央部の曲げ応力について評価



● ガーダ中央部曲げ応力 $= M_V/Z_X + M_H/Z_Y$

✓ $M_V = (M_1 + M_2 + M_3) \cdot (1 + C_V)$

✓ $M_H = (M_1 + M_2) \cdot C_H$

M_1, M_2, M_3 ：ガーダ重量，トロリ重量，定格荷重による曲げモーメント

Z_X, Z_Y ：断面係数

C_V ：鉛直方向震度（クレーン設置階の鉛直方向床応答スペクトルより読み取り）

C_H ：水平方向震度（駆動輪における最大静止摩擦係数より導出）

構造強度評価結果：床置機器（1 / 4）

制御棒駆動水系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(ⅢAS) (N/mm ²)	評価 方法
水圧制御ユニット	フレーム	組合せ	36	211	A
	取付ボルト	引張	16	158	A

残留熱除去系

残留熱除去系熱交換器	胴板	一次	97	372	A
	脚	組合せ	18	224	A
	基礎ボルト	せん断	17	118	A
残留熱除去系ポンプ	取付ボルト	せん断	4	341	A
	基礎ボルト	せん断	5	350	A
残留熱除去系ストレーナ	取り付け部 フランジ	膜+曲げ	61	169	A

原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系ポンプ	取付ボルト	せん断	6	341	A
	基礎ボルト	引張	30	456	A
原子炉隔離時冷却系蒸気駆動 タービン	取付ボルト	引張	20	443	A
	基礎ボルト	引張	12	456	A

構造強度評価結果：床置機器（2 / 4）

高圧炉心注水系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(ⅢAS) (N/mm ²)	評価 方法
高圧炉心注水系ポンプ	取付ボルト	せん断	6	341	A
	基礎ボルト	せん断	7	350	A
高圧炉心注水系ストレーナ	取り付け部 フランジ	膜+曲げ	51	169	A

主蒸気系

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ	胴板	膜	29	150	A
	脚	組合せ	3	201	A
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用 アキュムレータ	胴板	膜	36	150	A
	脚	組合せ	8	201	A

ほう酸水注入系

ほう酸水注入系ポンプ	取付ボルト	せん断	15	121	A
	基礎ボルト	せん断	10	133	A
ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断	38	133	A

構造強度評価結果：床置機器（3／4）

放射線管理用計測装置

燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	せん断	2	139	A
	架台取付ボルト	せん断	2	139	A

計測制御系統設備

現場盤 原子炉系（I系）計装ラック	取付ボルト	せん断	2	133	A
----------------------	-------	-----	---	-----	---

可燃性ガス濃度制御系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(ⅢAS) (N/mm ²)	評価 方法
可燃性ガス制御系ブローア	ブレース	圧縮	5	177	A
可燃性ガス制御系再結合装置	取付ボルト	せん断	32	350	A

非常用ガス処理系

非常用ガス処理系 排風機	取付ボルト	引張	51	148	A
	基礎ボルト	せん断	15	129	A
非常用ガス処理系 乾燥装置	取付ボルト	せん断	33	341	A
	基礎ボルト	せん断	12	129	A
非常用ガス処理系 フィルタ装置	取付ボルト	せん断	105	341	A
	基礎ボルト	せん断	13	129	A

構造強度評価結果：床置機器（4／4）

非常用ディーゼル発電設備

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(ⅢAS) (N/mm ²)	評価 方法
ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	21	194	A
空気だめ	胴板	膜	118	241	A
	スカート	組合せ	6	258	A
		座屈	0.03	1*	A
	基礎ボルト	せん断	7	133	A
燃料ディタンク	スカート	組合せ	13	241	A
		座屈	0.08	1*	A
	基礎ボルト	せん断	6	121	A
空気圧縮機	基礎ボルト	せん断	4	139	A
発電機	軸受台下部ベ-ス取付ボルト	引張	31	180	A
	基礎ボルト	せん断	9	194	A

※ 座屈に対する評価式により、発生値は評価基準値に対する比率で示す

構造強度評価結果：床置機器（4／4）

燃料設備

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(ⅢAS) (N/mm ²)	評価 方法※
燃料取替機	構造物フレーム	組合せ	204※1	241	A
原子炉建屋クレーン	ガーダ中央部	曲げ	228	319	B
使用済燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張	100※2	153	A
制御棒・破損燃料 貯蔵ラック	上部基礎ボルト	引張	75	153	A
	底部基礎ボルト	せん断	24	118	A

※ A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

※1 発生応力を水平地震力, 鉛直地震力, 自重に分解し, それぞれの震度比を乗じて評価

※2 ラックの振動方向別の発生応力を考慮し, それぞれの震度比を乗じて評価

配管系の評価

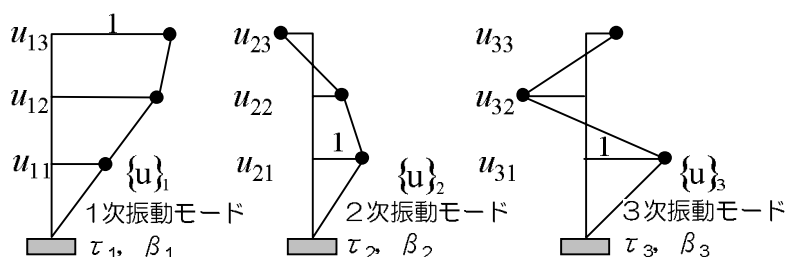
配管系の評価方法（1 / 3）

■ 本地震応答解析の対象 → 設計時と同様にスペクトルモーダル法で評価

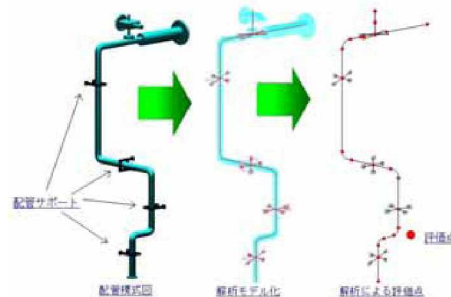
①固有値解析：配管を3次元多質点モデルで解析し以下を求める

- ✓固有モード： $\{u\}_i$ $\{ \}$: ベクトルを示す
- ✓各固有モードにおける固有周期： τ_i , 刺激係数： β_i

（3自由度の例）



刺激係数 β_i : 各モードの振れやすさを表す値

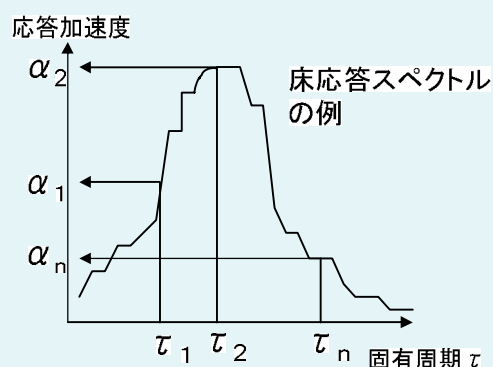


配管の解析モデル化の例

配管系の評価方法（2 / 3）

②スペクトルモーダル法

- 床応答スペクトルを作成
 - ✓配管の設置位置における建屋応答と評価対象の配管の減衰定数から作成
- 床応答スペクトルから各固有周期(τ_i)における応答加速度(α_i)を読み取る



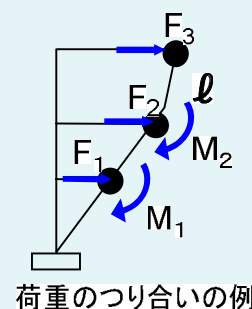
③各モードの重ね合わせ

- スペクトルモーダル法により、各モードの荷重、モーメントを算出

【荷重の例】

$$\{F\}_i = m \cdot \{u\}_i \cdot \alpha_i \cdot \beta_i \quad m: \text{質量マトリクス}$$

- モードの重ね合わせ（2乗和平方根）： $\{M\} = \sqrt{\sum_{i=1}^n \{M\}_i^2}$



荷重のつり合いの例

配管系の評価方法（3／3）

④応力の計算

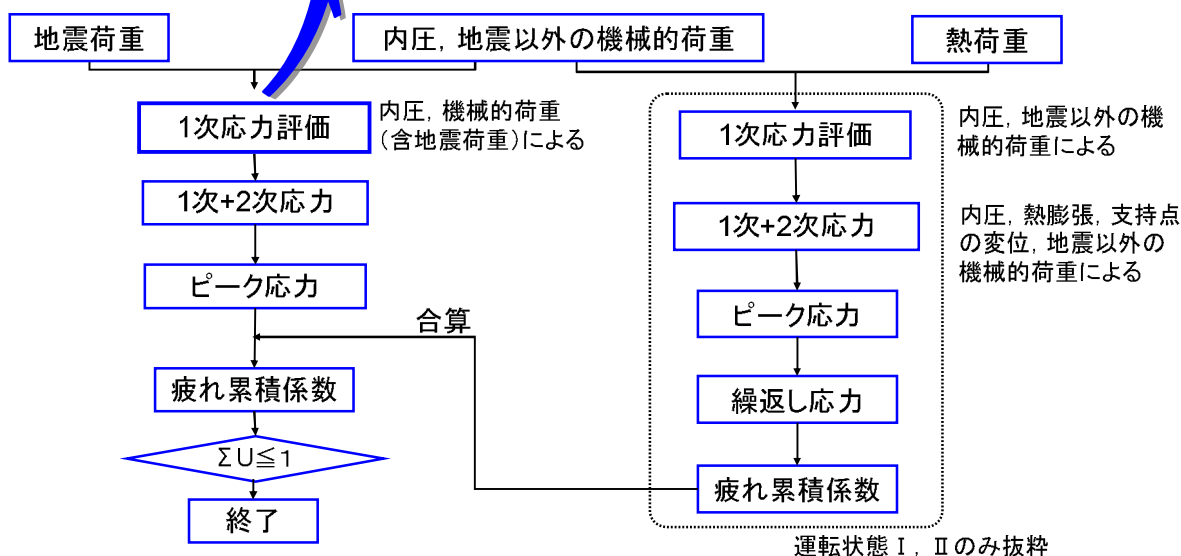
- 地震による荷重、内圧、自重等考慮し下式により1次応力を求める（第1種管の例）

✓ 直管部
$$S = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_2 M_{ip}}{Z_i}$$

✓ 管台及び突合せ溶接式ティー
$$S = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_2 b M_{bp}}{Z_b} + \frac{B_2 r M_{rp}}{Z_r}$$

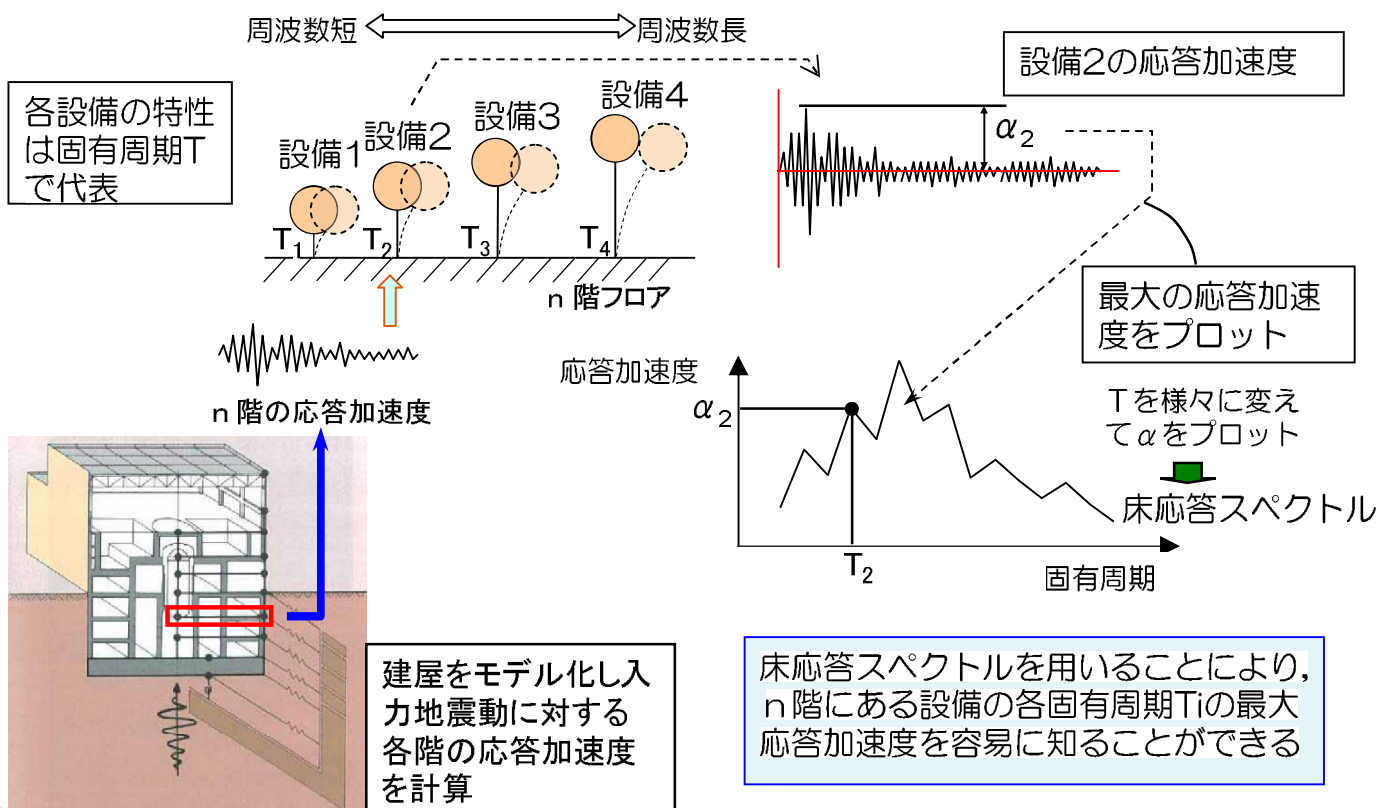
Z_i : 管の断面係数
 Z_b, Z_r : 分岐管, 主管の断面係数
 B_1, B_2, B_{2b}, B_{2r} : 応力係数
 D_0, t : 管の外径, 厚さ
 P : 圧力
 M_{ip} : 機械的荷重(自重, 地震)によるモーメント
 M_{bp}, M_{rp} : 分岐管, 主管の機械的荷重によるモーメント

配管解析全体の流れ



補足：床応答スペクトルの求め方

■ 床応答スペクトル



構造強度評価結果：配管

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (N/mm ²)	許容応力(ⅢAS) (N/mm ²)	評価 方法
主蒸気系	配管	一次	134	281	B
残留熱除去系	配管	一次	199	274	B

応力に及ぼす地震力の影響について

■ 建設時の条件における地震力の影響

機器	部位例	考慮すべき荷重※1			発生応力※1	裕度※1
		自重※2	圧力	地震力		
原子炉圧力容器	RPV胴	1	30	2	33	67
	基礎ボルト	5	-	20	25	75
原子炉格納容器	ドライウェル上鏡	2	2	1	6	94
炉内構造物	蒸気乾燥器	6	-	2	8	92
炉心支持構造物	シュラウド	1	1	5	7	93
容器 (熱交換器 等)	胴板	10	5	5	20	80
	基礎ボルト	-	-	10	10	90
ポンプ	基礎ボルト	0	-	1	1	99
配管（主蒸気系）		30	15	20	65	35

※1 許容応力を100とした場合の応力の割合(%)

※2 配管反力, スクラム反力等の活荷重を含む

(表の見方)

例えば配管の場合, 地震力による応力が20%で、許容値に対する裕度が35%なので, 地震力が2倍程度の増倍までは耐えられると判断できる。

疲労評価

(残留熱除去系配管の例)

疲労評価（残留熱除去系配管の例）

■ 疲労評価設備の選定

- 設計時における地震による1次+2次応力が比較的厳しい配管，ノズルを選定
 - ✓ 残留熱除去系配管
 - ✓ 低圧注水ノズル（評価中）

■ 中越沖地震による残留熱除去系配管の疲労評価

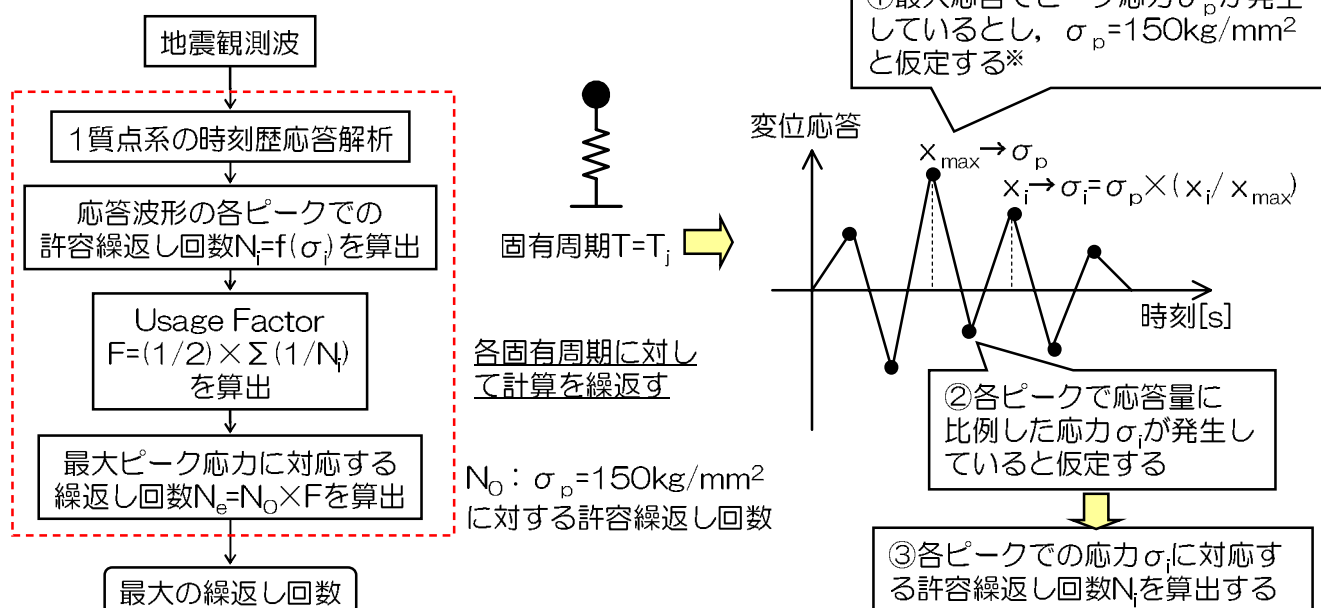
- 応力評価～許容繰返し回数の算出
 - ✓ 1次+2次応力 $S_n = 791 \text{ MPa}$
 - ✓ 繰返しピーク応力強さ $S_f = 1061 \text{ MPa}$
 - ✓ 許容繰返し回数： $N = 198$ （S-N線図より）



疲労評価（残留熱除去系配管の例）

■ 中越沖地震による残留熱除去系配管の疲労評価

- 中越沖地震の繰返し回数の算出について
 - ✓ JEAG4601に基づく（ピーク応力法）



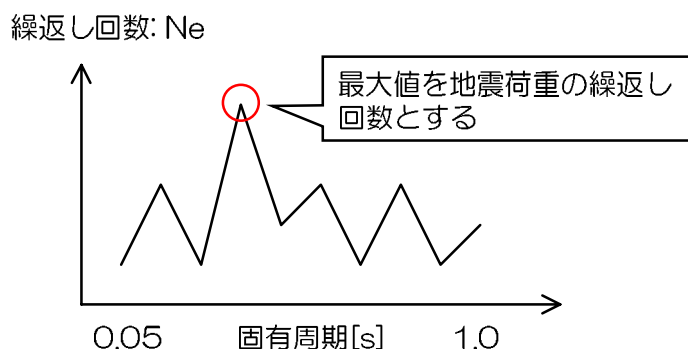
※ σ_p の根拠：プラント設計において最大ピーク応力は厳しいところを考慮しても高々 150kg/mm^2 に設定すれば十分（「耐震設計の標準化に関する調査報告書」（財）原子力工学センター，1980年）



疲労評価（残留熱除去系配管の例）

■ 中越沖地震による残留熱除去系配管の疲労評価

- 中越沖地震の繰返し回数の算出について
 - ✓ 固有周期毎に算出した繰返し回数 N_e から最大の等価繰返し回数を読み取る



プラント	標高	方向	繰返し回数 N_e の最大値
K-7	中間階 (T.M.S.L.23.5m)	NS	14
		EW	16
		UD	21
	基礎マット上端 (T.M.S.L.-8.2m)	NS	18
		EW	15
		UD	21

各方向の値から最大の21回を中越沖地震の繰返し回数とする



疲労評価（残留熱除去系配管の例）

■ 中越沖地震による残留熱除去系配管の疲労評価

● 疲労累積係数の算出

✓ $US = 21/198 = 0.1061$

	地震荷重の 繰返し回数[回]	U(運転状態ⅠおよびⅡ における疲れ累積係数)	US(地震荷重による 疲れ累積係数)	U+US
設計時評価	60	0.0153	0.1634(S2)	0.1787
新潟県中越沖地震 (本震観測波)	21	0.0153	0.1061(本震)	0.1214

動的機能維持の評価の概要

動的機能維持評価の概要

■ 床置設備（ポンプ等の回転機器）

- 剛な場合（1次固有周期 ≤ 0.05 秒）
 - ✓ 設置床の最大加速度を機能確認済み加速度と比較
- 剛でない場合（1次固有周期 > 0.05 秒）
 - ✓ 設備の応答加速度を機能確認済み加速度と比較

■ 弁

- 配管+弁のスペクトルモーダル解析
 - ✓ 弁の応答加速度を求め、機能確認済み加速度と比較

■ 制御棒挿入性

- ✓ 建屋-機器連成解析により求めた燃料の相対変位を機能確認済み相対変位と比較

動的機能維持評価結果（機器）

評価対象設備	機能確認済加速度との比較			
	水平加速度（G※1）		鉛直加速度（G※1）	
	応答加速度	機能確認済加速度※2	応答加速度	機能確認済加速度※2
ほう酸水注入系ポンプ	0.45	1.6	0.48	1.0
残留熱除去系ポンプ	0.37	10.0	0.37	1.0
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.37	1.4	0.37	1.0
原子炉隔離時冷却系タービン	0.37	2.4	0.37	1.0
高圧炉心注水系ポンプ	0.37	10.0	0.37	1.0
可燃性ガス濃度制御系ブローア	0.48	2.6	0.55	1.0
非常用ガス処理系排風機	0.45	2.3	0.48	1.0
非常用ディーゼル機関	0.48	1.1	0.55	1.0

※1 $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する機能確認済加速度

- JEAG4601-1991追補版
- 試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

動的機能維持評価結果：弁（1／2）

評価対象設備	機能確認済加速度との比較			
	水平加速度（G※1）		鉛直加速度（G※1）	
	応答加速度	機能確認済加速度※2	応答加速度	機能確認済加速度※2
主蒸気系 （主蒸気内側隔離弁）	3.0	10.0	3.4	6.2
主蒸気系 （主蒸気逃がし安全弁）	2.7	9.6	1.4	6.1
給水系 （FDW原子炉給水ライン内側隔離弁）	0.7	6.0	0.6	6.0
原子炉冷却材浄化系 （CUW吸込ライン内側隔離弁）	1.0	6.0	0.8	6.0
放射性ドレン移送系 （ドライウェルCWサツ内側隔離弁）	1.0	6.0	0.5	6.0
ほう酸水注入系 （SLC PCV外側逆止弁）	0.7	6.0	0.9	6.0

※1 $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する機能確認済加速度

- JEAG4601-1991追補版
- 試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

動的機能維持評価結果：弁（2／2）

評価対象設備	機能確認済加速度との比較			
	水平加速度（G）		鉛直加速度（G）	
	応答加速度	機能確認済加速度※2	応答加速度	機能確認済加速度※2
残留熱除去系 （RHR停止時冷却内側隔離弁）	0.6	6.0	0.6	6.0
原子炉隔離時冷却系 （RCICタービン止め弁）	1.1	6.0	1.4	6.0
高圧炉心注水系 （HPCF第一試験用調節弁）	1.1	6.0	0.6	6.0
非常用ガス処理系 （SGTSフィルタ装置出口弁）	0.7	6.0	0.9	6.0
可燃性ガス濃度制御系 （FCS入口第一隔離弁）	1.5	6.0	0.8	6.0
不活性ガス系 （PCVパージ用空気供給隔離弁）	0.8	6.0	1.6	6.0

※1 $G = 9.80665(m/s^2)$

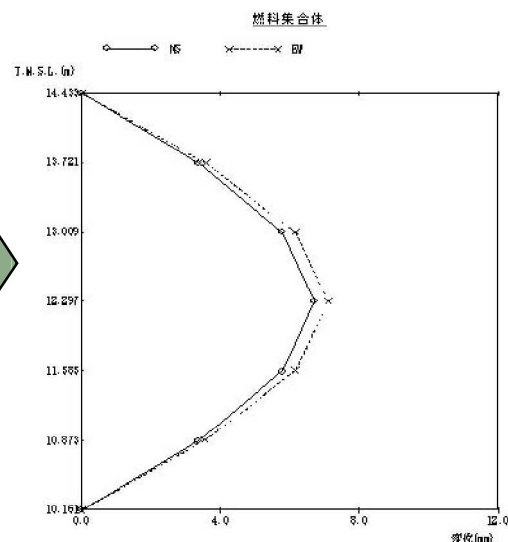
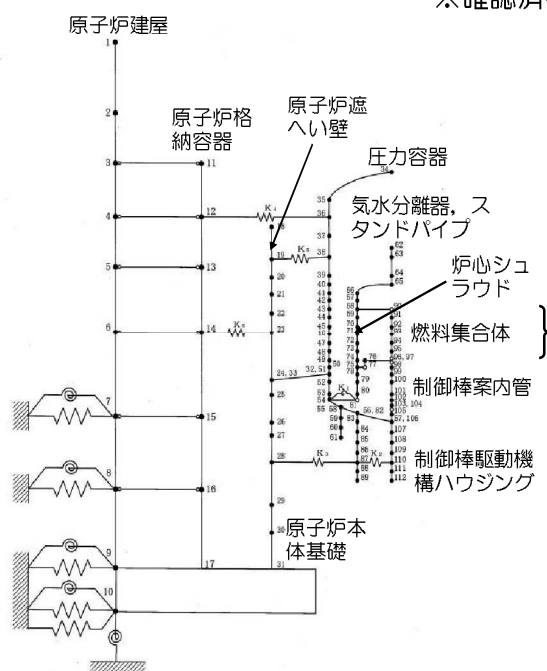
※2 適用する機能確認済加速度

- JEAG4601-1991追補版
- 試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

動的機能維持評価結果（制御棒挿入性）

評価対象設備	燃料集合体の中越沖地震時 相対変位（mm）	確認済相対変位 （mm）
制御棒 （地震時の挿入性）	7.1	40.0※

※確認済相対変位：加振時の挿入性試験により、規定時間内に制御棒が挿入されたことが確認された燃料変位



建屋-機器連成解析により求めた燃料相対変位

補足：機能確認済加速度（1／2）

● 機能確認済加速度

- ✓ ポンプ、ポンプ駆動用タービン、弁等の機種ごとに試験あるいは解析により、動的機能維持が確認された加速度
- ✓ 機能確認済加速度は、振動台の制限で定まることが多く、設備機能維持が可能な最大加速度には余裕度が存在すると考えられる

● 機能確認済加速度は、JEAG4601-1991 追補版に規定

- ✓ 水平方向のみ。鉛直方向については規定されていない
- ✓ 試験・研究等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに、水平方向についても見直した値を適用

(「水平・鉛直地震動に対する動的機器の地震時機能維持評価法の改定案について」，(社)日本電気協会，第15回機器・配管系検討会資料No. 15-4-4-2，平成18年9月11日)

種別	機種	加速度確認部位	機能確認済加速度※ 1	
			水平方向 (G)	鉛直方向 (G)
立形ポンプ	ビットバレル形ポンプ	コラム先端部	10.0	1.0
	立形斜流ポンプ			
	立形単段床置形ポンプ	ケーシング 下端部		
横形ポンプ	横形単段遠心式ポンプ	軸位置	3.2 (軸直角方向) 1.4 (軸方向)	1.0
	横形多段遠心式ポンプ			
ポンプ 駆動用タービン	RCICタービン	重心位置	2.4	1.0

※1:「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」に追加および変更した箇所を下線で示す

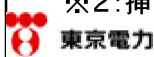


機能確認済加速度 (2/2)

種別	機種	加加速度確認部位	機能確認済加加速度※1	
			水平方向(G)	鉛直方向(G)
電動機	横形ころがり軸受電動機	軸受部	4.7	1.0
	横形すべり軸受電動機		2.6	
	立形ころがり軸受電動機		2.5	
	立形すべり軸受電動機			
ファン	遠心直結型ファン	軸受部およびメカニカルシール部	2.3	1.0
	遠心直動型ファン	軸受部	2.6	
	軸流式ファン		2.4	
非常用ディーゼル発電機	中速形ディーゼル機関	機関重心位置	1.1	1.0
		ガバナ取付位置	1.8	
往復動式ポンプ	横形3連往復動式ポンプ	重心位置	1.6	1.0
弁（一般弁および特殊弁）	一般弁（ゲート弁、ゲート弁、バタフライ弁、逆止弁）	駆動部	6.0	6.0
	主蒸気隔離弁		10.0	6.2
	主蒸気逃がし安全弁		9.6	6.1
	制御棒駆動システム弁		6.0	6.0
制御棒挿入性		—	確認済相対変位 40mm以下※2	

※1:「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」に追加および変更した箇所を下線で示す

※2:挿入性試験により、規定時間内に制御棒が挿入されたことが確認された値



配管に生ずる応力への寄与が大きい振動モードについて

1. 主蒸気系配管

主蒸気系配管の10次モードまでの固有周期、震度(床応答スペクトルより読み取った値)、刺激係数、および震度×刺激係数の値を表1に示す。「震度×刺激係数」が比較的大きくなるモードが3次と6次である。一方、固有モードを図2～6に示すが、主蒸気逃がし安全弁の管台(分岐管)が振れるモードが3次で大きいことを考慮すれば、分岐管と主管の取り付け部で発生する最大応力には3次モードが大きく寄与していることが分る。

2. 残留熱除去系配管

残留熱除去系配管の10次モードまでの固有周期、震度、刺激係数、および震度×刺激係数の値を表2に示す。固有モードを図8～10に示すが、最大応力発生点での振れが大きくなる固有モードは1次と2次である。一方、「震度×刺激係数」が最も大きくなるモードが1次であることを考慮すれば、最大応力に大きく寄与するモードは1次であると考えられる。

表 1. 主蒸気系配管の固有周期，震度，刺激係数

モード	固有 周期 (s)	震度			刺激係数			震度×刺激係数		
		水平		上下	水平		上下	水平		上下
		NS	EW		NS	EW		NS	EW	
1	0.171	0.67	0.6	1.58	0.033	0.118	0.15	0.022	0.071	0.237
2	0.128	1.19	0.81	1.24	0.041	0.295	0.015	0.049	0.239	0.019
3	0.11	2.25	1.36	0.91	0.558	1.16	0.241	1.256	1.578	0.219
4	0.103	3.05	1.45	1	0.234	0.242	0.061	0.714	0.351	0.061
5	0.101	3.27	1.68	0.95	0.164	0.121	0.051	0.536	0.203	0.048
6	0.094	3.36	2.41	1.01	0.251	0.395	1.134	0.843	0.952	1.145
7	0.083	2.1	2.42	1.09	0.052	0.038	0.116	0.109	0.092	0.126
8	0.083	2.03	2.33	1.12	0.228	0.069	0.681	0.463	0.161	0.763
9	0.079	1.75	1.87	1.23	0.204	0.059	0.082	0.357	0.110	0.101
10	0.078	1.76	1.84	1.21	0.504	0.016	0.599	0.887	0.029	0.725
・ ・ ・										
23	0.054	0.92	0.72	3.24	0.133	0.2	0.573	0.122	0.144	1.857
24	0.054	0.92	0.72	3.26	0.003	0	0.133	0.003	0	0.434
・ ・										

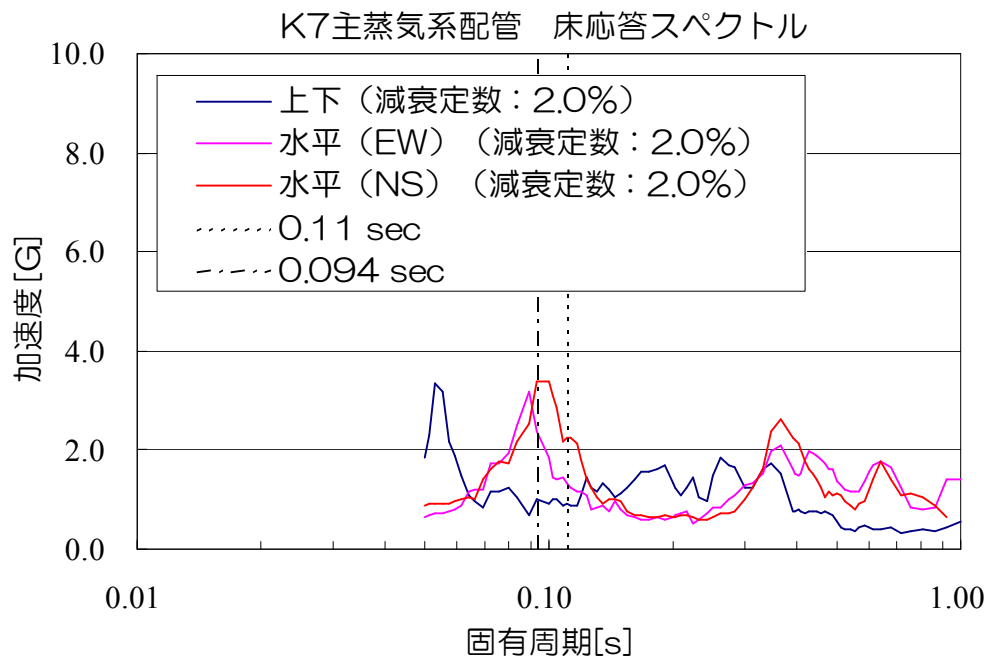


図 1. 主蒸気系配管解析に用いる床応答スペクトル

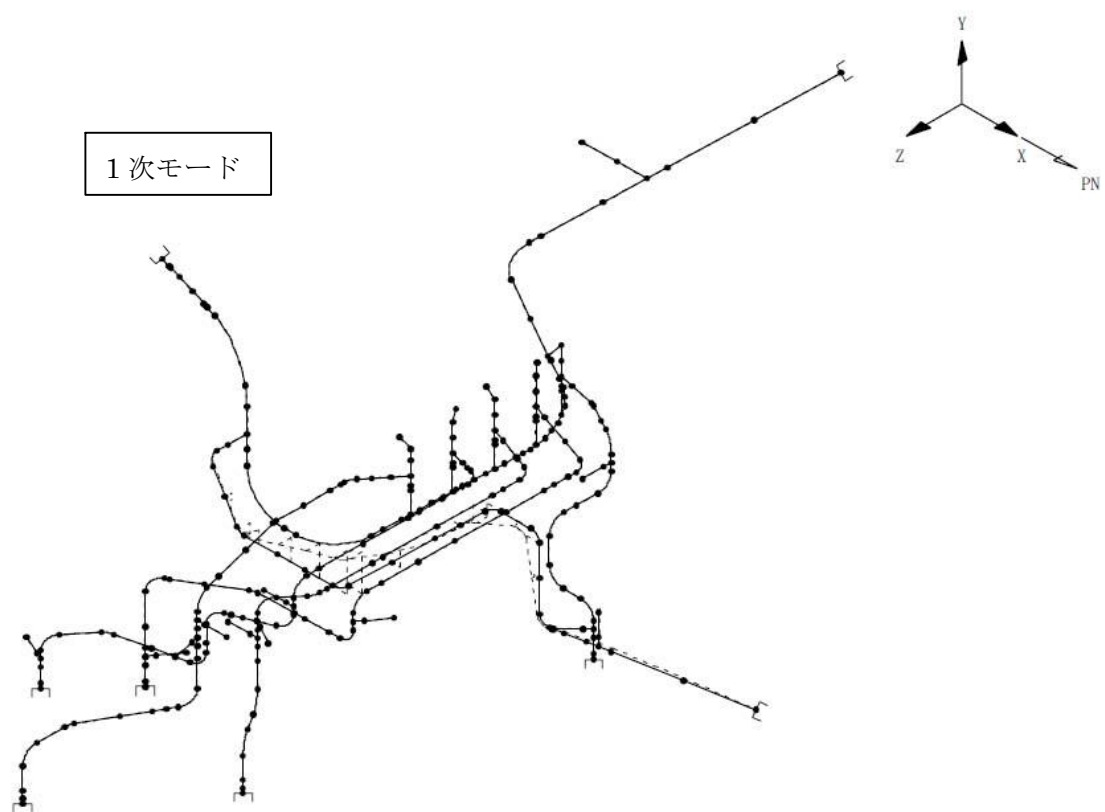


図 2. 主蒸気系配管 1 次モード

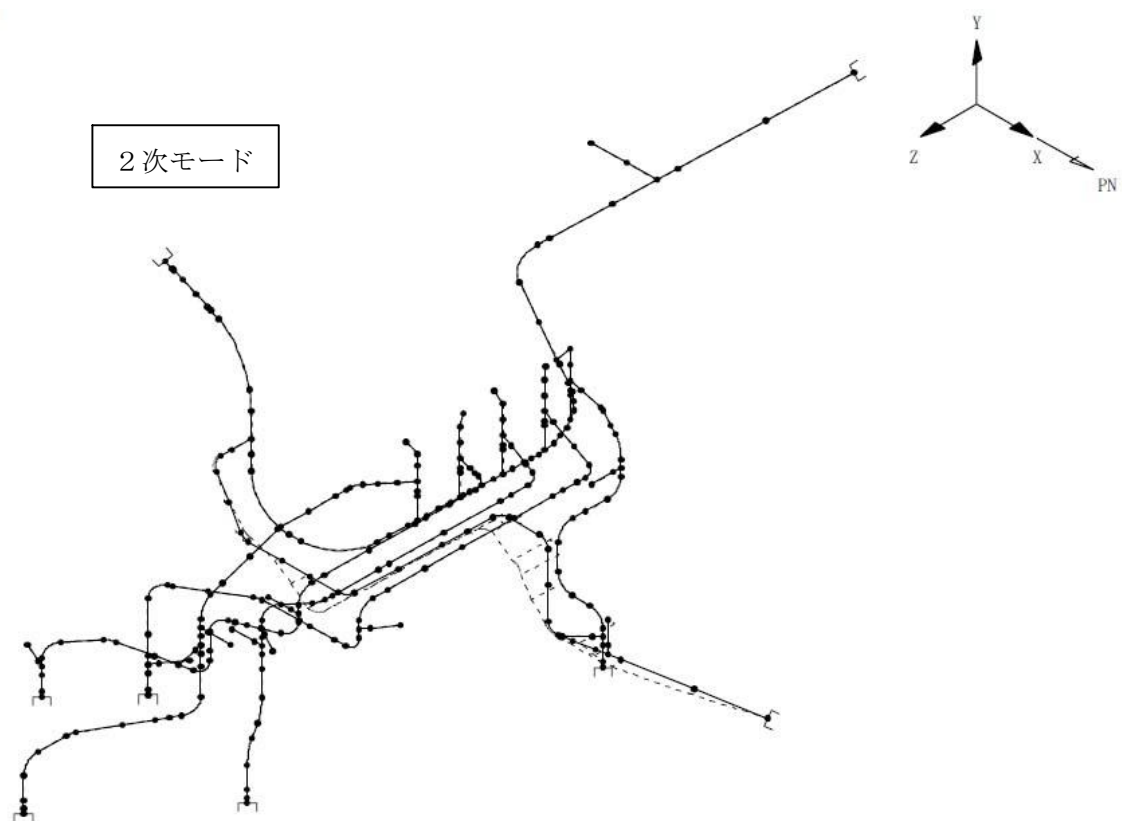


図 3. 主蒸気系配管 2 次モード

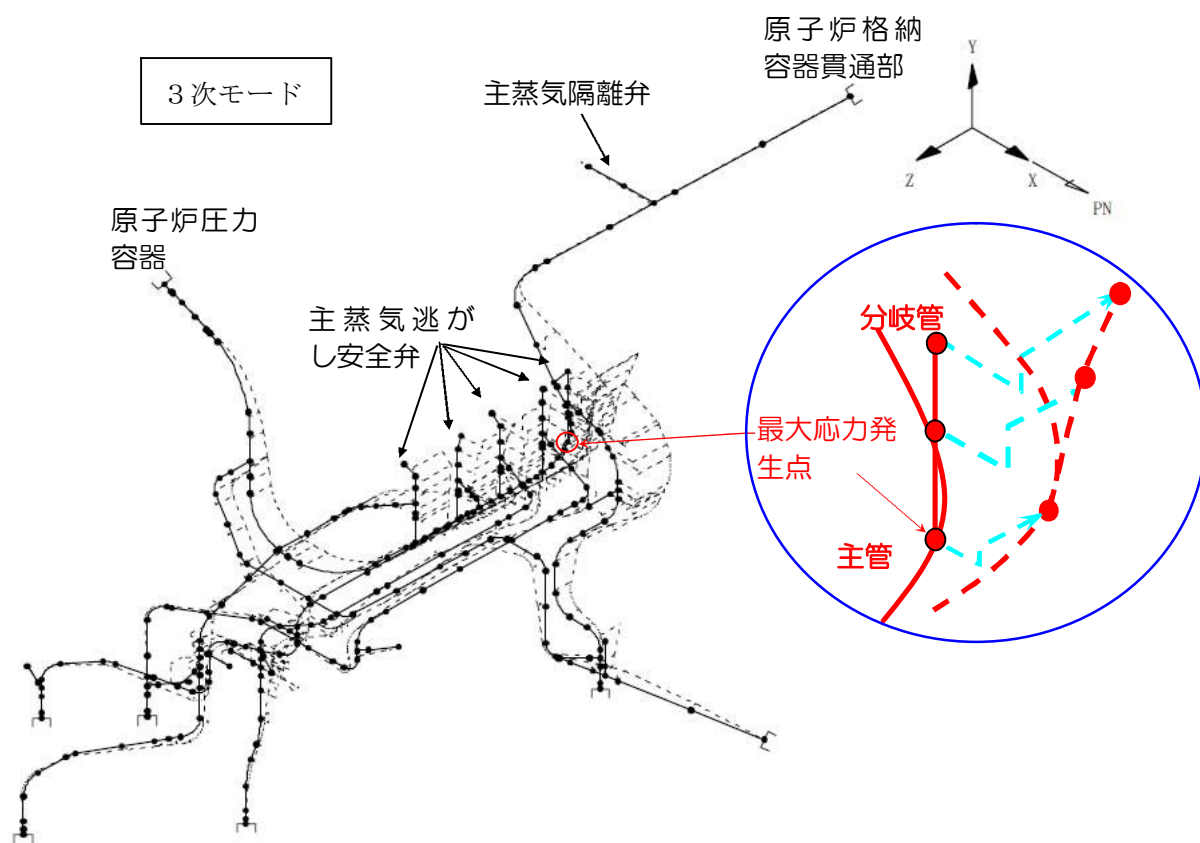


図 4. 主蒸気系配管 3 次モード

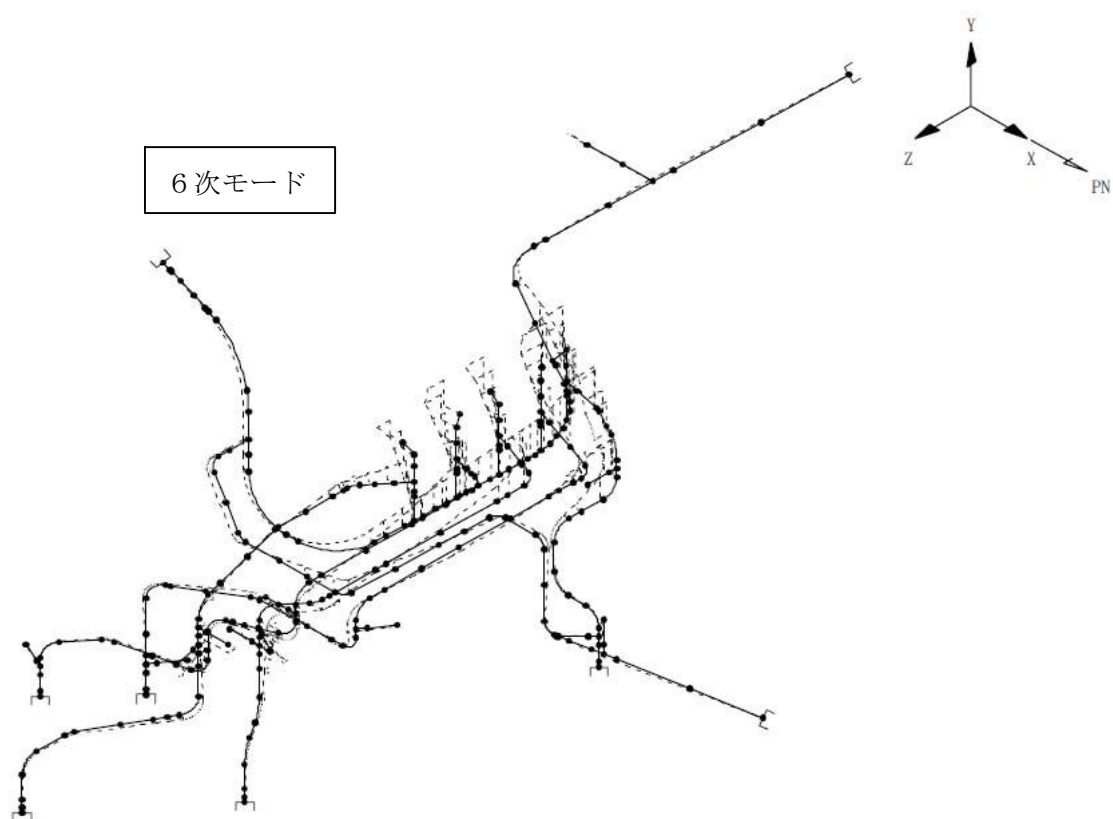


図 5. 主蒸気系配管 6 次モード

9

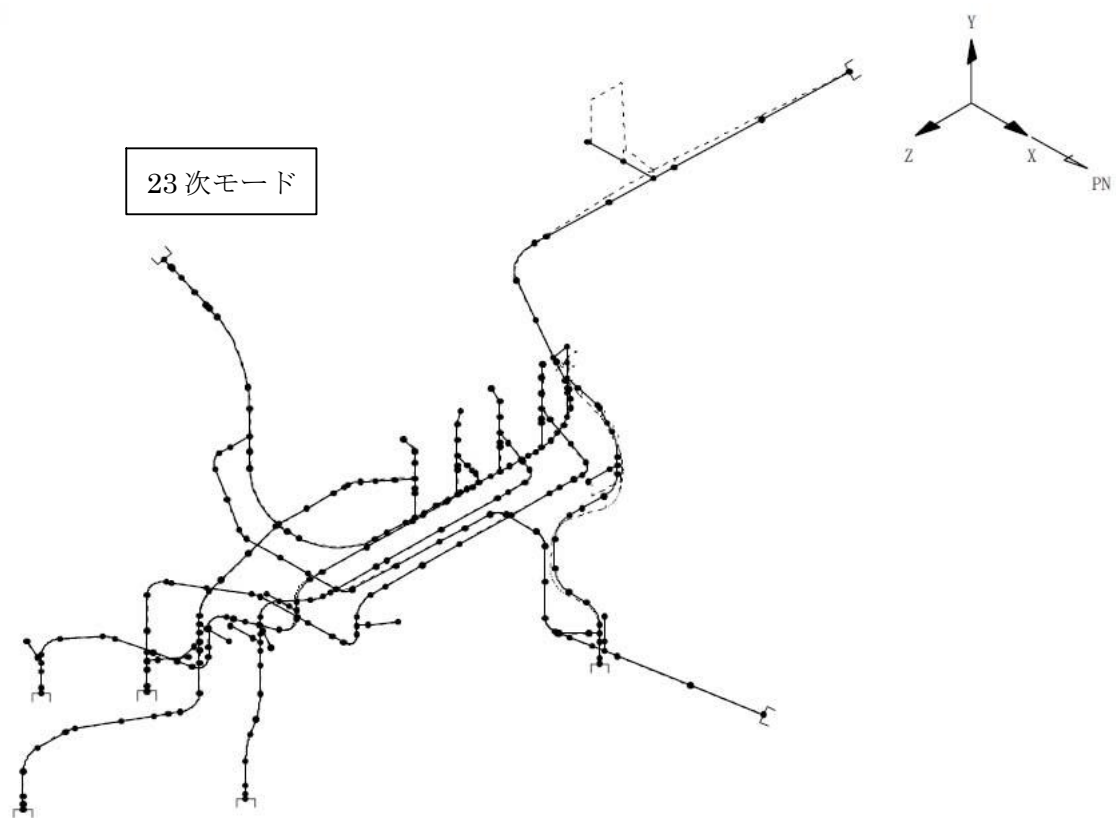


図 6. 主蒸気系配管 23 次モード

表 2. 残留熱除去系配管の固有周期，震度，刺激係数

モード	固有 周期 (s)	震度			刺激係数			震度×刺激係数		
		水平		上下	水平		上下	水平		上下
		NS	EW		NS	EW		NS	EW	
1	0.209	0.61	0.66	1.07	0.317	0.233	0.749	0.193	0.154	0.801
2	0.167	0.62	0.64	1.53	0.166	0.035	0.256	0.103	0.022	0.392
3	0.157	0.65	0.66	1.28	0.122	0.041	0.05	0.079	0.027	0.064
4	0.154	0.69	0.69	1.19	0.31	0	0.4	0.214	0.000	0.476
5	0.123	0.91	0.8	1.38	0.101	0.113	0.13	0.092	0.090	0.179
6	0.117	1.3	0.81	0.89	0.092	0	0.155	0.120	0.000	0.138
7	0.112	1.41	0.92	0.87	0.092	0.136	0.124	0.130	0.125	0.108
8	0.11	1.36	0.9	0.87	0.02	0.428	0.312	0.027	0.385	0.271
9	0.106	1.49	0.84	0.94	0.109	0.136	0.153	0.162	0.114	0.144
10	0.094	1.48	1.16	0.97	0.344	0.065	0.274	0.509	0.075	0.266
・										
・										
・										
24	0.055	0.5	0.52	2.63	0.038	0.11	0.057	0.019	0.057	0.150
25	0.054	0.53	0.53	2.69	0.116	0.023	0.229	0.061	0.012	0.616
26	0.053	0.54	0.53	2.71	0.129	0.137	0.118	0.070	0.073	0.320
・										

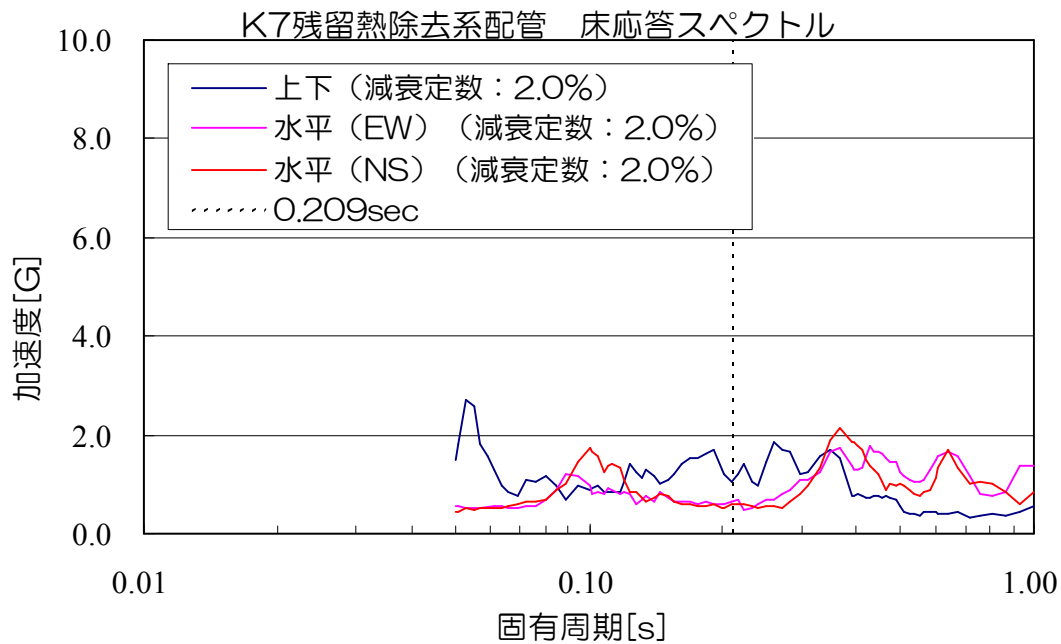


図 7. 残留熱除去系配管解析に用いる床応答スペクトル

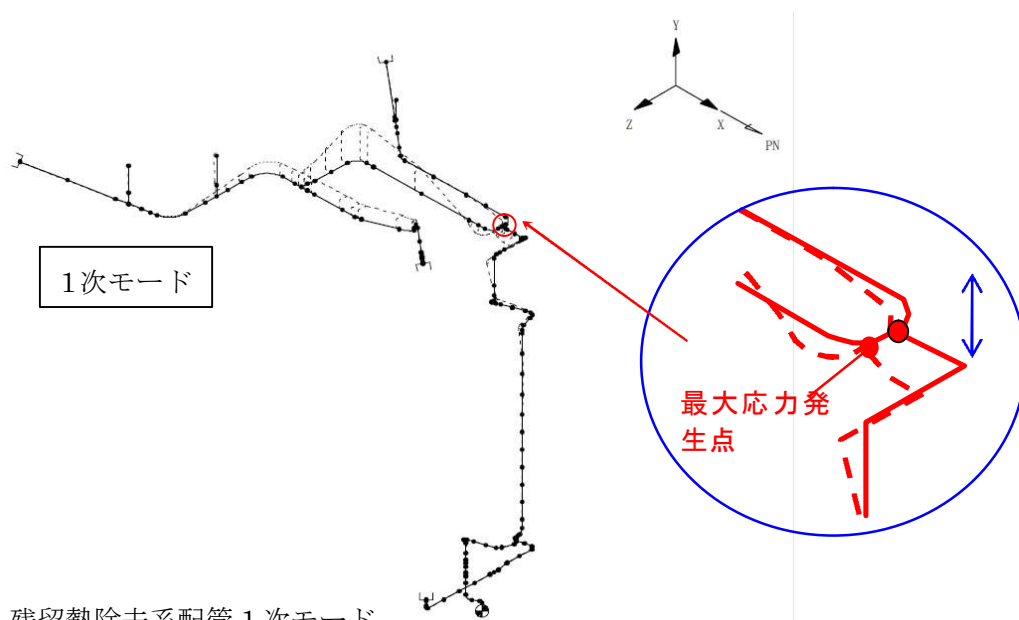


図 8. 残留熱除去系配管 1 次モード



図 9. 残留熱除去系配管 2 次モード

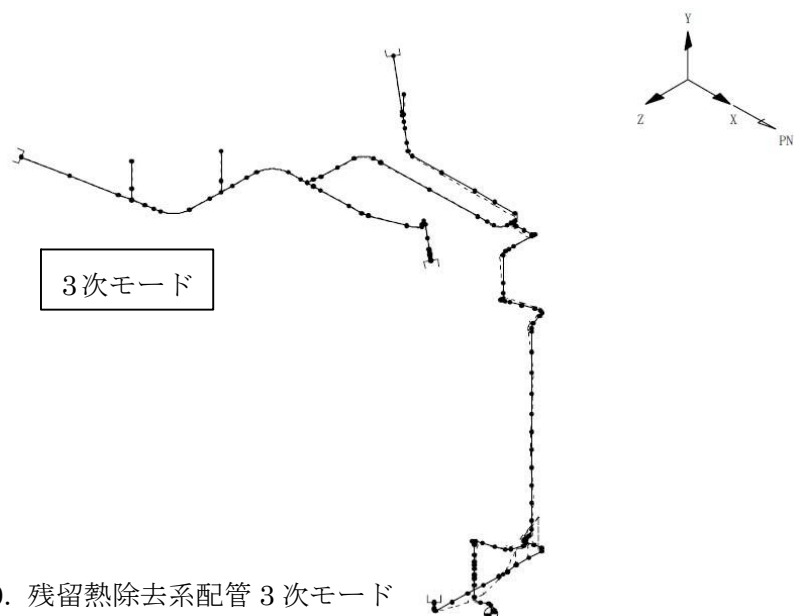


図 10. 残留熱除去系配管 3 次モード

地震応答解析の余裕度について (7号機残留熱除去系配管評価の例)



東京電力

本検討の背景

■課題

- 地震動は3次元であり，その影響評価をした上で設計的な評価を行うことが必要。残留熱除去系配管を例に影響の度合いを確認する

■課題に対する検討

- 残留熱除去系配管を用いた評価
 - ✓地震による実現象をよりの確に再現するために，残留熱除去系配管を例に，3方向の地震動を考慮した時刻歴解析を実施。合わせて解析のもつ保守性の検討を実施

残留熱除去系配管による評価（1 / 2）

- 7号機の残留熱除去系配管を例に時刻歴解析を用いた現実的な評価を実施し、合わせて解析の持つ余裕度を評価した

（検討ケース）

		解析方法		温度・圧力入力条件	減衰定数
		FRS 拡幅	上下・水平 の組合		
ケースA	スぺクトル法	±10%	絶対値和	最高使用温度・圧力	2.0%
ケースB		無し	絶対値和	最高使用温度・圧力	2.0%
ケースC(報告値)		無し	SRSS	最高使用温度・圧力	2.0%
ケースD	時刻歴解析	—	代数和	最高使用温度・圧力	2.0%

JEAG
の範疇

JEAG
範疇外

ケースX	ケースCに減衰7.5%を適用
ケースY	ケースCに減衰7.5%&材料証明書値を適用
ケースZ(追而)	ケースD（時刻歴解析）に減衰7.5%&材料証明書値を適用

※1: 最高使用温度:302℃, 最高使用圧力:87.9kg/cm²

※2: 減衰定数2.0%は規格基準値, 7.5%は諸試験から推定した現実的な値

※3: SRSS=2乗和平方

残留熱除去系配管による評価（2 / 2）

評価箇所: TEE(42)←1次応力が大きい箇所

	1次応力 (MPa)	許容値 (Ⅲ _A S) (Mpa)	余裕度
ケースA	311	274	0.88
ケースB (ケースA→拡幅無し)	254	274	1.07
ケースC (ケースB→水平上下組合せにSRSS)	199	274	1.37
ケースD (時刻歴解析)	171	274	1.60

JEAG
の範疇

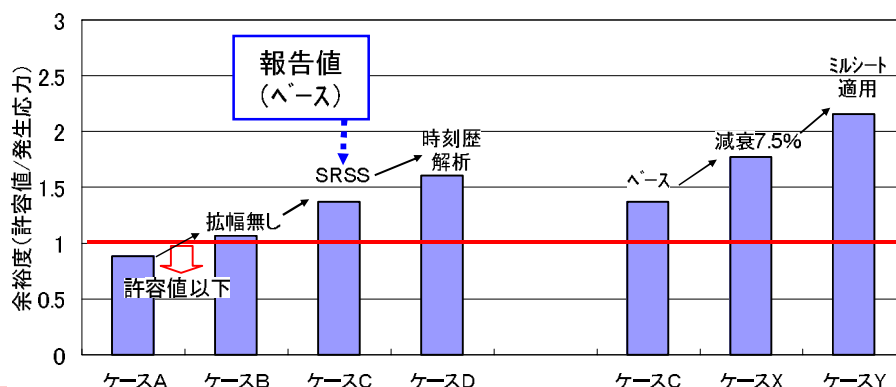
余裕度2割

規格外検討ケース

ケースX (ケースC→減衰7.5%)	154	274	1.77
ケースY (ケースC→減衰7.5%&材料証明書)	154	約330※2	2.14
ケースZ (ケースD→減衰7.5%&材料証明書)	追而	約330※2	追而

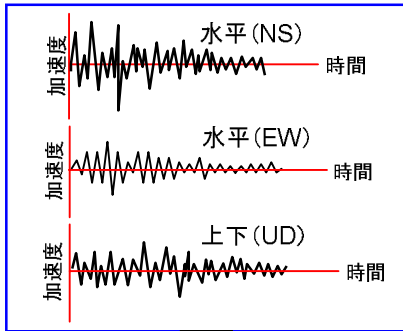
JEAG
範疇外

※2: 材料証明書より求めたSm=167MPaと20℃でのJSME規格値137MPaの比を274MPaに乗じた値



補足：時刻歴解析と床応答スペクトル解析

時刻歴解析



配管モデル(3次元)に入力
時刻歴解析

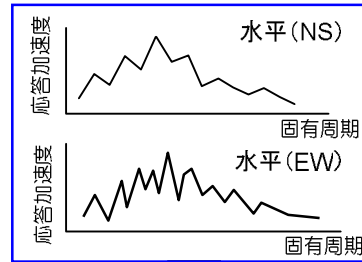
3方向モーメント成分の導出
 $Mx(t), My(t), Mz(t)$

応力評価

$$\sigma(t) = \frac{\sqrt{Mx(t)^2 + My(t)^2 + Mz(t)^2}}{Z}$$

最大応力 $\sigma_{MAX} = \sigma(t)|_{t=t_{MAX}}$

床応答スペクトル解析

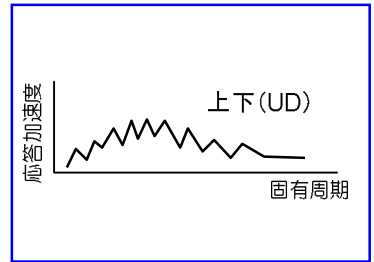


応答スペクトル解析

3方向モーメント成分の導出

$$Mx_{(NS)}, My_{(NS)}, Mz_{(NS)}$$

$$Mx_{(EW)}, My_{(EW)}, Mz_{(EW)}$$



応答スペクトル解析

3方向モーメント成分の導出

$$Mx_{(UD)}, My_{(UD)}, Mz_{(UD)}$$

水平・上下の組合せ

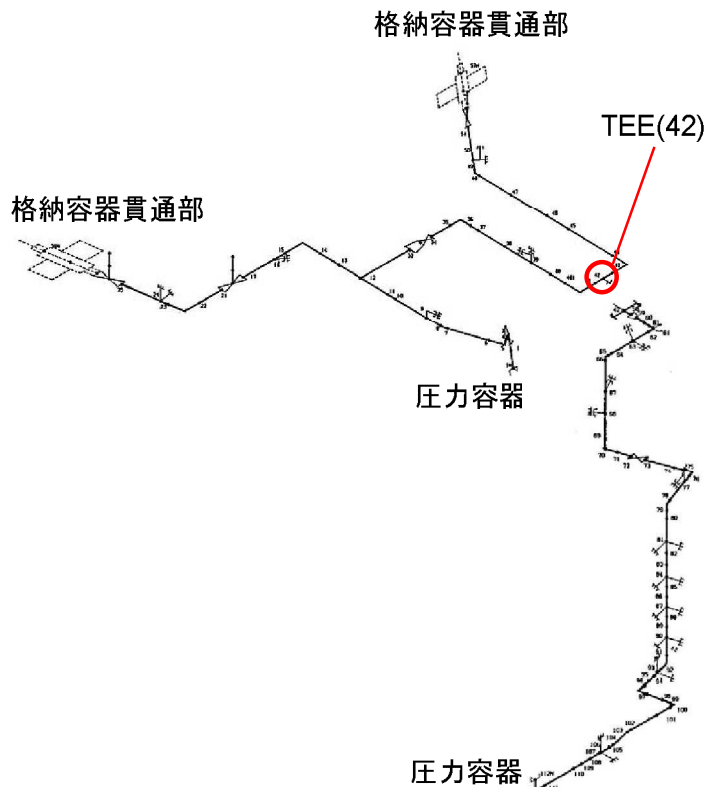
$$Mx = \max\left(\sqrt{Mx_{(NS)}^2 + Mx_{(UD)}^2}, \sqrt{Mx_{(EW)}^2 + Mx_{(UD)}^2}\right)$$

$$My = \max\left(\sqrt{My_{(NS)}^2 + My_{(UD)}^2}, \sqrt{My_{(EW)}^2 + My_{(UD)}^2}\right)$$

$$Mz = \max\left(\sqrt{Mz_{(NS)}^2 + Mz_{(UD)}^2}, \sqrt{Mz_{(EW)}^2 + Mz_{(UD)}^2}\right)$$

$$\text{応力評価 } \sigma_{MAX} = \frac{\sqrt{Mx^2 + My^2 + Mz^2}}{Z}$$

補足：評価箇所



地震応答解析の余裕度について (7号機原子炉隔離時冷却系ポンプ基礎ボルト評価の例)



本検討の背景

■課題

- 地震動は3次元であり，その影響評価をした上で設計的な評価を行うことが必要。基礎ボルトを例に影響の度合いを確認する

■課題に対する検討

- 原子炉隔離時冷却系ポンプ基礎ボルト評価
 - ✓ 基礎ボルトの評価については，地震記録が取れている基礎版上に設置される原子炉隔離時冷却系ポンプを例に，3方向の地震動による発生応力の時系列を評価

原子炉隔離時冷却系ポンプ基礎ボルト評価（1 / 3）

- 地震記録が取れている基礎版上に設置される原子炉隔離時冷却系ポンプの基礎ボルトで、3方向の地震動による発生応力の時系列を評価

- NS方向転倒モーメントにより基礎ボルトに発生する引張応力

$$\sigma_{NS} = \frac{W \cdot (C_H + C_p) \cdot h + M_p - W(1 - C_v - C_p) \cdot L_1}{N(L_1 + L_2) \cdot A}$$

- EW方向転倒モーメントにより基礎ボルトに発生する引張応力

$$\sigma_{EW} = \frac{W \cdot (C_H + C_p) \cdot h - W(1 - C_v - C_p) \cdot \ell_1}{n(\ell_1 + \ell_2) \cdot A}$$

- ✓ C_H は保守的にNS方向震度(C_{H_NS})とEW方向震度(C_{H_EW})の2乗和平方とする

$$C_H = \sqrt{(C_{H_NS})^2 + (C_{H_EW})^2}$$

W: ポンプ重量

h: 重心までの高さ

C_v : 上下方向地震動による震度

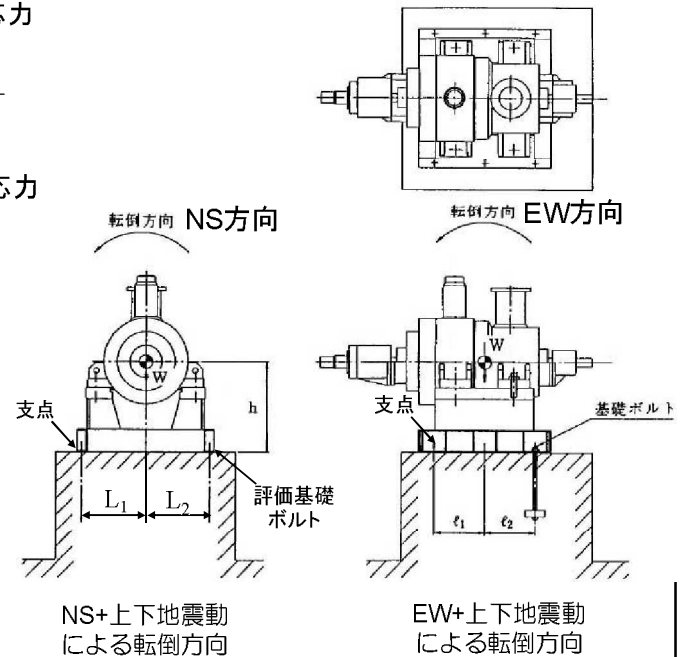
N, n: 評価上引張力を受けるとして期待するボルト本数 (N=2, n=2)

A: 基礎ボルト断面積

C_p : ポンプ振動による震度

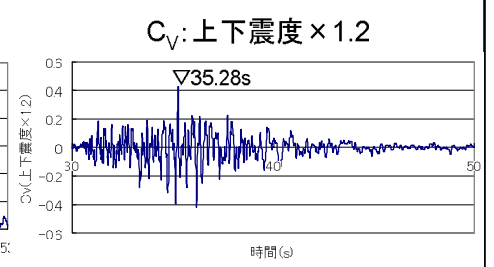
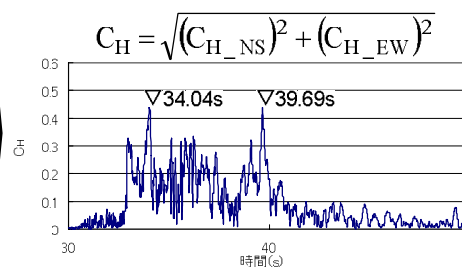
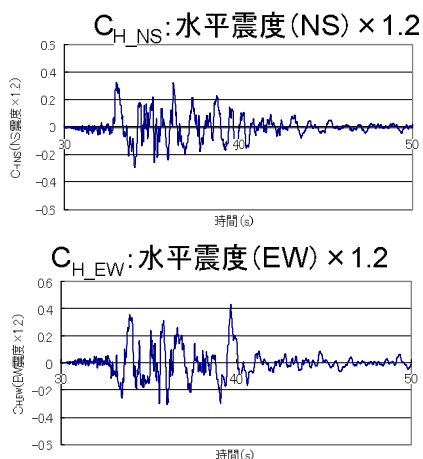
M_p : ポンプ軸回転によるモーメント

地震時は当該ポンプは停止していたため本評価では C_p , M_p とも0とする

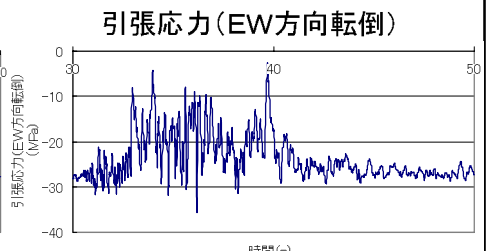
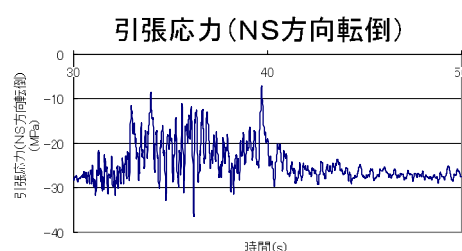


原子炉隔離時冷却系ポンプ基礎ボルト評価（2 / 3）

震度の時刻歴データ



引張応力評価



水平震度 C_H と鉛直震度 C_v が同時に大きくなることはなく、地震動による転倒モーメントはポンプ自重によるモーメントに勝ることがないため引張応力が発生しない

原子炉隔離時冷却系ポンプ基礎ボルト評価（3／3）

■ 評価のまとめ

	水平震度：C _H (NS, EWからの最大値)	上下震度：C _V	ポンプ振動による震度：C _p	引張応力 (MPa)	許容値 (MPa)
設計時	0.33	0.28	0.37	25.5	456
中越沖地震評価 (第4回WGにて報告)	0.44	0.44	0.37	30※	
時系列評価	引張応力は発生せず				

※設計時震度と中越沖地震による震度より求まる震度比1.14を設計時の応力に乗じた値

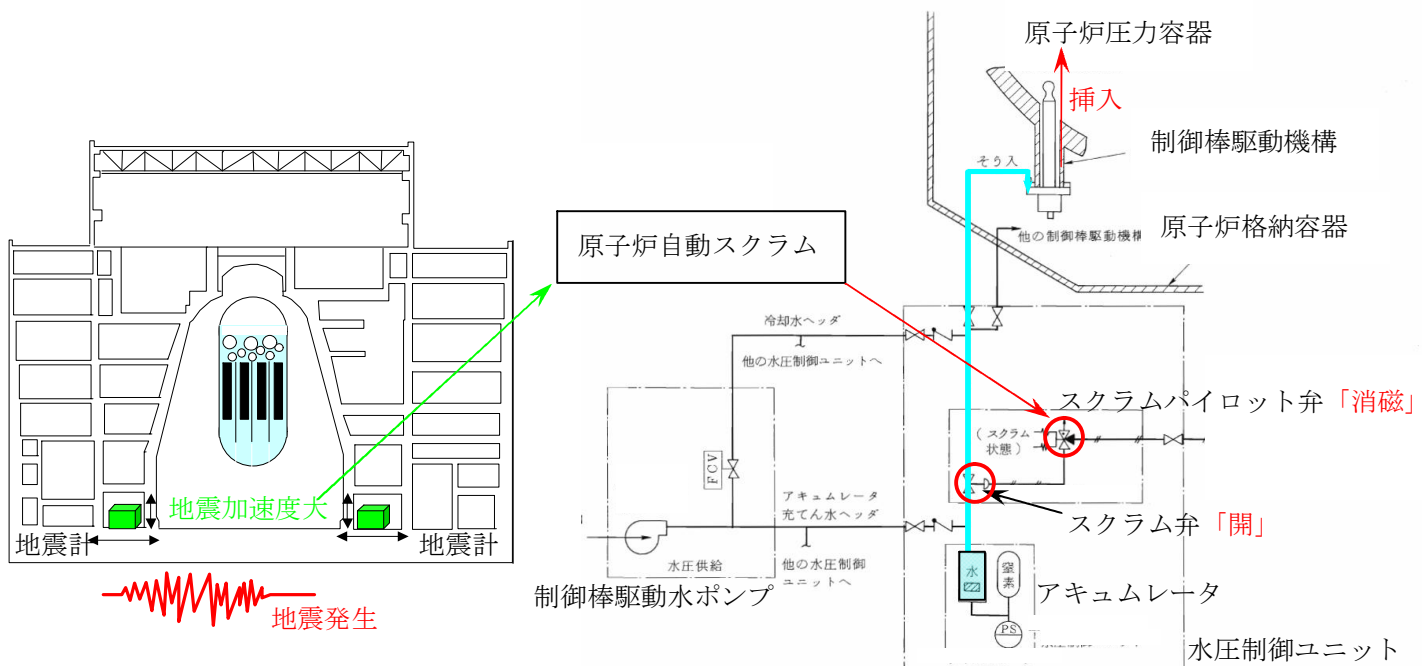
- 設計においては水平と上下地震動の最大値を考慮し、かつ、ポンプ振動による震度も考慮するため、自重によるモーメントを上回って引張応力が発生する。しかし、本地震においては水平と上下震度が同時に大きくなることはなく、自重によるモーメントを上回ることがないため引張応力が発生しない

制御棒挿入の時刻歴について

1. 地震時の制御棒挿入メカニズムについて

地震時には、設置されている地震加速度計が「地震加速度大」の信号を発することにより原子炉はスクラムする。スクラム信号によりスクラムパイロット弁のソレノイドを消磁し、スクラム弁アクチュエータ内の空気圧を排気、消失させることによりスクラム弁を開弁し、アキュムレータに蓄圧されている高圧水をスクラムラインから制御棒駆動機構に急速に導き、制御棒が炉心に規定時間※内に挿入される。なお、スクラム信号が発生した場合、中央制御室のプロセス計算機打ち出しに記録される。

※ 7号機規定時間 60%ストローク：1.44 秒
100%（全挿入）ストローク：2.80 秒



(1) 信号発生の流れ

(2) 制御棒挿入の仕組み

図1 地震による原子炉自動スクラム、制御棒挿入の概要

新潟県中越沖地震（以下本震という）発生前後のプラント状況は、表1に示すとおりで、起動中の2号機および運転中の3、4、7号機は自動スクラムし、制御棒が挿入されたことを中央制御室のプロセス計算機の打ち出しにて確認している。

表 1 当地震発生前後のプラントの状況および制御棒の挿入状況

	プラントの状況		制御棒の挿入状況
	地震発生前	地震発生後	
1号機	定検停止中	←	—
2号機	起動中（未臨界）	自動スクラム	0.905～0.955 秒（75%） < 1.62 秒（設計値）
3号機	定格熱出力一定運転	自動スクラム	スクラム時間記録計が故障（制御棒全挿入は確認）
4号機	定格熱出力一定運転	自動スクラム	スクラム時間記録計が故障（制御棒全挿入は確認）
5号機	定検停止中	←	—
6号機	定検停止中	←	—
7号機	定格熱出力一定運転	自動スクラム	0.714～0.807 秒（60%） < 1.44 秒（設計値）

2. 制御棒挿入時刻と解析との関係について

（1）制御棒挿入時刻と地震加速度時刻歴の比較

地震計の絶対時刻が明確でないため、地震加速度時刻歴と制御棒挿入時刻との厳密な比較はできないが、中央制御室で打ち出されたデータを基に制御棒が実際に挿入されたタイミングの検討を実施した。

①加速度時刻歴波形における「地震加速度大」信号の発生点

7号機においては、中央制御室のプロセス計算機の打ち出し記録から、当地震の上下方向観測加速度が 100Gal 程度に達した時刻に「地震加速度大」を発したと判断する。「地震加速度大」の時刻を図 3 の原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴に赤線で示す。これは、地震が始まってから約 1.2 秒程度である。

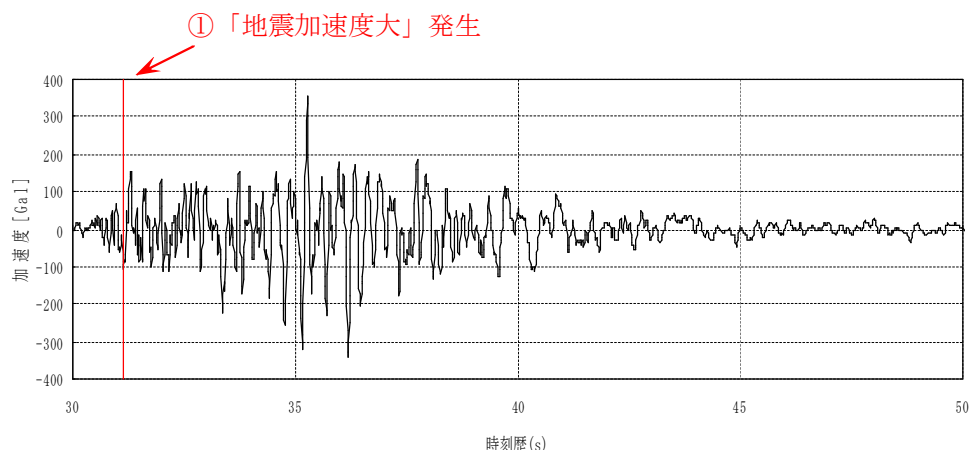


図 2 7号機原子炉建屋基礎版上の加速度時刻歴波形（上下方向）

②加速度時刻歴波形における制御棒全挿入した点

中央制御室のプロセス計算機の打ち出しデータから（表 2）、「地震加速度大」信号発生から制御棒全挿入までに要した時間は約 2 秒である。このことから、①で仮定した「地震加速度大」の時刻に 2 秒加えた時刻を制御棒全挿入の時刻と判断する。制御棒全挿入

の時刻を図3の影響評価による燃料集合体の変位時刻歴に緑線で示す。

表2 7号機におけるプロセス計算機の打ち出しデータ（抜粋）

発生信号	時刻	
地震加速度大	10時13分28秒	約2秒
制御棒全挿入	10時13分30秒	

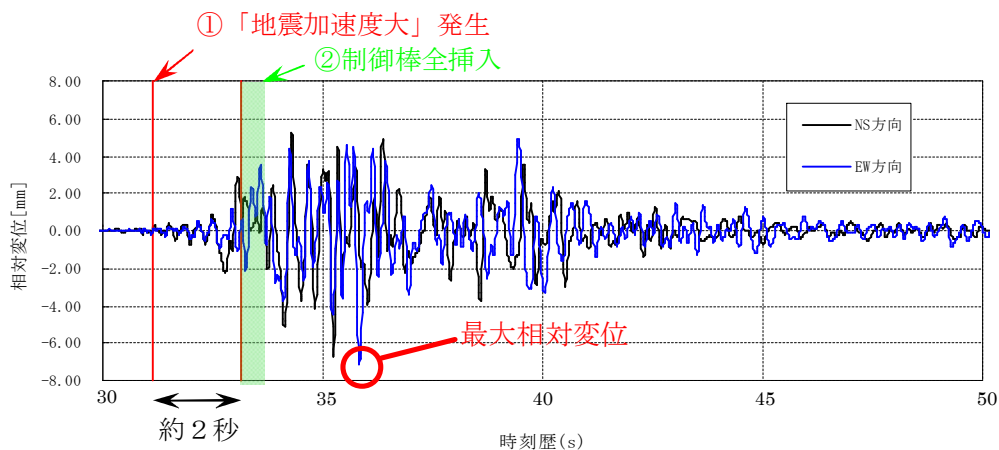


図3 7号機影響評価による燃料集合体の変位時刻歴波形

表3 7号機影響評価における燃料集合体相対変位

確認対象	相対変位(mm)	
	算出値	機能確認済相対変位
制御棒挿入性	7.1mm	40mm

図3によると、燃料集合体が最大相対変位を生じる時刻よりも前に制御棒は挿入されており、余裕を持った評価となっている。

(3) 制御棒の実際の挙動と解析結果のまとめ

- 動的機能維持評価における燃料集合体に生じる最大相対変位を迎える前に、実際は制御棒全挿入した。

4. 点検・検査の方針

4. 1. 点検・検査に関する基本的な考え方

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

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

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

地震の影響評価においては、局所的な微小ひずみの評価が要求される場合も想定される。このような微小ひずみの評価は、いわゆる『変形』の測定では測定精度が不十分であり、金相的な評価や硬さ測定、さらには電磁気的な特性の評価などによる最新の手法の適用も検討する必要がある。本報告書では、微小ひずみの測定方法について、実プラントでの作業性も含めた各手法の適用性評価を実施し、その結果について記載するとともに、ラボ試験による微小ひずみの検出結果も記載し、実機における微小ひずみ検出方法に関する提案を行なう。

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

4. 2. 設備点検

4. 2. 1. 基本的考え方

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

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

- 原子炉安全上重要な設備は、基本点検とあわせて地震応答解析を実施する。さらに、基本点検において異常が確認された設備、および地震応答解析結果において評価基準を満足しない設備については追加点検を実施する。
- その他の設備は、設備点検を主体に実施し、基本点検において異常が確認された設備に対し追加点検を実施する。

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

4. 2. 2. 点検対象設備

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

なお、以下の場合は、代表設備または代表部位による点検を実施しても良い。

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

4. 2. 3. 関係法令

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

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

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

- ・電気事業法
- ・電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令
- ・電気設備に関する技術基準を定める省令
- ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令
- ・発電用原子力設備に関する構造等の技術基準
- ・日本工業規格（JIS）

- ・電気学会電気規格調査会規格（JEC）
- ・日本電機工業会規格（JEM）
- ・日本電気協会電気技術規程（JEAC）
- ・日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格
- ・発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
- ・日本電気協会軽水型原子力発電所の運転保守指針（JEAG4803）
- ・発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針
- ・日本電気協会原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601） 等

4. 2. 4. 点検方法策定にあたっての基本的考え方

点検方法の策定にあたっては、以下を考慮して策定する。

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

4. 2. 5. 地震により想定される損傷形態

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

4. 2. 6. 点検方法の策定

(1) 各機種における点検方法

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

基本点検、追加点検の概要を整理して下記に示す。

a. 静的機器（炉内構造物を含む）

配管、熱交換器等には耐圧、強度等の機能が要求されており、地震力による変形、割れ等の発生が想定される。これらの機能の確認には、外観の確認や通水状態における漏えい試験等が有効である。

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

b. 支持構造物等

耐震上、考慮している支持構造物等は、主に機器基礎部、支持脚、静的レストレイント、

動的レストレイント等から構成され、これらには、構造、強度等の機能が要求されている。地震力により支持構造物本体の変形等やコンクリート定着部等の損傷(基礎ボルトの損傷、コンクリートの割れ等)が想定されるが、これらの確認には、変形や移動痕等に対する外観上の確認、及び打診点検が有効である。

- 1) 基本点検：目視点検、打診点検
- 2) 追加点検：非破壊試験、表面検査等

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

c. その他

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

(2) 目視点検の実施

目視点検では、「4. 2. 5. 地震により想定される損傷形態」に上げる損傷事象に対し、確認を行う。

(3) 追加点検の実施

追加点検の実施にあたっては、アクセス上の制約や被ばくなどを考慮してその実施方法を検討する。なお、追加点検の考え方を4. 2. 7. に示す。

(4) 評価方法

設備点検の手順および判定基準は、保守点検等において用いられる規格・指針等(表-表4.2-1 参照)を準用して策定するが、準用が困難である場合には技術的に妥当であると確認されたものを採用するなど、各点検対象設備ごとに手順および判定基準を適切に策定しても良い。

表-4.2-1 各点検・評価方法の判定基準例一覧

点検手法	手順および判定基準
目視点検	<ul style="list-style-type: none"> ・日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-3 ・JIS Z 3090 溶接継手の外観検査方法 ・NDIS 3414 目視試験方法 ・NDIS 3415 設備および装置の点検方法 等
漏えい試験	<ul style="list-style-type: none"> ・日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格 VT-2 等
作動試験	<ul style="list-style-type: none"> ・定例試験実施時の値 ・定期事業者検査等の機能・性能試験における手順および判定基準 ・軽水型原子力発電所の運転保守指針 (JEAC4803) 等
機能確認試験	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査等の機能・性能試験における手順および判定基準 等
分解点検	<ul style="list-style-type: none"> ・定期事業者検査等の分解検査における手順および判定基準 等

(5) 実施者・評価者の技量・力量

点検、検査を実施・評価する者は表-4.2-2 に示す技量、力量を有する者とする。

表-4.2-2 点検、検査の実施・評価者に要求される技量、力量

点検方法	技量、力量
目視点検	<ul style="list-style-type: none"> ● NDIS 3413 「非破壊試験技術者の視力及び色覚の試験方法」にて準用される、JIS Z 2305 「非破壊試験－技術者の資格及び認証」にて非破壊試験員に要求される近方視力の確認を行う等、視力に問題のない者とする。 ● 業務経験年数、社内認証、教育・訓練受講履歴等、適切な力量を有する者とする。
非破壊試験	実施する非破壊試験に対して、以下の資格、技量を有すること <ul style="list-style-type: none"> ● NDIS 0601 「非破壊試験技術者技量認定規定」 2 種以上 ● JIS Z2305 「非破壊試験－技術者の資格及び認証」 レベル 2 以上 ● 上記資格と同等の技量を有すること

(6) 体制

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

4. 2. 7. 追加点検の考え方

追加点検は、基本点検において異常が確認された設備、および地震応答解析結果において評価基準を満足しない設備に対して行う。地震応答解析結果において評価基準に対する裕度が少ない設備には、追加点検の実施を検討する。なお追加点検として地震による塑性ひずみの発生の有無をサンプル的に確認する。また、地震の影響を確認する目的で、サンプル調査として追加点検を実施する。

追加点検において考慮すべき損傷は、変形・割れであり、それぞれの考え方は以下の通りと

する。なお、疲れ累積係数が 1 を超える様な疲労による損傷が発生する可能性がある部位では、変形の有無に限らず、割れに対する追加点検を実施する。

(1) 変形

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

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

(2) 割れ

a. 表面検査

表面検査が実施可能な場合は、目視点検、浸透探傷試験等の表面検査を実施する。

b. 体積検査

表面検査が実施できない部位、内部の検査を必要とする部位、あるいは内部欠陥の有無を確認する部位では、超音波探傷試験など体積検査による検査を実施する。

c. サイジング

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

(3) 機能に及ぼす影響

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

(4) 機能確認試験

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

(5) 塑性ひずみ検出方法の考え方

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

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

4. 3 検査手法

追加点検では、目視点検、浸透探傷試験、基礎ボルトのトルク確認試験、超音波探傷試験及び塑性ひずみ測定が行なわれる。そのうち、塑性ひずみ測定と基礎ボルトの超音波探傷試験（以下、基礎ボルトUTと略す。）については、現場での適用性を検討する必要があるため、手法候補の選定、性能・特性調査及び判定方法・基準の検討を行なった。

4.3.1 塑性ひずみ測定

4.3.1.1 塑性ひずみ測定法（候補）の調査

地震による機器の塑性変形を受けた履歴を原子力発電所内で据付状態のままて評価する方法として、次の方法が考えられる。

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

(1) 材料表面の硬さから塑性ひずみを評価する方法

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

(2) 材料表面の組織変化から塑性ひずみを評価する方法

地震により塑性変形を受けた場合、塑性変形により発生するリュウダース帯やすべり線を観察することにより、塑性変形を受けた履歴の有無を推定できる可能性がある。リュウダース帯の観察は、目視で可能であるが、地震時の表面が鏡面状態であることが前提となる。また、すべり線の観察は、地震後の試験部表面を鏡面に仕上げ、エッチングを行い、ポータブルタイプの光学顕微鏡を用いて直接観察する方法と、試験部表面をレプリカに転写し、実験室の光学顕微鏡や走査型電子顕微鏡を用いて観察を行なう方法がある。更に、塑性ひずみによりエッチング速度が変化する特徴を利用し、エッチングの色調を観察する方法がある。

(3) 材料表面の相変態から塑性ひずみを評価する方法

地震により塑性変形を受けた場合、塑性変形で発生するマルテンサイト変態を検出することで塑性変形を受けた履歴の有無を推定できる可能性がある。材料表面の相変態を検出する手法として、フェライト測定法、渦電流探傷試験及びX線回折法などがある。

(4) 材料表面の応力状態等から塑性ひずみを評価する方法

地震により塑性変形を受けた場合、材料表面の格子定数、磁気的特性あるいは超音波伝播特性などが変化する可能性があり、これらの特性の変化を検出することで塑性変形を受けた履歴の有無を推定できる可能性がある。材料表面の格子定数を測定する方法として、ポータブルタ

イプのX線回折装置を用いたX線回折法がある。また、材料表面の磁気的特性あるいは超音波伝播特性などの変化を検出する方法として、磁歪法、バルクハウゼンノイズ法及び音速比法などの方法がある。

4.3.1.2 塑性ひずみ測定法（候補）の選定

評価対象となる塑性ひずみ測定法の候補選定では、製品レベル、現場作業性をもとに検討を行い、以下の測定法を選定した。

- ・ 硬さ測定
- ・ 表面金相
- ・ マルテンサイト検出
- ・ 音速比法
- ・ 磁歪法
- ・ バルクハウゼンノイズ法

これらの方法に対して検出限界、測定範囲、測定精度および材料間のバラツキについて評価を行うために、以下の特性を試験により確認した。

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

4.3.1.3 総合検討結果

試験結果に基づく適用性検討結果の纏めを、表 4.3.1-1 に示す。

塑性ひずみの発生有無の調査には、表面硬さ測定と垂直法による音速比測定法が有効と考えられる。しかし、音速比法は板厚平均の塑性ひずみを検出する手法と考えられることから、板厚方向に引張と圧縮の変形が混在するような曲げ変形モードにおける塑性ひずみ検出には適さない等の課題が残る。従って、現地における地震による塑性ひずみ測定には、材料表面の加工硬化の検出及び定量測定に適したポータブルビッカース硬さ計を用いた調査を基本とし、そのほかの硬さ測定法や音速比法の補助的手法による測定結果との組み合わせにより総合的な判定を行なう。

4.3.1-1 現地における塑性ひずみの発生有無の調査への適用性検討結果の纏め表

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

※；他の硬さ測定法に比べて表面粗さの影響を受けやすい。

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

△；信号の変化が確認される（但し、塑性ひずみの検出には検討を要する）。

×；試験範囲では明確な変化が認められなかった。

4.3.2 基礎ボルトUT

4.3.2.1 基礎ボルトの健全性確認法

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

基礎ボルトの健全性を原子力発電所の機器に据付、固定された状態で確認する方法として、垂直探傷法とフェーズドアレイ法の超音波探傷技術が考えられる。

垂直探傷法は、原子炉圧力容器スタットボルトの超音波探傷試験に適用されている手法であり、基礎ボルトUTに有効な手法と考えられる。しかし、基礎ボルトの中には、スタットボルトより長いボルトや口径の小さいボルトなどがあるため、現地調査で適用する場合は基礎ボルトねじ部の表面割れの検出性能・限界を確認し、適切な基準感度校正方法と探傷感度の検討を行なう必要がある。一方、フェーズドアレイ法は、原子力発電所のボルト点検への適用事例がないが、エコー反射源を画像で判定できることから、表面きずか、内在欠陥かの判定に適用できる可能性がある。よって、基礎ボルトのUT点検では、垂直探傷法を基本とし、万が一インジケーションが見つかった場合の補助的な方法としてフェーズドアレイを適用する。

5. 評価の方針

5.1 評価に関する基本的な考え方

現行規格（JEAG4601・補-1984）において、基準地震動（ S_1 あるいは S_2 ）は、原子炉の安全性をこれらの地震が発生した状態でも確保するための設計用地震動であるので、これらの地震動が発生した後に原子炉を再起動させるかどうかは、許容応力を定めるにあたっては考慮していない（JEAG4601・補-1984 許容応力編、1.2 基本的考え方）。したがって、現状の健全性や安全性を踏まえ、機器の継続使用に対する評価手法を検討する必要がある。本項では、現行規格の運用と、この制限を超えた場合の機器の健全性を検討・評価するフローについて、A, As クラス（クラス1）機器を例として検討する。

5.1.1 機器の健全性の検討・評価の考え方

5.1.1.1 地震発生時の機器に対する機能要求と評価方針

機器機能に対する評価は、「発生した地震に対する機器の評価」と「将来発生のある地震に対する機器の評価」の観点で検討する。

(1) 評価の観点

- ・ 発生した地震に対する機器機能要求

現状の健全性（構造健全性及び機能維持）

現状の健全性が確認された機器とは、「止める」「冷やす」「閉じ込める」という機能が地震発生時に達成され、延性破断、塑性崩壊、過大な変形、疲労損傷などの地震の力学的因子による損傷モードが構造健全性に影響していないことが評価・確認された場合と定義する。この評価・確認は地震直後の緊急点検や、解析的评价および設備点検により達成可能であり、機器全体に塑性変形が生じない状態で機能が維持されていること、ひびなどの発生がないことを確認すればよく、これにより「現状の健全性」は問題ないと判断されると同時に「現状の安全性」についても確認できる。

なお、今回の地震発生後にプラントは安全に停止し、現在も安定して停止状態を維持しており、「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能が達成されていることから「現状の安全性」については確認されていると判断できる。

- ・ 将来発生のある地震に対する機器機能要求

将来の安全性（構造安全性及び機能維持）

将来の安全性は、現状の機器の健全性が確認されていることを前提条件とし、将来発生のある地震に対して機器の安全性を、新しい耐震設計指針(S_s)にて確認する必要がある。

(2) 評価の方針

以上のように、機器に要求される機能「止める」「冷やす」「閉じ込める」を達成し、「発生した地震」に対する「機器の健全性」を確認し、さらに「将来発生のある地震」に対し「機器の安全性」が確認されたことにより、プラント復旧に現状維持で問題はないとの判断となる。したがって、プラントの復旧にあたっては「現状の健全性」が重要となる。

5.2 中越沖地震に対する現状の健全性の評価方針

設計段階における地震に対する評価基準に「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601」がある。これは「設計段階における評価（想定地震に対する評価）」基準であるため、荷重等に対するマージンを考慮している。一方、今回の中越沖地震に対する現状の健全性評価は「設計段階における評価（想定地震に対する評価）」ではなく、経験した荷重をベースとした評価を実施し、現物の状況を把握することが重要となる。そのため「設計段階における評価」のように荷重等に対するマージンは必ずしも必要ではなく、現実的な評価を実施することで目的は達成できる。したがって、発電設備の設計時の規格と運転後の規格が異なる様に、地震における評価についても運転後に受けた地震に対する設備の新たな健全性評価基準を機器種別に損傷モードや機能要求を考慮して設けることが適切である。このことから、現状の健全性を判断するための適切な評価基準を定め、必要に応じて外観検査などを組み合わせることにより、その健全性を合理的に判断していく方針とする。

5.3 中越沖地震に対する将来の安全性の評価方針

機器の地震に対する「将来の安全性」は、「現状の健全性」を確認後、新しい耐震設計審査指針に準拠して策定した基準地震動（ S_s ）を用いて評価する。この場合の判断基準は、設計用の許容応力（JEAC 4601 改訂版）に従うことになるが、今回経験した地震による影響（疲労損傷、累積ひずみ等）を考慮した上で、 D_s （IVAS）による評価を実施し、必要に応じて補修・補強・取替などを検討する方針とする。

但し、上記評価方針については、状況を踏まえながら継続検討していく。

5.4 SANE 評価基準（案）の予備的検討

本 JANTI SANE 委員会にて検討した中越沖地震を経験した A, As クラス機器（クラス 1 機器）の評価の考え方を以下に示す。

機器の地震に対する「現状の健全性」の確認は、以下の点を評価・確認することが重要である。

- 延性破断、塑性崩壊に至るような応力が発生しないこと。
- 機器全体に塑性変形が生じない状態で機能が維持されること。
- 有害な変形（進行性変形）が無いこと。
- 疲労評価を実施し、疲れ累積係数が 1 を超えないこと。
- 座屈が無いこと。

したがって、中越沖地震に対する機器の健全性評価にあたっては、既往研究の成果や最新の知見を踏まえ、必要に応じて追加的な試験研究を実施し、合理的な判断基準を策定すべきである。

一方、速やかな中越沖地震対応として、以下に示すように国内外規格・基準を斟酌した評価体系準用による健全性評価スクリーニングを実施し、その結果に応じて「新しい評価方法」や「新しい判断基準」等の検討に資するための必要な解析・試験を合理的に実施する方針とする。

5.4.1 設計用許容応力体系による機器の健全性スクリーニング

中越沖地震は実際に経験した地震である（想定地震ではない）ことから、本来なら設計評価の許容応力基準である「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601」（以下 JEAG4601 と称す）を健全性評価に適用できないが、設計評価用のため保守性を有すること、現状は経験した地震に対する評価基準がないことからこれを準用する方針とする。

JEAG4601 の許容応力状態 **ASIII** を準用してスクリーニングをすれば、実際に経験した地震に対する機器の健全性及び安全性確認としては十分であると考ええる。これは、許容応力状態 **IIIAS** が、地震動による荷重を供用状態 **A/B** と組み合わせた状態で、機器・構造物の全体的な塑性変形が生じない状態（ただし、局所的な塑性変形はその限りではない）であるよう許容応力は定められており（補足資料 1）、これを満足すれば、「現状の健全性」に問題ないことが確認できることによる。**A, As** クラス（クラス 1）機器の許容応力状態 **IIIAS** および **IVAS** に関する現行規格基準の規定等を表-5-1 に示す。

5.4.2 機器の健全性のスクリーニング結果に基づく検討事項

設計用許容応力 **IIIAS** によるスクリーニングの結果、設計用許容応力 **IIIAS** を超える場合も想定される。この場合には「規格基準の範疇に対し、より現実的な計算結果を与える合理的解析の実施」を実施することになる。

このような場合、以下のような検討案が考えられる。

(1) 国内外の設計用規格・基準の準用

発生応力が設計用許容応力 **IIIAS** を越える場合は、設計建設規格や **ASME** 等（国内外の設計用規格・基準）を準用する（付表（比較表）参照）。また、必要に応じて外観検査などを組

み合わせるにより、その健全性を判断する。

(2) 「新しい評価方法」の適用

弾塑性挙動を考慮した詳細解析や事例規格等を適用する。

(3) 荷重等に対するマージンの見直し

健全性評価へ設計評価の許容応力基準である JEAG4601 を適用する場合、そこに含まれる荷重や設計に対するマージンは必ずしも必要でないことから、これらについて適切に見直し、適用することを検討する。

例) JEAG4601 にて規定されている配管減衰定数は、試験データを統計的に処理した下限値を用いており、健全性評価ではその合理性について検討できる可能性がある。

クラス 1 容器、クラス 1 配管を対象に、地震を受けた機器の「現状の健全性」「将来の安全性」を確認するための検討(案)を今後検討をすすめていく。

5.5 まとめ

以上に示した評価に関する基本的な考え方を表-5-2 に示す。A, As クラス(クラス 1)機器の健全性検討フローチャート(案)を図-5-1 に、現行の許容応力についてこれらに示す方針に従い更に検討をすすめる。

表-5-1(1) 規格基準による許容応力状態Ⅲ_ASと評価方針

許容応力 状態	原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1986			発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令		評価方針
	第1章 1.2 基本的な考え方	第2章 2.1.1 第1種容器許容応力の解説	参考資料Ⅰ 1. 第1種容器	第9条 八	省令の解釈	
Ⅲ _A S	<p>基準地震動 S₁ 基準地震動 S₁ による荷重を運転状態Ⅰと組み合わせた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態Ⅳ(L)が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S₁ による荷重を運転状態Ⅰ及び／又は運転状態Ⅳ(L)により生ずる荷重と組み合わせた状態でも原則として弾性状態にあるように定めた。</p> <p>すなわち、運転状態Ⅲに対する許容応力状態Ⅲ_Aを基本としてさらに地震に対する特別の制限を加えた許容応力状態Ⅲ_ASを限度とする。</p> <p>基準地震動 S₁ あるいは S₂ は、原子炉の安全性をこれらの地震動が発生した後に原子炉を再起動させるかどうかは、許容応力を定めるに当たっては考慮していない。</p>	<p>許容応力状態Ⅲ_AS 及びⅣ_AS の許容値は、“1次一般膜応力”及び“1次膜応力＋1次曲げ応力”に対して、それぞれ許容応力状態Ⅲ_A 及びⅣ_A と同じとし、さらに地震時における特殊な荷重状態を考慮して定めている。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 S₁ に対して適用される許容応力状態Ⅲ_AS の1次一般膜応力及び1次膜応力と1次曲げ応力を加算した場合についての許容限界は許容応力状態Ⅲ_A と同じとする。 許容応力状態Ⅲ_A とは、損傷部の修復のためなど系の運転の停止を必要とする程度にはげしい非正常の状態をいう。このようなはげしい非正常状態が起こる確率は低いと考えられるが、設計においてはこの非正常状態により系の全体的な構造健全性が失われることはないようにする必要がある。このため1次一般膜応力は S_y と 2/3S_u (使用温度) のいずれか小さくなるほうを許容限界とするが、第1種容器に使用される材料にはひずみ硬化性があるので、容器の一部の膜応力がこの限界に達しても過大な塑性変形を生じることではなく、崩壊限界には十分の余裕がある。 許容応力状態Ⅲ_A において、弾性計算による1次膜応力と1次曲げ応力の組合せに対する許容限界は上記(7)の1.5倍とする。この許容限界は極限設計による板の崩壊限界の下限值に相当するが、容器としての崩壊限界に対しては十分の余裕がある。 	<p>ハ クラス1機器(オメガシール等を除く。)、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。</p>	<p>ハの「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ある」「構造上の不連続部」にのみ一時的な荷重による塑性変形を許容するが、構造体の機能低下に至るような塑性変形は許容しないこと</p>	<ul style="list-style-type: none"> 現状の健全性 (構造健全性及び機能維持) 許容応力状態ⅢASは、地震動による荷重を供用状態A／Bと組み合わせた状態で、機器・構造物の全体的な塑性変形が生じない状態(ただし、局所的な塑性変形はその限りではない)であるよう許容応力は定められている。したがって、ⅢASが満足されれば、全体的な構造健全性及び機能が失われることはなく、崩壊限界には十分の余裕があると判断されるため、「現状の健全性」、「現状の安全性」の問題は無いと考えられる。

表-5-1(2) 規格基準による許容応力状態Ⅳ_ASと評価方針

許容応力 状態	原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1986			発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令		評価方針
	第1章 1.2 基本的な考え方	第2章 2.1.1 第1種容器許容応力の解説	参考資料Ⅰ 1. 第1種容器	第9条 八	省令の解釈	
Ⅳ _A S	<p>基準地震動 S₂ 基準地震動 S₂ による荷重を運転状態Ⅰと組み合わせた状態で、過大な変形を起こして必要な機能が損なわれないよう許容応力を定めた。すなわち、運転状態Ⅳに対する許容応力状態Ⅲ_Aを基本としてさらに地震に対する特別の制限を加えた許容応力状態Ⅲ_ASを限度とする。</p> <p>基準地震動 S₁あるいはS₂は、原子炉の安全性をこれらの地震動が発生した後に原子炉を再起動させるかどうかは、許容応力を定めるに当たっては考慮していない。</p>	<p>許容応力状態Ⅲ_AS 及びⅣ_AS の許容値は、“1次一般膜応力”及び“1次膜応力+1次曲げ応力”に対して、それぞれ許容応力状態Ⅲ_A 及びⅣ_Aと同じとし、さらに地震時における特殊な荷重状態を考慮して定めている。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動 S₁ 及び S₂ に対して適用される許容応力状態Ⅳ_AS（荷重の組合わせ表参照）の 1次一般膜応力及び 1次曲げ応力を加算した場合についての許容限界は許容応力状態Ⅳ_Aと同じとする。 許容応力状態Ⅳ_Aとは、原子力エネルギー系に発生した事故の影響により、一般公衆の安全性を考慮しなければならない程度まで、系の安全性及び稼働能力が損傷を受けている状態で、極めて発生確率の低い事象である。このような状態になると系の再使用は考えられないから、第1種容器としてはそれ自身が損壊しないことを保証する限界まで許容されるものとして、崩壊限界をとり 1次一般膜応力について 2/3Su（使用温度）とする。 許容応力状態Ⅳ_Aにおける 1次膜応力と 1次曲げ応力の組合わせに対する許容限界は容器の崩壊限界を基準として上記（許容応力状態Ⅲ_AS）の 1.5 倍とする。この場合の板厚内は部分的に塑性領域に入り、応力の再配分も行われ、弾性解析は成立しなくなるが、崩壊限界下限の荷重に対して弾性設計を用い上記の許容限界値を与えている。 	<p>ニ クラス1機器（オメガシール等を除く。）、クラス1管及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。</p>	<p>ニの「延性破断に至る塑性変形が生じないこと」とは、箇所の限定なしに塑性変形が生じることを許容するが、構造体の著しい機能喪失に至るような塑性変形は許容しないこと。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 現状の安全性（機能達成（止める、冷やす、閉じ込める）及び現状維持） 許容応力状態ⅣASが満足されれば、過大な変形による機能維持喪失は発生しないため、機能達成（止める、冷やす、閉じ込める）及び現状維持の観点から、「現状の安全性」は問題ないと考えられる。また、必要に応じ「設備点検（基本点検）」などを実施すれば機能達成（止める、冷やす、閉じ込める）及び機能維持の確認は可能である。

表-5-2 評価に関する基本的な考え方

機器機能評価の観点	確認内容	評価の考え方	確認方法	具体的確認方法方針
発生した地震に対する評価	現状の健全性	<p>「現状の健全性」の確認は、以下の点の評価・確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 延性破断，塑性崩壊に至るような応力が発生しないこと。 ・ 機器全体に塑性変形が生じない状態で機能が維持されていること。 ・ 有害な変形（進行性変形）が無いこと。 ・ 疲労評価を実施し，疲れ累積係数が1を超えていないこと。 ・ 座屈が無いこと。 	地震後の点検	<ul style="list-style-type: none"> ・ 概略点検（ウォークダウン） ・ 詳細点検
			解析的評価	JEAG4601 のⅢAS 要件が満足していることの確認等
将来発生の可能性がある地震に対する評価	将来の安全性	「将来の安全性」は、「現状の健全性」を確認後，新しい耐震設計審査指針に準拠して策定した基準地震動（S _s ）を用いて評価する。	解析的評価	新しい耐震設計指針にて策定した地震動（S _s ）を用いた改訂 JEAC4601 による評価

6．材料強度評価の方針

6．1 疲労強度データ拡充の基本的考え方

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

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

中越沖地震では、設計基準を超える地震加速度を受けており、変形や割れが検出されなかった機器でも局所的には塑性ひずみが発生している可能性があるため、健全性評価にあたり、疲労強度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。検討においては、従来知見を調査するとともに、実機で使用されている材料を対象に、実験による材料データの拡充も実施する。

6．1．1 材料強度

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。

6．1．2 繰返し予ひずみ材の疲労試験

飯田や小川らの研究をはじめいくつかの研究により、予め付与された塑性ひずみ(予ひずみ)を有する材料の高サイクル疲労強度は上昇することが実験的に知られているが、予ひずみが大きい場合には低サイクル疲労強度に影響する場合がある(添付資料6 - 1)。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。

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。

低サイクル疲労領域における現行の疲労線図（設計疲労曲線）を使った疲れ累積係数評価方法（累積被害側）の妥当性の確認

機器の継続使用にあたって疲労強度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

6.1.3 一方向累積ひずみ疲労試験

電力共同研究で実施された配管の要素試験などにより、地震による配管の破損形態は塑性崩壊ではなくラチェット変形を伴う低サイクル疲労であることが報告されている（添付資料6-2）。中越沖地震ではA/A_sクラスの機器ではほとんど変形が生じておらず、ラチェット変形を生じた可能性は低いと考えられるが、想定しうる損傷メカニズムを網羅し、それら一つ一つに対して健全性を示すためにはラチェット疲労に対する評価も必要である。また、機器の継続使用に関する判断基準策定に備えてラチェット疲労に関する知見を拡充しておくことは有効である。そこで、一方向に平均ひずみが漸増する一方向累積ひずみ疲労試験を実施して、進行性変形が生じる場合の疲労強度データを充実させることを検討する。

添付資料6-1 疲労強度に及ぼす予ひずみの影響に関する従来知見

添付資料6-2 ラチェット疲労に関する従来知見

疲労強度に及ぼす予ひずみの影響に関する検討

1. はじめに

本資料は、予ひずみが疲労強度に及ぼす影響に関する文献を調査して、高サイクル疲労および低サイクル疲労領域ごとに予ひずみの影響に関する知見をまとめたものである。なお、高サイクル、低サイクル疲労領域の区分は、破断寿命でおおよそ1万回である。

2. 高サイクル疲労領域における予ひずみの影響

高橋および小川は超音波疲労試験機を用いて、オーステナイト系ステンレス鋼SUS316NGを対象に、加工硬化と疲労限度の関連について検討を行った⁽¹⁾。高橋らが実施した予ひずみ量が異なるオーステナイト系ステンレス鋼の疲労試験結果を図1に示す。供試材に付与された予ひずみ量は5%、10%および20%である。いずれも引張側の予ひずみであるが、予ひずみ量が20%の場合は圧縮側にも予ひずみを与えた供試材が試験に用いられている。図1から予ひずみ量の増加に伴い、疲労限度が上昇する傾向が見られる。また、引張および圧縮予ひずみ材で疲労試験結果に顕著な差は見られない。この結果から、予ひずみ量の増加に伴う疲労強度の向上は、ひずみ硬化を起因としていると推察される。

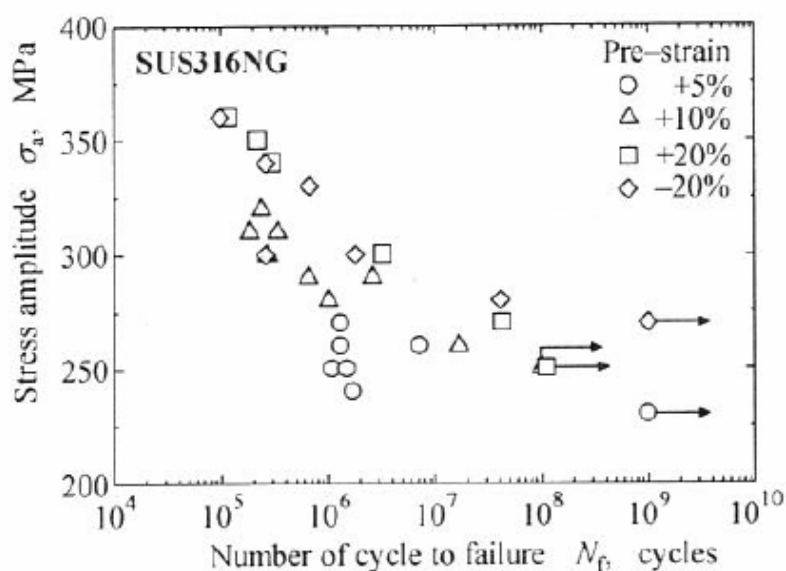


図1 予ひずみ量が異なるオーステナイト系ステンレス鋼SUS316NGの疲労試験結果⁽¹⁾

中島らはオーステナイト系ステンレス鋼SUS316を対象に、大気中およびNaCl水溶液中の疲労強度に及ぼす予ひずみ量の影響を検討している⁽²⁾。疲労試験結果を図2に示す。供試材に付与されたひずみ量は引張側に5%、15%、25%および58%（引張強さ σ_u に対応するひずみレベル）である。大気中においては、予ひずみ量の増加に伴い、疲労限度が増加する傾向が確認できる。

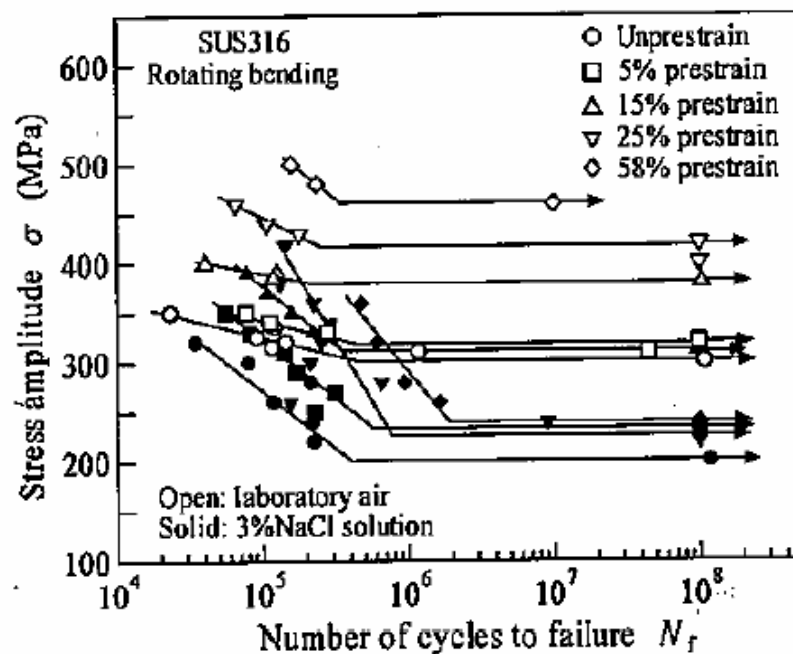


図2 予ひずみ量が異なるSUS316(オーステナイト系ステンレス鋼)の室温大気中および3%NaCl水溶液中の疲労曲線⁽²⁾

日本溶接協会 原子力研究委員会 GCF2 小委員会では、オーステナイト系ステンレス鋼 SUS316NGの超高サイクル疲労強度を明らかにすることを目的に 3 年間の研究を実施した⁽³⁾。この研究の中では、SUS316NGの疲労強度に及ぼす加工硬化の影響について、基礎的な知見を得ることを目的に、予ひずみ量の異なる試験片を用いた超高サイクル疲労試験が実施されている。GCF2 小委員会にて得られた疲労限度の予ひずみ量依存性をまとめた結果を図 3 に示す。図中には、経験的に求められたと疲労限度 σ_w とビッカース硬さ HV の関係 ($\sigma_w = 1.6HV$: σ_w の単位MPa) を併せて示した。疲労限度とビッカース硬さの関係から予想されるほどの疲労限度の上昇は認められないが、予ひずみ量の増加に伴い疲労限度が上昇している傾向が確認できる。

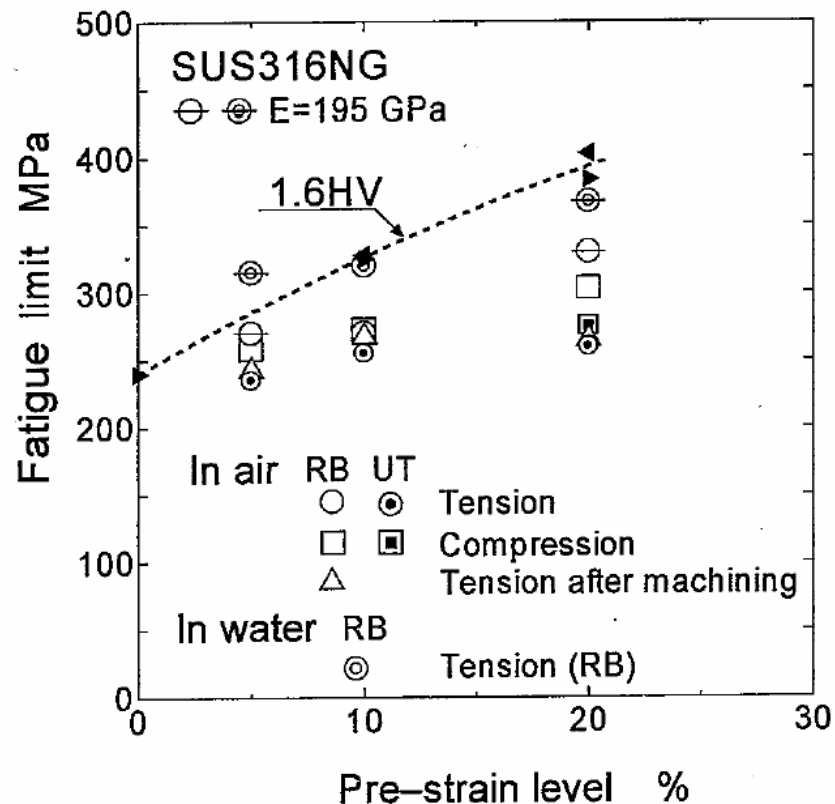


図 3 SUS316(オーステナイト系ステンレス鋼)の疲労強度に及ぼす予ひずみ量の影響⁽³⁾

3. 低サイクル疲労領域における予ひずみの影響

飯田らは過大な予ひずみが低サイクル疲労挙動に及ぼす影響を明らかにすることを目的に、一般溶接構造用鋼SM41Aを用いた疲労試験を実施した⁽⁴⁾。飯田らが実施した疲労試験におけるひずみ負荷履歴を図4に示す。引張予ひずみは無ひずみの状態から引張荷重を加えて最大ひずみに達した後、圧縮荷重を加えて、ひずみが零の状態に戻す操作により与えている。すなわち、他の文献と異なり、飯田らの検討では過大ひずみ(予ひずみ)を負荷した後に、ひずみを零とした時点から疲労試験が開始されている。これは、疲労試験結果から平均ひずみの効果を除いて予ひずみの効果を議論するためである。本項では、飯田らの検討に基づき、図4中の“Prestrain”を予ひずみと呼ぶ。ここで、図4に示したひずみ負荷履歴の後、繰返し荷重を負荷せずに、一方引張荷重を負荷することにより実施した引張試験結果から得られた真破断延性と予ひずみの関係を図5に示す。予ひずみの増加に伴い延性が消耗することにより、真破断延性が低下している傾向が確認できる。すなわち、図4に示したひずみ負荷履歴を与えることにより、延性が消耗していることが分かる。

図4に示した予ひずみを与えた後の繰返し荷重による破断寿命 N_f と予ひずみを与えない繰返し荷重による破断寿命 N_{f0} の比 N_f/N_{f0} と予ひずみ ϵ_{pre} と真破断延性 ϵ_f の比 $\epsilon_{pre}/\epsilon_f$ の関係を図6に示す。図6(a)では予ひずみ負荷後に表面仕上げを施した場合の試験結果、図6(b)では表面仕上げを施さない場合の試験結果を示した。図6(a)に示した予ひずみ負荷後に表面仕上げを施した場合、 $\epsilon_{pre}/\epsilon_f$ が0.5を超えると N_f/N_{f0} は緩やかに低下を始めた。一方、図6(b)に示した予ひずみ負荷後に表面仕上げを施さない場合、 $\epsilon_{pre}/\epsilon_f$ が0.2を超えた程度から N_f/N_{f0} は低下を始めた。両者の差は予ひずみ負荷に伴い表面近傍に発生する微小き裂に起因すると考えられる。このため、引張予ひずみと圧縮予ひずみの違いにより、 $\epsilon_{pre}/\epsilon_f$ の増加に伴う N_f/N_{f0} の程度が異なることが分かる。

以上の飯田らの検討結果に基づくと、極低サイクル疲労の領域においては、 $\epsilon_{pre}/\epsilon_f$ が0.2を超えると予ひずみ量の増大に伴い、延性消耗を原因として破断寿命が短くなる傾向が見られると判断される。

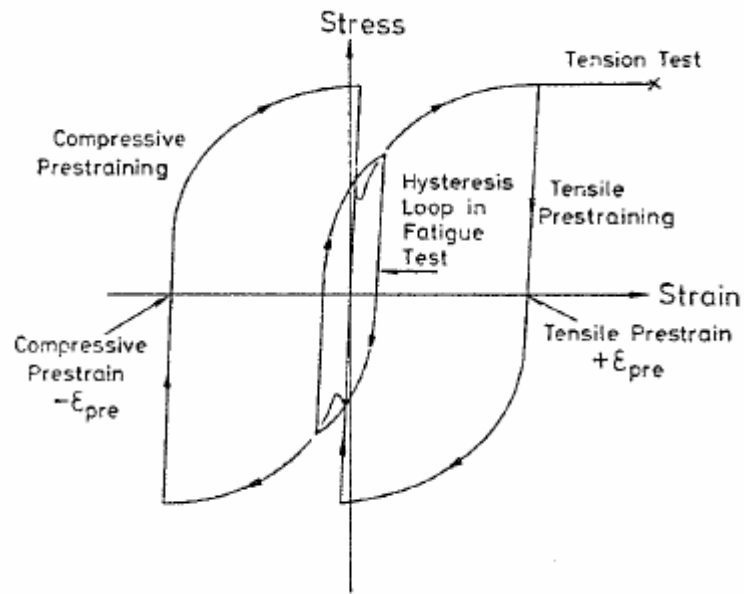


図4 飯田らの試験におけるひずみ負荷形態⁽⁴⁾

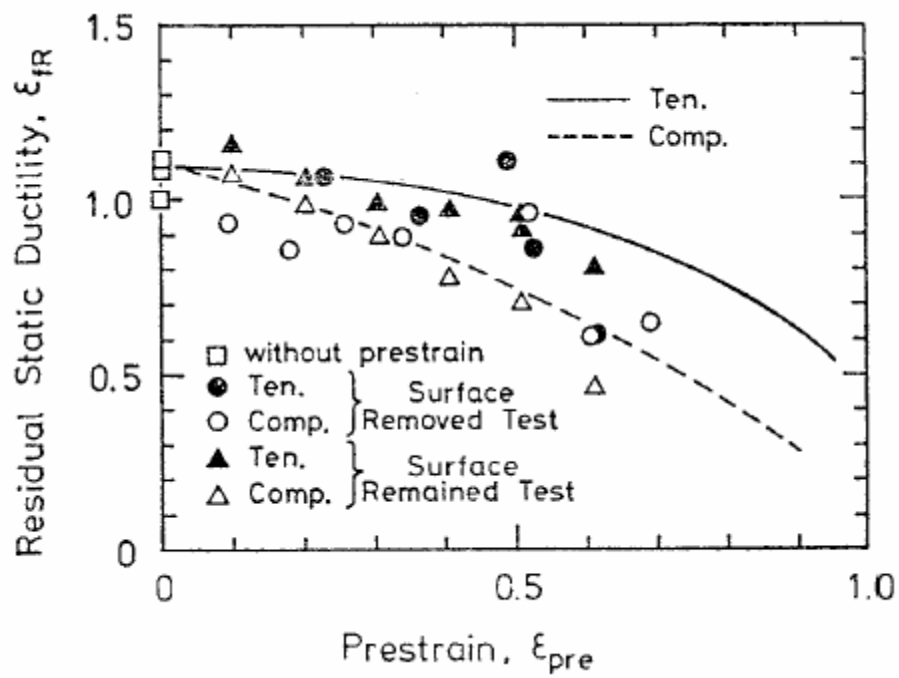
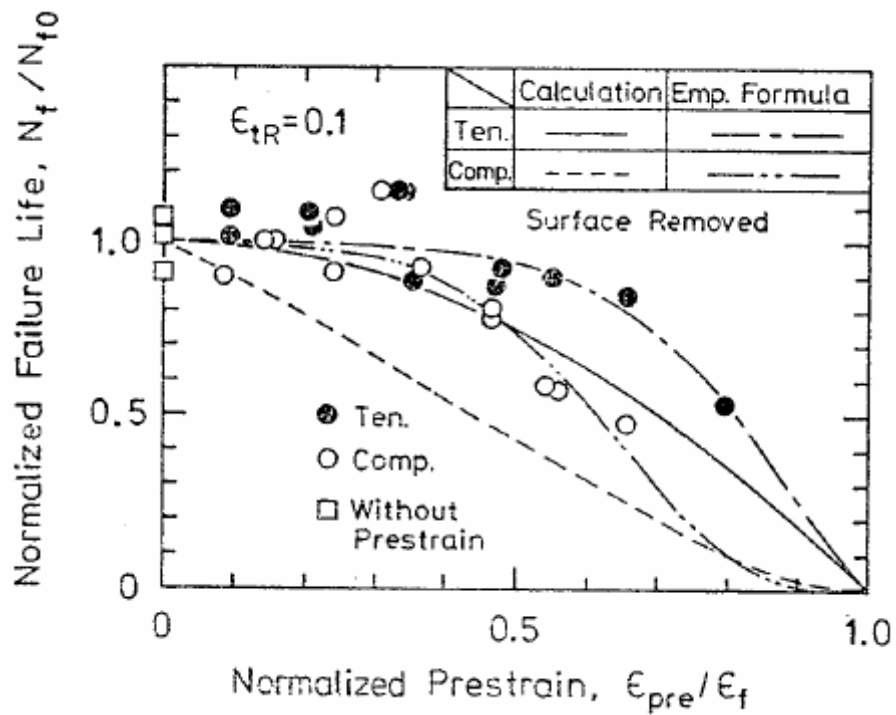
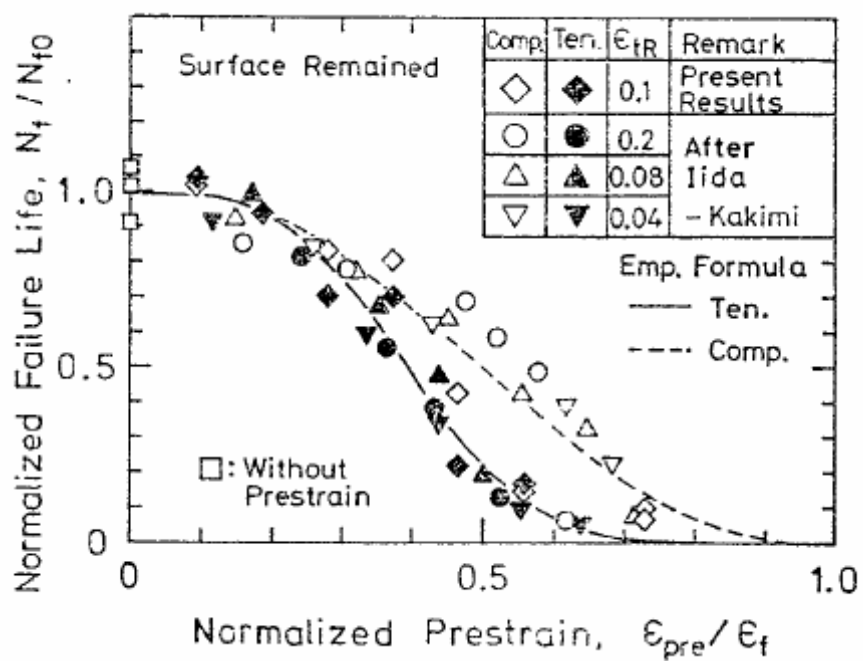


図5 予ひずみ量と試験片の真破断延性の関係⁽⁴⁾



(a) 表面仕上げを施した場合



(b) 表面仕上げを施さない場合

図 6 破断寿命比 N_f / N_{f0} と予ひずみ比 $\epsilon_{pre} / \epsilon_f$ の関係⁽⁴⁾

4. まとめ

本資料では、予ひずみが疲労強度に及ぼす影響に関する文献を調査して、高サイクル疲労および低サイクル疲労領域ごとに予ひずみの影響に関する知見をまとめて、表 1 に示す。鋼種によっては試験データが見当たらないが、調査結果は以下の通りである。

- ・ 高サイクル疲労領域においては、予ひずみ量が増加することにより、疲労強度及び疲労限度は増加する。
- ・ 低サイクル疲労領域においては、予ひずみ量が増加することにより、疲労強度が低下する傾向が見られる。
- ・ 但し、予ひずみ量が数%以下の場合、高サイクル疲労領域および低サイクル疲労領域ともに、疲労強度に及ぼす予ひずみの影響は小さい。

表 1 高サイクル疲労および低サイクル疲労に及ぼす予ひずみの影響

鋼種	高サイクル疲労強度 (疲労限)	低サイクル疲労強度
高強度鋼 (ボルト)		
低合金鋼	・ σ_{pre} 3%で影響小 ⁽⁵⁾	
炭素鋼	・ σ_{pre} 3%で影響小 ⁽⁵⁾	・ 表面仕上げなしの場合： σ_{pre} / σ_f 0.2 で影響小 ⁽⁴⁾ 但し、 σ_{pre} の増大に伴い疲労強度減少 ・ σ_{pre} / σ_f 0.3 で影響小 ⁽⁶⁾
オーステナイト系 ステンレス鋼	・ σ_{pre} 3%で影響小 ⁽⁵⁾ ・ σ_{pre} 20%で σ_{pre} に伴い疲労強度上昇 ⁽¹⁾ ・ σ_{pre} 20%で σ_{pre} に伴いNaCl水溶液中の疲労強度上昇 ⁽²⁾ ・ σ_{pre} 20%で σ_{pre} に伴い疲労限上昇 ⁽³⁾	

σ_{pre} : 予ひずみ、 σ_f : 真破断延性

5. 今後の課題

疲労強度に及ぼす予ひずみの影響を調査した結果、今後の課題として以下の項目が挙げられる。

- ・ 試験データが見当たらない高強度鋼の低サイクル及び高サイクル疲労強度に及ぼす予ひずみの影響、低合金鋼、オーステナイト系ステンレス鋼の低サイクル疲労強度に及ぼす予ひずみの影響を検討する必要がある。
- ・ 調査範囲での予ひずみは単調増加若しくは半サイクルの荷重負荷で与えられており、地震荷重のような交番荷重によって与えられる予ひずみとの相関関係を検討する必要がある。

参考文献

- (1) 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.
- (2) 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.
- (3) (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.
- (4) 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
- (5) (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”(平成 5 年 3 月)及び同協会: ”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) (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”(平成 12 年 3 月)

参考

Manson の共通勾配法(1)

$$\Delta \varepsilon = \underbrace{\varepsilon_f^{0.6} N_f^{-0.6}}_{\text{低サイクル疲労}} + 3.5 \underbrace{\left(\frac{\sigma_B}{E} \right) N_f^{-0.12}}_{\text{高サイクル疲労}}$$

ここで、 $\Delta \varepsilon$ はひずみ範囲、 ε_f は真破断ひずみ、 N_f は破断繰返し数、 σ_B は引張強さ、 E は縦弾性係数である。

Manson の改良共通勾配法(2)

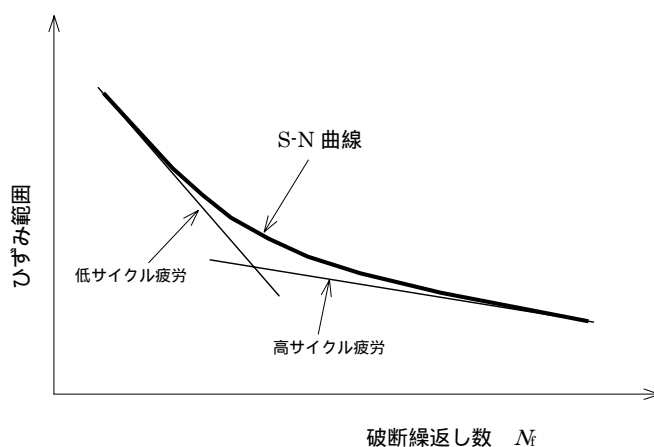
$$\Delta \varepsilon = 0.0266 \varepsilon_f^{0.155} \underbrace{\left(\frac{\sigma_B}{E} \right)^{-0.53} N_f^{-0.56}}_{\text{低サイクル疲労}} + 1.17 \underbrace{\left(\frac{\sigma_B}{E} \right)^{0.832} N_f^{-0.09}}_{\text{高サイクル疲労}}$$

ここで、 $\Delta \varepsilon$ はひずみ範囲、 ε_f は真破断ひずみ、 N_f は破断繰返し数、 σ_B は引張強さ、 E は縦弾性係数である。

Manson の共通勾配法によれば、低サイクル疲労寿命は破断延性に、高サイクル疲労寿命は機械的強度に依存することが分かる。予ひずみを与えた材料は、破断延性が減少することによって低サイクル疲労寿命は減少、ひずみ硬化による機械的強度の上昇によって高サイクル疲労寿命は増加することが理解される。なお、改良共通勾配法においては、低サイクル疲労寿命に機械的強度の依存性も加味されている。

(1) 日本機械学会：機械工学便覧 A4 材料力学 p.A4-126 (2001)

(2) Manson, S.S., "Future Direction for Low Cycle Fatigue," Low Cycle Fatigue, ASTM STP 942, pp.15-39 (1988).



参考図 1 Manson の共通勾配法の概念

ラチェット疲労に関する従来知見

1. はじめに

本資料は、ラチェット変形が疲労寿命に及ぼす影響に関する文献および米国規格を調査して、疲労強度に及ぼす累積ひずみの影響に関する知見をまとめたものである。

2. ラチェット疲労寿命に関する知見

2.1 ラチェット変形を伴う疲労寿命の予測

ラチェット変形を伴う疲労寿命の予測には、ひずみ振幅に加え、延性消耗を考慮した累積ひずみが重要なパラメータと考えられる。これは、Coffinらが提唱する累積ひずみの存在に伴う延性消耗の影響により、低サイクル疲労強度が低下するという考えに基づいている。基本的にはひずみ振幅から求められる疲労損傷のパラメータ D_f に対し、累積ひずみの存在に伴う延性消耗を考慮した D_d を求め、累積ひずみの存在に伴う低サイクル疲労強度の低下を定量的に評価する考え方である。

低サイクルのラチェット疲労強度の評価式は次式で表される⁽¹⁾⁻⁽³⁾。

$$\text{破壊クライテリア：} \quad D_d + D_f = 1 \quad (\text{線形損傷則}) \quad (1)$$

$$\text{延性消耗量：} \quad D_d = \varepsilon_f / \varepsilon_{f0} \quad (2)$$

$$\text{累積疲労損傷：} \quad D_f = (N_f / N_{f0})^\alpha \quad (3)$$

ここで、 ε_f は累積ひずみ量、 ε_{f0} は破断延性、 N_{f0} はひずみ増分がない場合の破損繰返し数、 N_f はラチェット疲労試験時の破損繰返し数、 α はCoffin-Manson式⁽¹⁾における指数である。

$$\Delta \varepsilon_p N^\alpha = C \quad (C \text{は定数}) \quad (4)$$

菊川ら⁽²⁾は、炭素鋼S10C, S20C, S40Cおよびアルミニウム合金 7075-T6 について、破断繰返し数が 1000 回以下の低サイクル領域において、累積ひずみを伴う場合を含む変動ひずみ下の疲労損傷評価に関する研究を実施している。菊川らの研究では累積ひずみによる損傷と疲労損傷をそれぞれ

$$\text{延性消耗量：} \quad D_m = \frac{|\varepsilon_p|_{\max}}{\varepsilon_{f0}} \quad (5)$$

$$\text{累積疲労損傷：} \quad D_r = \sum \left(\frac{\Delta \varepsilon_{pr}}{\varepsilon_0} \right)^\alpha \left(1 - \frac{\Delta \varepsilon_{pr}}{2\varepsilon_{f0}} \right) \cong \sum \left(\frac{\Delta \varepsilon_{pr}}{\varepsilon_r} \right)^{\alpha_r} \quad (6)$$

と定義している。ここで、 $|\varepsilon_p|_{\max}$ は塑性ひずみの最大絶対値、 ε_0 は一定ひずみ振幅条件の

下でのS-N曲線を

$$N \left(\frac{\Delta \varepsilon_p}{\varepsilon_0} \right)^\alpha = 1 \quad (7)$$

に近似したときの定数である。また、 ε_r 、 α_r は式(7)の代わりに、 $\Delta \varepsilon_p$ と $N_r = N / (1 - \Delta \varepsilon_p / 2\varepsilon_{f0})$ の関係を

$$N_r \left(\frac{\Delta \varepsilon_p}{\varepsilon_r} \right)^{\alpha_r} = 1 \quad (8)$$

近似したときの定数であり、 $\Delta \varepsilon_{pr}$ は変動ひずみに対してレンジペア法を適用したときのひずみ範囲を示している。菊川らは平均ひずみではなく、最大ひずみの累積値 $|\varepsilon_f|_{\max}$ が破断延性に達した時に破壊が生じる事を厳密に考慮して、式(5)を用いているが、本質的には式(5)の D_m は式(2)の D_d に、また式(7)の D_r は式(3)の D_f に同じである。

図1に菊川らの試験で用いられたひずみ波形と式(1)により評価した試験結果を示す。なお、S20Cに対する一部の試験では疲労試験を中断して引張破壊させ、残留破断延性が求められており(図1(b)の波形(d),(e))、その結果を図1(d)に示す。図1(c)より、これらの材料については式(1)の線形損傷則により損傷を評価できることがわかる。また、図1(d)より、残留破断延性は線形損傷則で予測されるよりも大きい。

また、朝田ら⁽⁴⁾⁻⁽⁶⁾は、配管を用いた内圧ラチェット疲労試験の結果から、実験的に内圧による多軸応力場では、上述の破壊クライテリアで求まる値よりも低サイクル寿命が短くなるとして、多軸応力場における低サイクルラチェット疲労寿命式を提案している。

$$D_1 + 2\sqrt{D_d D_f} + D_f = 1 \quad (9)$$

単軸ラチェット疲労試験結果⁽⁶⁾について、疲労寿命比と累積ひずみの関係の整理を試みた。炭素鋼(STS410、SGV410、STPA410)に対する疲労寿命比と累積ひずみの関係を図2に示す。累積ひずみが約30%で若干の疲労強度の低下がみられ、累積ひずみ約40~50%で疲労強度は約半分まで低下する傾向である。このことから、大きなひずみ(変形)が生じた場合には疲労強度の低下を考慮する必要があると考える。また、図2中には予ひずみを与えた場合の疲労試験結果も併せて示してあるが、炭素鋼については図1の結果も含めて式(1)の線形損傷則で評価できるようである。

また、ステンレス鋼(SUS304)の疲労寿命比と累積ひずみの関係について、Namaizawaら⁽⁴⁾の引張側のひずみが単調に増加する場合のラチェット疲労試験結果から評価した結果を含めて、図3に示す。累積ひずみが20%を超えると疲労強度が半分以下まで低下する傾向である。炭素鋼に比較して、累積ひずみが小さい領域で疲労強度が低下する傾向である。

なお、Tagartらは配管のラチェット試験とともに材料のラチェット疲労試験を実施し、

288 (550 °F)におけるラチェット挙動は室温における挙動と大差ないとしている⁽⁷⁾。

Isobeら⁽⁸⁾は、高速増殖炉用に開発された 316FRを用いて、累積非弾性ひずみと累積ひずみ到達繰返し数に着目した評価を実施している。図 4 は、ラチェット疲労試験における破損繰返し数を通常の完全両振り低サイクル疲労試験の平均破損繰返し数で除して求めた寿命比と累積非弾性ひずみの関係である。疲労寿命の全期間を通じて徐々に累積ひずみを与えた場合（印）に、疲労寿命に影響を及ぼす結果も見られるが、ラチェットひずみを付与する繰返し数が 1000 サイクル以内で累積非弾性ひずみが 2%以下であれば、ラチェット変形による疲労寿命の有意な影響は認められず、高速炉構造設計で用いられているひずみの制限（表面ひずみが 2%を超えない）を満足していれば、ラチェットによる寿命低下を考慮する必要はないと考えていると報告している。

石川ら⁽⁹⁾は 550 °F における 316FR鋼のラチェット変形による累積ひずみと予ひずみの影響を比較し、図 5 に示すように予ひずみに比べてラチェット疲労の方が寿命低下が大きいことを示している。

後藤ら⁽¹⁰⁾は 550 °F における 316FR鋼のラチェット変形下の疲労強度に及ぼす累積ひずみ付与期間の影響を検討し、図 6 に示すように、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の低下は小さいが、試験の全期間を通じて徐々に累積ひずみを付与した場合には、疲労寿命が大きく低下することを示している。この試験結果から、ラチェット疲労における寿命低下の原因として、ラチェットにより平均応力が発生し、この平均応力が発生している期間が疲労寿命の低下に深く関係しているためと考察している。

2.2 米国規格基準の動向

米国では、地震荷重に対する原子力発電所の配管設計基準が、他の荷重条件と比較して厳し過ぎると考えられたことから、1985 年よりEPRIが中心となって、PFERP(Piping and Fitting Dynamic Reliability Program) が実施され、配管耐震許容応力の改訂に関する検討が行われた⁽⁷⁾。各種配管の要素試験（直管、エルボ、ティーおよびレジューサ）の結果、当時のASME規格には過大な保守性（破損に対するマージンは設計荷重の 15 から 30）があること、OBEやSSEレベルでは永久変形や損傷は観察されず、SSEの 5 倍の負荷においても損傷は小さく局所的であること、損傷モードは塑性崩壊ではなく疲労ラチェットであることなどが確認された。また累積ひずみが 5%レベルであれば疲労寿命への影響は無視できると評価した。なお、ASMEでは、シェイクダウン要求として、塑性解析（plastic analysis）を実施して繰返し数に相当する局所的な累積ひずみが 5%を超えないように制限されている（CC N-196-1（1982 年～1991 年）、NB-3228.4（1992 年～））。これらのことから、地震荷重を受ける場合の一次応力の制限を 3.0Smから 1.5 倍の 4.5Smに引き上げること、また地震相対変位による曲げの許容値を 6Sm（周方向応力をSmとして、周方向応力と動的荷重による応力が 7Smを超えないこと）にすることを提案し、ASME 1994 Addendaにて改訂された。図 7 は、配管要素試験から得られた 10 サイクル時の実際の累

積ひずみと負荷荷重の関係である。Millerモデル、Edmunds-Beerモデルにより予測するラチェットと比較して上記の許容値の設定は保守側であることが示されている。

これに対し、NRCは配管要素試験(#37)で発生した進行性変形や高温(実機条件)における炭素鋼の動的ひずみ時効(ひずみ速度が大きくなると、引張強さが低下、応力比(引張強さ/降伏強さ)が上昇)などを理由にASME改訂を認めなかった。さらに、ASME 2001年版において、従来(1989年版)の許容値($3S_m$)を変更せず、 B_2' を導入することにより地震時の一次応力の制限が実質 $3.0S_m$ から $4.5S_m$ ($B_2'=2/3B_2$) に緩和され、現在に至っている。NRCとの協議は継続中である。

3. ラチェット疲労試験の条件設定について

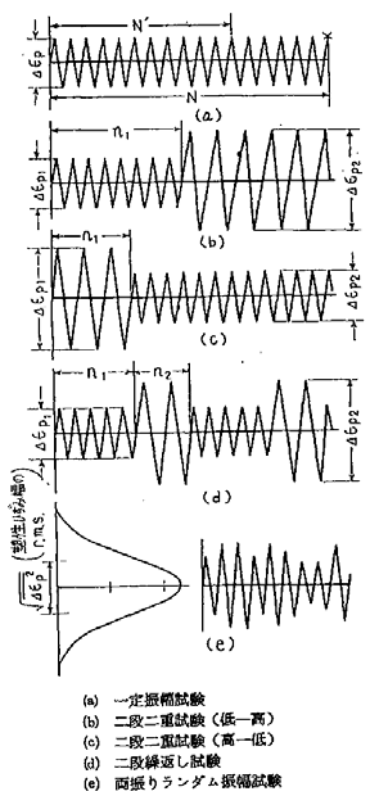
オーステナイト系ステンレス鋼については、FBR 温度での検討が先行してなされているものの、室温および軽水炉温度においてはラチェット疲労のデータは少ないため、ステンレス鋼についてデータを拡充する必要があると考えられる。地震による累積ひずみは大きくないと考えられること、および累積ひずみの小さい領域での疲労寿命の低下を把握することが重要と考えられることから、図 3 に示すように累積ひずみの小さい領域でのデータ拡充が至近の課題と考えられる。

したがって、至近の計画として以下の条件で累積ひずみ疲労試験を実施する。

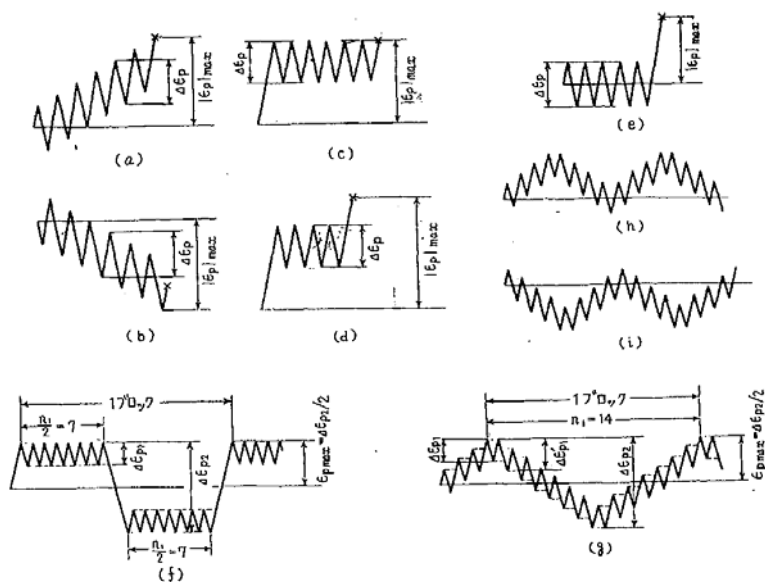
- ・材料：オーステナイト系ステンレス鋼
- ・累積ひずみ：10%未満
- ・ひずみ振幅：一次応力制限および一次+二次応力制限などから地震荷重のみで破損することは考え難いため、ラチェットを伴わない場合の完全両振り条件における破断寿命が 100 回以上となるひずみ振幅でなおかつ低サイクル領域である 1000 回程度までとする。

参考文献

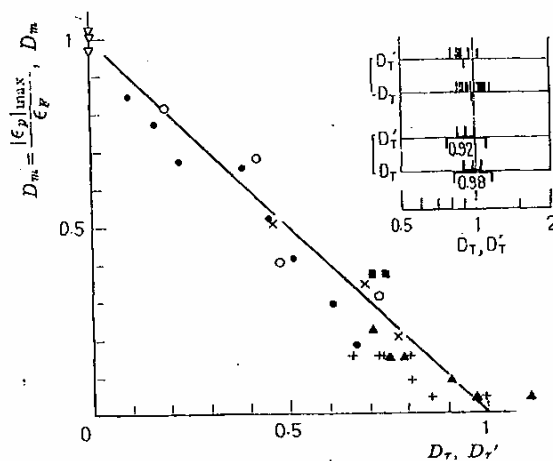
- (1) Coffin, L.F., The Deformation and Fracture of Ductile Metals under Superposed Cyclic and Monotonic Strain, ASTM STP 467, (1970), pp53-76.
- (2) 菊川, 大路, 鎌田, 城野, 変動ひずみ条件下の低繰返し数疲れ, 日本機会学会誌, 70-585, (1967), 1945.
- (3) Asada, Y., Failure Criterion on Low-Cycle Fatigue with Excessive Progressive Deformation, The 3rd German-Japanese Joint Seminar on Research of Structural Strength and NDE Problems in Nuclear Engineering, Fracture Mechanics and Code Work II, (1985), pp.1-13.
- (4) Namaizawa, J., Ueno, K., Ishikawa, A., Asada, Y., Life Prediction Technique for Ratcheting Fatigue, ASME PVP-Vol.266, (1993), 3.
- (5) Yokota, H., Endou, R., Kawabata, M., Sakakida, T., Fujiwaka, T., Asada, Y., Suzuki, K., Study on Seismic Design of Nuclear Power Plant Piping in Japan Part 2:Material Tests Results, ASME PVP-Vol.407, (2000), 125.
- (6) (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.
- (7) Tagart, S.W. Jr., Tang, Y.K., Guzy, D.J. and Ranganath, S., Piping Dynamic Reliability and Code Rule Change Recommendations, Nuclear Engineering Design, 123, (1990), pp.373-385.
- (8) Isobe,N., Sukekawa,M., Nakayama,Y., Ohtani,T., Date,S., Takahashi,Y., Kasahara,N., Nakamura,K., Shibamoto,H., Nagashima,H., Inoue, K., Design Criteria for Ratcheting Fatigue of 316FR Steel under Fast Reactor Conditions, SMiRT 18, Beijing, China, August, (2005).
- (9) 石川, 伊達, 大谷, 高橋, 316FR 鋼の高温疲労寿命に対するラチェット変形に及ぼす予ひずみの影響, 日本材料学会第 41 回高温強度シンポジウム, (2003).
- (10) 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).



(a) 変動ひずみ試験方法

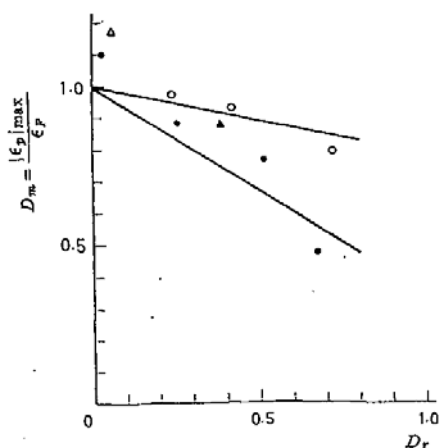


(b) 累積ひずみ試験方法



- 平均塑性ひずみ漸増, 図 12 (a) の場合
 ● S20C $\Delta\epsilon_p=16\%$ 破断
 ○ S20C $\Delta\epsilon_p=4\%$ 破断
 × S20C $\Delta\epsilon_p=4\%$ 裂発生
 平均塑性ひずみ漸減, 図 12 (b) の場合
 ■ S20C $\Delta\epsilon_p=16\%$
 片振りおよび部分片振り, 図 12 (c) の場合
 ▲ S20C $\Delta\epsilon_p=16\%$
 S40C $\Delta\epsilon_p=5.6\%, 8.8\%$ 破断
 7075-T6 $\Delta\epsilon_p=0.63\%$
 + 同上
 ▽ 破断延性

(c) 累積損傷の評価結果



- S20C
 ○ $\Delta\epsilon_p=4\%$ 残留破断延性試験
 ● $\Delta\epsilon_p=16\%$ [図 12 (c) の場合]
 ▲ $\Delta\epsilon_p=7\%$
 ▴ $\Delta\epsilon_p=16\%$ [図 12 (d) の場合]

(d) 残留破断延性試験結果

図 1 菊川らの変動ひずみ下の低サイクル疲労試験⁽⁴⁾
 (炭素鋼 S10C, S20C, S40C, アルミニウム合金 7075-T6)

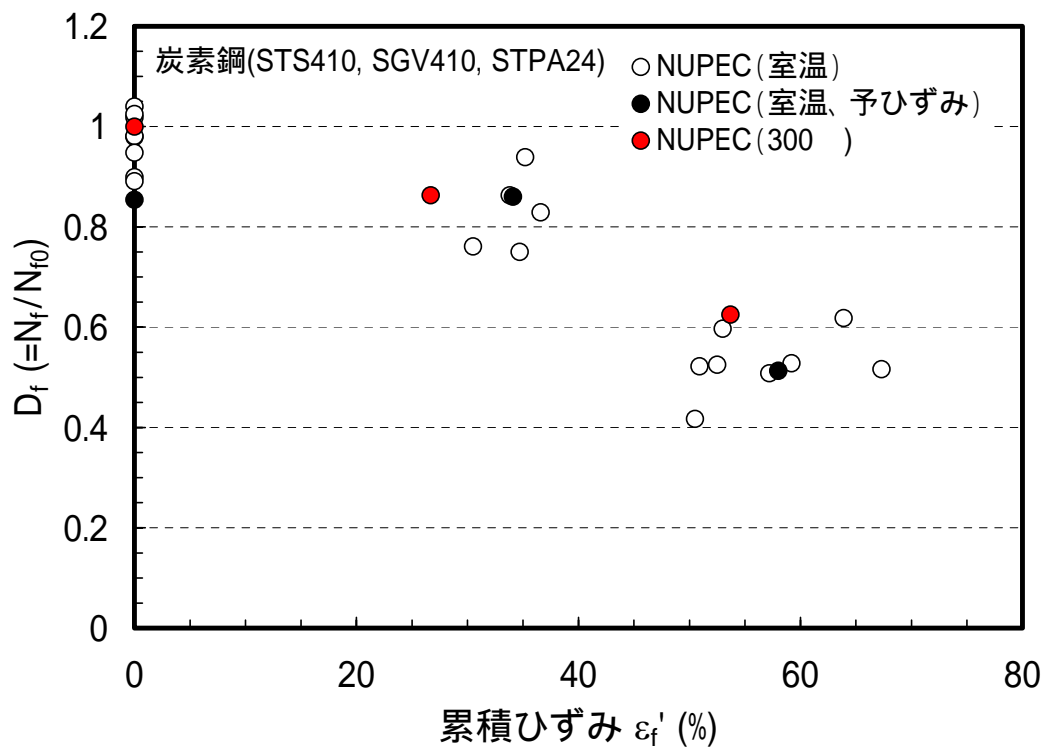


図2 炭素鋼の疲労寿命比 N_f/N_{f0} と累積ひずみの関係⁽⁶⁾

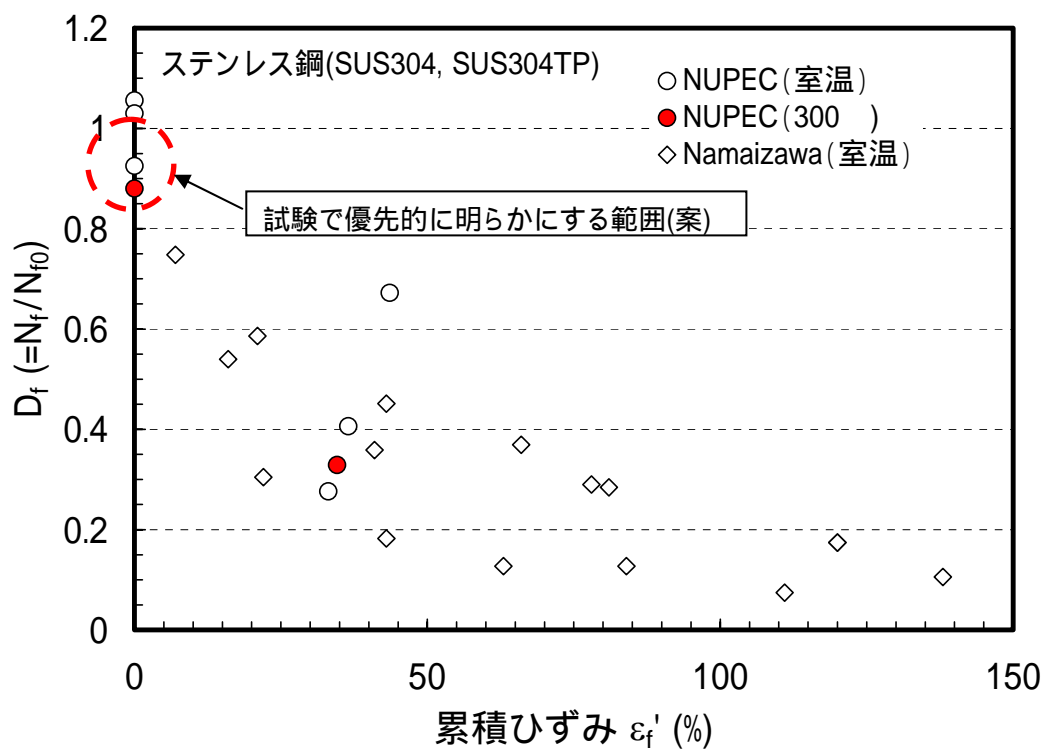


図3 ステンレス鋼の疲労寿命比 N_f/N_{f0} と累積ひずみの関係^{(4),(6)}

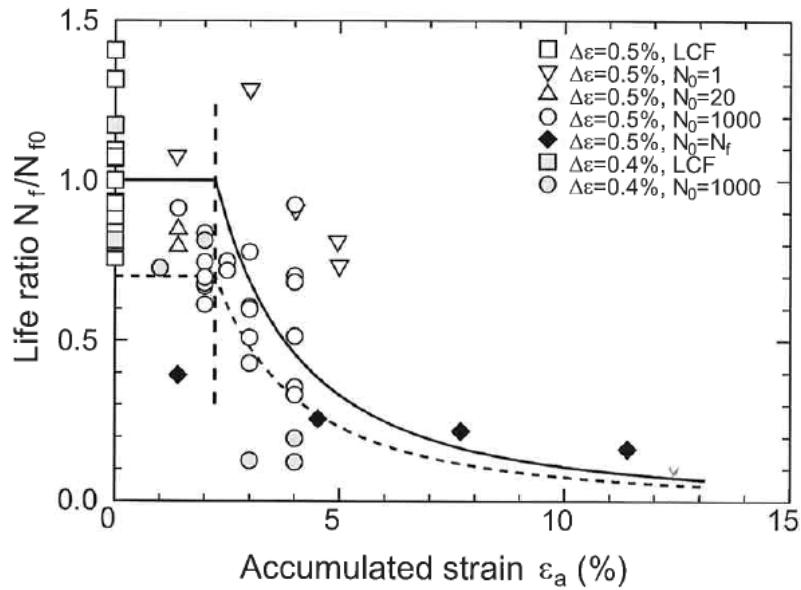


Figure 10. Relationship between life ratio and accumulated strain.

図 4 316FR 鋼の 550 における単軸ラチェット疲労試験結果⁽⁸⁾
(疲労寿命比 N_f/N_{f0} と累積ひずみの関係)

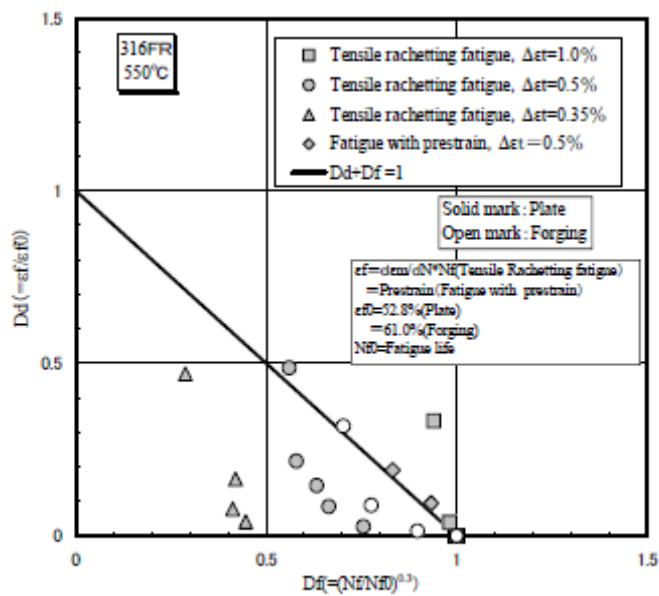
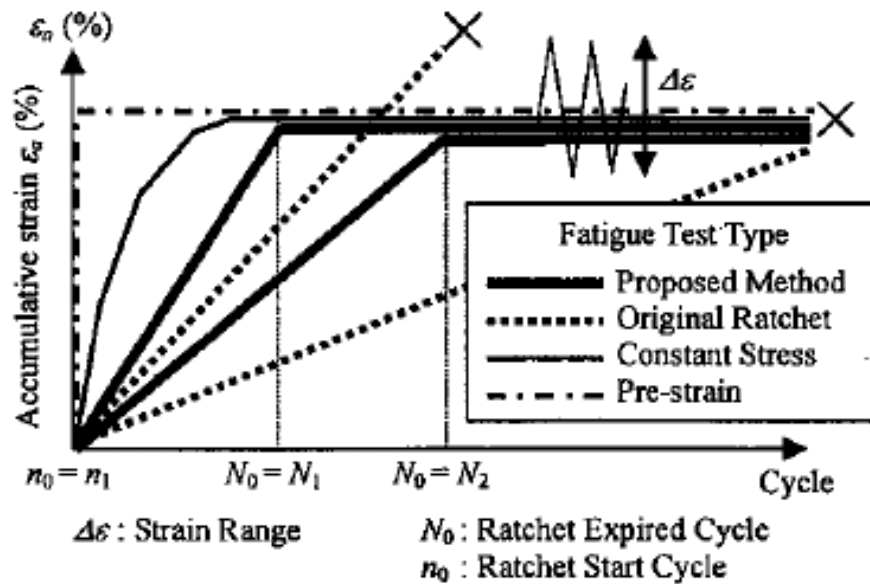
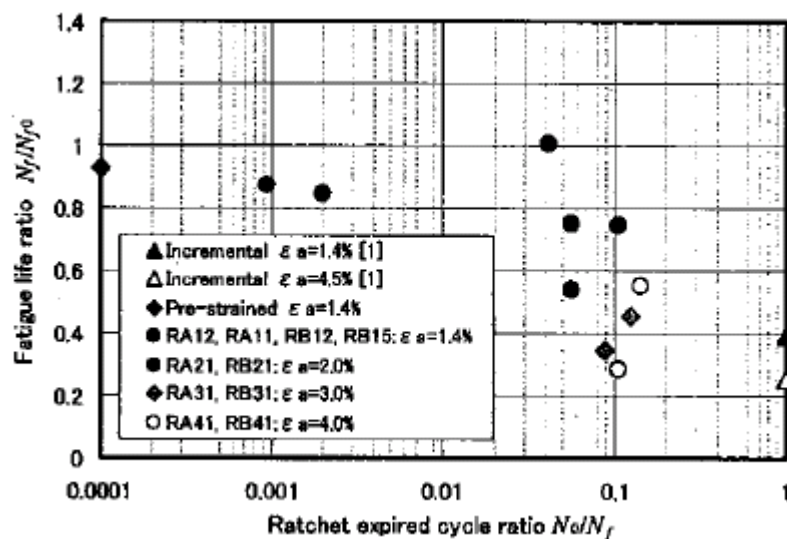


Fig.15 Relation between ductile damage and fatigue damage

図 5 316FR 鋼の 550 における予ひずみを含めたラチェット疲労試験結果⁽⁹⁾



(a) 累積ひずみの与え方



(b) 試験結果

図6 316FR 鋼の試験温度 550 における疲労寿命とラチェットひずみを付与する期間の関係 (単軸ラチェット疲労試験) ⁽¹⁰⁾

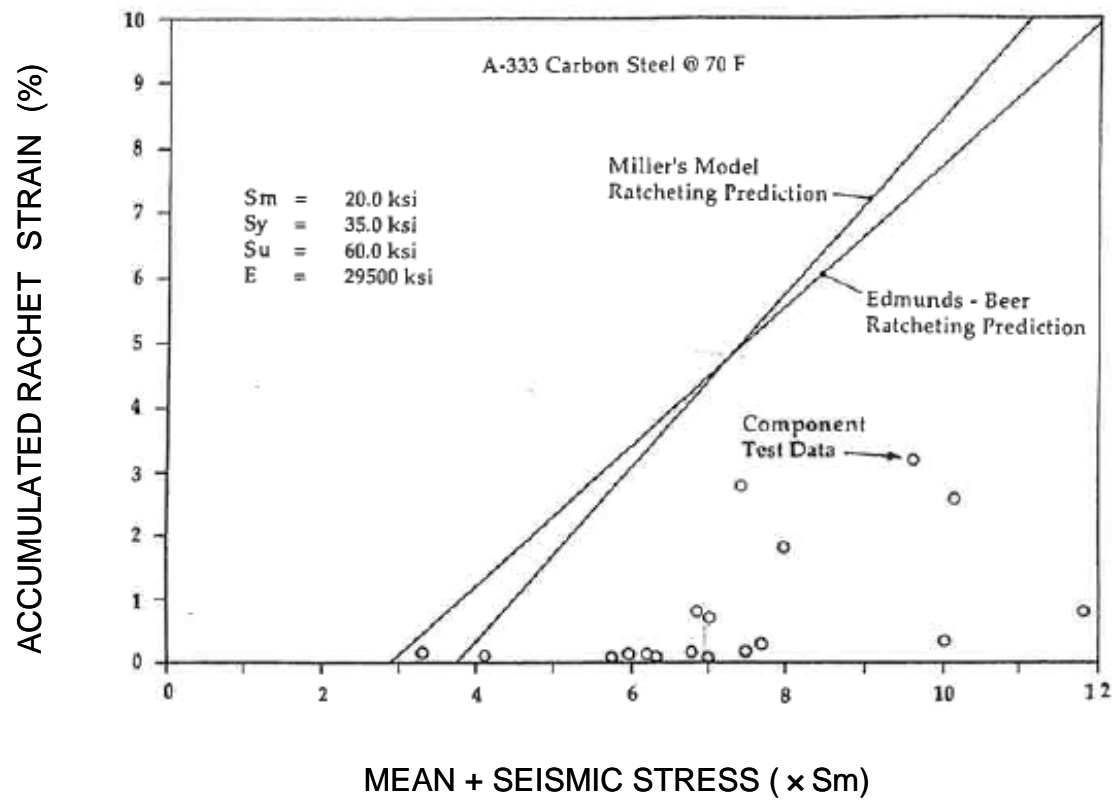


図7 10 サイクル時の累積ひずみに基づくラチェット評価⁽⁷⁾

1. はじめに

地震荷重を受けた機器の健全性を評価するために、静的強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響を検討する。

2. 試験方法

(1) 供試材及び試験片

供試材はオーステナイト系ステンレス鋼（SUS316NG）、低合金鋼（SFVQ1A）とした。試験片は試験部直径 8 mm の砂時計型試験片（応力集中率 $K_t=1.05$ ）⁽¹⁾を採用した。試験片形状を図 1 に示す。

(2) 試験方法

繰返し予ひずみ付与及び予ひずみ付与後の静的強度試験に用いた試験機（油圧サーボ疲労試験機：容量 100kN）を図 2 に示す。試験は変位制御で行い、ロードセル（L/C）によって荷重を、変位計によって試験片直径を測定した。

繰返し予ひずみは、繰返し数をパラメータとした一定振幅（4%）とブロック数をパラメータとした漸増・漸減振幅（最大 4%）として試験片に付与した。

3. 試験結果

試験結果の一例として、応力-ひずみ曲線を図 3 及び図 4 に示す。オーステナイト系ステンレス鋼（SUS316NG）は繰返し予ひずみに伴う加工硬化が大きく、低合金鋼（SFVQ1A）は小さいことが分る。

繰返し予ひずみが引張強度と真破断延性に及ぼす影響を繰返し予ひずみの疲労累積係数で整理した結果を図 5 及び図 6 に示す。オーステナイト系ステンレス鋼（SUS316NG）は疲労累積係数の増大とともに、引張強度が約 1.3 倍に上昇、真破断延性が約 0.85 倍に低下することが分った。一方、低合金鋼（SFVQ1A）はほとんど変化が認められなかった。

4. まとめ

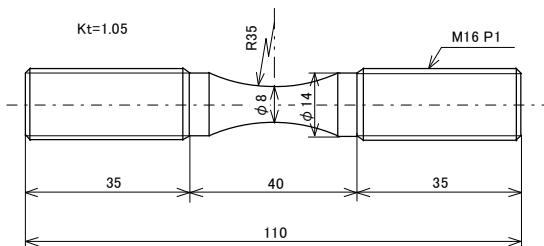
静的強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響を検討した結果、以下のことが分った。

- (1) オーステナイト系ステンレス鋼（SUS316NG）は、繰返し予ひずみの疲労累積係数の増大とともに、引張強度が上昇、真破断延性が低下することが分った。しかし、引張強度は約 1.3 倍、真破断延性は約 0.85 倍の変化であり、構造強度上での有意な変化は認められなかった。
- (2) 低合金鋼（SFVQ1A）は、引張強度、真破断延性に及ぼす繰返し予ひずみの影響は、ほとんど認められなかった。
- (3) 飯田らが行った炭素鋼の試験結果⁽¹⁾と同様に、オーステナイト系ステンレス鋼、低合金鋼において、真破断延性に対する予ひずみが $\varepsilon_{pre}/\varepsilon_f \leq 0.1$ 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。

参考文献

- (1) 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.

6. 2 静的強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響



(a) 試験片形状

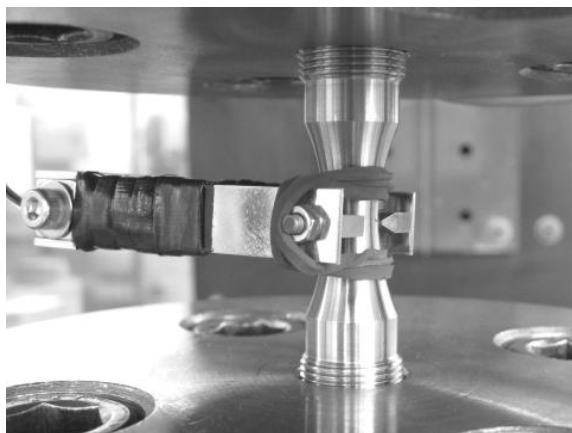


(b) 試験片の外観

図 1 砂時計型引張試験片形状⁽¹⁾



(a) 試験装置の外観



(b) 試験片及び直径変位計装着状況

図 2 試験に用いた油圧サーボ疲労試験機（容量 100kN）

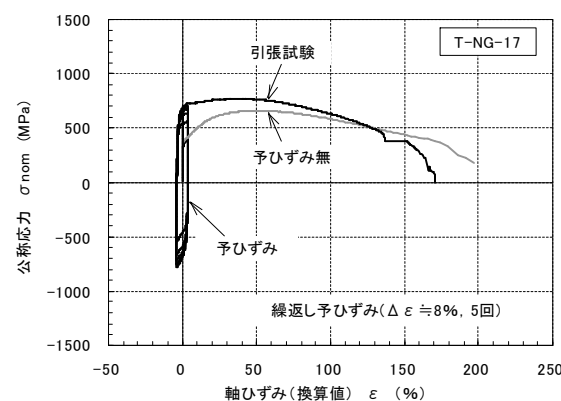


図 3 応力-ひずみ曲線（SUS316NG）

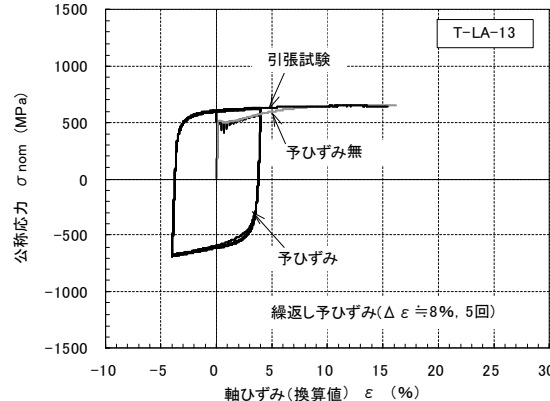
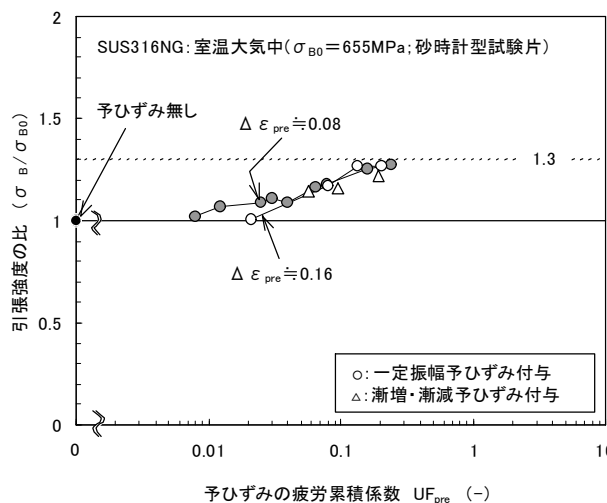
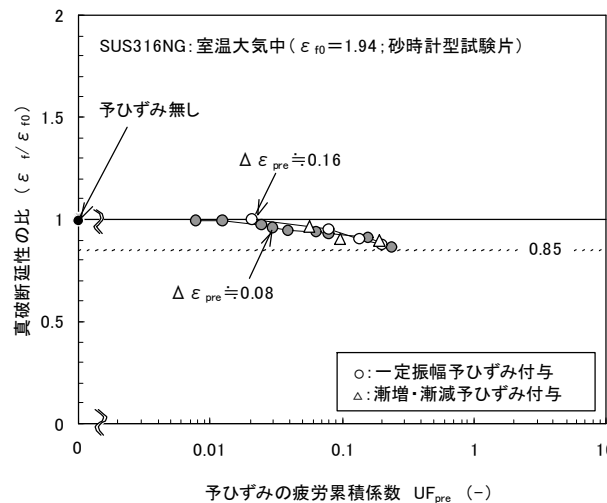


図 4 応力-ひずみ曲線（SFVQ1A）

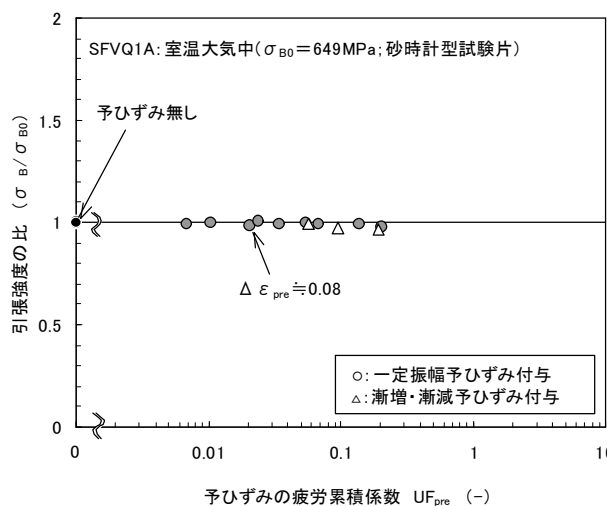


(a) 引張強度と予ひずみの疲労累積係数の関係

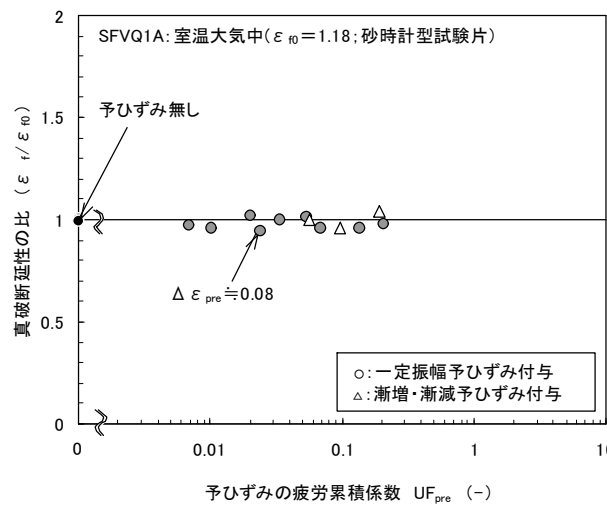


(b) 真破断延性と予ひずみの疲労累積係数の関係

図 5 静的強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響（SUS316NG）



(a) 引張強度と予ひずみの疲労累積係数の関係



(b) 真破断延性と予ひずみの疲労累積係数の関係

図 6 静的強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響（SFVQ1A）

6. 3 疲労強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響

1. はじめに

地震荷重を受けた機器の健全性を評価するために、疲労強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響を検討する。

2. 試験方法

(1) 供試材及び試験片

供試材はオーステナイト系ステンレス鋼 (SUS316NG)、低合金鋼 (SFVQ1A)とした。試験片は試験部直径 8 mm の砂時計型試験片 (応力集中率 $K_t=1.05$)^①を採用した。試験片形状を図 1 に示す。

(2) 試験方法

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(油圧サーボ疲労試験機:容量 100kN)を図 2 に示す。試験は変位制御で行い、ロードセル (L/C) によって荷重を、変位計によって試験片直径を測定した。

繰返し予ひずみは、繰返し数をパラメータとした一定振幅 (8, 4, 2%)とブロック数をパラメータとした漸増・漸減振幅 (最大 4%)として試験片に付与した。

3. 試験結果

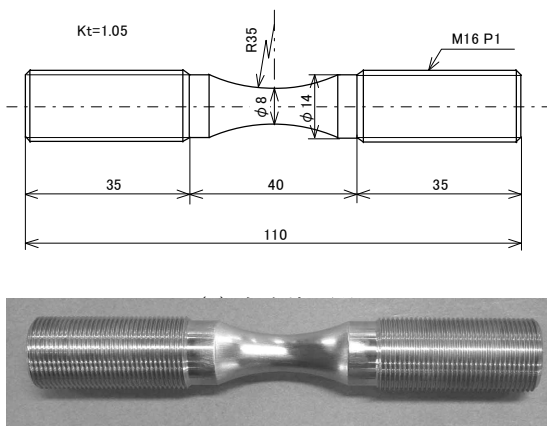
疲労試験の結果の例を図 3 及び図 4 に示す。図 3,4 にはそれぞれ Manson の予測式、設計疲労曲線をあわせて示す。オーステナイト系ステンレス鋼(SUS316NG)、低合金鋼(SFVQ1A)ともに予ひずみ無し材の疲労強度 (●)は Manson の予測式にほぼ一致する。

繰返し予ひずみ付与後の低サイクル疲労試験結果も合わせて示す。図中の+印が繰返し予ひずみの条件を、○印が一定振幅繰返し予ひずみ付与後、△印が漸増・漸減振幅繰返し予ひずみ付与後の疲労寿命を示す。本試験においてもオーステナイト系ステンレス鋼、低合金の疲労試験結果は共に、繰返し予ひずみ付与後の設計疲労曲線に対し、十分な寿命裕度が確保されていることが分かった。

4. まとめ

疲労強度に及ぼす繰返し予ひずみの影響を検討した結果、以下のことが分った。

- (1) 本試験条件において疲労寿命に及ぼす繰返し予ひずみの影響は小さいことが分った。
- (2) オーステナイト系ステンレス鋼(SUS316NG)、低合金鋼(SFVQ1A)共に設計疲労曲線に対し、十分な寿命裕度が確保されていることが確認された。

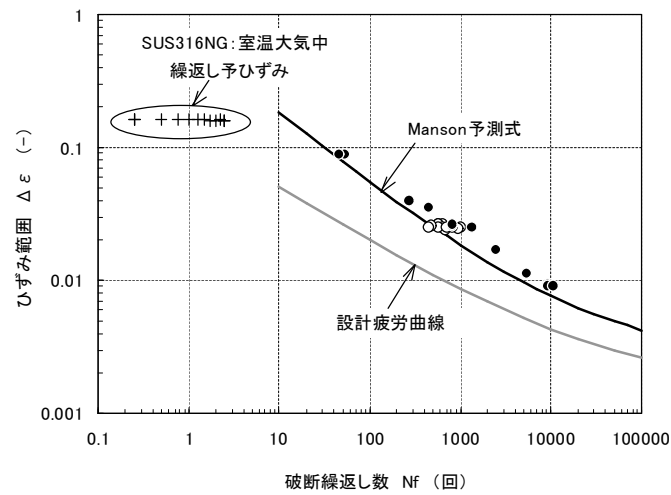


(b) 試験片の外観

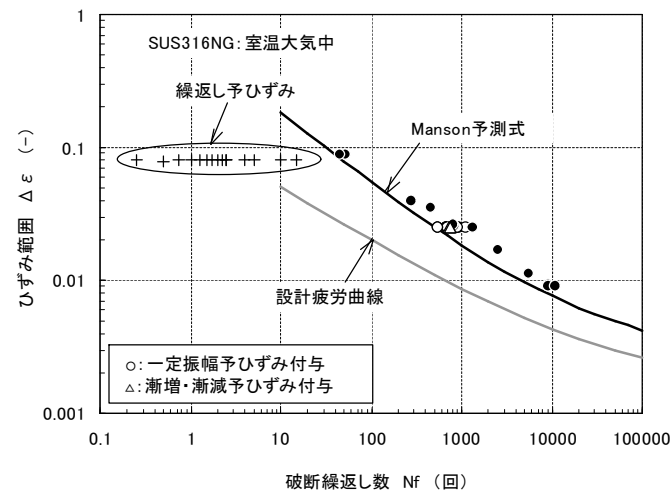
図 1 砂時計型引張試験片形状



図 2 試験に用いた油圧サーボ疲労試験機 (容量 100kN)

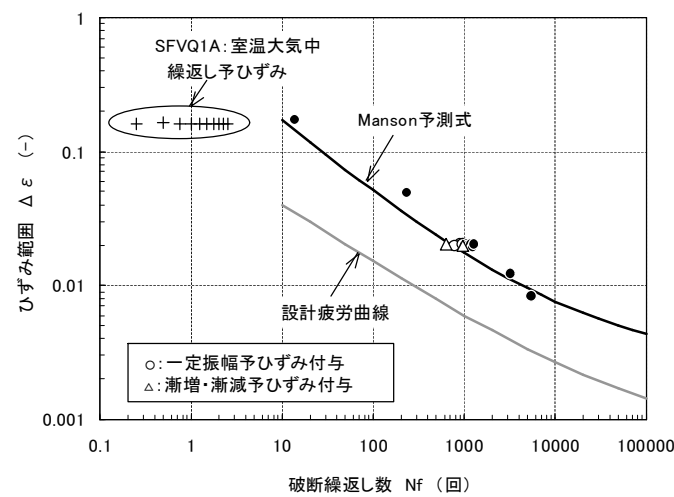


(a) 繰返し予ひずみ $\Delta \varepsilon_{pre}=16\%$ 付与

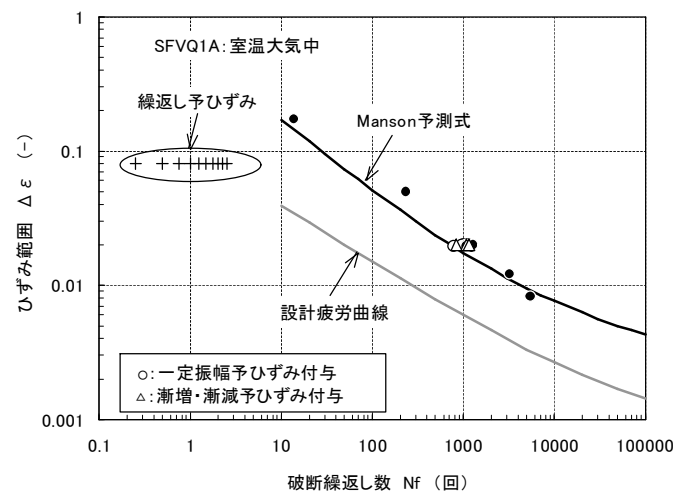


(b) 繰返し予ひずみ $\Delta \varepsilon_{pre}=8\%$ 付与

図 3 繰返し予ひずみ付与後の低サイクル疲労試験結果 (SUS316NG)



(a) 繰返し予ひずみ $\Delta \varepsilon_{pre}=16\%$ 付与



(b) 繰返し予ひずみ $\Delta \varepsilon_{pre}=8\%$ 付与

図 4 繰返し予ひずみ付与後の低サイクル疲労試験結果 (SFVQ1A)

6. 4 疲労寿命に及ぼす一方向累積ひずみの影響

1. はじめに

地震荷重を受けた機器の健全性を評価するために、疲労寿命に及ぼす一方向累積ひずみの影響について検討する。

2. 試験方法

(1) 供試材及び試験片

供試材はオーステナイト系ステンレス鋼(SUS316L)とする。試験片は試験部直径 10 mm の砂時計型試験片を採用する。試験片形状を図 1 に示す。

(2) 試験方法

一方向累積ひずみ疲労試験に用いた試験機(油圧サーボ疲労試験機:容量 100kN)を図 2 に示す。試験は径ひずみ制御で実施し、室温で図3に示すように一定の割合で平均ひずみを引張側一方向に与えながら一定振幅の繰返しひずみを重畳させる。ひずみ振幅(ε_a)および平均ひずみ増分($d\varepsilon_m/dN$)を試験パラメータとする。図4に実測したひずみ波形の例を示す。

3. 試験結果

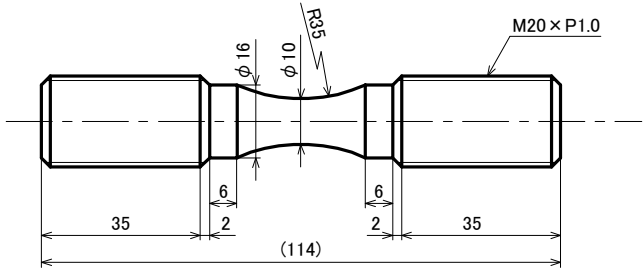
図5(a)に累積疲労損傷と一方向累積ひずみの関係を示す。試験機関Aで実施したひずみ振幅 $\varepsilon_a=2.4\%$ の試験では一方向累積ひずみ ε_f' が 20%程度まで、また、 $\varepsilon_a=1.9\%$ の試験では $\varepsilon_f'=30\%$ 程度までは疲労寿命の明瞭な低下は認められない。 $\varepsilon_a=1.0\%$ では $\varepsilon_f'=20\%$ 程度で疲労寿命が僅かに低下している。また、試験機関Bで実施した $\varepsilon_a=1.25\%$ における試験結果も同様な傾向を示している。

図5(b)に延性消耗量 D_d と累積疲労損傷 D_f の関係を示す。本研究では D_d の小さい領域での試験データを取得することを目標としたため、全体的な傾向は把握できないが、 D_d の D_f の関係は線形損傷則に近いようである。

図6に繰返し加工硬化挙動の例を示す。完全両振り条件下では繰返しの初期に大きな加工硬化を生じるが、 $N=40$ 回以降は応力振幅がほとんど一定となっている。一方向累積ひずみ付与条件下では繰返しの初期に大きな加工硬化を生じ、その後も寿命末期まで僅かずつ硬化を続けるが、初期の硬化と比較すると後続の硬化の程度は非常に小さい。

4. まとめ

一方向に平均ひずみを漸増させた疲労試験の結果、SUS316L 材は室温において一方向累積ひずみが 10%程度までは疲労寿命の低下がほとんどないことが明らかになった。また、一方向累積ひずみが 20%程度であっても、累積疲労損傷係数は繰返し予ひずみ疲労試験により得られている変動の範囲内にいることがわかった。



(a) 試験片形状

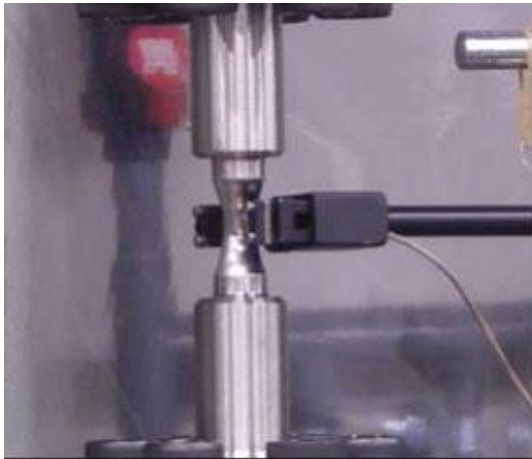


(b) 試験片の外観

図 1 砂時計型疲労試験片形状



(a) 試験装置の外観



(b) 試験片及び径ひずみ計装着状況

図 2 試験に用いた油圧サーボ疲労試験機(容量 100kN)

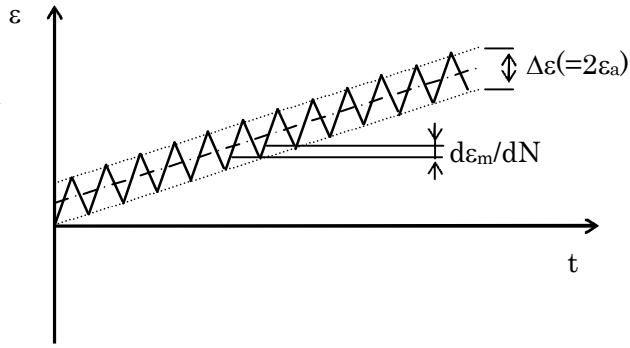


図 3 試験のひずみ波形

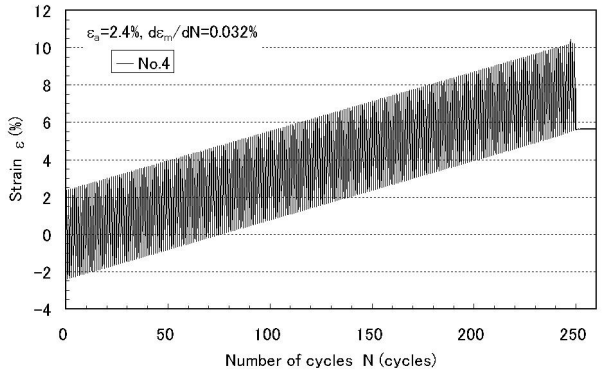
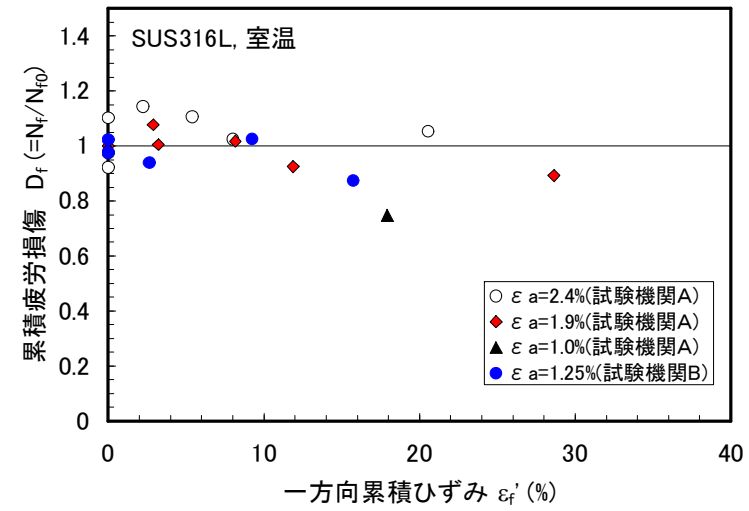
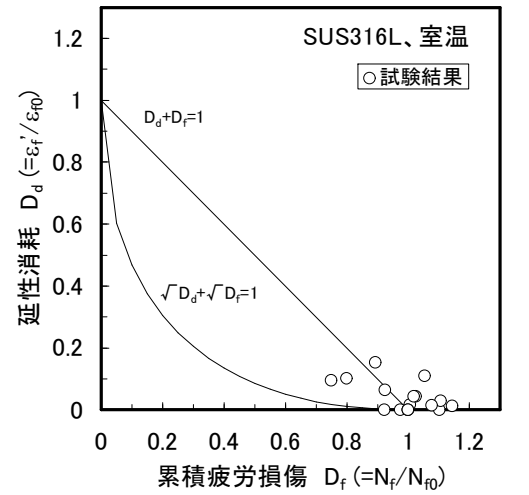


図 4 実測したひずみ波形の例

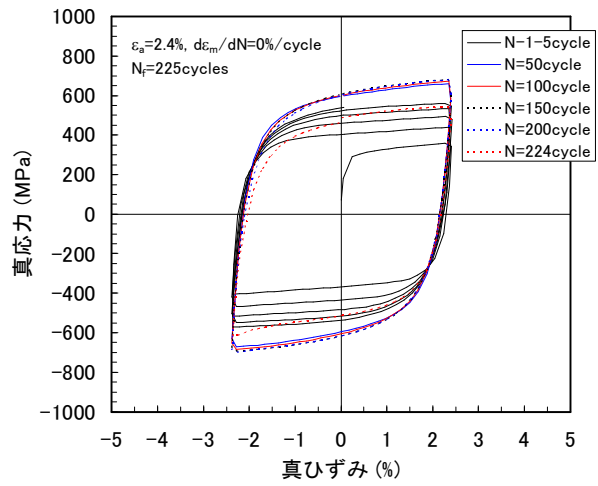


(a) 累積疲労損傷に及ぼす一方向累積ひずみの影響

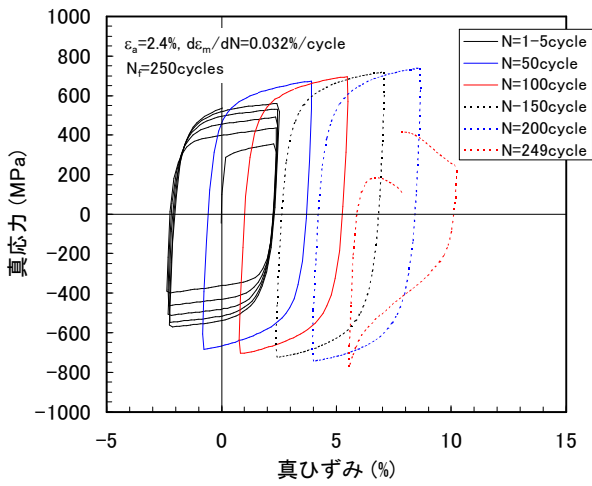


(b) 延性消耗と累積疲労損傷の関係

図 5 疲労寿命に及ぼす一方向累積ひずみの影響(SUS316L)



(a) 一方向累積ひずみなし($d\varepsilon_m/dN=0\%/cycle$)



(b) 一方向累積ひずみあり($d\varepsilon_m/dN=0.03\%/cycle$)

図 6 繰返し加工硬化挙動の例(SUS316L, $\varepsilon_a=2.4\%$)

7. 高経年化関連

7.1 考慮すべき経年化事象

表 7-1 に健全性評価の際に考慮すべき可能性がある経年化事象を示す。表に示す事象のうち、材料特性の変化を除くと、いずれも荷重を担う機器の断面積を減少させる可能性がある。したがって、これらの影響が有意である場合、健全性を評価するには断面積減少を考慮した評価（応力の割増し等）を行う必要がある。また、き裂については、破壊力学的な評価も併せて必要となる。評価方法は、維持・管理に関する規格（JSME S NA1-2004）に記載されている。

以上の評価は、いずれも機器に生じている負荷の大きさ（応力、ひずみ、交番荷重のくり返し数、破壊力学パラメータ等）を、機器材料の特性に基づく許容値と比較することにより行う。許容値は建設・設計に関する規格、維持・管理に関する規格を参照して設定することが妥当と思われるが、経年化により許容値の根拠となっている材料特性（ S_y , S_u , 疲労寿命, K_{Ic} 等）が変わる可能性がある場合には、材料データの補充や既存の知見を参考に妥当な許容値を設定することとする。

表 7-1 機器の健全性評価の際に併せて考慮すべき可能性がある事象

健全性評価の際に考慮すべき事象			損傷への影響
大分類	中分類	小分類	
材料特性の変化	地震荷重がもたらした塑性ひずみ硬化による材料特性の変化	延性低下した材料の不安定破壊, 脆性破壊	許容値の変化
		疲労強度の変化	
		強度 (S_u , S_y) の変化	
		溶接継手の強度特性変化	
	中性子照射や放射性環境による材料特性の変化	照射硬化, 水素脆化, 脆性破壊	
		疲労強度の変化	
		強度 (S_u , S_y) の変化	
	熱時効による材料特性の変化	照射偏析, 鋭敏化	
		延性低下した材料の不安定破壊, 脆性破壊	
		疲労強度の変化	
		強度 (S_u , S_y) の変化	
		溶接継手の強度変化	
き裂	力学因子と環境因子の重畳によるき裂	S C C	<ul style="list-style-type: none"> 断面積の減少 不安定破壊の可能性 (損傷モードの追加)
		腐食疲労	
	力学因子によるき裂	疲労	
	応力分布の変化 (塑性による応力再配分)	溶接残留応力分布の変化	
		予防保全施工による残留応力分布の変化	
減肉	施工不良等によるき裂	溶接欠陥	<ul style="list-style-type: none"> 断面積の減少 固有値の変化 (減肉が著しい場合) 漏えい
	全面腐食		
	局所腐食	孔食	
		隙間腐食	
	FAC		
	エロージョン		
	過大な変形に伴う薄肉化		

8. その他

8. 1 タンクの座屈解析

新潟県中越沖地震後の設備点検において、これまでに耐震 A、As クラスの機器には外見上の損傷は認められていない。一方、耐震 C クラスであるろ過水タンク、純水タンクの一部には座屈等損傷が観測された。座屈や崩壊等、外見から容易に識別しうるほど大規模な変形を伴った構造物の損傷現象を評価・検討することは、当該事象の再発防止のみならず、発電用原子力設備の構造強度評価技術に関する知見の拡充という意義においても重要性が高い。以上の観点に基づき、ろ過水タンクの座屈に関する調査検討を行った。

3 次元の動的解析の結果、最大加速度が負荷された直後に、急激に変位が増加し、象脚座屈が生じたことが確認された。引き続き、耐震 As クラス相当で設計された軽油タンクについても解析を実施し、比較検討を行う。

9. まとめ

2007 年 7 月 16 日に発生した中越沖地震により設計時に想定された加速度を上回る地震動を受けた原子炉機器の健全性評価に関する検討を実施した。これまでの主たる検討結果を以下に示す。

9. 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。

9. 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「将来発生の可能性の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_ASおよびⅣ_AS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_ASおよびⅣ_ASと同等の国内外の基準を準用することとした。

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」、「将来発生の可能性の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。

9. 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。

9. 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予定である。

9. 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。

9. 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。

9. 7 今後の検討事項

本報告書は委員会のこれまでの検討結果を中間報告としてまとめたものであり、本委員会では、中越沖地震の影響評価について、今後も検討を継続する。また継続にあたり、新たに下記の観点からの検討を追加することとする。

① 新評価基準

本報告書では、最新の知見を反映した国内外の規格を準用できることとしたが、これらの規格の基になったデータや考え方を精査し、健全性評価あるいは安全性評価のための新たな基準の作成について検討する。

② 配管減衰定数

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601」の改訂版において、配管の減衰定数に関する最新の知見が採用される予定であり、また柏崎刈羽原子力発電所の機器の地震応答解析でもその値が採用されている。これらの値は、実験によって得られた知見を基に決定されているが、配管によっては減衰定数として非常に大きな保守性を有する値が採用されている。そのため、減衰定数に起因する裕度などを検討する。

③ 原子炉本体基礎応答解析の合理化

建屋解析モデルの非線形化に伴い、機器側コンクリート構造物も建屋にあわせた非線形解析の適用について検討する必要がある。そこで既往の研究で実験結果が得られている原子炉本体基礎部への非線形解析の適用について検討する。

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会 委員名簿

(平成19年度, 順不同, 敬称略)

	氏名(敬称略)	所 属
主査	野本 敏治	東京大学 名誉教授
委員	安藤 柱	横浜国立大学
委員	大岡 紀一	(社)日本溶接協会
委員	小川 武史	青山学院大学
委員	笠原 直人	(独)日本原子力研究開発機構
委員	鹿島 光一	(財)電力中央研究所 (H20年1月まで)
委員	三浦 直樹	(財)電力中央研究所 (H20年2月以降)
委員	古村 一朗	(財)発電設備技術検査協会
委員	小茂島 潤	慶応義塾大学
委員	澤 俊行	広島大学
委員	鈴木 浩平	首都大学東京 名誉教授
委員(幹事)	鈴木 俊一	東京電力(株) 技術開発研究所
委員	高木 敏行	東北大学
委員	中曽根 祐司	東京理科大学
委員	西口 磯春	神奈川工科大学
委員	望月 正人	大阪大学
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
常時参加者	小林 敏行	北海道電力(株) 原子力部
常時参加者	平川 知司	東北電力(株) 原子力部
常時参加者	設楽 親	東京電力(株) 原子力品質・安全部
常時参加者	石沢 順一	東京電力(株) 原子力設備管理部
常時参加者	高木 愛夫	東京電力(株) 技術開発研究所
常時参加者	肥田 茂	中部電力(株) 原子力部
常時参加者	山崎 達広	北陸電力(株) 土木部
常時参加者	中村 隆夫	関西電力(株) 原子燃料サイクル室
常時参加者	溝部 日出夫	中国電力(株) 電源事業本部
常時参加者	高木 敏光	四国電力(株) 原子力部
常時参加者	財津 哲也	九州電力(株) 原子力建設部

常時参加者	植田 正弘	日本原子力発電(株) 発電管理室
常時参加者	岩田 吉左	電源開発(株) 原子力事業部
常時参加者	斉藤 利之	(株)東芝 電力システム社 原子力事業部
常時参加者	菅野 智	日立GEニュークリア・エナジー(株)
常時参加者	吉賀 直樹	三菱重工(株) 原子力技術センター
常時参加者	本郷 智	(株) I H I 原子力事業部
常時参加者	本谷 浩二	バブコック日立(株) 原子力設計部
常時参加者	竹山 弘恭	電気事業連合会 原子力部
常時参加者	浦部 吉雄	日本原子力技術協会
常時参加者	堀水 靖	日本原子力技術協会
事務局	関 弘明	日本原子力技術協会

委員会、WG の開催実績

- 第1回 中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会（平成19年 9月26日）
- 第2回 中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会（平成19年10月31日）
- 第3回 中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会（平成19年11月26日）
- 第4回 中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会（平成20年 1月23日）
- 第5回 中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会（平成20年 2月18日）
- 第6回 中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会（平成20年 3月24日）

- 第1回 検査WG（平成19年11月 9日）
- 第2回 検査WG（平成19年12月19日）
- 第3回 検査WG（平成20年 2月 6日）
- 第4回 検査WG（平成20年 3月14日）
- 第5回 検査WG（平成20年 3月17日）

- 第1回 評価基準WG（平成19年11月19日）
- 第2回 評価基準WG（平成19年12月25日）
- 第3回 評価基準WG（平成20年 1月21日）

- 第1回 疲労・材料試験WG（平成19年12月20日）
- 第2回 疲労・材料試験WG（平成20年 1月10日）
- 第3回 疲労・材料試験WG（平成20年 1月21日）
- 第4回 疲労・材料試験WG（平成20年 2月28日）
- 第5回 疲労・材料試験WG（平成20年 3月17日）

- 第1回 動的評価WG（平成20年 1月16日）

- 第1回 締結部材評価WG（平成19年11月09日）
- 第2回 締結部材評価WG（平成20年 3月18日）

- 第1回 高経年化WG（平成20年 1月16日）

報告書の責任範囲

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

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

中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価 中間報告 平成 20 年 4 月

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

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