

平成19年度，平成20年度

中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会

活動報告書

平成20年6月

社団法人 日本機械学会

動力エネルギーシステム部門

中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会

目 次

全体概要	
1 . 本研究分科会の進め方及び情報発信	1
2 . 活動概要	2
3 . 提言	7
4 . 委員名簿及び開催実績	9
研究結果	
1 . 本研究分科会の進め方及び情報発信	11
2 . 現地調査	17
3 . 余裕の考え方	28
4 . 地震荷重の特徴	38
5 . 重要度分類	53
6 . グッドプラクティスの収集と評価	58
7 . 報道と広報のあり方	67
8 . 技術課題の抽出とロードマップ策定	81

全体概要

1．本研究分科会の進め方及び情報発信

平成 19 年 7 月 16 日に発生した新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被害とプラントの状況について、東京電力や原子力安全・保安院等から公開されている情報を元に、技術的な立場から中立的な評価をすると共に、分かり易い形で情報提供をすることを目的として、日本機械学会 動力エネルギーシステム部門に「中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会」を設置した。

本研究分科会では、先ず公開情報を評価・検討し、柏崎刈羽原子力発電所の各ユニットにおいて、原子力安全の基本である「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」機能が、地震及びその後の原子炉冷却段階で達成されていたことの確認をすることとし、その後現地調査の実施した上で、下記に示す項目に対して今後考慮すべき教訓の検討をする形で進めることとした。

- ・ 余裕の考え方
- ・ 地震荷重の特徴
- ・ 重要度分類
- ・ グッドプラクティスの収集と評価
- ・ 報道と広報のあり方
- ・ 技術課題の抽出とロードマップ策定

これら検討結果は、動力エネルギーシステム部門のホームページ等を活用し分かり易い形で公表することとした。実績を以下に示す。

- ・平成 19 年 9 月 7 日：各プラントが安全に停止したことを第 1 報として、動力エネルギーシステム部門のホームページに掲載（ 1．項 添付 - 1 に示す）
- ・平成 20 年 5 月 1 日：現地調査結果及び研究分科会の活動状況を動力エネルギーシステム部門ニュースレターに掲載（ 1．項 添付 - 2 に示す）

2．項に現地調査及び各検討項目についての検討結果の概要を示す。

2．活動概要

2．1 現地調査

東京電力による復旧作業が進められ、さらに詳細な調査のための原子炉開放に向けた作業が正に始まる状況において、平成 19 年 10 月 6 日当研究分科会は技術的に中立の立場から評価を行うため総勢 18 名にて現地調査を実施した。

主な調査場所は、屋外（荒浜側ヤード：3号機所内変圧器火災現場、1号機軽油タンク周り、消火配管損傷箇所、2号機主変圧器）、3号機管理区域（原子炉建屋オペフロ、原子炉格納容器内、非常用炉心冷却系設備、タービンオペフロ）および6 / 7号機（中央制御室ギャラリー、ろ過水タンク（屋外））である。

今回の現地調査により得られた主な事実関係は以下の通りである。

今回の調査対象機器、設備を目視点検した範囲においては、損傷は耐震クラスの低いものに限定されている。耐震重要度分類に基づく耐震設計がなされていることを改めて裏付けている。

現状において、「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能が維持されている。

目視調査では、明確な損傷、機能不能がない限り評価に限界があり、引き続き、地震時に加わったと推定される荷重を適切に評価し、機器の状態を解明することが必要である。

現地調査で得られた結果について設計、機能、考え方（社会的ソフトを含む）等の観点から検討・評価を行い本報告書では各項において

余裕の考え方、地震荷重の特徴、重要度分類、グッドプラクティスの収集と評価、報道と広報のあり方、技術課題の抽出とロードマップ策定として研究成果を取り纏めている。

2．2 余裕の考え方

（1）背景

近年、原子力構造物を始めとして、機械構造物の安全裕度の考え方に関して、関心が高まっている。例えば、柏崎・刈羽原子力発電プラントのように、地震時に許容値を越えた場合の、その後の取り扱いや、維持規格の導入に伴う設計と維持の段階での余裕の考え方の区別などが代表的なものである。また、原子力分野での一つの流れとして、リスク情報活用の導入が模索されているが、この場合には確率論の導入がはかれることになり、当然のことながら余裕の考え方とも関連してくる。

わが国では機械工学の分野では、余裕に関する取扱いは、基本的には決定論的安全率によっており、この方式を継続していたのでは、上記のような問題点を解決できない。今後は、機械工学の分野でも荷重・耐力係数設計法(LRFD設計法)のような考え方の導入が重要であると考えられる。

（2）決定論的安全率の問題点

本来、設計においては、設計者の意図する性能が明確であり、その性能は物理状態と直接対応しているべきものである。安全裕度についても、その物理状態を考慮に入れた上で、合理的に決定するものである。ところが、現行の安全率に基づく機械設計では、このような理想形とはかけ

離れたものになっており，その結果，最新の技術開発成果を柔軟に設計の中に取り込むことが困難，積極的によりよい設計をしようとする設計者のインセンティブを与えにくい，全体として不合理に高い安全裕度が設定されがち，などの弊害が生まれてくる．ただし，手順が簡単であるという点では利点があり，規制する側もチェックが容易である，などの利点を生む．従って，重要度の低いものは旧来の決定論的安全率に基づく簡易手法を採用し，より重要度の高いものについては確率論的手法を採用するなどの使い分けが必要になろう．その際にも，設計者には極端に多い労力を課さないようにする工夫が必要である．

(3) 荷重・耐力係数設計法の考え方

土木・建築の分野では比較的早い時期から，このような問題点が認識され，信頼性設計の考え方が導入された．例えば1956年にFreudenthalがリスクベース設計の基礎を築いて以後，限界状態関数法としてより厳密な取り扱いがされ，一般化されている．

この考え方が進歩したものがLRFD設計法で，欧米では広く普及している．この考え方の基本にあるのは，個々の設計パラメータの不確定性を考慮に入れた上で，安全裕度を定量的に表現することを目的とすることである．つまり，決定論的考え方のように，安全か危険か，というような二値の考え方ではなく，どの程度，という尺度が入ることが重要である．この結果，機器に対して特定された損傷モードに対して，破損の起き易さを評価することが可能となる．その評価プロセスには信頼性工学を活用するが，あまり高度の信頼性工学的知識がなくても，比較的簡単な手続きで評価する手順が求められる．これが，LRFD設計法である．

純粹に信頼性工学により，安全裕度を評価するには，いくつかの困難な点が存在する．まず，重要な評価項目である破損確率のオーダーは一般に 10^{-6} 以下であるが，このレベルの評価を精度よく行うためには，近似信頼性理論の活用や，モンテカルロ法の活用など，多くの工夫が求められる．また，設計パラメータのバラツキは，多くのケースで厳密に求まっていないことが多く，変動係数(COV)程度の情報から簡易に評価する手順が実用上は求められる．LRFD設計法では，システム全体としての目標信頼性を設定した上で，これを実現するための各設計パラメータの部分安全係数を評価する手順を合理的に定式化している．

(4) 設計水準に応じた破損確率評価

LRFD設計法は，簡易手法であるとはいえ，旧来の決定論的安全率による方法に比べれば手続きは煩雑となるので，あらゆるものにこの方法を適用することは，かえって混乱を起こす可能性がある．従って，LRFD設計法の導入にあたっては，導入が有効である領域を特定し，それ以外の部分については旧来の手法を残すことも考えるべきであろう．このような設計水準に応じた使い分けは，欧米でも導入されており，例えばCEN/TC54ヨーロッパ標準化委員会においては，圧力容器について安全係数について次のような考え方が採用されている．

つまり，圧力が低い機器については，損傷時の被害も大きくなることから，公式による簡易設計とし，必然的に安全係数は高めの値となる．また，その係数は，経験的に与えてもよいこととする．一方，圧力が高い機器については，損傷時の被害が甚大になることから，解析による設計を採用し，信頼性設計をベースとして，可能な限り合理性を追求する．

(5) 部分安全係数の考え方

旧来の決定論的安全率では，材料強度にのみ安全率を設定するのに対して，LRFD設計では，強

度以外にも荷重，その他の係数にも安全係数を設定する．この結果，目標信頼性に対する自由度が生まれ，設計が合理化される．さらに，その安全係数は，旧来のように経験的に与えるのではなく，信頼性工学に基づいて導出される．

しかし，これをわが国に導入するにあたっては，いくつかの困難な点がある．荷重や強度に対するバラツキデータ(COV データ)が組織的に集められていないこと，安全係数を強度のみに与えるわけではないので，これまでのように材料規格を独立に作ることはできなくなる事，機械構造物に対応した限界状態関数の策定が必要になること，などである．

(6) 設計と維持の分離

維持規格の導入により，検査時に検出された欠陥に対して，評価が行われ，場合によっては許容できる欠陥の存在を認めることになる．この結果，直ちに補修・取替えをすることが必要なくなり，次回の定期検査に処置を回すことが可能となるので，メンテナンスの合理化が実現できる．設計段階では，未知の情報に基づいて設計する部分もあり，そのような場合には，予測に基づく設計が行われる．不確定な要素が大きければ，当然のことながら設定する安全率は大き目となる．一方，供用段階では，実際の検査に基づいて，設計での予測に対する確認が行われる．

従って，設計における安全率と維持の段階での安全率は，意味が異なり，使い分けが必要である．このような区分はわが国では必ずしも明確ではなく，今後の改善が求められる．

2.3 地震荷重の特徴

本章では，原子力発電所建屋および機器に作用した荷重(地震力)について検討を行った．初めに被害調査報告のレビューを行い，発電所建屋の設計用地震力に関する情報を収集した．原子炉建屋は重要度係数が考慮され，一般建築物の3倍の地震力で設計されている．さらに建設地が軟岩サイトであり埋め込み深さが非常に大きいため，動的相互作用が顕著となり建屋の応答はあまり大きくなりません．よって，動的地震力は静的地震力(設計用地震力)をかなり下回ることになり，建屋の設計用層せん断力(静的地震力)にはかなりの余裕が見込まれていたと考えられる．続いて，地震観測分析記録を用いて，完全弾塑性型1自由度振動系による弾塑性応答スペクトルの分析を行った．その結果，各号機とも最大で2~2.5程度の降伏せん断力係数を有していれば建屋躯体は弾性範囲内に留まるものと推定された．最大変形を降伏変形の2倍まで許容するとほぼ全周期帯域で必要降伏せん断力係数が1.2を下回る．この値は重要度係数3を考慮して設計された構造物としては十分に見込まれる耐力である．以上により，原子炉建屋はこの地震において弾性限耐力以内の地震力が作用したか，あるいはそれを上回る地震力であっても弾性限耐力を少し超える程度であり損傷は僅かであったと結論づけられる．

機器の応答に関しては，機器の振動特性を代表する1自由度弾塑性モデルを用いて，弾性限界を超える領域までの変形を許容した場合の余裕を，応答低減係数 D_s を指標として検討した．完全弾塑性型の復元力特性の場合には，弾性限界を超えた後の応答の増加が大きいために応答低減効果は小さく，弾性限界にある構造の余裕は大きく取れない．この傾向は，機器の固有周期に比べて長周期側の成分を持つパルス波形が支配的な観測波1号機 EW 成分を入力とした場合に顕著に現れる．一般の機器では弾性限界を超えても剛性(耐荷重)が期待できるものが多く，この場合には入力地震動の特性，機器の固有周期によらずに応答低減効果が得られ，ある程度の塑性変形

を許容することで弾性限界にある構造に一定の裕度を認めることができる。よって、今回の観測波に見られるパルス状の地震動によって弾性設計限界以上の応答が生じる入力を受けたとしても、すぐに過大な損傷に至るものではないことを明らかにした。

2.4 重要度分類

中越沖地震では、原子力安全に影響はなかったものの、緊急対策室の扉が開かない、消火水が出ない等想定外の事象が発生し、従来の重要度分類、機器設計、耐震設計等とは別の観点から重要度分類の検討の必要があると考えられたため、次の観点から検討をした。

(1) 緊急時に必要とされるが、原子炉安全上の耐震設計ではAs/Aでないもの(緊急重要度)

緊急重要度の高い設備は、地震等の災害時にも機能が維持されるように考慮されるべきものである。この際、As/Aクラスの機器のように岩盤に固定をする等の必要はないが、機能維持の観点から設計されるべきものである。例えば、緊急時対策室への耐震扉等の考慮、消火系のAs/A設備との接続部のフレキシブル化等が考えられる。

(2) 非安全系でも故障するとプラントの安全に影響するもの(リスク情報の活用)

PSAの結果によれば、給水系等非安全設備ではあるが故障した場合炉心損傷頻度が上昇する設備もあり、このような系統は重要である。安全系、非安全系にかかわらず、故障すると炉心損傷頻度等が大きく増加するものはリスク重要度が高く、それなりの考慮を払う必要がある。例えば、原子炉への給水ポンプは常用系であるがリスク重要度は高く、運転・保守にはより注意が必要である。

(3) 安全に影響はしないが、故障により社会に対する印象が悪くなるもの

今回の中越沖地震では、所内変圧器の火災による黒煙や土捨て場の崩落等が社会に対して悪い印象を与えてしまった。このようにそれが直接安全に影響がなくとも、不安感をかき立てる事象があり、これらを引き起こす可能性のある設備を印象重要度の高いものとした。印象重要度の高いものは、これらの影響を極力小さくする対策を立てる必要がある。例えば、所内変圧器の火災に対しては、早期消火、安全に影響がないことの早期広報等の対策が考えられる。

2.5 グッドプラクティスの収集と評価

中越沖地震により東京電力柏崎刈羽原子力発電所において発生した事象及び様々な対応から得られる教訓から今後の運営管理、設計等に反映すべきグッドプラクティスについて、公開された情報に基づき収集・評価した。

この検討において、次の3点が今後の原子力の安全向上に有益であることのみならず、様々な産業分野においても有効な事例と評価した。これらのグッドプラクティスはその事例が示している事実が重要であることは勿論であるが、これが成立した背景・要因(教育・訓練、安全文化、その組織が持つ風土やルール・制度等、多くの要因が含まれる)をしっかりと纏め、伝え、理解することが重要である。また、原子力産業界だけにとどまらず、広く一般産業において共有化することが重要である。

(1) 運転員(当直員)の適切な対応

教育訓練の重要性を再確認するとともに、安全文化の醸成が重要な視点であることを再認識。

(2) 適切な保全

重要機器を中心に、適切な保全を進める事の有効性を確認。

(3) 不具合などの運転経験の共有

日本原子力技術協会、電気事業連合会等を通して、他の電気事業者に必要な情報の水平展開の実施。国際機関の IAEA も情報の発信・共有を評価。

2.6 広報と報道のあり方

中越沖地震により柏崎刈羽原子力発電所は被災したが、原子炉建屋内重要機器の損傷はほとんど無く、基本的な原子力安全は確保された。しかし、国による「安全宣言」が成されないまま、マスコミが十分な解説無しで変圧器の火災の黒煙やプールのスロッシングの映像等を報道したため、地元住民や国民を不安に陥れ、風評被害を発生させた。一方、仏ルモンド紙は、地震当日「原子炉が大地震にあっても即座に停止し、今も安全に停止している」と冷静な解説を加えて報道している。これらを教訓として広報と報道のあり方に関する提言を行った。

2.7 技術課題の抽出とロードマップ策定

今回の中越沖地震を契機として日本原子力学会では原子力発電所の地震に対する原子力安全の確保に関してロードマップを作成し、原子力安全の観点よりその見解を社会に発信するため、「原子力発電所地震安全特別専門委員会」を設置した。

日本原子力学会と協力して、この特別専門委員会と当研究分科会の下に設置した「中越沖地震対応構造 WG」において原子力発電所の機器等の地震安全に関する課題を検討評価し、日本原子力学会との協働の成果として地震時の安全裕度の定量化、プラントデータ採取、地震動指標の検討など 11 項目を抽出し、研究・開発のロードマップを策定した。

3. 提言

本研究分科会では、まず公開情報を評価・検討し、同発電所の各ユニットにおいて、原子力安全の基本である「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」機能が、地震及びその後の原子炉冷却段階で達成されていたことの確認をした。さらに10月6日に東京電力殿のご協力を得て実施した現地調査の結果を踏まえ、研究成果に示す項目について検討評価を行い、取り纏めた成果について下記の通り提言するものである。

3.1 余裕の考え方

重要度のレベルにより、決定論的手法や、もしくは荷重・耐力係数設計法のような確率論的手法を使い分けるなどの、柔軟的な対応が必要である。

設計における安全率と維持の段階での安全率は、意味が異なり使い分けの明確化が必要である。

実験データに基づく減衰率の適用など、適正な減衰率の採用への見直しを行う事が必要である。

3.2 地震荷重の特徴

現行の設計条件を超える荷重（地震荷重）に対する取り組みの一つとして、安全裕度、地震耐力との関連を明確にしつつ、許容状態と地震荷重の評価精度を向上させていくことが必要である。

3.3 重要度分類

原子力発電所施設の設計や運用の検討において、次の観点の重要度を考慮することを提言する。

原子炉安全上の耐震設計では S (旧 As/A) クラスでないが、緊急時に必要とされるもの（緊急度を考慮した重要度）

非安全系でも故障するとプラントの安全に影響するもの（リスク情報を考慮した重要度）

安全に影響はしないが、故障により社会に対する印象が悪くなるもの（印象を考慮した重要度）

3.4 グッドプラクティスの収集と評価

今回抽出したグッドプラクティスが成立した背景・要因（教育・訓練、安全文化、その組織が持つ風土やルール・制度等、多くの要因が含まれる）をしっかりと纏め、伝え、理解すること、また、原子力産業界だけにとどまらず、広く一般産業において共有化することが重要である。

3.5 広報と報道のあり方

地震被災時やトラブル時などの原子力発電所に関する「広報と報道」に対して以下の提言を行う。

- (1) 原子力の緊急時広報を行う国の責任者をあらかじめ決定しておき、重要事項をタイムリーにリリースする。更に今回の地震災害のように被災状況が大きい場合は記者会見を行う。
- (2) 原子力発電所の地震時被災報道、トラブル時の報道にあたっては、
周辺モニタリングポストの数値とアイコンやマークを用いたわかりやすい表示
原子炉停止や冷温停止達成状況
の2つが重要であり、誤解や風評被害を生じない工夫を行う。
- (3) これらの報道を可能とするマスコミ・記者向けの学会としての定期的交流行事を実施する。
- (4) 放射線や原子力発電所の放射線安全・耐震クラス分けなどの基本的な考え方、基礎知識を地元住民や国民へ理解していただくための啓蒙活動を実施（親子見学会など）する。
- (5) 原子力報道の在り方検討会など、原子力安全委員会や行政と学会との検討会を実施する。
- (6) 初等・中等教育のなかに放射線やエネルギーの基礎教育を加えるためのわかりやすい教材を作成する。
- (7) 広報用テンプレートをあらかじめ用意し、マスコミにも記載項目について解説し、周知しておく。

3.6 技術課題の抽出とロードマップ

耐震設計の高度化や地震後の健全性評価の標準化及び高度化に繋げていくために、産官学が共同して技術課題の克服に当たるべきである。また、学会としての社会的責務を果たしていくため、地震加速度(gal)指標に変わる「影響の指標化(地震動指標の検討)」について策定を推進する必要がある。

3.7 今後の課題

本分科会では、1年間の活動期間で上記提言を取りまとめた。今後、これらの提言について発信を続けていくとともに、学会として取り組む必要性が高い、下記2提言については、重点的に検討を進めていく予定である。

- (1) 原子力広報と報道に関する検討
- (2) 地震の影響指標の検討

4. 委員名簿（平成 20 年 6 月 5 日現在）

中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会 委員名簿

主査	岡本 孝司	（東京大学）	（平成 19 年 8 月～）
副主査	高木 敏行	（東北大学）	（平成 19 年 8 月～）
副主査	奈良林 直	（北海道大学）	（平成 19 年 8 月～）
幹事	小林 正英	（原子力安全基盤機構）	（平成 19 年 8 月～）
	秋月 輝男	（原子力安全基盤機構）	（平成 19 年 8 月～）
	阿部 清治	（原子力安全基盤機構）	（平成 19 年 8 月～）
	有馬 博	（日立製作所）	（平成 19 年 8 月～）
	植木 孝	（東芝）	（平成 20 年 2 月～）
	大西 英俊	（原子力安全基盤機構）	（平成 19 年 8 月～）
	大山 健	（エナジス）	（平成 19 年 8 月～）
	奥田 洋司	（東京大学）	（平成 19 年 8 月～）
	小澤 守	（関西大学）	（平成 19 年 8 月～）
	蟹江 俊仁	（北海道大学）	（平成 19 年 8 月～）
	河合 勝則	（三菱重工業）	（平成 19 年 8 月～）
	河井忠比古	（日本原子力技術協会）	（平成 20 年 6 月～）
	菊地 優	（北海道大学）	（平成 19 年 8 月～）
	酒井 信介	（東京大学）	（平成 19 年 8 月～）
	佐川 涉	（日立 GE ニュークリア・エナジー）	（平成 19 年 8 月～）
	清水 俊一	（東芝）	（平成 19 年 8 月～）
	清水 建男	（東芝）	（平成 19 年 8 月～）
	杉山憲一郎	（北海道大学）	（平成 19 年 8 月～）
	戸田 三朗	（東北大学）	（平成 19 年 8 月～）
	中川 正紀	（日立 GE ニュークリア・エナジー）	（平成 19 年 8 月～）
	中村 晋	（日本大学）	（平成 19 年 8 月～）
	蓮沼 俊勝	（三菱重工業）	（平成 19 年 8 月～）
	濱本 和子	（三菱重工業）	（平成 19 年 8 月～）
	水町 涉	（原子力安全基盤機構）	（平成 19 年 8 月～）
	宮野 廣	（東芝プラントシステム）	（平成 19 年 8 月～）
	森本 俊雄	（JANUS）	（平成 19 年 8 月～）
	吉賀 直樹	（三菱重工業）	（平成 19 年 8 月～）

元委員：笠井 滋 （日本原子力技術協会） （平成 19 年 8 月
～平成 20 年 3 月）

開催実績

- | | | |
|-------|-------|---------------------|
| 第 1 回 | 研究分科会 | (平成 19 年 10 月 2 日) |
| 第 2 回 | 研究分科会 | (平成 19 年 12 月 11 日) |
| 第 3 回 | 研究分科会 | (平成 20 年 2 月 18 日) |
| 第 4 回 | 研究分科会 | (平成 20 年 4 月 11 日) |
| 第 5 回 | 研究分科会 | (平成 20 年 6 月 5 日) |

現地調査 東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所 (平成 19 年 10 月 6 日)

研究結果

1．本研究分科会の進め方及び情報発信

平成 19 年 7 月 16 日に発生した新潟県中越沖地震による柏崎・刈羽原子力発電所の被害とプラントの状況について、東京電力や原子力安全・保安院等から公開されている情報を元に、技術的な立場から中立的な評価をすると共に、分かり易い形で情報提供をすることを目的として、日本機械学会 動力エネルギーシステム部門に「中越沖地震の柏崎・刈羽原子力発電所への影響評価研究分科会」を設置した。

本研究分科会では、先ず公開情報を評価・検討し、柏崎・刈羽原子力発電所の各ユニットにおいて、原子力安全の基本である「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」機能が、地震及びその後の原子炉冷却段階で達成されていたことを平成 19 年 9 月 7 日に日本機械学会動力エネルギーシステム部門のホームページに、第 1 報として発信した。第 1 報を添付資料 - 1 に示す。また、平成 20 年 5 月 1 日に現地調査結果及び研究分科会の活動状況を動力エネルギーシステム部門ニューズレターに掲載した。(添付資料 - 2 に示す)

平成 19 年 10 月 6 日に分科会として柏崎刈羽原子力発電所の現地調査を行い、この現地調査より得られた知見も加えて、今後考慮すべき教訓なについて検討を実施してきた。また、日本原子力学会との協力も実施してきた。

これらの検討結果を以下の各章にまとめて示す。

- 2． 現地調査
- 3． 余裕の考え方
- 4． 地震荷重の特徴
- 5． 重要度分類
- 6． グッドプラクティスの収集と評価
- 7． 報道と広報のあり方
- 8． 技術課題の抽出とロードマップ

平成 19 年 9 月 7 日

中越沖地震における柏崎刈羽原子力発電所の影響について（第 1 報）

日本機械学会 動力エネルギーシステム部門
中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への
影響評価研究分科会

平成 19 年 7 月 16 日に発生した中越沖地震において、多くの皆様が被災されました。お亡くなりになられた方のご冥福を心からお祈りするとともに、怪我や被災をされた方々の一日も早い回復と中越地方の速やかな復興をお祈りしております。

さて、この中越沖地震においては、東京電力 柏崎刈羽原子力発電所も甚大な被害を受けております。日本機械学会 動力エネルギーシステム部門では、本発電所の被害と現状について、公開されている情報を元に、技術的な立場から中立的な評価を行うことを目的として「中越沖地震の柏崎原子力発電所の影響評価研究分科会」を立ち上げました。

経済産業省や IAEA などによる評価が現在進行中ですが、本分科会としては、地震の発電所への影響に関する概略の評価を発表していくことと致しました。技術者集団としての日本機械学会動力エネルギーシステム部門が技術的な立場から、現時点での評価を発信するものです。今後、原子炉内部の状況などが逐次公表される予定ですが、公開情報を元に評価を継続してご報告していきたいと考えております。

1.元とした公開情報

7 月 16 日～23 日 原子力安全・保安院の対応状況（プレス発表）

<http://www.nisa.meti.go.jp/niigata.htm>

8 月 1 日付 東京電力プレス発表

<http://www.tepco.co.jp/cc/press/07080101-j.html>

8 月 10 日付 東京電力プレス発表

<http://www.tepco.co.jp/images/07081001.pdf>

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu07_j/images/070810o.pdf

8 月 21 日～23 日に行った第 1 段階の点検結果（東京電力ホームページで公開）

<http://www.tepco.co.jp/nu/kk-np/chuetsu/k1ronai-j.html>

2.評価の観点

原子力発電所の安全設計においては、今回の地震のような大規模な自然災害が起きた場合にも、原子炉内の核分裂生成物を保持し、環境への放出を防止するような設備が多重に備えられています。

特に、地震や事故時に速やかに原子炉内の核分裂反応を「止める」、炉心を「冷やす」、核分裂生成物を環境に放出しないように「閉じ込める」の3点が根幹です。この3点を達成することで、原子力発電所の安全が確保されます。これらの「止める」「冷やす」「閉じ込める」が達成できていたか、また、これらが継続して維持されているかについて評価を行いました。

3.評価の概要

「止める」

運転中もしくは起動中であった4基については、地震発生直後にスクラム信号により正しく炉停止している事が確認されています。また、停止中であった3基についても、炉停止が継続されています。

「冷やす」

停止中の3基については、水位を適切に維持することができ、冷やすことができます。運転中の4基については、崩壊熱除去系が作動し炉心の冷却は保持されています。また、現時点で、炉心の冷却は継続して為されている事が確認されています。

使用済み燃料プールの水が溢れ出る事象がありましたが、燃料プールの水は、浄化系で燃料棒表面に付着した放射能を含む水垢等を浄化しており、放射能レベルは非常に低いものです。また、使用済み燃料は十分に冷却されており、地震時の揺動で一時的に水位低下がありましたが、その後、適切に水位確保が為されるとともに、現在も保持されている事が確認されています。

「閉じ込める」

地震による、冷却系のバウンダリ損傷は確認されておらず、敷地周辺に設置された事業者および県の放射線モニタには平常時と有為な差はみられませんでした。また、冷却水分析により、燃料棒の損傷は無いと考えられ、現時点では核分裂生成物の燃料棒による閉じ込めも維持されていると判断できます。以上より、放射性物質の閉じ込めは成功していると判断できます。

この後実施された1号機の原子炉内の水中カメラによる調査結果では異常は確認されていません。今後の調査により、詳細な情報が得られることを期待しています。

「放射性物質の漏洩」

一部、炉心の核分裂生成物以外の極微量の放射性物質を含んだ水、及び気体が、海水及び大気中に放出された事象が報告されています。これは、炉心で純水中に含まれる微量な不純物などが中性子などを浴びて二次的に放射能を帯びたものが水蒸気に混入して蒸気タービンのロータのシール部から一時的に逆流したものと等であると報告されていますが、地震直後に速やかに対応がとられ復旧している事が確認されています。また、放出された放射性物質の量は、自然環境中の量に比べて格段に少なく、環境への影響は全く無いと考えられます。例えば、7号機の主排気筒から一時的に放出された放射性物質の量(40 ギガベクレル)は、自然放射線量に換算すれば、人体が1年間に受ける放射線量の1000万分の1であり、十分に無視できるレベルです。(食品に含まれるカリウムや建物のコンクリートや花崗岩などから極微量の放射線(自然放射線)が出ています。今回の漏洩量は、これらの自然放射線量に比べて無視できるほど小さく、影響は全く無いと考えられます。)

「原子力発電所の設計」

原子力発電所の設計は、大きな地震や事故が発生したとしても、一般の方々に過度の放射線被曝を与えない事を目的としてなされてきています。このため、損傷すると放射性物質が放出される可能性のある機器などを重要度 A クラスとして詳細な設計が行われています。原子炉などは、強固な岩盤の上に直接設置され、さらに、地震による振動に対しても十分な余裕を持って損傷しないという方針で設計がなされています。一方、損傷しても放射性物質の放出の危険性にはあまり関与しない機器をBクラス、Cクラスと分類して設計を行っています。言い換えれば、安全上は重要では無い機器は、壊れても、環境への放射性物質放出には影響が少ないと考えて設計がなされています。

今回の地震による被害は、現時点の情報では、Aクラスには無く、Bクラス及びCクラスに集中しており、原子炉の安全重要度という観点からは、おおむね設計通りであると考えられます。しかしながら、原子力発電所の事務本館の被災に伴う災害報告通信の遅れや消防用水配管の損傷など、安全重要度が低い機器であっても、地震時の迅速な報告や人身安全など防災上の重要な機器の破損などが確認されています。重要度分類の考え方について、得られた教訓をベースに再評価するとともに、必要に応じて、機器の重要度を見直したり、防災上の改善を行う事も肝要であると考えています。

また、設計時に想定した加速度よりも大きな加速度が観測された事や、機器や配管の損傷など、数多くの不具合が発生しています。より安全な原子力プラントを構築するためには、これらの不具合の一つ一つを丁寧に吟味し、フィードバックを行うとともに、情報共有を行う事が必要であると考えています。

4. 結論

- 1) 柏崎刈羽原子力発電所は大規模な地震に見舞われましたが、安全の根幹となる「止める」「冷やす」「閉じ込める」の3点は達成され、安全性は保たれたと判断されます。
- 2) 一部、極微量の放射性物質が環境に放出されましたが、その量は無視できるほど小さく環境への影響は全く無いと考えられます。
- 3) 原子炉安全設計の考え方について、得られた事象を評価し、より良い設計に反映していくことが重要であると考えています。
- 4) 数多くの不適合事象は、技術的な観点からフィードバックをかけてより安全なプラントを目指す努力を継続する必要があると考えています。

以上

◇研究分科会活動報告◇

中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響研究分科会

主査：岡本孝司（東京大学）

1. はじめに

平成 19 年 7 月 16 日に発生した中越沖地震において、東京電力柏崎刈羽原子力発電所が甚大な被害を受けました。動力エネルギーシステム部門では、当発電所の被害と現状について、公開されている情報を元に、技術的な立場から中立的な評価を行うことを目的として上記分科会を立ち上げ、検討を進めてきています。

柏崎刈羽発電所に関する検討としては、東京電力で詳細な点検が進められるとともに、解析評価が行われています。また、原子力安全・保安院において検討が進められるとともに、原子力安全委員会等においても評価が行われています。本分科会は、これらの検討とは独立に、機械技術者としての立場で評価を行い、学会会員の皆様に情報を提供していくことを考えています。

2. 現地調査

2007 年 10 月 6 日に分科会として、柏崎刈羽原子力発電所を訪問し、被害の状況を調査しました。まず、東京電力より概要報告を受けた後、3号機を中心に、格納容器内部、原子炉建屋周囲、中央制御室などを調査しました。

格納容器内部の機器やサポートなどには、目視では被害は確認できませんでした。具体的な損傷については、東京電力による点検検査を待つ必要があります。現地調査でも確認された損傷部位は、耐震重要度の低い機器に集中していました。例えば、下記に示す過水タンク（耐震重要度無し）には、教科書どおりの座屈が生じているとともに、基礎ボルトが飛んでいます。しかし、軽油タンク（耐震重要度Aクラス）は、目視では全く損傷が見られず、基礎ボルトもしっかりとしており、耐震設計の妥当性を表わしているとも言えます。以上のような現地調査で得られた結果を下記にまとめます。

- (1) 故障・損傷のほとんどは、システムとシステムの接合部（インターフェイス部）で発生しています。但し、安全重要度が高いシステム同士の場合には、接合部でも故障・損傷はほとんど無く、設計により損傷を防ぐ事ができる事を示していると考えられます。
- (2) 重要度に応じた機器設計の考え方の検証を進める事が重要であると考えます。
- (3) 発電維持・設備維持などを考慮し、B,C クラス機器への対応を検討する事も重要であると考えます。
- (4) 原子力安全に加えて、一般安全の観点からの評価を行う事

も重要と考えられます。

- (5) 安全裕度の考え方を検討することも重要と考えます。
- (6) 緊急対策室が利用できなかった事象の考慮が重要と考えます。
- (7) マスコミ報道や広報対応のあり方を検討することが重要と考えます。

3. 分科会の活動状況

現在、分科会においては、現地調査の結果を受け、下記項目についての評価を進めています。

(1) 荷重の考え方

順次公開される解析結果などを独自の立場で評価する予定です。緊急対策室の扉が開かなかったこと等と合わせてCクラスの構築物に対する対策に繋げ事や、観測波の特徴の一つであるパルス波に対するの評価を考える事も重要と考えています。

(2) 重要度分類

原子力安全の目的のために分類される重要度分類とは別の観点から、事例重要度の分類検討を行う事を検討しています。具体的には、緊急時に必要とされるが、耐震上はAs/Aではないもの、非安全系でも故障するとプラントの安全に影響するもの、安全に影響はしないが故障により社会に対する印象が悪くなるもの、等を検討中です。

(3) 余裕の考え方

地震による影響評価は検査等で評価可能な場所は、検査などで確認すればよいと考えられます。確認できない所に対して設計等を考慮してカバーするやり方もあると考えます。ASME で検討が進められている、リスクや確率を考慮した評価手法についての検討もフォローしていく予定です。

(4) グッドプラクティスの収集と評価

地震時の対応事例は、原子力分野以外のプラントへの展開も含めて機械学会として評価することが重要と考えています。

(5) ハザード

東京電力などの評価結果を中心に検討していく予定です。

(6) 広報

地震後の柏崎刈羽原子力発電所への影響等に対する報道はどのような報道であったのかについて事実に基づいて評価を行い、より良い報道のあり方を検討していく予定です。

今後、第2報、第3報を発信するとともに、6月の動力エネルギーシンポジウム、8月の年次大会などで検討結果を公表していく予定です。是非、学会員の皆様からのフィードバックを期待いたしております。



再循環系ポンプのモーターとスナッパなどのサポート



原子炉圧力容器ベDESTAL固定ボルト



ろ過水タンク(クラス無)



軽油タンク(クラスA)

2. 現地調査

平成19年7月16日に発生した中越沖地震により、東京電力柏崎刈羽原子力発電所は当初設計で想定していた範囲を超える地震動を受けた。

地震後直ちに国による影響評価の検討が開始されるとともに、東京電力による復旧作業が進められ、さらに詳細な調査のための原子炉開放に向けた作業が正に始まる状況において、当研究分科会はこれらの検討評価とは独立に技術的に中立の立場から評価を行う一環として現地調査を実施した。

2.1 現地調査の概要

今回の研究分科会による調査実施概要は以下の通りである。

- (1) 日時 平成19年10月6日
- (2) 調査人員 岡本主査、奈良林副主査以下総勢18名により現地調査を実施。
大学関係：岡本孝司（主査）、奥田洋司、蟹江俊仁、酒井信介、杉山憲一郎、戸田三朗、中村晋、奈良林直（副主査）
JNES：阿部清治、水町渉、小林正英、秋月輝男、JANTI：笠井滋
企業関係：佐川渉、清水俊一、中川正紀、濱本和子、宮野廣
- (3) 調査場所 柏崎刈羽原子力発電所
屋外（荒浜側ヤード） 3号機所内変圧器火災現場、1号機軽油タンク周り、消火配管損傷箇所、2号機主変圧器
3号機管理区域 原子炉建屋オペレーションフロアー、原子炉格納容器内、非常用炉心冷却系設備、タービンオペレーションフロアー
6/7号機 中央制御室ギャラリー、ろ過水タンク（屋外）

2.2 調査状況

今回の現地調査により得られた事実関係について以下の通りとりまとめた。

- (1) 調査結果の全般について
今回の調査対象機器、設備を目視点検した範囲においては、損傷は耐震クラスの低いものに限られている。耐震重要度分類に基づく耐震設計がなされており、その適切さを改めて裏付けている。
現状において、「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能が維持されている。目視調査では、明確な損傷、機能不能がない限り評価に限界があり、引き続き、地震時に加わったと推定される荷重を適切に評価し、機器の状態を解明することが必要である。
- (2) 損傷状況について
強固な基礎に据え付けられた機器に対して、基礎が弱く沈下が生じた場合に接

続部に相対変形が加わり損傷している。

低クラスの機器に損傷が見られる。

- ・主変圧器基礎ボルト破断、ろ過水タンク破損、消火系配管破断、主排気筒ダクトにおける接合部のずれなど、比較的耐震クラスの低い機器に損傷が見られる。なお、耐震Bクラスの主排気筒ダクトにおいて接合部にずれが確認されている。
- ・同じ屋外液体貯槽タンクでも、耐震Aクラス相当の軽油タンクは、耐震要求のないろ過水タンクとは基礎、胴部固定部の構造がまったく異なり、損傷を受けていない。

(3) 損傷状況の細目

地盤沈下の状況・・・基礎杭を打ち込んでいるものは、見た目は沈下がなく、周辺の土地の沈み込みが多く見られ、最大では1m近くになる場所のものもあった。

1号機軽油タンクの基礎ボルトはAsクラス相当での施工であり、基礎コンクリートや周り機器基礎の大きな沈み込みが生じる程の地震動であったにもかかわらず、特にボルトの損傷は全く見られず、健全であったことが確認された。これは、同じようなサイズで耐震要求のない6、7号機地区のろ過水タンクの損傷の大きさと比べ、設計・施工による違いの大きさがよくわかる。

外回りの道路のうねりはすでにかなり補修され、通常の移動には全く支障のない状態となっているが、特に基礎コンクリートと周囲の土地との段差は大きく10cm - 1mと場所により大きな差異がある。

2号機の主変圧器のずれが大きく、変圧器という重量物(約650t)に大きな横加速度が加わりボルト/ナットが飛び約15cm程度移動している状況である。

3号機の所内変圧器火災現場では、既に変圧器は撤去されていたが、この基礎コンクリートと導入ケーブルの支持基礎との高さ方向の位置ずれの大きさが認められ、これが原因で結合部の欠損、そして火災に至ったものと推察される。しかし、防火壁の役割が果たされ、隣接の変圧器への影響は全くない状況も確認できた。

3号機 原子炉建屋、格納容器内、タービン建屋の状況について。

- ・3号機原子炉建屋内、タービン建屋内の固定機器類、配管はクランプ止めを含め、すべりや振動による傷などの異常は全く認められず、正常な状態であった。
- ・原子炉建屋内のオペレーションフロアでは、クレーンや燃料交換機などの機器の健全性の確認、燃料プール内の機器仮置き台の傾斜はそのまま、ブローアウトパネルは復旧されていることを確認した。

このブローアウトパネルについては、現場で質疑があった。安全設備として

の機能が、地震時に必要ないときに発揮（開放）するのはいいのか、今後検討が必要である。燃料プールからの溢水に関連しては、燃料交換機のケーブルの処理は各社で異なっている。ケーブル処理を上部に台を設けて行っているものもあり、溢水との関連では、今後総合した検討が必要である。

- ・ 制御棒駆動設備（CRD）の健全性、非常用炉心冷却系（ポンプ）の健全性を確認した。
- ・ タービン建屋では、3号機のタービン設置基盤上に設置されている加速度計では2050galもの最大の応答を示していたということであるが、建屋とタービン基礎との間も異常はない。ただ、床置き点検作業用架台（8m×4m×3m程度）に若干の移動が見られる程度である。
- ・ 格納容器内では、原子炉基礎ボルトの健全性、原子炉再循環（PLR）ポンプや配管、主蒸気隔離弁（MSIV）、主蒸気逃し安全弁（SRV）、およびそれらの支持スナッパ類には見た目での異常はないことを確認した。PLRポンプではモーターを含め重量物の支持と揺れ防止のスナッパに異常はない。

6・7号機地区は、7号機が当日から炉の開放作業に取り掛かる工程に入った。中央制御室のTVモニターにもその状況が映し出されていた。そのような事情もあり、ここでは中央制御室ギャラリーからの視察のみとなった。この中央制御室では、天井部からの化粧照明部品の脱落、ラック等からの書類の落下などがあったとのことである。

屋外ろ過水タンクに対して耐震要求はなく、タンク設置底部のボルトの間隔も長く全て損傷を受け、タンク自体も低部では変形が見られた。ここに地震動が小さいにも関わらず、耐震クラスが低いものは大きな損傷を受け、Aクラスでは全く損傷を受けない、Bクラスでも損傷を受けない等の差異が大きいことが如実に示される結果となっている。

土塁の盛り土の崩落などがあったとのことだが、道路においても、盛り土、埋め戻しなどの土木工事があったところでの陥没や崩落が多いように感じた。原子力発電所敷地内でも同じく、大きく陥没している個所は、建屋基盤、基礎の近傍に多発し、際での落ち込みが大きいように見える。今後の対応に役立つデータを取ることが必要である。

（４）その他

今回は、ハード中心の調査であり、実際の地震時には運転員にかかる負担が極めて大きいものであったと推察する。特に地震のような天災時においては、原子炉および原子力発電所の安全確保には運転員の貢献が不可欠である。ハードの検証のみならず、ハードとソフトとの連携も含めてソフト面の検証と分析が必要である。

2.3 現地調査のまとめ

現地調査で得られた結果について設計、機能、考え方(社会的ソフトを含む)等の観点から以下の通り取り纏めた。

故障・損傷のほとんどは、システムとシステムの接合部(インターフェイス部)で発生。但し、安全重要度が高いシステム同士の場合には、接合部でも故障・損傷はほとんど無く、設計により損傷を防ぐ事ができる。

重要度に応じた機器設計の考え方を検証し、システム全体としての安全裕度を考える必要性。

発電維持・設備維持などを考慮し、B,Cクラス機器への対応を見直す必要性。

安全裕度の考え方の再評価。

原子力安全に加えて、一般安全の観点からの評価。

緊急対策室が利用できなかった事象の考慮。

マスコミ報道のあり方と広報対応のあり方を検討する必要性。

これらの現地調査の結果を受けて本報告書では下記項目について次項以降において、研究成果を取り纏めている。

3. 余裕の考え方
4. 荷重の考え方
5. 重要度分類
6. グッドプラクティスの収集と評価
7. 報道と広報のあり方
8. 技術課題の抽出とロードマップ



図 2.1 現地調査メンバー



図 2.2 建屋周辺の地盤陥没状況



図 2.3 2号機主変圧器の横ずれ状況



図 2.4 3号機所内変圧器火災跡(変圧器撤去後)



図 2.5 3号機制御棒駆動機構水圧制御ユニット



図 2.6 3号機原子炉压力容器基礎ボルト



図 2.7 3号機原子炉再循環ポンプ
および吊りハンガー/サポート

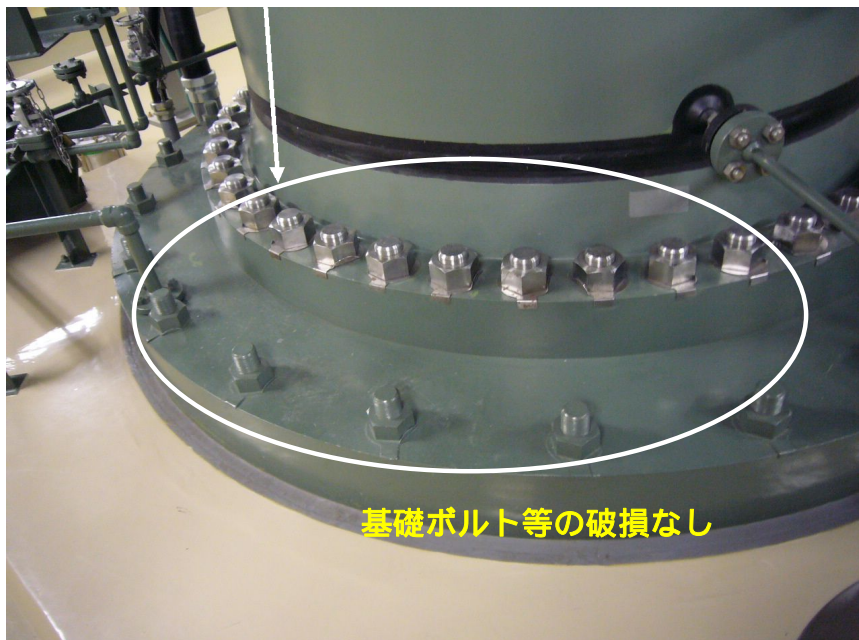


図 2.8 3号機高圧炉心スプレーポンプ
(ECCS)
および固定ボルト



図 2.9 3号機蒸気タービン



図 2.10 6/7号機中央制御室（6号機主制御盤）
（ABWR）



図 2.11 1号機軽油タンク
(耐震Asクラス相当)



図 2.12 ろ過水タンク
(耐震クラスなし)

3 . 余裕の考え方

3 . 1 はじめに

新潟県中越沖地震への対応の中で注目されている課題の一つとして、耐震設計に含まれる余裕があげられる。「なぜ、設計地震動を越える地震動であったにもかかわらず、耐震重要度分類の高いAs、Aクラスの機器・システムが健全であったのか」はもちろんのこと、「より影響の小さいBクラス、一般産業の施設と同等の耐震性が求められるCクラスの機器・システムも、ほとんどにおいてその健全性が確保されたが、その理由はなぜか。」と問われている。

そこで、以下に耐震設計の過程をたどり、どこにどのような余裕があるのかを明確にすることを試みた。ここでは、発生する地震動そのものの大きさについては言及せず、地震動の入力に対する建屋、機器・配管の地震応答の大きさ及び許容限界にどの程度の余裕があるのか、を検討した。

3 . 2 耐震設計の基本構成

原子力発電所の耐震設計には、建屋、機器・配管の耐震設計がある。この中で、耐震解析による評価と同時に設計を行うものは、建屋構造や機器・配管の支持構造や固定部の設計である。それ以外の機器・配管本体の構造は、熱や圧力に対する構造設計を行った後に耐震解析を行うことで実施されるものが多い。この耐震設計とは基本的に耐震解析による構造設計の確認である。

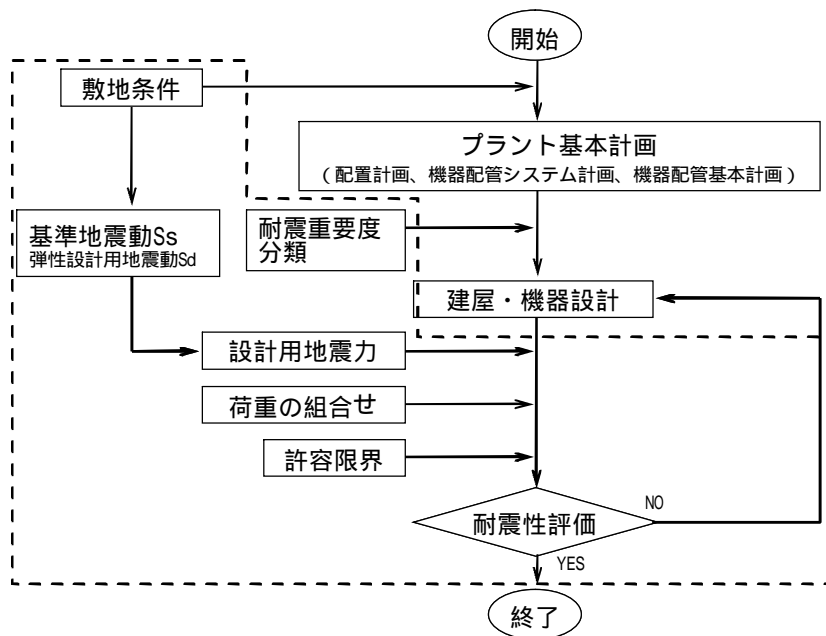


Fig . 3 . 1 Outline of Plant Design Process ⁽⁷⁾

耐震設計のプロセスを図3 . 1に示す。発電所の建設が決まると、プラントの基本計画が始まり、引き続き建屋や機器・配管の設計が行われる。ついで、設計用地震動等の種々の耐震性評価の条件が与えられて、耐震評価（耐震性評価とも言う）が行われる。（なお、プラント基本計画の段階においても建屋や主要機器の耐震成立性の予備検討が行われる。） 図中の波線で囲われた部分

が耐震評価に係る部分である。

耐震設計における地震応答解析の流れを図 3 . 2 に示す。まず、発生地震動の大きさを定め、解放基盤位置での設計用地震動を作成する。それを用いて、地盤伝播解析を行い、建屋・地盤系解析モデルへの入力地震動を求める。この地震動を用いて、発電所の建屋・地盤系全体の応答解析を行う。さらに、建屋の各床の応答を用いて機器・配管の応答解析を行う。

以上が耐震設計の概略手順であり、基本的には、それぞれの解析の過程で独立して保守性を保つように評価され、また設計がなされる。従って、それぞれの持つ保守性は余裕として集積され、必然的に大きな余裕を生むことになる。

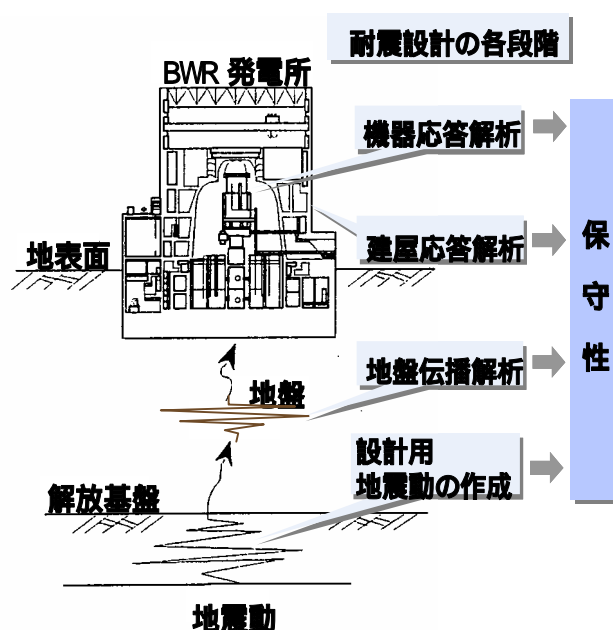


Fig . 3 . 2 Outline of Seismic Response Analysis (3)

ここでは、主に、建屋・機器設計における耐震評価の具体的な手順に従い、余裕の見積もりを試みた。

3 . 3 設計評価における余裕

3 . 3 . 1 余裕と不確定性

耐震設計における評価内容は、地震による建造物の応答(荷重)と耐力の関係において構造健全性が維持されることを確認することである。建造物に加わる応答、すなわち荷重としては、図 1 に示される設計用地震力や荷重の組み合わせとして示される自重や熱荷重、内圧荷重、また対象物によっては想定される不適合の複合による荷重などの総和を与える。そこには地震動により生じる荷重の大きさの不確定性はもちろんであるが、他の荷重においてもそれぞれ不確定性があり、保守性を持って与える。これに対して、構造材などの許容強度限界、すなわち構造の耐力にも材料の特性や製造過程により強度には分布があり評価に用いる耐力は十分に保守性を持って適用している。すなわち、構造に加わる

力、応答としての荷重も、また耐力もそれぞれがばらつき、すなわち不確定性を持っているということである。図3に示されるように、過去の地震動から想定される大きさを上回る仮想地震動を与えたとしても、評価上は更に大きな荷重を想定していることを意味し、一方、耐力は様々な余裕を持ちながら、不確定性を考慮して厳しい限界値を与える、このようにお互いに余裕を持った評価を行うような体系となっている。

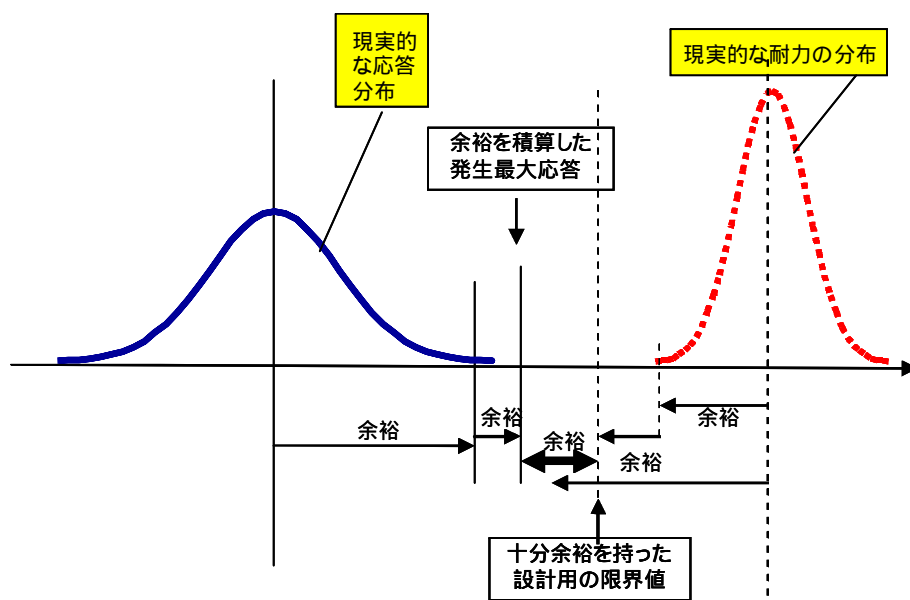


Fig . 3 . 3 Uncertainty of Load and Resistance

3 . 3 . 2 解析モデルの余裕

建屋や機器配管の地震応答解析の流れと解析モデルを図4に示す。これに示されるように、評価のレベルを一元化する意味もあり、一般的には対象全体の詳細モデル（FEMなど）での応答解析は実施しておらず、なんらかの簡易モデル、例えば一質点・多質点系モデル（バネマスモデル）や連続体モデル（梁モデル）などの簡素なモデル化により対応している。そこにモデル化の簡素化による保守性が存在する。あまり複雑な解析モデルを使用しても現実の挙動とのずれが生じることもあり、また数値の設定で結果が変わってしまうこと、さらにFEMモデルの課題でもあるが、メッシュを細かく切れば切るほど実態と離れた応力のピークが表れるという課題もあり、FEMを導入した場合には構造物側の許容値を見直すということと合わせて対応しなければならない。

一方、図に示すように機器配管の耐震性の評価に用いる応答解析は、二通りの方法が適用されている。一つは地盤、建屋、機器を連成させて地震応答解析を行う連成モデルによる方法である。一つは、地盤・建屋の連成系での地震応答解析を行い、機器が設置される床応答を求め、独立に求めた機器の振動特性を付き合わせて機器の地震応答を求め、耐震性の評価を行う非連成モデルによる方法である。

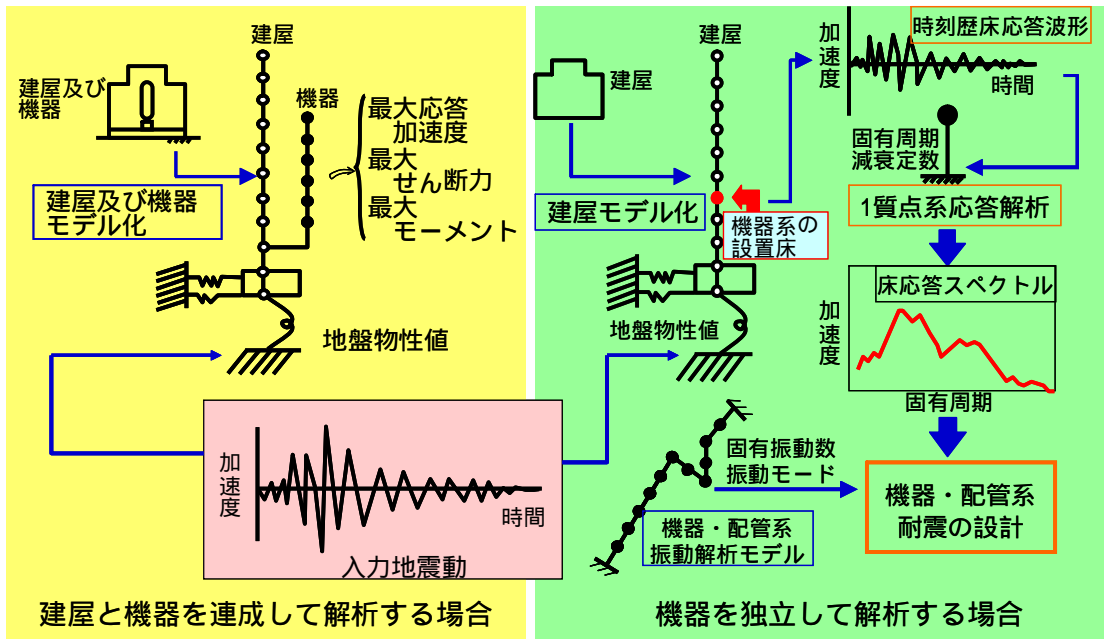


Fig . 3 . 4 Seismic Design Structure of Nuclear Plant by Analysis⁽⁷⁾

これらの解析では、機器・配管は一質点又は多質点の弾性モデルを使用している。従って、過大な荷重を受けて弾性領域を超えた場合でも、荷重に応じた応力が発生することから、それを用いての耐震設計ではこの発生応力を制限値以下とするように構造設計を行うこととなり、弾塑性応答解析による設計に比べ、結果として余裕のある設計となる。

3 . 3 . 3 振動入力 of 余裕

機器や配管では支持部での地震応答波（時刻歴波）を入力として応答解析を実施すれば、応答は実際に近くなるが、一般的には機器や配管の耐震評価においては、床応答スペクトルを用いて応答を計算している。図5に示されるように、耐震設計で用いられる床応答スペクトルは、地盤・建屋の連成モデルで得られた床応答スペクトルを周期方向に±10% 拡幅したものをを用いている。

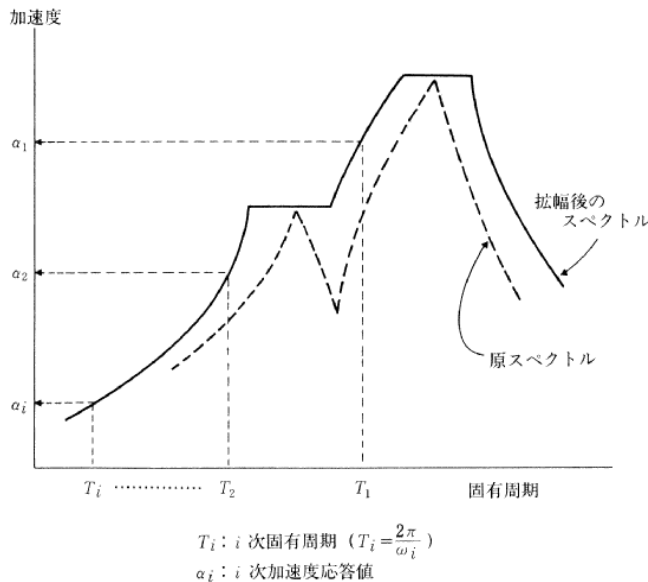


Fig . 3 . 5 Broadening Response Spectrum Curve (1)

それは、機器の固有周期のずれや地盤物性、建屋剛性、地盤ばねの算出方法等による床応答スペクトルの変動を考慮したものである。この幅は、機器配管の応答を保守的に評価する場合もある。

3.3.4 減衰の余裕

機器・配管の設計用減衰定数は、原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1 9 9 1 追補版⁽²⁾の記載値を用いており、配管ではサポートの数や保温材の有無により、0.5～2.5%の数値を適用している。その他、表3.1に示すように溶接構造物では1%、ボルトリベット構造物では2%、ポンプ・ファン等の機械装置では1%というように設定されている。設計は簡略化されるべきでありそこで生じる「現実」からの乖離については評価を保守的に扱うことで担保をとっている。例えば、許容値を小さくする、

Table 3.1 Design Damping Constants ⁽²⁾

設 備	減衰定数 [*]
溶接構造物	1.0
ボルト及びリベット構造物	2.0
配 管	0.5~2.5
空調用ダクト	2.5
ケーブルトレイ	5.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0
燃料集合体 (BWR)	7.0
燃料集合体 (PWR)	10.0~15.0
制御棒駆動機構 (BWR)	3.5
制御棒駆動機構 (PWR)	5.0
1次冷却設備 (PWR)	3.0

} 炉内構造・機器の減衰

荷重を大きく見積もるとというのが基本である。従って、減衰においては小さな値を用いるようにしている。機器・配管の減衰は、材料減衰の他、締結部、サポート部でのすべり、摩擦、衝突等による構造減衰があり、振動試験で得られた減衰データの下限值を設計用減衰定数としている。

図3.6には配管系に適用している減衰定数の値と、振動試験で得られた減衰定数データを比較した結果を示す。この図はスナバー主体の配管の減衰である。特に配管系では支持部の遊び、ギャップが減衰に大きく効くことがわかっており、この場合のように設計解析で用いている減衰定数と実際の減衰定数との差異が2倍以上ある場合もあり、これにより応答が大きく評価され、そこに余裕が含まれる場合もあることを示している。

配管の減衰定数の例(スナバー主体、保温材あり)

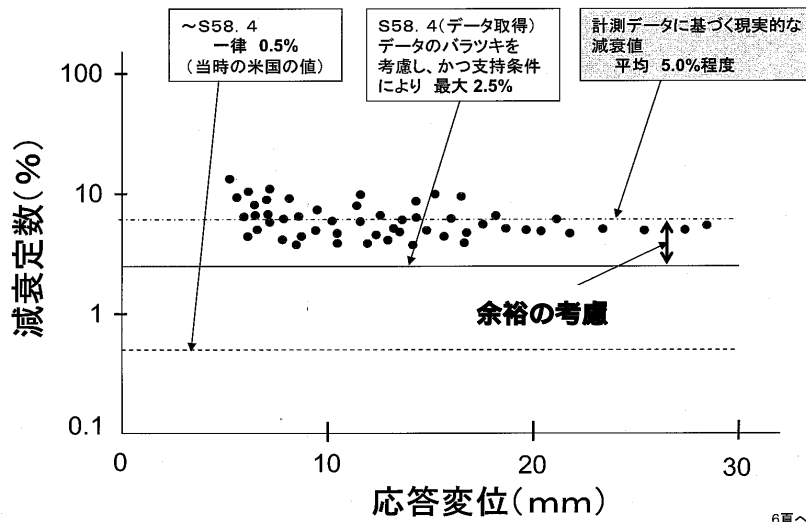


Fig . 3 . 6 Damping Data of Piping System

3 . 3 . 5 強度評価、許容限界の余裕

材料強度などの許容限界は、下限値と安全率を付加して決めている。材料強度については、ミルシートによると実際に使用する鋼材では、降伏点で5～10%前後高いものが得られている。日本の鋼材メーカーは、適切にこのようなデータを示す材料を製造している。一方、米国のASTM材やASME材では、要求仕様通りの、限界に近い値となっているのが一般的である。それを管理するために、シックスの手法などを導入している。また、発注メーカーからは特殊配合を要求する場合もある。鋼材の強度自体にはばらつきがあり、圧延方向とそれと垂直方向で差異があり、また板厚方向にも分布があるのが一般である。テンパークエンチで強度を出している高級材になればなるほど、溶接時の熱処理等によって強度が変化する場合もあるので、規格通りの強度以上を確保するように管理するのが一般である。さらに、余裕は鋼材メーカーの品質管理、プラントメーカーの加工管理、検査管理などのクオリティーが総合して生まれるものである。

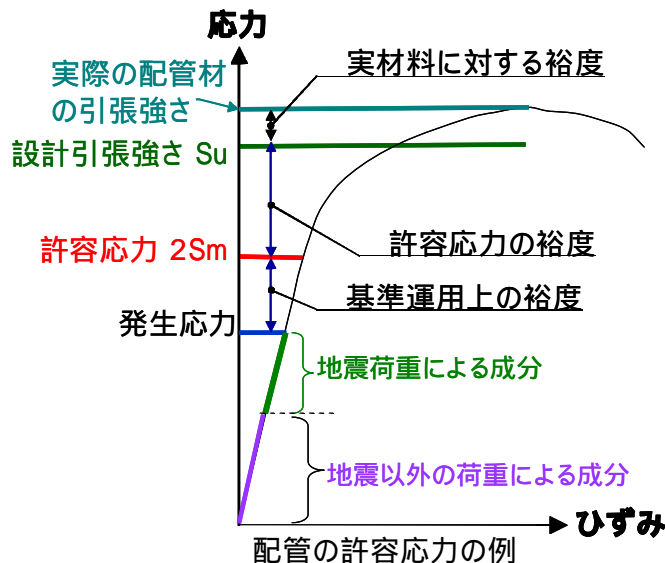


Fig . 3 . 7 Strain-Stress Diagram (7)

図3.7は材料強度の一般的な特性を示す応力 - ひずみ線図である。構造材料に加わる荷重により発生する応力は、図示のように分類される。熱や内圧などの地震以外の荷重による応答に地震荷重による応答が加わり、地震時の構造材料に発生する応力が得られる。これを基準値と比較して、耐震性の評価がなされ、耐震設計が行われる。設計上の許容応力との余裕()に加えて、実力としての設計引張強さに対する余裕()、さらに実際の配管材の引張強さに対する余裕()が、強度評価上あることがわかる。さらに、一般に耐震評価では、弾性範囲で扱い、弾性解析を基本とするが、現実には過大な荷重が加わる場合には図示のように弾塑性の応答を示すことから、より過大な荷重にも健全性が確保できると考えられる。さらに、地震動による荷重は、交番荷重として加わるものであることにより、エネルギー吸収効果を生み、材料特性で示される応力 - ひずみ線図以上の過大な荷重まで耐えることができるようになる。

3.4 耐震性の実証と余裕

原子力発電所の機器、構造物については、これまでに様々な実証試験が行われてきた。現実には発電所そのものには、大きな加振力での耐震性確認試験を行うことはできないが、構成する機器や構造物を加振台に搭載して、加振試験を実施して耐震性を確認している。それらの試験結果の一部を図3.8に示す。これは動的機器の試験結果の一部の結果であり、耐震設計ではこの機能確認済加速度に基づき動的機能維持の評価を行っている。これらの試験では、加振台の性能限界や設計加速度を考慮して加振加速度が設定されていたが、最近では機能限界を把握することを目的とした加振試験が行われ、より大きな加速度に対して機能維持が確認されている。この他、原子炉格納容器や配管系などの構造物の耐震実証試験も実施され、十分な健全性が確認されている。これらについても、実際には更に大きな地震力に対して構造健全性が維持できると考えられる。

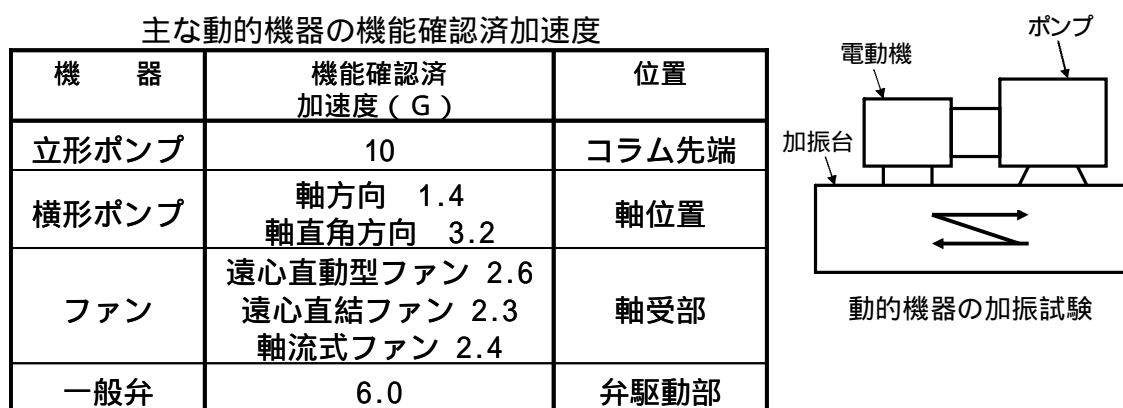


Fig. 3.8 Vibration Test of Nuclear Power Plant Components
-Max. Acc. Response with Reliable Operation- (2)

3.5 今後の余裕評価の方向

近年、原子力構造物を始めとして、機械構造物の安全裕度の考え方に関心が高まっている。地震時に許容値を越えた場合のその後の取り扱いや、維持規格の導入に伴う設計と維持の段階での余裕の考え方の区別などが代表的なものである。また、原子力分野での一つの流れとして、リスク情報活用の導入が模索されている。この場合には確率論の導入がはかれることになり、当然のことながら余裕の考え方とも関連してくる。わが国では機械工学の分野では、余裕に関する取扱いは、基本的には決定論的安全率によっており、この方式を継続していたのでは、上記のような問題点を解決できない。今後は、機械工学の分野でも荷重・耐力係数設計法（LRF D設計法）のような考え方の導入が重要であると考えられる。

3.5.1 決定論的安全率の問題点

本来、設計においては、設計者の意図する性能が明確であり、その性能は物理状態と直接対応しているべきものである。安全裕度についても、その物理状態を考慮に入れた上で、合理的に決定するものである。ところが、現行の安全率に基づく機械設計では、このような理想形とはかけ離れたものになっており、その結果、最新の技術開発成果を柔軟に設計の中に取り込むことが困難となり、積極的によりよい設計をしようとする設計者のインセンティブを与えにくく、全体として不合理に高い安全裕度が設定されがち、などの弊害が生まれてくる。ただし、手順が簡単であるという点では利点があり、また規制する側もチェックが容易である、などの利点を生む。従って、重要度の低いものは旧来の決定論的安全率に基づく簡易手法を採用し、より重要度の高いものについては確率論的手法を採用するなどの使い分けが必要となる。その際にも、設計者には極端に多い労力を課さないようにする工夫が必要である。

3.5.2 荷重・耐力係数設計法の考え方

土木・建築の分野では比較的早い時期から、このような問題点が認識され、信頼性設計の考え方が導入された。この考え方が進歩したものがLRF D設計法で、欧米では広く普及している。この考え方の基本にあるのは、個々の設計パラメータの不確定性を考慮に入れた上で、安全裕度を定量的に表現することを目的とすることである。つまり、決定論的考え方のように、安全か危険か、というような二値の考え方ではなく、どの程度、という尺度が入ることが重要である。この結果、機器に対して特定された損傷モードに対して、破損の起き易さを評価することが可能となる。その評価プロセスには信頼性工学を活用するが、あまり高度の信頼性工学的知識がなくても、比較的簡単な手続きで評価する手順が求められる。これが、LRF D設計法である。

純粋に信頼性工学により、安全裕度を評価するには、いくつかの困難な点が存在する。まず、重要な評価項目である破損確率のオーダーは一般に 10^{-6} 以下であるが、このレベルの評価を精度よく行うためには、近似信頼性理論の活

用や、モンテカルロ法の活用など、多くの工夫が求められる。また、設計パラメータのバラツキは、多くのケースで厳密に求まっていないことが多く、変動係数(COV)程度の情報から簡易に評価する手順が実用上は求められる。LRFD設計法では、システム全体としての目標信頼性を設定した上で、これを実現するための各設計パラメータの部分安全係数を評価する手順を合理的に定式化している。

3.5.3 部分安全係数の考え方

旧来の決定論的安全率では、材料強度にのみ安全率を設定するのに対して、LRFD設計では、強度以外にも荷重、その他の係数などにも安全率のような“安全係数”を設定する。その安全係数は、旧来のように経験的に与えるのではなく、信頼性工学に基づいて導出する。その結果、目標信頼性に対する自由度が生まれ、設計が合理化されるようになる。しかし、これをわが国に導入するにあたっては、いくつかの課題がある。荷重や強度に対するバラツキデータ(COVデータ)が組織的に集められていないこと、安全係数を強度のみに与えるわけではないので、材料規格を独立に作ることはできなくなること、機械構造物に対応した限界状態関数の策定が必要になること、などが必要となる。

3.6 まとめ

耐震設計における余裕についての実態とその扱い、今後の設計における不確定性への取り組みについて検討した。

設計の手順において、それぞれのプロセスで設計者がそれぞれに余裕を取ることにはやむを得ない。耐震性の評価は設計の最後で行うものであるから、それまでの過程で積まれた余裕を排除することは難しい課題である。余裕を持つことは悪いことではない。設計を正しく評価するには余裕を正しく評価する必要がある、ということである。

ここにまとめられたように耐震設計での耐震性の評価における余裕は、それぞれの不確定性の項目の中に分散しており、その値は小さいものではないことがわかった。一般的な設計上の余裕のほか、ここでは評価していない構造健全性評価における弾塑性の考慮や、交番荷重であることによる荷重をエネルギーとして見ることで耐力の余裕、さらには構造の塑性変形による荷重分散、減衰効果などによる破壊までの余裕など、さらに多くの余裕を与える要因が考えられる。これらは、今後の検討の一つの方向であるが、具体的な設計にどのように取り込んで行くべきかについては、今後の検討にゆだねたい。

参考文献

- (1) JEAG4601-1987「原子力発電所耐震設計技術指針」電気協会
- (2) JEAG4601-1991「原子力発電所耐震設計技術指針」追補版 電気協会
- (3) AESJ-SC-P006:2007 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007 日本原子力学会

- (4)原子力安全委員会、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」、昭和56年7月20日
- (5)同上、平成18年9月19日
- (6)「日本機械学会発電用原子力設備 設計・建設規格 2007年版」日本機械学会
- (7)平山浩、機器配管系の耐震設計法の現状と課題、中越沖地震と耐震構造設計の現状と展望に関する国内シンポジウム、平成20年2月19日、社団法人 日本溶接協会 原子力研究委員会

4. 地震荷重の特徴

4.1 はじめに

本章では、本分科会の「公開されている情報を元に、技術的な立場から中立的な評価を行う」の主旨に従い、原子力発電所建屋および機器に作用した荷重（地震力）について検討を行う。すでに同発電所の地震観測記録が公開されており、最大加速度値や応答スペクトルなどの基本的な応答指標に関する検討が行われている。今回の地震による原子炉建屋基礎における加速度記録の応答スペクトルは、ほぼ全周期帯で設計時の加速度応答スペクトル（基準地震動 S2 の応答）を上回るという結果が得られている。仮に、設計用応答スペクトルに対して余力のない設計が行われているとすれば今回の地震では著しい損傷が生じていた可能性もあるが、実際には目視による点検において構造的な被害はほとんど確認されていない。実際に機器が据え付けられている建屋階の応答や、許容状態の持つ裕度等を踏まえた評価が別途すすめられているが、本検討では構造物の非線形挙動まで踏み込み、弾塑性応答スペクトルという新たな指標を用いて地震観測記録の分析を行い、建屋および機器の地震応答について検討を行うこととする。

4.2 建屋に作用した荷重の推定

(1) 調査報告のレビュー

地震観測記録の分析に先立ち、公表されている被害調査報告のうち、柏崎刈羽原子力発電所の被害、特に建屋の耐震性能にまで言及されたものとして、2007年8月22日（水）に東京大学生産技術研究所にて5学会（土木学会、地盤工学会、日本地震工学会、日本建築学会、日本地震学会）の合同で開催された2007年新潟県中越沖地震災害調査報告会の資料集¹⁾に着目する。2007年新潟県中越沖地震災害調査報告会の資料集^{4.1)}では、被害調査に参加された千葉大学の中井正一教授が同原子力発電所建屋に作用した荷重（地震力）に関する考察が行われている。以下に、中井教授の報告を中心に、本調査報告について紹介する。

一般的に、原子力発電施設の設計用地震力は、静的地震力（現行の耐震基準において許容応力度設計で用いられる層せん断力）と動的地震力（基盤で設定された地震動に基づく時刻歴応答解析による層せん断力）を包絡し、さらにこれに余裕度を付加する形で決定される。また、原子力発電所の建屋および機器・配管系は、その重要度に応じて耐震設計上の分類がなされており、原子炉建屋およびコントロール建屋はAクラス、タービン建屋および廃棄物処理建屋はBクラス、その他のサービス建屋はCクラスとなっている。このうち、Cクラスの建屋は一般的な建築物と同様の耐震設計がなされるが、A・Bクラスの建物には重要度係数の概念が導入され、Aクラスでは3.0、Bクラスでは1.5の値が設定されている。すなわち、原子炉建屋は一般建築物の3倍の地震力で設計されていることになる。また、柏崎刈羽原子力発電所に特徴的なことは、同サイトが軟岩サイトであり、いずれの号機も埋め込み深さが非常に大きくなっていることである。この場合、地震応答解析においては動的相互作用（建屋と地盤の連成効果による建屋応答の低減）が顕著となるために、建屋の応答はあまり大きくなならない。結果的に、動的地震力は静的地震力をかなり下回る

ことになり、建屋の設計用層せん断力（静的地震力）にはかなりの余裕が見込まれていたと考えられる。静的地震力のもとで設計された建屋への入力地震動が想定を大幅に上回っていたとしても、原子炉建屋の構造被害がほとんど見られなかったことは、建屋の設計用地震力の余裕によるものと考えられる。

一方、一般的な建築物と同様の耐震設計がなされた事務本館（重要度分類：Cクラス）では、損傷により地震発生直後に緊急対策室が使用できなかった。同建物では、エキスパンションやガラスの破損、設備機器の破損、落下などが生じており、重要度分類のAクラスで設計された原子炉建屋の状況とは対照的である。

*) 一般建築物の耐震設計用地震力について

一般建築物の耐震設計地震力（静的地震力）は、1次設計（許容応力度設計：建物の構造部材が降伏以前に留まる設計）において、短周期の建物に対するベースシア係数（1階の層せん断力係数）の標準値を0.2と定める。具体的には、建物の最下層（1階）に作用する地震力を2階以上の建物重量の0.2倍とし、上層部は重量分布に応じた増幅を考慮する。この地震力を建物に静的に作用させた場合に架構内に生じる応力に対して、部材が降伏しないような部材断面を設計する。なお、この標準せん断力係数0.2は、建設地の地震活動度に応じて低減される。柏崎刈羽原子力発電所を含む地域では地震地域係数0.9（全国を0.8～1.0に分類、関東では1.0）が、標準値0.2に乘じられる。

（2）弾塑性応答スペクトルによる地震観測記録の分析

弾塑性応答スペクトルは、図4.1のように完全弾塑性型の復元力特性を有する1自由度振動系に対して、応答値が一定の最大塑性率になるために必要な降伏せん断力 Q_y を、振動系の重量 W で除した必要降伏せん断力係数 Q_y/W を縦軸に、振動系の周期を横軸にとったものである。復元力特性が非線形であることにより、必要降伏せん断力係数を一義的に求めることはできず、降伏耐力を仮定して所定値になるように時刻歴応答解析の収れん計算が必要となる。

緑川・他(1997)^{4,2)}は、1995年兵庫県南部地震における鉄骨造建物の被害調査において、調査建物周辺で観測された地震動記録を弾塑性応答スペクトルによって分析し、建物の階数と被害状況の関連について検討している。被害を受ける建物は損傷により周期が伸びること、および損傷による履歴吸収エネルギーが応答値に影響することが、弾塑性応答スペクトルの計算では考慮されるため、弾性応答スペクトルよりも建物の被害を説明するには適した応答指標と言える。

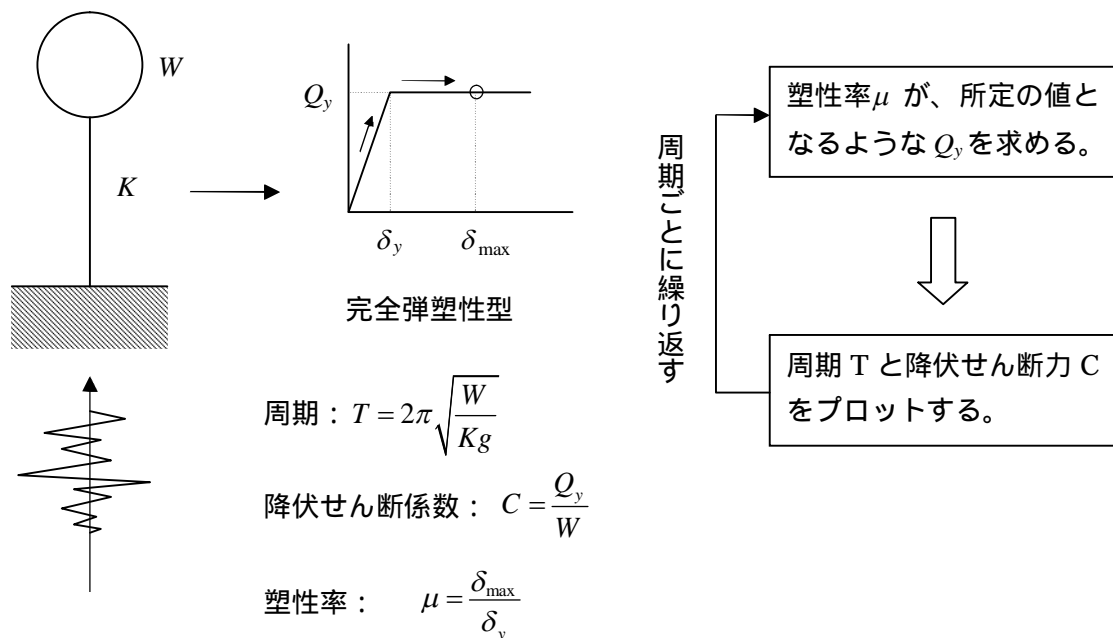


図 4.1 弾塑性応答スペクトルの概念

本検討における弾塑性応答スペクトルの計算では、周期0.1s～5.0sの範囲を対数軸で256分割した各周期の1自由度振動系に対して、減衰定数2%の初期剛性比例型粘性減衰を仮定し、最大応答塑性率が $\mu = 1, 2, 3, 5$ の各塑性率になるような必要降伏耐力をそれぞれ求める。まずは、図4.2のように1号機の原子炉建屋地下5階（基礎版上）のEW方向の記録を例にとって、弾塑性スペクトルの解釈を示す。周期1秒を例にとると、塑性率 $\mu = 1$ （弾性限）では降伏せん断力係数を1.42（降伏耐力を質量重量の1.42倍）とする必要があるのに対して、塑性率 $\mu = 2$ を許容すれば必要降伏せん断力係数は0.72、塑性率 $\mu = 3$ を許容すれば必要降伏せん断力係数は0.55と、許容塑性率の増大に伴い、必要降伏せん断力係数は小さくなる。これは、履歴吸収エネルギーの増大により応答が低減されるためである。現行の耐震基準では、大地震時に倒壊によって人命が損なわれない程度の建物の損傷（塑性率で3～5程度）を許容して、一般建築物の設計が行われている。

図4.3～図4.9に、各号機の基礎版上の加速度記録（NS，EW方向）の弾塑性応答スペクトルを示す。各号機の原子炉建屋躯体の構造損傷が生じていないとすれば、いずれの建屋躯体の耐力も図4.3～図4.9の $\mu = 1$ に対応する降伏せん断力係数以上の耐力を有しているものと考えられる。建屋の固有周期が不明であるので、降伏耐力を特定することができないが、弾塑性応答スペクトルのピークでみると、各号機とも最大で2～2.5程度の降伏せん断力係数となる。

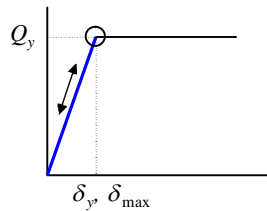
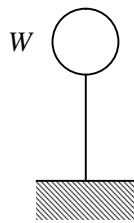
参考として、1号機および5号機の地震観測小屋の加速度記録の弾塑性応答スペクトルを図4.10と図4.11に示す。総じて、建屋基礎版上の弾塑性応答スペクトルより大きな値を示している。さらに、塑性率 $\mu = 1$ （弾性限）の弾塑性応答スペクトルに着目して、1号機および5号機の建屋基礎版と地震観測小屋の加速度記録の弾塑性応答スペクトルを比較し

て、図 4.12 と図 4.13 に示す。必要降伏せん断力係数には、およそ 2~5 倍程度の差が見られるが、これは自由表面上の地盤の揺れと、原子炉建屋という重量構造物下部の揺れとの差を表しており、中井教授の報告^{4.1)}にある地盤と建屋の相互作用による地震応答の低減効果であることに他ならない。

長戸・川瀬(2001)は、1995年兵庫県南部地震の鉄筋コンクリート(RC)造建物被害データを用いて、既存RC造建物群の耐力を推定し、観測被害データを良く説明できる耐力分布について検討している^{4.3)}。耐震基準で要求される建物耐力では建物被害を説明できず(被害が実際より大きくなる)、実際にはそれより大きな耐力を持つと結論づけており、その傾向は低層RC造ほど顕著である。具体的には、3層RC造建物では耐震基準の要求耐力の2倍程度の耐力を与えなければ被害を説明できないとしている。低層建物では建築計画上の配慮から配置される壁部材が耐力要素となり、結果的に建物耐力が耐震基準の要求耐力を上回ることが多く、また建物は固有周期の短い剛な構造となる。建築計画上配置される壁部材は、建築面積が同じであれば階数に関わらず大差なく、階数が増えれば相対的に建物耐力は小さくなる。剛構造である原子炉建屋に対して、仮にこの値(実際の耐力が要求耐力の2倍)を原子炉建屋の重要度係数3に考慮すると、一般建築物の許容応力度設計に用いられる設計用地震力の6倍の耐力を有していることになる。一般建築物の許容応力度設計のベースシア係数(最下層のせん断力係数)の標準値は0.2であり、結果的に原子炉建屋の耐力はせん断力係数に換算して1.2と試算される。図4.3~図4.9に示した弾塑性応答スペクトルにおいて、弾性限耐力に対応する $\mu = 1$ の必要降伏せん断力係数は、大半の周期で1.2を下回っている。塑性率2ではほぼ全周期帯域で必要降伏せん断力係数が1.2を下回る。非常にラフな検討ではあるものの、原子炉建屋はこの地震において弾性限耐力以内の地震力が作用したか、あるいはそれを上回る地震力であっても弾性限耐力を少し超える程度であり損傷は僅か(塑性率は2に達しない)であったと結論づけられる。

(3) 建屋の荷重推定のまとめ

公開されている情報として、5学会合同で開催された2007年新潟県中越沖地震災害調査報告会の資料と、原子炉建屋の地震観測記録をもとに、柏崎刈羽原子力発電所建屋に作用した地震力(荷重)と建屋の損傷について検討を行った。からは、同建屋は埋め込み深さが大きいいため動的相互作用により地震時応答が低減される結果、静的地震力で設計された建屋にはかなりの余裕が見込まれること、および建屋には重要度係数3.0が考慮され一般建築物の3倍の地震力で設計されていることを確認した。については、完全弾塑性型の復元力特性を有する1自由度系の弾塑性応答スペクトルによる分析を行った。建屋内外の地震記録によるスペクトルの比較からは、動的相互作用による地震応答の低減効果を確認した。また、弾塑性応答スペクトルから得られる弾性限耐力と、およびRC造建物の実際の耐力推定から計算される建屋の耐力との比較を行い、今回の地震によって作用した地震力が建屋の耐力と同程度か、それを超えた場合でも損傷は僅かであったという推測結果を得た。



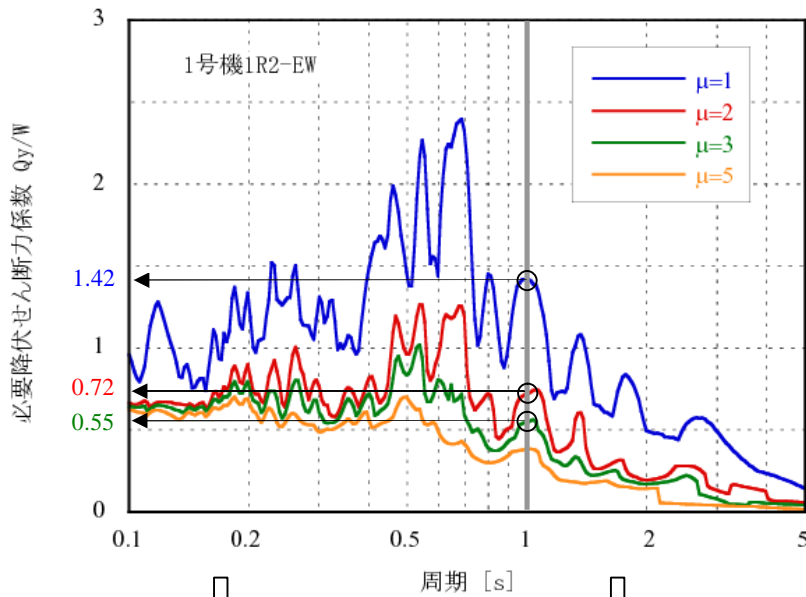
: 周期 1 s、 $\mu = 1$ の場合

周期 $T=1s$ の
1 自由度系

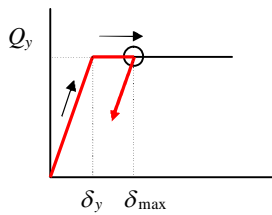
$\mu = \frac{\delta_{\max}}{\delta_y} = 1$ となるのに必要な降伏せん断力係数 $C = \frac{Q_y}{W}$ が $C = 1.42$



周期 1 s でみると



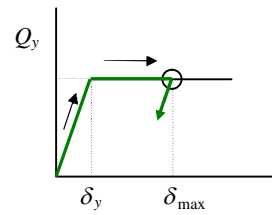
: 周期 1 s、 $\mu = 2$ の場合



$\mu = \frac{\delta_{\max}}{\delta_y} = 2$ となるのに必要な
降伏せん断力係数 $C = \frac{Q_y}{W}$ が $C = 0.72$



: 周期 1 s、 $\mu = 3$ の場合



$\mu = \frac{\delta_{\max}}{\delta_y} = 3$ となるのに必要な
降伏せん断力係数 $C = \frac{Q_y}{W}$ が $C = 0.55$

周期が同じであれば、許容塑性率が大きいほど履歴エネルギー吸収による応答の低減効果が大きくなるため、必要降伏せん断力係数は小さくなる。

図 4.2 弾塑性応答スペクトルの解釈

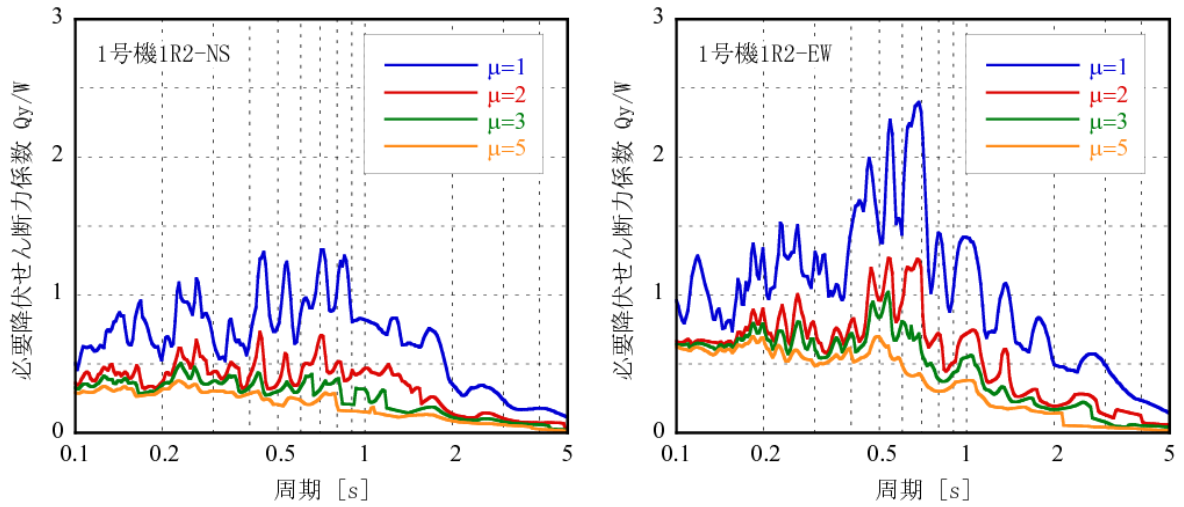


図 4.3 1号機原子炉建屋地下5階（基礎版上）の弾塑性応答スペクトル

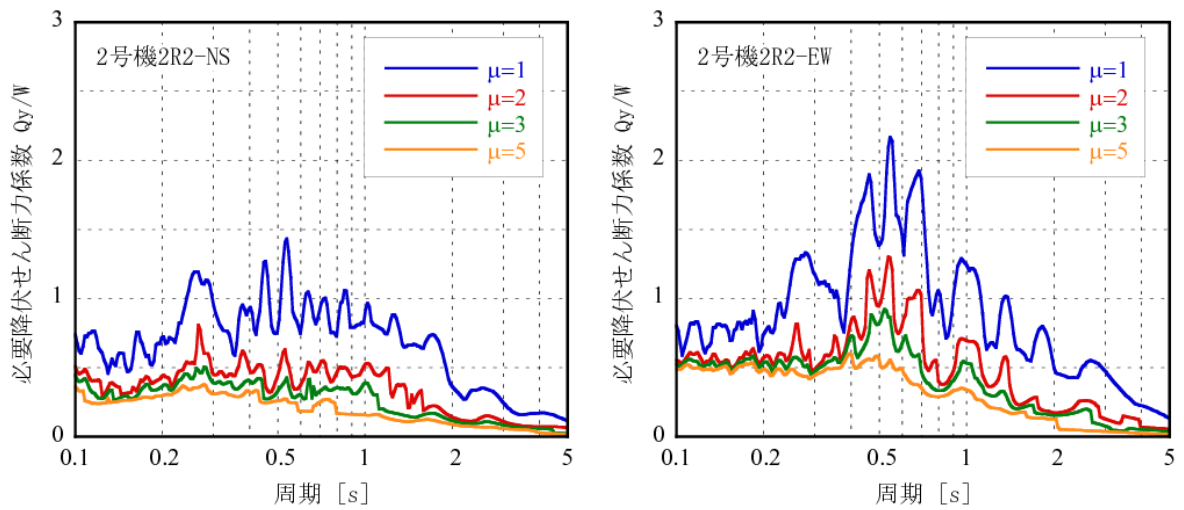


図 4.4 2号機原子炉建屋地下5階（基礎版上）の弾塑性応答スペクトル

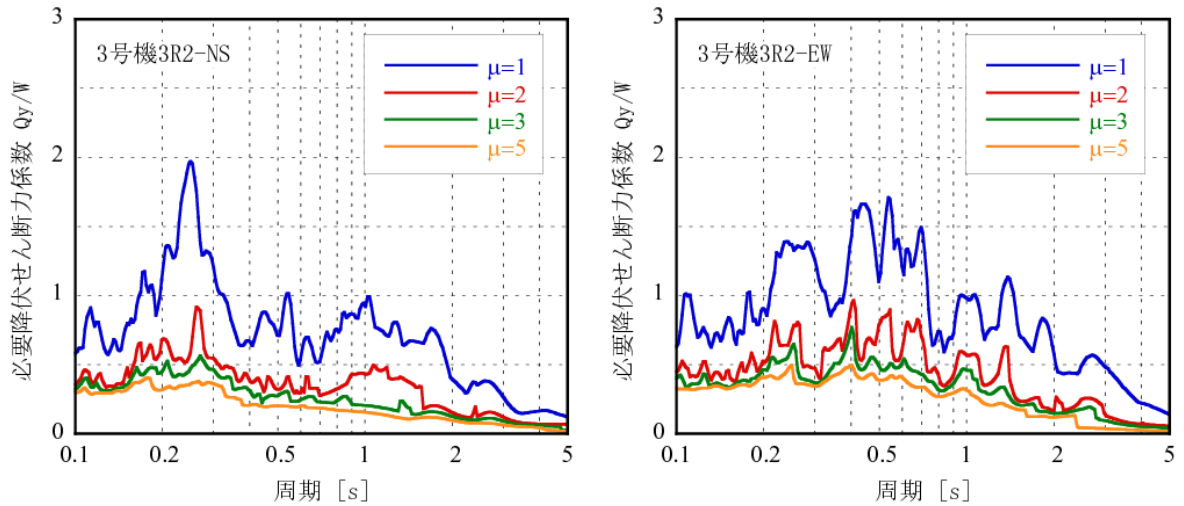


図 4.5 3号機原子炉建屋地下5階（基礎版上）の弾塑性応答スペクトル

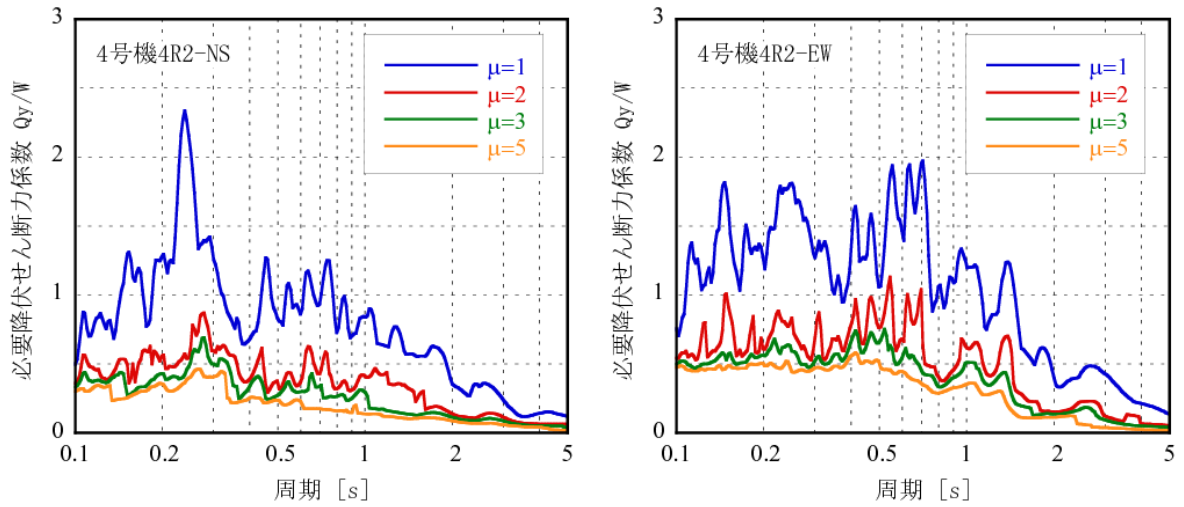


図 4.6 4号機原子炉建屋地下5階（基礎版上）の弾塑性応答スペクトル

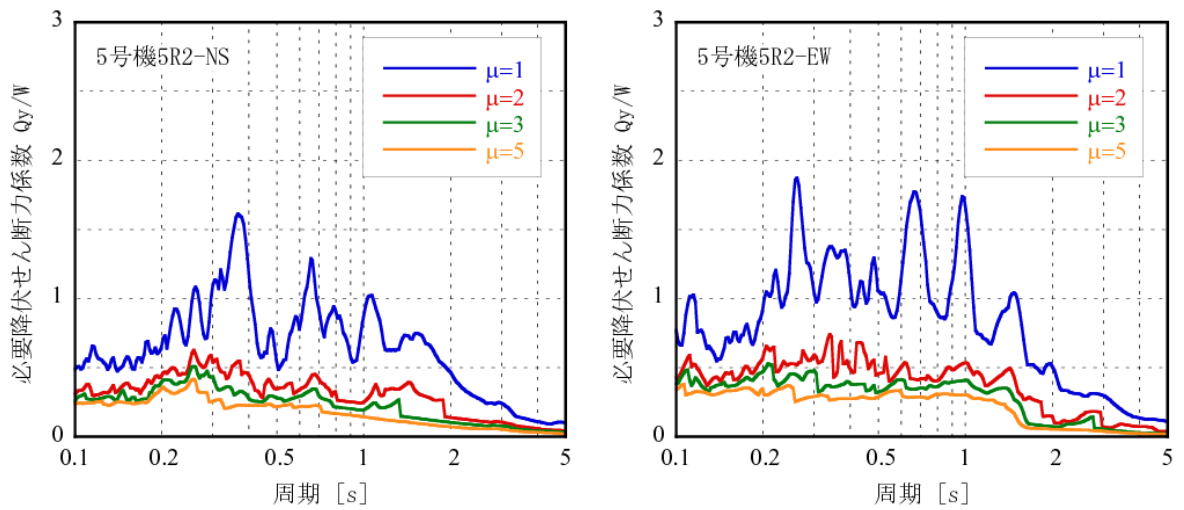


図 4.7 5号機原子炉建屋地下4階（基礎版上）の弾塑性応答スペクトル

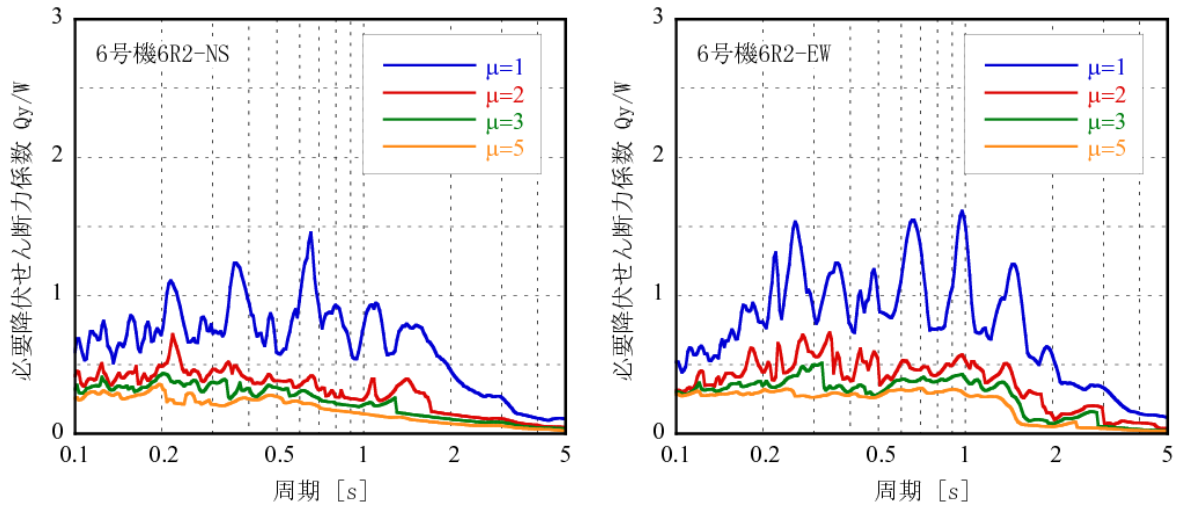


図 4.8 6号機原子炉建屋地下3階（基礎版上）の弾塑性応答スペクトル

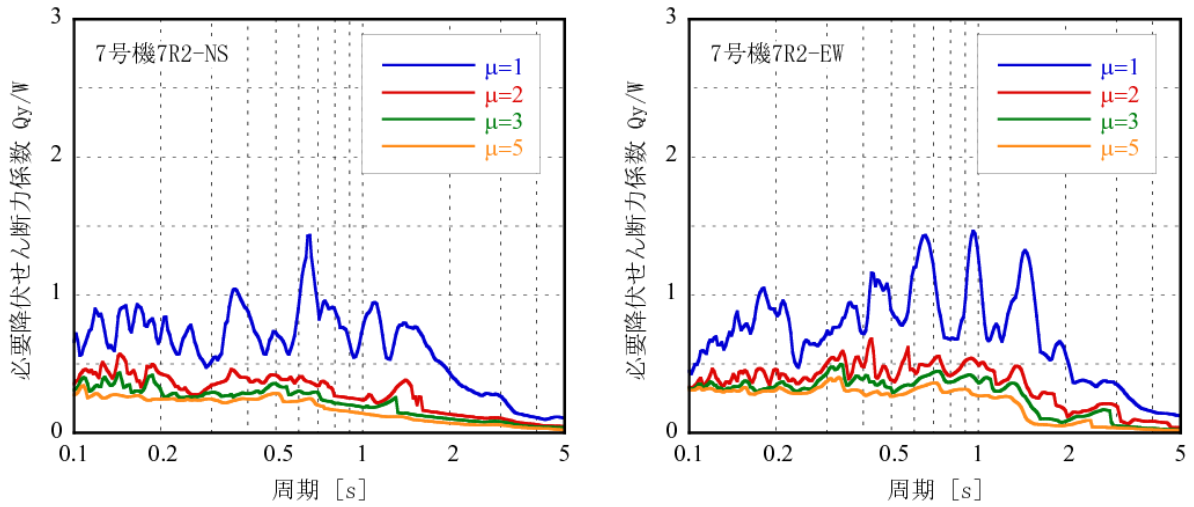


図 4.9 7号機原子炉建屋地下5階（基礎版上）の弾塑性応答スペクトル

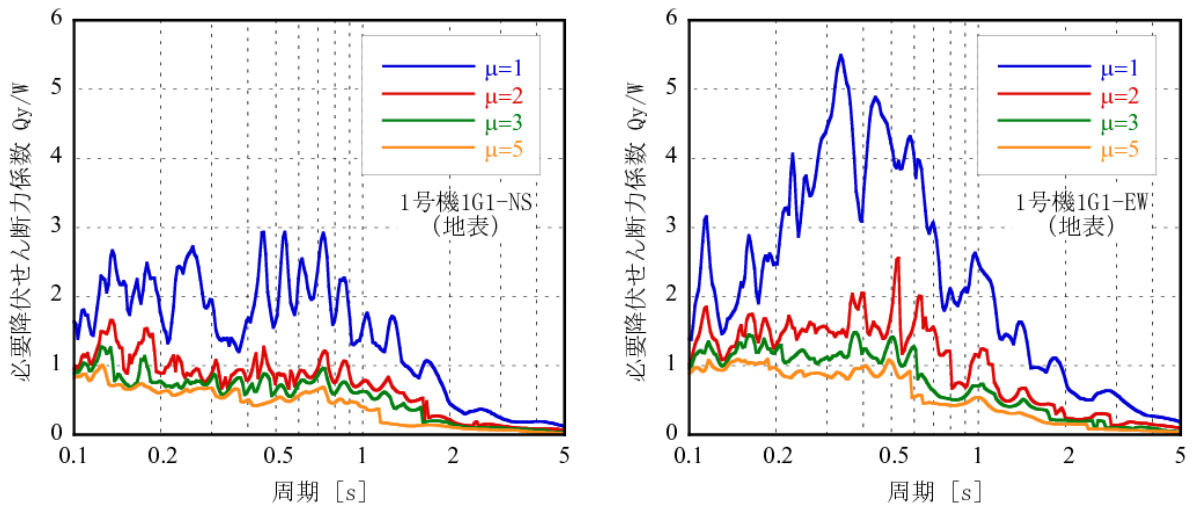


図 4.10 1号機地震観測小屋の弾塑性応答スペクトル

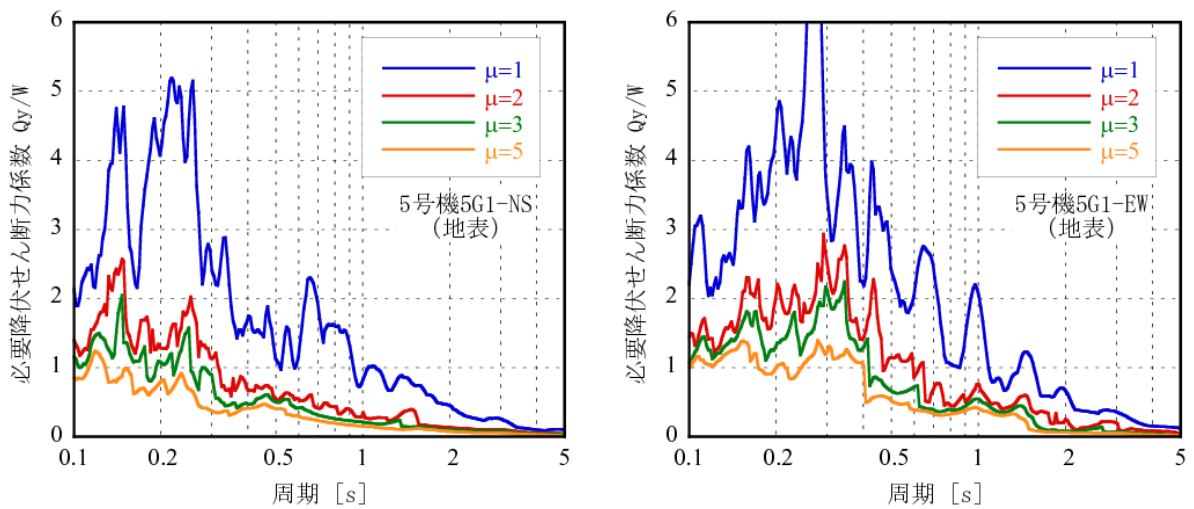


図 4.11 5号機地震観測小屋の弾塑性応答スペクトル

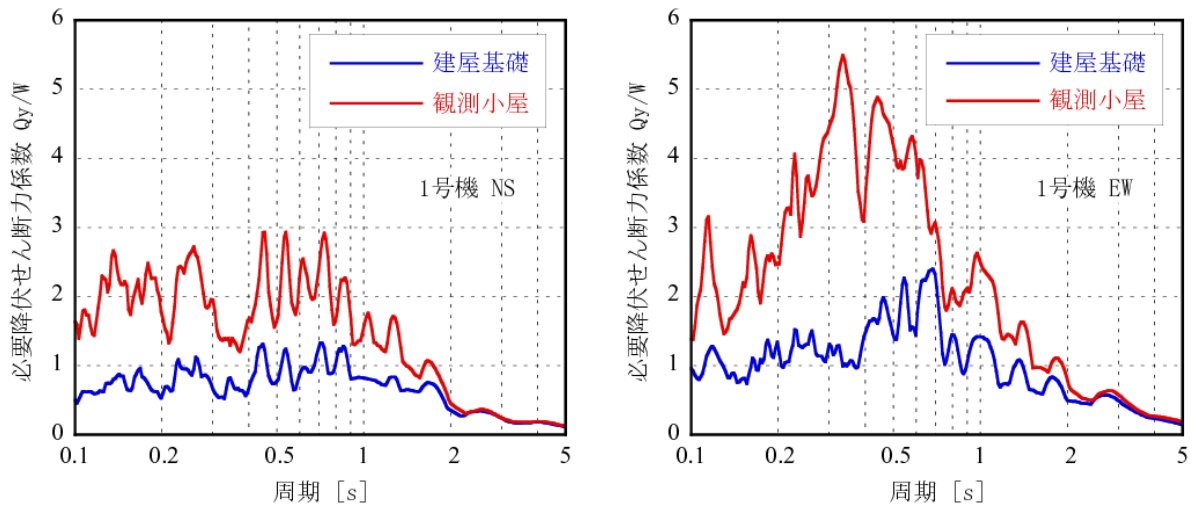


図 4.12 1号機建屋内外の地震観測記録による弾性限耐力の比較

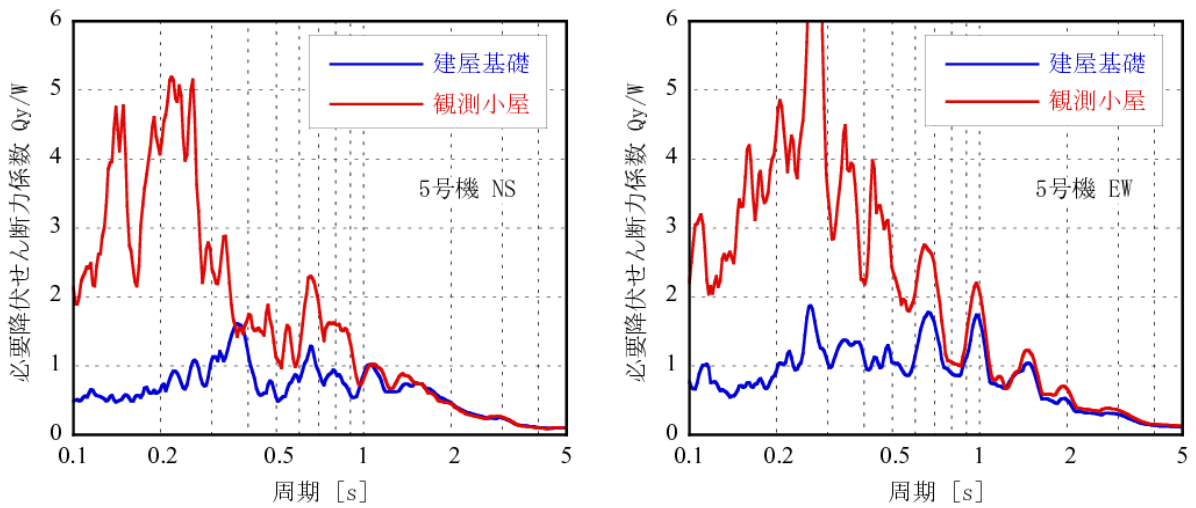


図 4.13 5号機建屋内外の地震観測記録による弾性限耐力の比較

4.3 機器に対する地震荷重について

(1) 機器の弾塑性応答に基づく耐力の評価

原子炉建屋の観測地震動が、設計時の地震動を上回る可能性が想定されることから、建屋内に据え付けられる機器、配管系等に対して評価が進められている。

機器が据え付けられる建屋の応答の算定、機器の振動解析モデル化方法、発生荷重に対する許容限界等に、裕度があるために、原子炉建屋基礎の観測地震動が設計状態を上回ったからといって、すぐに損傷、機能喪失に至るわけではない。

機器それぞれで設計時の入力地震動、モデル化条件が異なり、許容状態に対する裕度も異なることから、設計地震動を上回る条件に対して一般的な評価は難しい。ここでは、機器の振動を 1 自由度の弾塑性系でモデル化し、弾性限界で設計されたと仮定する構造が、これを上回る地震動を受けた場合の応答に着目し、弾性限界の構造の持つ耐力（余裕度）について検討することとする。

特に、中越沖地震によって柏崎刈羽発電所で観測された地震動は、機器の固有周期に比べて、やや長周期の成分が卓越する入力となることから、入力の振動特性が機器の耐力にどのように影響するか、に着目して検討するものである。

(2) 検討方法

弾性状態の構造に対して同じ最大応答を与える地震動であっても、弾性限界を超える応答に対しては、入力地震動の特性によって振動応答に違いが生じる。弾性限界を超えた後の応答の増加が、入力地震動の増大に比べて小さい場合には、許容変形に達するまでの余裕が大きいと評価され、弾性限界で設計された構造の地震動の増加に対する耐力が大きいと判断できる。

そこで、弾性域を超える応答の弾性応答に対する応答低減効果に着目する。評価の指標とする応答低減係数は、仮想的に弾性応答としたときに生じる荷重と、弾塑性応答で生じる荷重との比として荷重低減効果を見るものであるが、弾性限界荷重との比とすることで、一定の塑性変形を生じさせる入力の弾性限界を与える入力に対する倍率を表すことができる。

機器を 1 自由度弾塑性系として、その弾塑性応答に対する、構造パラメータ、入力地震波の特性の影響を検討する。

1) 入力地震動

入力地震波として、柏崎刈羽原子力発電所 1 号機及び 7 号機の原子炉建屋基礎で観測された水平方向（NS 及び EW 方向）の加速度波形を用いる。これらの波形のうち、1 号機の水平 EW 方向の観測波は比較的長周期のパルス状の波形が支配的な地震波であるので、パルス部分の波形の大きさをパラメータとした波を新たに作成して入力として用いた。

2) 1 自由度系機器モデル

機器の弾性領域の固有周期 T を $0.2 \text{ s} \sim 0.05 \text{ s}$ （ $5 \sim 20 \text{ Hz}$ ）の範囲とした。

弾塑性特性をバイリニアの非線形剛性でモデル化し、バイリニア剛性比、第一勾配（弾

性勾配) K_1 と第二勾配 K_2 との比 ($\mu = K_2 / K_1$) をパラメータとする。弾性限界を超えると第二勾配が零となる完全弾塑性型 ($\mu = 0$) と、第二勾配が弾性勾配の 1/2 となる弾塑性型 ($\mu = 0.5$) について検討する。

図 4.14 にバイリニアの剛性特性を示す。

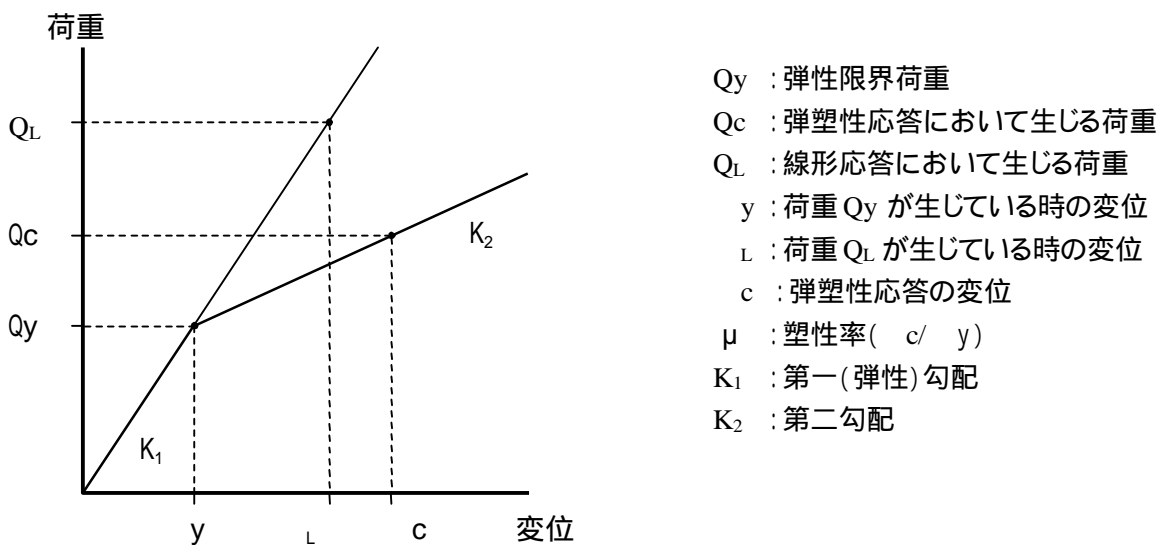


図 4.14 荷重 - 変位特性 (バイリニア特性)

3) 応答低減係数 D_s に基づく評価

弾塑性応答 (最大応答変位 c 、最大荷重 Q_c) を生じさせる入力地震動に対して、仮想的に弾性とみなしたときに生じる最大荷重 Q_L と弾性限界荷重 Q_y の比として応答低減係数 D_s を定める。

$$D_s = Q_y / Q_L$$

着目する弾塑性応答の変位領域として、塑性率 $\mu = 1 \sim 5$ の範囲とする。

ここで、塑性率 $\mu = c / y$ 。

応答低減係数 D_s の解釈として、弾性限界を与える入力の $(1 / D_s)$ 倍の入力が入ると、塑性率 μ の弾塑性応答が生じる。ある許容変形 (塑性率 μ) が定められたときに、弾性限界にある構造は、弾性限界を与える入力の $(1 / D_s)$ 倍の入力に耐えるといえる。よって、 D_s が小さい (1 より小さい) ほど、許容変形に達するまでの入力を大きく取れることになり、裕度、耐力が大きい構造、入力条件といえる。

なお、本検討に用いる応答低減係数 D_s は、4.2 節で用いられた、弾塑性応答スペクトルから求めることができる。弾塑性応答の塑性率が $\mu (> 1)$ となる場合の必要降伏せん断力係数 (Q_y / W) と、塑性率 $\mu = 1$ (弾性限界) における必要降伏せん断力係数 (Q_L / W) との比として応答低減係数 $D_s = Q_y / Q_L$ が求められる。

(3) 応答低減係数による弾塑性応答特性の評価

図 4.15、16 に 1 号機観測波に対する応答低減係数 D_s を、図 4.17、18 に 7 号機観測波に対する応答低減係数 D_s を塑性率 μ に対して示す。図 4.15、17 は完全弾塑性型 ($\mu = 0$)、図 4.16、18 は弾塑性型 ($\mu = 0.5$) の場合である。

応答低減係数は塑性率が大きくなるほど小さくなり、許容変形が大きい構造ほど、弾性限界にある構造の入力地震動の増加に対する裕度が大きいことを示している。また、波の特性によって、構造パラメータである、固有周期、バイリニア剛性比に対する応答低減係数の依存性が異なることがわかる。

1) 第二勾配依存性

完全弾塑性型 ($\mu = 0$) では、弾塑性型 ($\mu = 0.5$) の場合と比較して、応答低減係数 D_s は大きく、この傾向は、固有周期が短周期側の構造ほど顕著である。このことは、完全弾塑性型では、わずかな入力増加によって、応答変位が大きく増加することを示しており、弾性限界の構造の入力増加に対する裕度が小さいことがわかる。

一般の機器では、座屈するような特別な場合を除いて、弾塑性領域における剛性がある程度期待できるものが多く、この場合には弾性限界の構造に裕度がある。たとえば、図 4.16、18 に示されるように、塑性率 $\mu = 3$ までの変形を許容するならば、応答低減係数 D_s は 0.5 以下となり、2 倍以上の大きさの入力に耐える裕度があると言える。

2) 機器の固有周期依存性

固有周期が短いほど応答低減係数 D_s は大きい傾向にあり、この傾向は完全弾塑性型の場合に顕著に現れている。バイリニア剛性比 $\mu = 0.5$ の場合には、顕著な固有周期依存性は現れず、同等の応答低減係数が得られている。

機器の固有周期依存性は、入力地震動の周波数特性とリンクして現れるものである。ここで用いた観測波は、周期 0.3 s ~ 0.7 s の成分が卓越しており、機器の固有周期帯 (0.2 s 以下) に比べて長周期側にある。

固有周期が短周期側の構造に対しては、静的な荷重に近い荷重条件となるため、繰り返しの振動によるエネルギー吸収が期待できず、固有周期が短い構造ほど応答低減が小さく取れないものと考えられる。

3) 入力地震動依存性

完全弾塑性型に対する 4 種類の入力地震動のうち、図 4.15 に示す完全弾塑性型が 1 号機 EW 方向の入力を受ける場合の傾向が、他の入力波の場合と異なり、機器の固有周期に依存せずに応答低減係数 D_s が大きい。この入力地震動はパルス性の波が最大応答を支配しているものであり、長周期側の構造に対しても、パルス状の入力が支配的となるため、どの固有周期帯の機器においても、応答低減係数 D_s が小さく取れないものと推定する。

4) パルス性入力に対する弾塑性応答の依存性

図 4.19、20 にパルス成分が卓越している 1 号機観測波 (EW 方向) のパルス波形の大きさを変えた場合の応答低減係数を示す。時刻歴波形は図 4.21 に示すとおり、パルス部分の波

形の大きさのみを、オリジナルに対して、2倍、0.5倍としている。

バイリニア剛性比 = 0.5 の場合は、他の入力条件の場合と同様に、パルス部分の大きさによらず、また固有周期によらずに応答低減効果が期待される。

完全弾塑性型の場合には、パルスの大きさにより、応答低減係数 D_s の傾向が異なる。パルスの寄与が小さいパルス部が 0.5 倍の入力の場合には、固有周期が長いほど低減効果が大きく、この傾向はパルス性が支配的でない観測波の場合と同一である。機器の固有周期に比べて長周期側のパルス入力に支配的なオリジナル波、および 2 倍の入力条件の場合には、固有周期によらず、応答低減係数 D_s が小さく取れないことがわかる。

このように、完全弾塑性型の構造に対しては、パルス状の入力は厳しい荷重条件となる。

(4) 機器の弾塑性応答のまとめ

機器を対象とする 1 自由度弾塑性モデルを用いて、観測波に対する応答を検討した。弾塑性領域までの変形を許容した場合の裕度を、応答低減係数 D_s を指標として検討した。

完全弾塑性型の復元力特性の場合には、弾性限界を超えた後の応答の増加が大きいために応答低減効果は小さく、弾性限界にある構造の裕度は大きく取れない。この傾向は、機器の固有周期に比べて長周期側の成分を持つパルス波形が支配的な観測波 1 号機 EW 成分を入力とした場合に顕著に現れる。

一般の機器では、弾性限界を超えても剛性（耐荷重）が期待できるものが多く、ある程度の塑性変形を許容することで弾性限界にある構造に一定の裕度を認めることができる。

よって、弾性設計限界以上の応答に対して、長周期のパルス波形が厳しい荷重条件となるのは完全弾塑性型の構造が対象であり、弾性限界以降の耐荷重が期待できる機器ではすぐに過大な損傷に至るものではないことを明らかにした。

参考文献

- 4.1) 土木学会・地盤工学会・日本地震工学会・日本建築学会・日本地震学会：2007 年新潟県中越沖地震災害調査報告会資料集，2007 年 8 月 22 日
- 4.2) 緑川光正，長谷川隆，向井昭義，西山功，福田俊文，山内泰之：1995 年兵庫県南部地震における特定地域の鉄骨造建物被害調査，日本建築学会構造系論文集，第 492 号，115-120，1997 年 3 月
- 4.3) 長戸健一郎，川瀬博：建物被害データと再現強震動による RC 造建物群の被害予測モデル，日本建築学会構造系論文集，第 544 号，31-37，2001 年 6 月

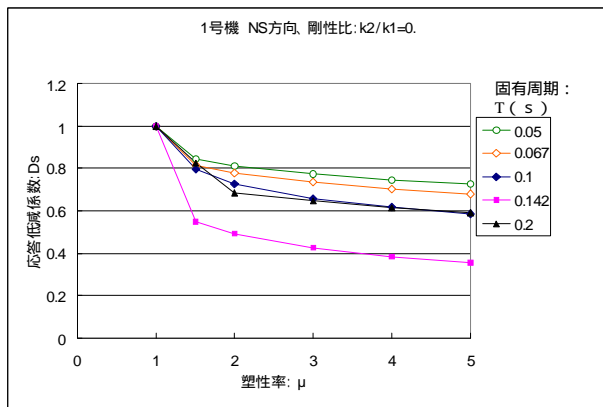


図 4.15 1号機観測波に対する応答低減係数 (完全弾塑性型 $\beta = 0$)

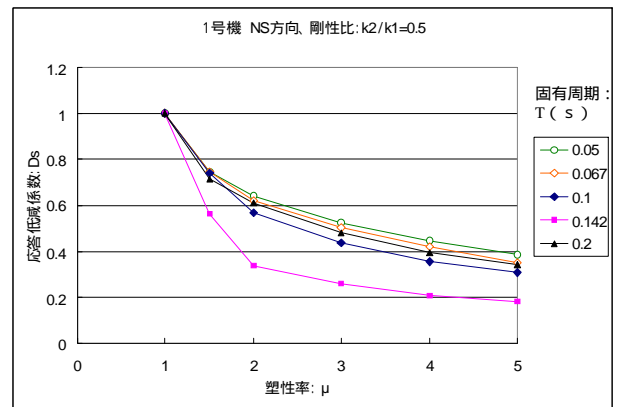


図 4.16 1号機観測波に対する応答低減係数 (弾塑性型 $\beta = 0.5$)

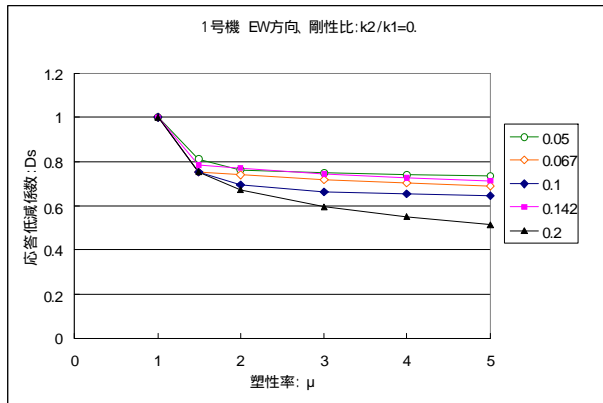


図 4.17 7号機観測波に対する応答低減係数 (完全弾塑性型 $\beta = 0$)

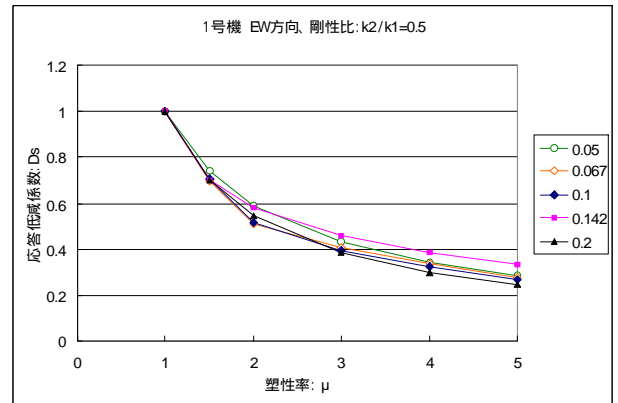


図 4.18 7号機観測波に対する応答低減係数 (弾塑性型 $\beta = 0.5$)

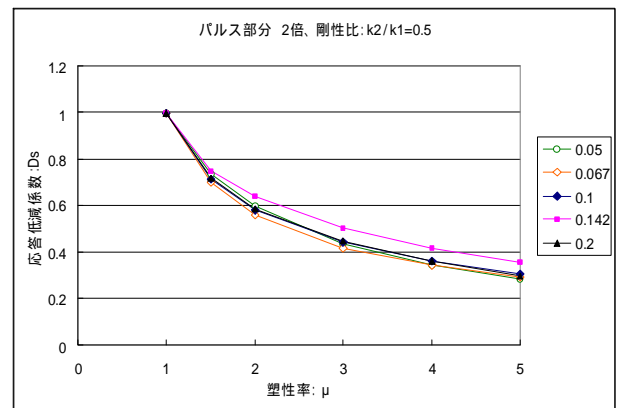
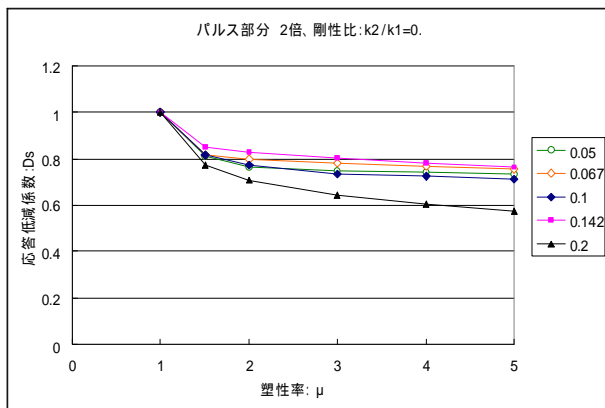
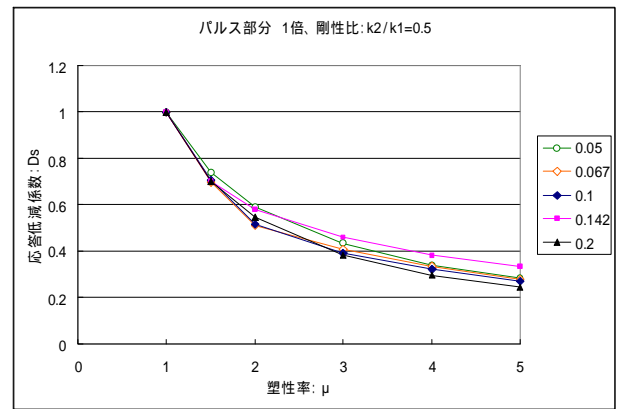
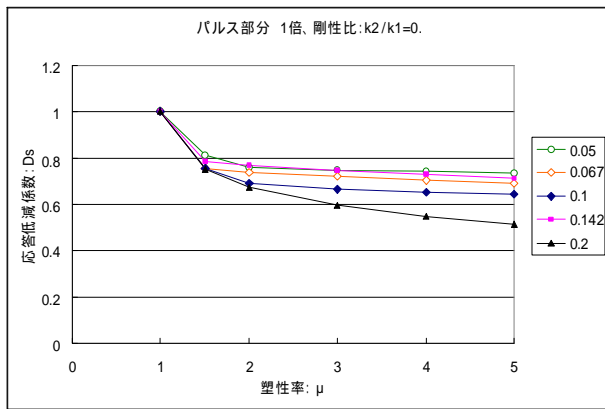
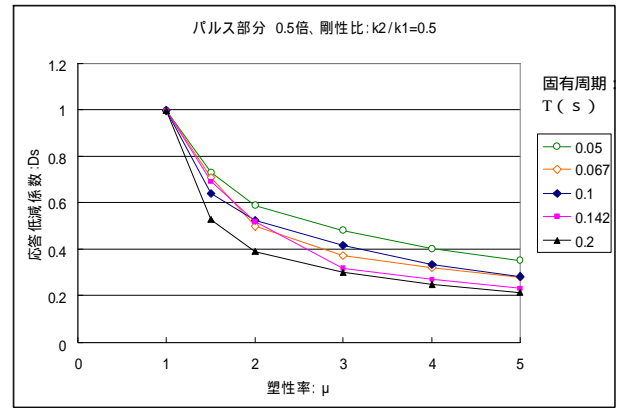
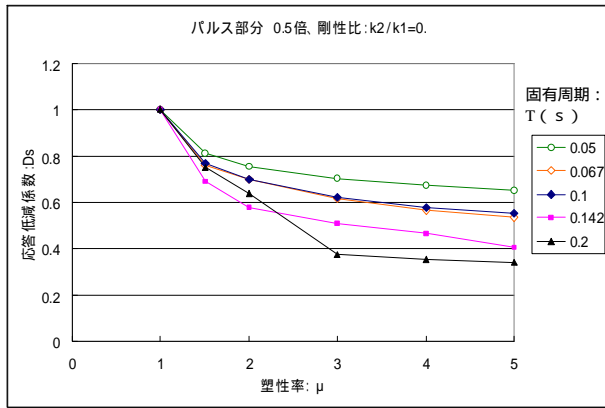


図 4.19 1号機観測波(EW方向)のパルス成分依存性 (完全弾塑性型 $\mu = 0$)

図 4.20 1号機観測波(EW方向)のパルス成分依存性 (弾塑性型 $\mu = 0.5$)

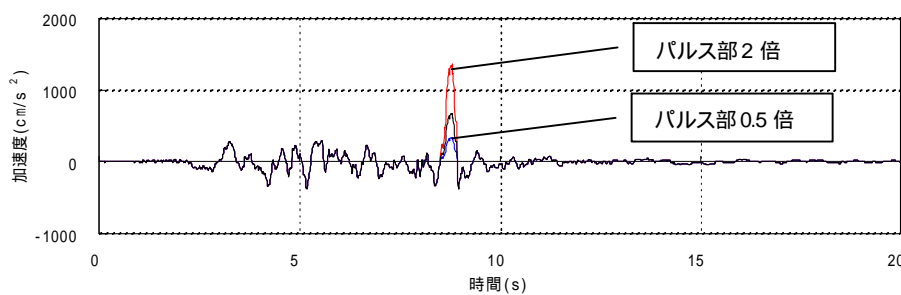


図 4.21 1号機原子炉建屋基礎観測波形(EW方向)とパルス部分の倍率を変えた時刻歴波

5．重要度分類について

中越沖地震では、原子力安全に影響はなかったものの、緊急対策室の扉が開かない、消火水が出ない等想定外の事象が発生し、従来の重要度分類、機器設計、耐震設計等とは別の観点から重要度分類の検討の必要があると考えられたため、次の観点から検討をした。

緊急時に必要とされるが、原子炉安全上の耐震設計ではAs/Aでないもの

非安全系でも故障するとプラントの安全に影響するもの

安全に影響はしないが、故障により社会に対する印象が悪くなるもの

以下、各項目毎の検討結果を示す。

5．1 原子炉安全上の耐震設計ではS(旧As/A)クラスでないが、緊急時に必要とされるもの(緊急度を考慮した重要度)

緊急重要度(仮称)の高い設備を以下に示す。緊急重要度の高い設備は、地震等の災害時にも機能が維持されるように考慮されるべきものである。この際、As/Aクラスの機器のように岩盤に固定をする等の必要はないが、機能維持の観点から設計されるべきものである。()内にその対策例もあわせて示す。

- 緊急時対策室(耐震扉等の考慮)
 - 緊急用通信回線(分散化等)
 - SPDS(非常用電源の採用)
 - 消火系(As/A設備との接続部のフレキシブル化、多重化、化学消防車、タンク付き消防車等)
 - 緊急時に必要な埋設配管、或いは破損により安全に影響を与えうる埋設配管(As/A設備との接続部のフレキシブル化、地盤改良等)
 - モニタリングポスト等の放射線モニター(多重化等)
 - 防災無線(地元との連携、広報車の準備等確実に伝えられる体制の整備)
 - 緊急車両用道路(地盤改良等)
 - 事務棟(地盤改良、(ロッカー等)転倒防止、照明落下防止、非常用電源)
- etc.

5．2 非安全系でも故障するとプラントの安全に影響するもの(リスク情報を考慮した重要度)

PSAの結果によれば、給水系等非安全設備ではあるが故障した場合炉心損傷頻度が上昇する設備もあり、このような系統は重要である。安全系、非安全系にかかわらず、故障すると炉心損傷頻度等が大きく増加するものはリスク重要度が高く、それなりの考慮を払う必要がある。リスク情報を活用した重要度に関する検討結果を添付1に示す。

5.3 安全に影響はしないが、故障により社会に対する印象が悪くなるもの（印象を考慮した重要度）

今回の中越沖地震では、所内変圧器の火災による黒煙や土捨て場の崩落等が社会に対して悪い印象を与えてしまった。このようにそれが直接安全に影響がなくとも、不安感をかき立てる事象があり、これらを引き起こす可能性のある設備を印象重要度の高いものとした。印象重要度の高いものは、これらの影響を極力小さくする対策を立てる必要がある。次のようなものが考えられる。

- 故障・破損により煙を発生するもの
 - * 所内変圧器（火災時の早期消火、安全に影響がないことの早期広報等）
- 故障・破損により水蒸気を発生するもの
 - * 2次系安全弁等
- 故障・破損により目立った汚れや崩落を引き起こすもの
 - * 主要道路（地盤改良等）
- スロッシングによる溢水等
 - * 使用済み燃料プール
- （故障・破損により大きな音を発生するもの）

添付 1 リスク情報を活用した重要度分類

= 安全上重要なSSCの抽出 =

リスク重要度による分類

RAW	領域 リスク重要度高	領域 リスク重要度高
2	領域 リスク重要度低	領域 リスク重要度高
1		

0.001 ↓ FV

【リスク重要度による分類】

- 領域 : 現状リスクに対する寄与・機能喪失時のリスク増分ともに大
- 領域 : 現状リスクに対する寄与大
- 領域 : 機能喪失時のリスク増分大
- 領域 : 現状リスクに対する寄与・機能喪失時のリスク増分ともに小

領域 ~ に分布するSSCをリスク上重要なものとする。

安全重要度分類の考慮

リスク高	安全重要度カテゴリA リスク重要度高&安全重要度クラス1 2	安全重要度カテゴリB リスク重要度高&安全重要度クラス3
リスク低	安全重要度カテゴリC リスク重要度低&安全重要度クラス1 2	安全重要度カテゴリD リスク重要度低 &安全重要度クラス3
	重要度が高 (安全重要度クラス1&2)	重要度が低 (安全重要度クラス3)

決定論的な重要度

【安全重要度分類の考慮】

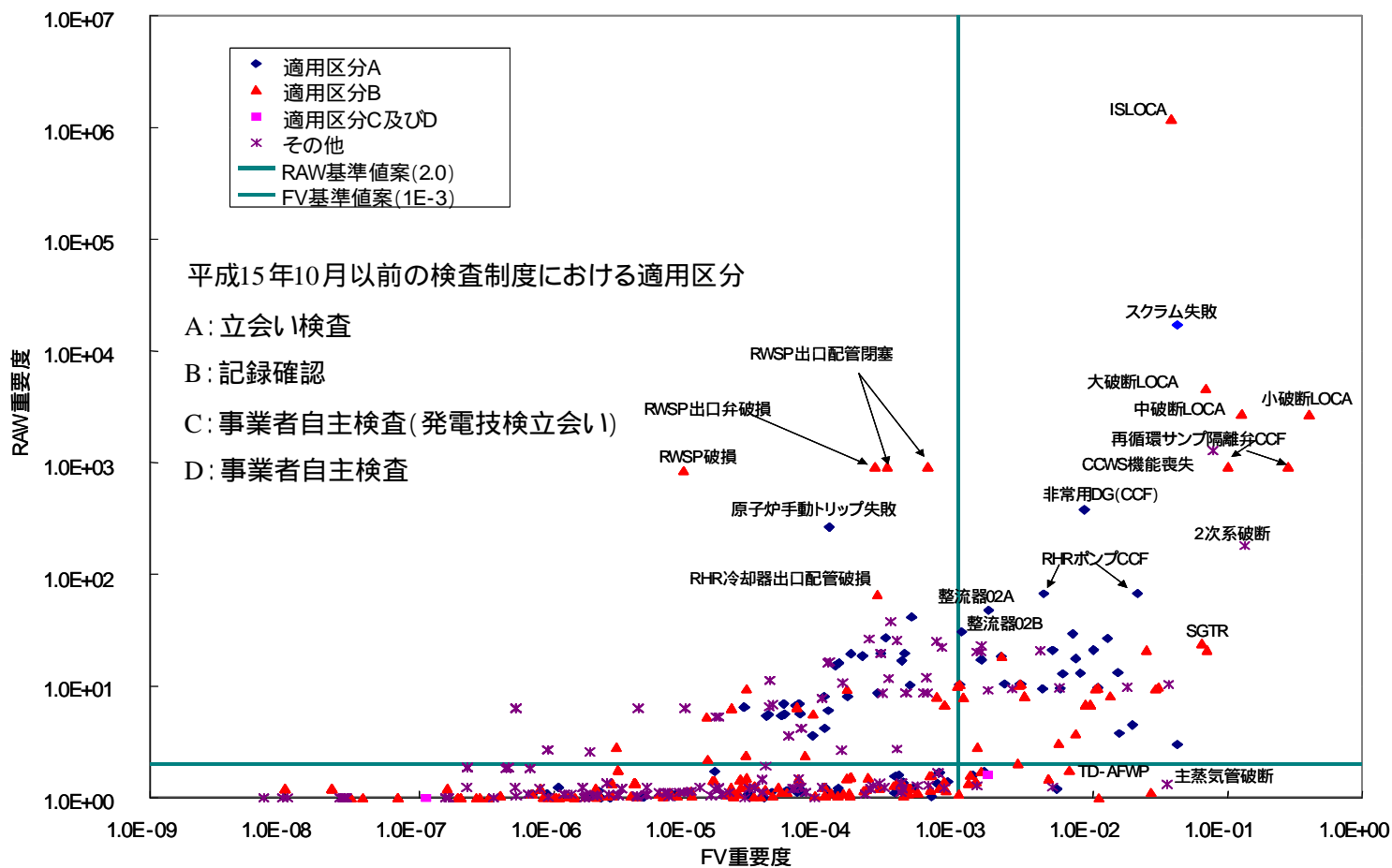
- 安全重要度カテゴリA: リスクの観点からも、決定論的観点からも重要度大
- 安全重要度カテゴリB: リスクの観点から重要度大
- 安全重要度カテゴリC: 決定論的観点から重要度大
- 安全重要度カテゴリD: リスクの観点からも、決定論的観点からも重要度小

決定論的観点からの重要度(安全重要度分類)を考慮
安全重要度カテゴリCはリスクの観点からの重要度は低い

55

= リスク重要度による機器/故障モードの分類例 =

ドライ型4ループPWRの重要度解析結果(出力運転時)



= ドライ型4ループPWRの例 =

リスク重要度

高	<p style="text-align: center;"><u>安全重要度カテゴリA</u></p> <p>リスク重要度高 / 安全重要度高 ・内的事象レベルIPSAで考慮している機器の約42% (除く、信号系)</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 原子炉トリップ遮断器 ➢ 蓄圧注入系/ 高圧注入系/ 低圧注入系共用部逆止弁 ➢ RWSP及WRWSP出口弁 ➢ 高圧注入系/ 低圧注入系共用部機器 ➢ 高圧注入ポンプ ➢ RHR/LPI 構成機器 ➢ 格納容器スプレイポンプ、再循環ライン電動弁 ➢ 補助給水ポンプ、給水隔離弁 ➢ 加圧器逃がし弁、加圧器逃がし弁元弁、加圧器安全弁 ➢ 主蒸気逃がし弁、主蒸気逃がし弁元弁、主蒸気安全弁 ➢ CCWS及びSWS 構成機器 ➢ 非常用電源系 <p style="text-align: right;">等</p>	<p style="text-align: center;"><u>安全重要度カテゴリB</u></p> <p>リスク重要度高 / 安全重要度低 ・内的事象レベルIPSAで考慮している機器の約3% (除く、信号系)</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ RHR/LPI テストライン手動弁 ➢ タービンバイパス弁 ➢ 電動主給水ポンプ、グラウンド蒸気復水器 <p style="text-align: right;">等</p>
	<p style="text-align: center;"><u>安全重要度カテゴリC</u></p> <p>リスク重要度低 / 安全重要度高 ・内的事象レベルIPSAで考慮している機器の約35% (除く、信号系)</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 本カテゴリに分類される機器は、静的機器及び多重化された機器が多い ➢ 蓄圧注入系、高圧注入系、RHR/LPI系、補助給水系 等 	<p style="text-align: center;"><u>安全重要度カテゴリD</u></p> <p>リスク重要度低 / 安全重要度低 ・内的事象レベルIPSAで考慮している機器の約20% (除く、信号系)</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 高圧注入系テストライン機器 ➢ 格納容器スプレイ系テストライン機器 ➢ 補助給水系二次系純水タンク隔離弁、テストライン機器 ➢ 加圧器スプレイ系 ➢ 化学体積制御系封水注入ライン機器 ➢ 主蒸気加減弁 ➢ 主給水系構成機器(隔離弁以降) <p style="text-align: right;">等</p>

安全重要度クラス1及び2

決定論的リスク

安全重要度クラス3

- ◆ 内的事象PSAで考慮している機器の約77%は安全重要度クラス1及び2に分類される。
- ◆ 停止時リスクを考慮すること等によりRHR系等の重要度が高くなり、安全重要度カテゴリCとAは同等数の機器が分類される。
- ◆ リスク重要度は高いが安全重要度クラス3の機器は極めて少ない。

6 . グッドプラクティスの収集と評価

新潟県中越沖地震により東京電力柏崎刈羽原子力発電所において発生した事象及び様々な対応から得られる教訓について今後の運営管理、設計等に反映していくことは必要である。さらにこれらの経験・教訓について技術的に評価し、原子力発電の分野にとどまらず、広く他産業に対してもこれらの経験を共有し水平展開することが必要と考える。この目的に沿って重要であると考えられる事項を収集・評価して、グッドプラクティスとして取り纏めた。

6 . 1 グッドプラクティスの収集・評価

グッドプラクティスについては、公開された情報に基づき収集・評価するとの原則にそって、IAEA 報告書、国検討会（運転管理に係わる評価結果、自衛消防及び情報連絡・提供に関する WG 報告書）の報告書、検討会資料、議事録等を調査するとともに、マスコミ関係情報からは、アサヒコムの特集記事（朝日新聞ウェブ新潟版）、NHK スペシャル（H19.9.1 放映）の情報を整理した。

また、柏崎刈羽発電所の現地調査時（H19.10.6）の説明、東電関係者とのインタビュー（H20.2.6 実施、主に運転操作、非常時対策本部の対応を確認）内容も参考として、グッドプラクティスを収集した。

なお、グッドプラクティスの収集・整理に対しては、以下の7つの観点から評価・整理を行った。

(1) 原子炉安全の確保

IAEA 報告書、保安院「運営管理に係わる評価結果」報告書にあるように、中越沖地震時における「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」の基本的原子力安全機能は、確保された。「止める」は、設計通り正常に自動停止したが、「冷やす」は、運転員の適切な操作により確保された。特に2号機の停止操作においてはTMI-2（1978.3.28）の教訓に基づき改善と訓練が続けられた運転操作に関する成果を見ることができる。また、3号機ではブローアウトパネルの開放があり、運転上の制限の逸脱宣言、3号機の停止を優先する判断などの確な対応がなされた。

「止める」、「冷やす」及び「閉じこめる」についての特記事項は次の通り。

「止める」の個別評価

- ・ 運転中及び起動中の4基（2号機起動操作中、3，4および7号機運転中）の原子炉には、合計約760本の制御棒があるが、すべて正常に動作し、制御棒駆動系の信頼性が高いことを示した。

「冷やす」の個別評価

- ・ 2号機は、原子炉冷却材浄化系（CUW）ポンプが停止し、安定した水位制御が難しくなったことから、主蒸気隔離弁（MSIV）を全閉し、主蒸気逃がし安全弁（SR 弁）によ

り減圧操作をしながら冷却を実施。低圧炉心スプレー系（LPCS）を起動し、適時（2回）原子炉に注水した。MSIVを全閉し、SR弁により減圧・冷却を行い、LPCSを使用して水位制御したことは、安定した原子炉水位維持のための適切な操作と評価できる。

- ・ 3、4号機では、1台の所内ボイラー（HB）しか使えないことから、ブローアウトパネルが開放された3号機を優先して、冷温停止を行った。拘束条件（ブローアウトパネルが開放による原子炉建屋負圧維持がより困難となっている）があるプラントに対して、万一の場合の安全を考え、より安全性を考慮した適切な判断と評価する。

「閉じこめる」の個別評価

- ・ 各号機において、
 - 地震発生前後の原子炉水及び使用済燃料プール水のヨウ素濃度の測定結果から、地震による燃料破損がないこと。
 - 原子炉圧力バウンダリ及び原子炉格納容器内の漏えいがないこと。
 - 原子炉建屋オペレーションフロアを除く各エリアにおいて有意な放射線モニタの上昇がないこと。
 - 原子炉建屋の負圧が維持されていること。モニタリングポスト等の指示に有意な変動がないこと。

等の事実から、「閉じこめる」機能は達成された評価する。

なお、6号機の使用済燃料プール水の海水への放出、7号機の排気筒からの放射性要素の放出が確認されている。それぞれ今後の教訓が導きだされ対策が実施されるが、どちらも極微量の放出であり、環境への影響のあるものではなかった。

3号機では地震発生直後、原子炉の冷却を実施している中、所内変圧器火災、原子炉建屋差圧低、プール水スロッシングによる使用済み燃料プール水位低の警報発生、多くの火災報知器の誤報等の事象が発生した。こうした錯綜した状況において3号機当直、非常災害対策本部は、以下の通り、優れた洞察力を発揮し、適切に判断して対応がなされた。これらはグットプラクティスであると評価できる。

- ・ 3号機では、地震発生後所内変圧器Bの火災、原子炉建家差圧低、プール水スロッシングによる使用済み燃料プール水位低の警報発生等の事象が発生。これらに対し、当直は、ホワイトボードに対応すべき事象を列挙し全員で情報共用し、かつ優先順位をつけて対応した。原子炉建屋差圧低及び燃料プール水位低の運転上の制限（LCO）逸脱を宣言。（緊急時対応中は省略できるが逸脱宣言を実施）
- ・ 所内変圧器B火災に対しては公設消防への連絡、電気火災のための安全処置確認を行うとともに現場に当直員2名を派遣し、協力企業の方2名と初期消火活動を実施した。その後、消火施設の被災により十分な消火活動が実施できないことから、類焼しないことを確認し、監視員を配置し、また公設消防車の誘導、消火活動への協力等を実施した。

- ・原子炉建屋差圧異常の警報発生には、現場パトロールを指示、及び、ブローアウトパネルが開いている可能性を疑い、最大余震の後、監視カメラで開いたブローアウトパネルを確認した。
- ・非常時対策本部は、1～4号機用の所内ボイラーが4台中1台となったため、使用できる蒸気量の制限からブローアウトパネルの開いている3号機を優先して冷温停止する判断を直ちに決定した。

(2) オーナーシップ（マイプラント意識）

多くの当直員は、大地震発生にも拘わらず、3直（夜勤）明けでの応援、当日夜の3直（夜勤）は確実に勤務に臨む一方、当日地震に遭遇した当直は停止操作応援のため翌日まで勤務を行う等、必要な運転操作業務を確実に実施するとのプロ意識があった。また、多くの対応操作、確認業務が発生している中、優先順位を判断して、地震後のプラント健全性確認も的確に実施した。運転操作に係わる業務は、当直に責任があり、自らの仕事であるとの高いオーナーシップを発揮されたと評価できる。

(3) 非常災害時対応（自衛消防体制含む）

中越沖地震発生後に非常災害時体制を敷き、連休中にも拘わらず多くの発電所所員（地震発生当日には約480名出社）が参集した。当初、電話回線の確保できない、緊急時対策室に入れない等、想定外の障害があったが、その中で、各当直との連絡・指示、本店・保安検査官との対応、県・市・村への通報等を実施した。

特に、地震発生直後、緊急時対策本部室が使えないため、事務本館裏の駐車場にホワイトポート5台等を持ち出し、仮の非常災害対策本部を設置したのは適切な判断でありグッドプラクティスであると判断する。（その後、緊急時対策室の扉を開け、非常災害対策本部を緊急時対策室に移動。）

3号機所内変圧器火災については、迅速な消火という観点からは地震時の自衛消防体制が十分でないことが判明したが、公設消防への連絡、電気火災のための安全処置確認、初期消火活動の実施、類焼しないとの判断のもとでの監視、公設消防車の誘導、消火活動への協力等、確実に実施された。

管理区域からの退域時に身体汚染の有無を計測する退出モニタが、7台中1台しか使えない状況において、人身安全の観点から退出モニタを使用せず、放射線管理員の指示のもと約400名の作業員を退出させたことは適切な判断であると評価する。

(4) 通報連絡・情報公開

地震発生直後は地震により、既設の情報収集、情報発信システムが十分機能しなかった中、携帯電話で情報収集、通報連絡先と連絡をとられた。例えば、刈羽村への連絡は村の共用回線が繋がらず、衛星電話を使用して相手側の個人携帯に連絡がとられたこ

とは、衛星電話を事前に装備していたことが有効に働いたと評価できる。また、サービスホールの FAX を使い、国、県、市村に第 1 報（原子炉の自動停止、火災の状況）の通報連絡を実施した。

しかし、6号機放射性物質の漏えいについては、放射性物質の測定・評価、的確な通報連絡に課題があった。

県は、県 HP に 県モニタリングポスト（MP）に異常値は出ていないことを掲示し、適切な情報公開を実施した。

(5) プラント管理

全般的に、整理整頓、仮置き機器の固縛管理がよく行われており、重要な機器に損傷はなかった。

また、IAEA からは、整理整頓及び設備保守が広範囲にわたり行き届いていると評価された。なお、3号機において、供用中検査（ISI）用の模擬ノズルが移動し、ホウ酸水注入系（SLC）配管の保温材に接触・変形の事例が見つかっており、設計面での配慮、固縛管理等に教訓が見られた。

前回の中越地震の知見を踏まえ、新たに使用済み燃料プール水のスローシングによる水位低下、溢水の有無等を確認することを、「地震後のプラント健全性確認」マニュアルに追加記載し、改訂しておく等、適切なプラント管理を実施した。

なお、6号機の使用済み燃料プールからの放射性物質漏えい、7号機の排気筒からの放射性物質の放出が合った。

いずれも年間の許容線量と比べると極微量ではあるが、非管理区域（放射性物質を含む機器に隣接する区域）の管理プロセス、訓練による確実な操作等の教訓が得られた。

(6) 不適合管理

地震発生後、8月31日までに、2790件の不適合事象を報告された。これらは、不適合の定義も含め JEAC の基準に基づき、適切に処理が進められている。すべての事象は公開されており、日本原子力技術協会、電気事業連合会等を通して、他の電気事業者に必要な情報の水平展開が実施されている。

(7) 運転経験の共有、国際的なコミュニティへの説明責任

規制当局の調査に協力ばかりでなく、IAEA、INPO、EPRI、機械学会、原子力学会等、関係者との運転経験の共有に努め、貴重な運転経験の普及・展開に努力されている。（H20.2.4 現在、発電所視察人数：7,103 人、内管理区域内視察人数：5,127 名）

IAEA からは、調査への我が国の対応を「大変開放的で協力的」であり、「国際的なコミュニティへの説明責任を明瞭に反映しているように感じた」と評価。報告書においても「日本側から良好な協力を受けた」としている。

東京電力は、H20年2月、産業界で企画された「耐震安全性・信頼性に関する国際シンポジウム」の開催に協力している。

6.2 まとめ

今回得られたグッドプラクティスを7つの視点からまとめた。特に次の3点は今後の原子力の安全向上に有益であることのみならず、色々な産業分野においても有効な事例と考える。これらのグッドプラクティスはその事例が示している事実が重要であることは勿論であるが、これが成立した背景・要因をしっかりと纏め、伝え、理解することが重要である。

これには教育・訓練、安全文化、その組織が持つ風土やルール・制度等、多くの要因が含まれる。

1) 運転員（当直員）の適切な対応

運転中、起動操作中のプラントは4基あったが、プラント毎の4つの当直班は地震による様々な警報の発生、プラント状況の把握、外部との連絡対応等状況が輻輳するなかにあつて各々停止対応を行い、全ての当直班がその使命を全うし適切な操作によりプラントの冷温停止の状態を確保した。特に、2号機における停止・冷却操作はTMI-2の教訓に基づく運転操作の改善・訓練の継続が生んだ成果と考えられる。

運転員が適切な対応が行うことができた背景の一つには、各号機の当直関係者、非常災害対応要員等、連休中の大地震発生当日であり自らが被災者であるにも拘わらず、多くの所員・協力企業の方が対応に当たったことにある。

教育訓練の重要性を再確認するとともに、安全文化の醸成が重要な視点であることを再認識できる。

2) 適切な保全

運転中及び起動中の4基の原子炉には、合計約760本の制御棒があり、これらすべて正常に動作し「止める」という安全機能が確実に行われ、制御棒駆動系の信頼性が高いことを示した。また、外部電源は喪失することなく非常用ディーゼル発電機の起動も必要とならなかった。さらに非常用ディーゼル発電機は点検中の1機を除きその他の20機は健全であったことが確認された。

重要機器を中心に、適切な保全を進める事の有効性を確認することができる。

3) 不具合などの運転経験の共有

地震発生後、多くの不適合事象を報告されたが、JEACの基準に基づき、適切に処理が進められている。すべての事象は公開されており、日本原子力技術協会、電気事業連合会等を通して、他の電気事業者に必要な情報の水平展開が実施されている。

想定外の地震を経験したことから、国内外の関係者との運転経験の共有に努め、貴重な運転経験の普及・展開に努力している。IAEA からは、国の姿勢の含め、「国際的なコミュニティへの説明責任を明瞭に反映しているように感じた」と評価されたことは高く賞賛される。

今回の評価は、グッドプラクティスに焦点を当て、公開情報の限られた情報からの評価であったが、総じて柏崎刈羽原子力発電所の関係者は、地震発生直後の対応をしっかりとされたことが確認できた。

今後、中越沖地震により得られた課題・教訓、グッドプラクティス等の経験を、学習的姿勢を堅持し、更なる原子力の安全確保の向上に向け活かしていくことを期待したい。

また、これらのグッドプラクティスおよび不適合事象等は、原子力産業界だけにとどまらず、広く一般産業において共有化されることが重要であると考えます。

表6.1 グッドプラクティスの概要(1/3)

項目	グッドプラクティスの概要	資料
1. 原子炉安全	<p>「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」の基本的原子力安全機能は、確保された。特に、「冷やす」は、運転員の適切な操作によることが大きい。また、3号機は、ブローアウトパネルの開放があったが、運転上の制限の逸脱の宣言、3号機の停止を優先する判断など、的確に対応。</p> <p>「冷やす」の個別評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2号機は、主蒸気逃がし安全弁により減圧操作をしながら、冷却、適時、LPCSにより原子炉注水。 ・ 3,4号機では、1台のHBしか使えないことから、ブローアウトパネルが開放された3号機を優先して、冷温停止を行った。(適切な判断) <p>「閉じこめる」の個別評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震発生前後の原子炉水及び使用済燃料プール水のヨウ素濃度の測定結果から、地震による燃料破損がないこと。 ・ 原子炉圧力バウンダリ及び原子炉格納容器内の漏えいがないこと。 ・ 原子炉建屋オペレーションフロアを除く各エリアにおいて有意な放射線モニタの上昇がないこと。 ・ 原子炉建屋の負圧が維持されていること。モニタリングポスト等の指示に有意な変動がないこと。 <p>等の事実から、「閉じこめる」機能は達成された評価する。</p> <p>なお、6号機の使用済燃料プール水の海水への放出、7号機の排気筒からの放射性要素の放出が確認されているが、どちらも極微量の放出であり環境への影響のあるものではなかった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 東電説明資料 ・ IAEA 報告書 ・ 保安院「運営管理に係わる評価結果」報告書 ・ アサヒコム ・ NHK スペシャル
2. オーナーシップ (マイプラント意識)	<p>多くの当直員は、大地震発生にも拘わらず、3直(夜勤)明けでの応援、当日夜の3直(夜勤)は確実に勤務に臨む一方、当日地震に遭遇した当直は停止操作応援のため翌日まで勤務を行う等、必要な運転操作業務を確実に実施するとのプロ意識があった。</p> <p>また、多くの停止操作、確認業務が発生している中、適時優先順位を判断して、地震後のプラント健全性確認も的確に実施した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当直員とのインタビュー、東電の説明など

表6.1 グッドプラクティスの概要(2/3)

項目	グッドプラクティスの概要	資料
<p>3. 非常災害時対応 (自衛消防体制含む)</p>	<p>新潟県中越沖地震後に、非常災害時体制を敷き、3連休にも拘わらず、多くの発電所所員(地震発生当日には、約480名出社)が参集した。当初、電話回線の確保できない、緊対室に入れない等、想定外の障害があったが、その中で、臨機応変に、各当直との連絡・指示、本店・保安検査官との対応、県・市・村への通報等を実施した。</p> <p>K3変圧器火災については、迅速な消火という観点で、地震時の自衛消防体制が十分でないことが判明したが、公設消防への連絡、電気火災のためのアイソレ確認、初期消火活動の実施、類焼しないとの判断のもとでの監視、公設消防車の誘導等、やれる事は確実に実施されている。</p> <p>管理区域からの退域時に身体汚染の有無を計測する退出モニタが、7台中1台しか使えない状況において、人身安全の観点から、臨機応変に退出モニタを使用せず、約400名の作業員を退出させた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・東電説明資料 ・保安院「自衛消防及び情報連絡・提供に関するWG」資料 ・保安院「運営管理に係わる評価結果」報告書 ・アサヒコム ・NHKスペシャル
<p>4. 通報連絡・情報公開</p>	<p>地震発生直後は、地震により、既設の情報収集、情報発信システムが十分機能しなかった中、携帯電話で情報収集、通報連絡先と連絡をとる。サービスホールのFAXを使い、国、県、市村に第1報(原子炉の自動停止、火災の状況)の通報連絡を実施した。また、K6放射性物質の漏えいについては、放射性物質の測定・評価、的確な通報連絡に課題があった。</p> <p>県・市・村は、地震発生直後、発電所との通信手段を失ったが、電話にて各号機の緊急停止、3号機所内変圧器の火災の連絡を受ける。地震後の変圧器火災を踏まえ、住民避難の必要性について、県は国と連絡を取り、避難の必要性はないと判断。また、県は、県HPに、県モニタリングポスト(MP)に異常値は出ていないことを掲示し、周知した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・東電説明資料 ・保安院「自衛消防及び情報連絡・提供に関するWG」資料 ・アサヒコム ・NHKスペシャル

表6.1 グッドプラクティスの概要(3/3)

項目	グッドプラクティスの概要	資料
5. プラント管理	<p>全般的に、整理整頓、仮置き機器の固縛管理がよくやられており、重要な機器に損傷はなかった。また、IAEAからは、整理整頓及び設備保守が広範囲にわたり行き届いていると評価された。なお、3号機において、ISI 模擬ノズルが移動し、SLC 保温材が接触・変形の事例が見つかっており、設計面での配慮、固縛管理等に教訓が見られた。</p> <p>前回の中越地震の知見を踏まえ、使用済み燃料プール水のスローシングによる水位低下、溢水の有無等を確認することなど、「地震後のプラント健全性確認」マニュアルを改訂しておくなど、適切なプラント管理を実施。</p> <p>6号機の使用済燃料プールからの放射性物質漏えい、7号機の排気筒からの放射性物質の放出あり、いずれも年間の許容線量と比べると極微量ではあるが、非管理区域（放射性物質を含む機器に隣接する区域）の管理プロセス、訓練による確実な操作等の教訓が得られた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・東電の説明 ・IAEA 報告書 ・保安院「運営管理に係わる評価結果」報告書
6. 不適合管理	<p>地震発生後、8月31日までに、2790件の不適合事象を報告。</p> <p>これらは、不適合の定義も含め、JEAGの基準に基づき適切に処理されている。すべての事象は公開されている。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・東電説明資料 ・保安院「運営管理に係わる評価結果」報告書
7. 運転経験の共有、国際的なコミュニティへの説明責任	<p>規制当局の調査に協力ばかりでなく、IAEA、INPO、機械学会、原子力学会等、関係者との運転経験の共有に努め、貴重な運転経験の普及・展開に努力。H20年2月、国際シンポジウムを産業界とともに計画。</p> <p>IAEAからは、国の姿勢の含め、「国際的なコミュニティへの説明責任を明瞭に反映しているように感じた」と評価されたことは高く賞賛される。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・東電の説明、関係機関、関係者からの情報

7. 広報と報道のあり方

7.1 はじめに

中越沖地震の柏崎刈羽原子力発電所への影響は、結論から言うと、「想定を超える地震に対しても、『止める』『冷やす』『閉じ込める』という原子力発電所の安全機能は設計どおりに機能し、基本的な原子力安全は確保できたということである。

6・7号機で放出された放射性物質は、6号機の水漏れに伴う海水への放出は90kBq（キロボケレル：食物摂取に伴い1人平均約7kBqの放射能を人体に保有しているので13人分の極微量の放射能）、7号機主排気筒におけるヨウ素検出は400MBqと少量で、線量に換算しても日常生活で一年間で自然界から受ける放射線量のそれぞれ十億分の一および千万分の一であり、健康、環境への影響はないものであった（当影響評価研究分科会が第一報として機械学会のホームページに発表したもの）。

また、安全が早期に確認されていたにもかかわらず、風評被害がこのように大きくなってしまったのは、マスコミも原因の一つと考える。

地震後の柏崎刈羽原子力発電所への影響等に対する報道はどのような報道であったのかについて事実に基づいて評価を行い、より良い報道のあり方を検討した。

7.2 国内報道の実態

様々な報道がなされたなか、報道の実態の一例を見てみると、国内のみならず、十分な解説無しで海外にも配信された図7.2-1に示す黒煙の映像（NHKのTV映像より）によりチェルノブイリの事故を連想させ、イタリアのサッカーチームが来日を中止した等、世界的な風評被害へと拡大してしまった。図7.2-2に示す東京電力から提供された使用済み燃料プールのスロッシングの映像は放射能を含んだ水が漏れたという説明に使われ、プール水の放射能濃度が十分に低いという補足説明なされないままであった。

このような報道が続くなかで、首相が現地視察を行ったが「安全宣言」は無く、経済産業大臣も東京電力社長に対して初期報告の遅れをマスコミの前で叱責するのみで、基幹電源としての役割を果たしている原子力発電所が被災したということに対する配慮の言葉や全基冷温停止を達成した発電所の運転員への労い（ねぎらい）の言葉等の報道も無かった。原子力安全委員会の安全宣言や保安院による地元説明などは十分に報道されず、実質的な安全宣言は図7.2-3に示す8月6日から10日に行われたIAEAの現地調査によってなされた。この報告書は8月17日に発行

されたので、約1ヶ月に亘って安全宣言が無かったに等しく、この間、地元住民は各家庭が受けた地震による被災に加え、目の前の原子力発電所から上がる黒煙から受けた不安な気持ちのままに生活しなければならなかった。地元の旅館や民宿は地震による被災に加えてキャンセルが相次ぐという風評被害を受けることになった(図 7.2-4)。住民からは、「住民に対してもっときちんとした説明がされるようにしてほしい」という要求も出されている。(図 7.2-5)

国からは、「いろんな手を考える能力が関係の組織において薄かったということ」という原子力安全・保安院の反省の声も報道されている。(図 7.2-6)

このような報道のなかで、「原子力立国」を支える重要な基幹電源である柏崎刈羽原子力発電所は地元では「迷惑施設」との極めて不本意な評価を受けるに至った。

日本機械学会動力エネルギーシステム部門としては、専門家・技術者集団として技術的立場から情報提供及び報道の分析評価を実施し、教訓を抽出すべく活動を行った。

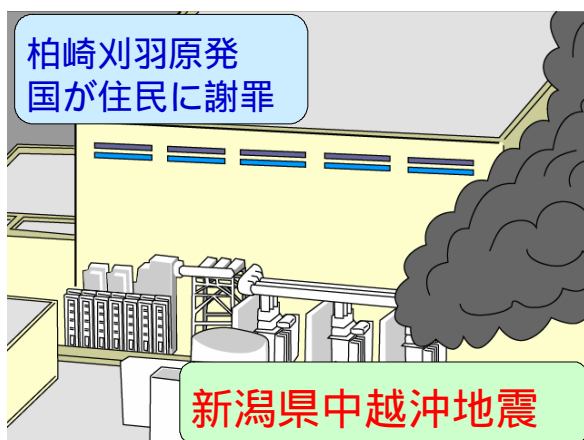


図 7.2-1 黒煙を上げて燃える所内変圧器の映像(NHK TV の放映した映像より)

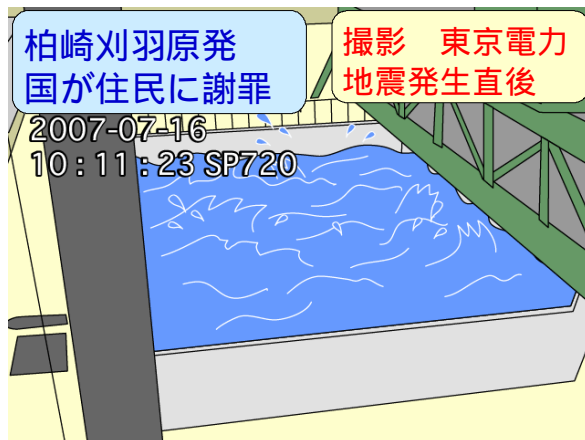


図 7.2-2 使用済み燃料プールのスロッシング映像(東京電力が提供した映像をNHK が放映)

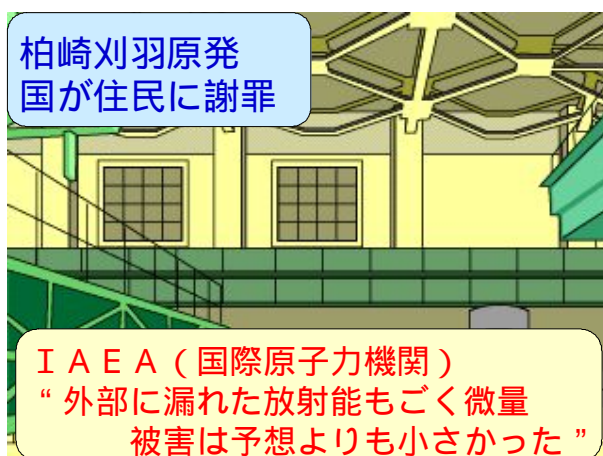


図 7.2-3 実質的な安全宣言は IAEA



図 7.2-4 風評被害に対する地元住民の不満



図 7.2-5 説明を求める住民

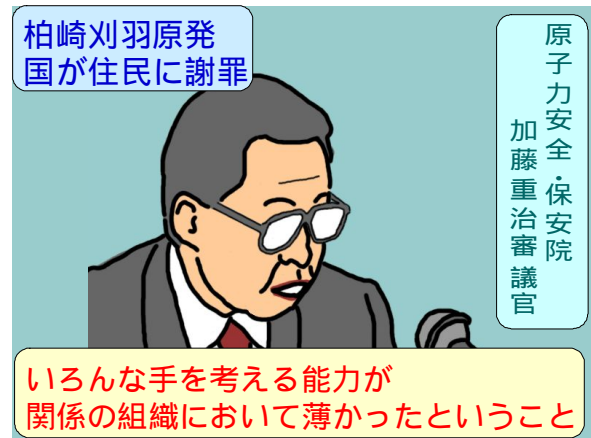


図 7.2-6 反省を伝える原子力安全・保安院

7.3 報道分析

(1) 情報提供及び報道の分析

下記を対象とし、情報提供及び報道について分析・評価を実施した。

- ・ 期間 : 平成 19 年 7 月 16 日～8 月 1 日の 16 日間
- ・ 対象 : 東京電力プレスリリース
原子力安全・保安院プレスリリース
4 大紙(日本経済新聞・朝日新聞・読売新聞・毎日新聞)
- ・ 報道の分析・評価方法
発信の出典と記載を下記項目に分類
東京電力、原子力安全・保安院、政府情報、地元の自治体、IAEA、取材・論説、その他
報道内容を下記項目に分類
止める、冷やす、炉心内放射能、周辺モニタ、震度・加速度、活断層・耐震基準、破損・損傷、火災、その他
評価方法
各記事について、下記項目について評価を実施した。
速報性、正確性、定量性、視認性、理解容易度、公共の利益性の 6 項目
 - 速報性 : 即日、翌日、発生後 2 日～6 日、×プレス後 1 週間以上の遅れ
 - 正確性 : 5W1H を満たしている、一部、記載があいまい、×記事として不正確
 - 視認性 : 誇張のない写真や映像を掲載、写真や解説図入り、写真が無い、
×写真や図が無い

- 理解容易性：（解説付きで）理解しやすい、記事が普通に読める、
記事が理解しにくい、×素人には全く理解できない
- 公共の利益性：避難の要否・危険の有無が明記、危険か安全かの記載あり、
センセーショナルで無用の恐怖心を煽る、×無用の恐怖心を煽り、風評被害を生む
公共の利益性は、見出しと本文を各々評価した。
- 備考の記載
センセーショナルか、冷静的確か、耐震クラス・数値や単位の解説などがあるかなど特記すべき事項を記載した。

（２）分析・評価結果

分析・評価結果を図 7.2-1～図 7.2-16 示す。

（３）誤解を生む見出しの例

- 「新潟・長野で震度 6 強 原発停止 8 人死亡、けが 900 人 避難 1 万人超」
- 「初の火災、初動甘く 放射性物質含む水漏れも」
- 「社説 中越沖地震 原発の耐震力が心配だ」
- 「揺れ 設計時の想定外 原発耐震 甘かった可能性」
- 「刈羽 放射能「見えぬ怖さ」原発周辺住民、募る不信」
- 「柏崎刈羽原発 地震後トラブル 50 件」
- 「海底活断層 見極め課題 問題次々 怒る住民」
- 「東電の報告遅れ 官房長官が不満 放射能含む水流出」
- 「柏崎刈羽原発 排気筒から放射性物質 全 7 基でトラブル 50 件」
- 「柏崎市が停止命令 原発城下町 不信の末」
- 「原発の放射能心配」
- 「放射能放出やまず 微量「人体に影響なし」」

7.4 国内報道の実態 報道分析結果 安全宣言はなかったか？

実質的な安全宣言は、8月6日から10日に行われたIAEAの現地調査によってなされた。この報告書は8月17日に発行されたので、約1ヶ月に亘って安全宣言が無かったに等しかった。それ以前に「安全宣言はなかったか？」について検証した。

(1) 7月18日 勝俣社長：「安全を比較的確保できた。問題はないという気がする。」

7月19日朝日新聞朝刊 2面 時時刻々

見出し： 原発再開「安全確認まで認めぬ」 柏崎市長が停止命令

7月18日午前11時過ぎ(12時43分HPアサヒコム更新 下記記事は、朝日新聞のみ)

柏崎市長から、使用停止を申し渡された場で、勝俣社長は、

火災については「消火設備は手薄だった」と認めながら、

原発の構造については「安全を比較的確保できた。問題はないという気がする」と話した。

が、メディアからは大きく取り上げられなかった。

東京電力は、取材にきたメディアや視察にきた方々に上記の事実を伝えていたが、記事にならなかったそうである。

(2) 7月19日 鈴木原子力安全委員会委員長：「新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の安全性について」

原子力安全委員会は19日に、鈴木篤之委員長の所感を発表している。

「新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の安全性について」原子力安全委員会委員長 鈴木篤之

全4頁

本文3行目から

柏崎刈羽原子力発電所の安全は、基本的に確保されており、いわゆる原子炉事故が発生するような深刻な事態には至りませんでした。変圧器設備で火災が発生するなど、・・・

2頁目の下から6行目から。

一方、今回の地震は、非常に大きな地震動をもたらしましたが、運転中の原子炉はすべて設計通り自動停止するとともに、原子炉内の高放射能を多重・多層に防護するという、安全上もっとも重要な安全機能は正常に作動しています。したがって、結果的に原子炉施設の安全は確保されており、その意味では、審査指針を含む耐震安全の考え方は基本的に有効と考えられます。しかし、・・・

鈴木篤之委員長の所感の記事は電気新聞(20日朝刊)に掲載されたのみ。

見出し： 柏崎刈羽原子力 安全性、重大な影響なし 安全委 鈴木委員長が所感

本文： 「現時点では新指針の再改訂の要否を議論すべき状況ではないとの考えも示した。」

(3) 7月30日 原子力安全委員会 : 原子力安全委員会決定として公表

原子力安全委員会も7月30日になってから、6頁にわたる、

「今回の地震は、設計時に想定した最大加速度を上回る大きな揺れをもたらしたが、運転中または起動中の原子炉(2、3、4、7号機)については、すべて安全に自動停止するとともに、その後、停止中の他の原子炉(1、5、6号機)を含む柏崎刈羽原子力発電所の7原子炉すべては、現在、安定した冷温停止状態に保たれている。したがって、緊急時に要求される「止める、冷やす、閉じ込める」という原子炉の原則安全を守るための重要な安全機能は維持されていると言える」との見解を、原子力安全委員会決定として公表したが、地震発生から2週間を経過しており、ほとんど報道されなかった。

原子力安全委員会の記事は下記新聞に掲載されたが、上記部分は見出しにもなっていない。

朝日:(31日朝刊14面) 原発消火設備 指針見直しへ 原子力安全委

読売:(31日朝刊2面) 原子力安全委 地盤沈下対策 全原発に要請

消火指針も改定へ

毎日:(31日朝刊2面) 原発 火災防護指針強化へ 安全委 地盤強度確認も要請

7.5 報道の好例(海外)

【仏ルモンド紙の柏崎刈羽原子力発電所に関する7/18付の報道⁽¹⁾】

日本の新聞が大騒ぎしている一方、教養ある辛口で有名なフランスの高級誌ルモンドは:

「原子炉が大地震にあっても即座に停止し、いまま安全に停止している」と冷静かつ重要な「安全に停止している」との解説を加えて報道をしている。

「柏崎の大地震により、多くの家や道路や鉄道の線路が倒壊するなど大惨事となったが、柏崎刈羽原子力発電所は、地震の最も被害の大きな場所にあつたにもかかわらず、軽微な被害しか受けていない。また火災が発生した変圧器も初期段階で鎮火された。放射能漏れも検知されているが、環境に影響はない。原子力発電所は、地震の揺れを最小限に抑えるため、硬い岩盤の上に建設され、かつ原子炉建屋には地震を感知する加速度計が設置され、あるレベル以上の加速度を検知すると即座に原子炉を停止させるシステムとなっている。柏崎刈羽原子力発電所ではこのシステムが作動し、現在も安全に停止中である」と、大地震にもかかわらず安全に停止したことを報道している。



7.6 報道の好例（国内）正確な報道も

(1) 17月26日 読売新聞

見出し：原子炉の安全は確保されている

- ・最大のポイントは、緊急時に原子炉で最も重要とされる『止める』『冷やす』『閉じ込める』という3つの機能が正常に働いて、今も安全性は確保されている、ということだ。
- ・原子力施設の耐震設計と建設、さらにその考え方を定めている政府の指針は基本的に有効だった、と言える。
- ・トラブルは60件以上にのぼる。しかし、いずれも原子炉の安全性とは峻別して考えるべき問題だろう。
- ・日本は耐震設計などの技術で世界最高水準にある。

(2) 17月26日 産業経済新聞

見出し：対応は本質を見失わずに

- ・原発にとって、何が重要で（何が）危険な損傷なのか。一般人も、その本質を冷静に見極めることが必要だ。
- ・いたずらに人々の不安感をあおりたてる反応は、やめにしたい。
- ・日本の温暖化防止対策には原子力発電の貢献が期待されている。安全上、意味を持たない長期停止は、世界に対しても誤解を与えることになりかねない。

7.7 期待される報道

報道に求められると考えられる特性を上げる。

- ・事実を伝える。
- ・特定の思想、及び政党に加担した内容としない。
- ・冷静的確に報道する。
- ・住民、国民をいたずらに不安に落とし入れない。

- ・住民、国民が安心感を得られるような報道を心がける。
- ・初期報道では、緊急避難の必要の要否を最初に報道する。
- ・センセーショナルで無用な恐怖心を煽るような報道はしない。
- ・真実を伝えることを心がける。「都合のいい事実」だけを編集しない。

ここで、参考として、IBTimes インターナショナルビジネスタイムズのHPの記事を引用する。

【世界の新聞 101紙 の視点】

今のマスコミが全くのウソ・デタラメを報道することはないと思います。

しかし、報道されていることは「真実の全て」ではありません。

場合によっては、各メディアにとって「都合のいい真実」だけを編集していることもあるかもしれません。

そのためにも世の中の事象を、価値観の異なる様々な角度から見る必要があるように思います。弊誌は、そんな役割を担える媒体でありたいと考えております。

特定の新聞や思想、及び政党に加担するものではありませんので、あらかじめご承知おき下さい。

编者自身はあくまで中立を旨としておりますが、掲載されている情報には偏った価値観に基づくものが含まれる場合がございます。

情報の活用（広告・読者の方々からのコメント等を含む）につきましては、ご自身の責任にてお願い致します。

7.8 望まれるテレビ報道の例

【2008年02月26日 米フロリダ州、大規模な停電が発生、原発停止】

たまたま、筆者は、テレビでこの報道を見ていた。

日本のテレビであるが、アナウンサーの下側にテロップで、大きな字で「原子力発電所、**安全上の懸念はない。**」と写し出された。これを見て、非常に安心するとともに、日本のテレビでもこのような期待される報道ができるのだと驚いた。この一件から、マスコミだけの責任ではなく、情報を提供する側にも改善の余地があるということを強く実感した。

2つのHP上の報道を比較してみる。

I B T i m e s インターナショナルビジネスタイムズ

見出し：米フロリダ州、原発停止で大規模な停電が発生

内容：26日、米フロリダ州最大の発電所で原子力発電所が停止し、米国の南部で300万世帯以上に大規模な停電が発生している。原因はまだ特定されていないが**安全上の懸念はない**という。

米原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission；NRC）によると、停止したのはマイアミ南部に位置するフロリダ・パワー・アンド・ライト社の原子炉2基。

同社の広報によると、完全な復旧までには10時間がかかる見通し。

[写真] フロリダ・パワー・アンド・ライトのマイアミ本社に隣接する発電所で調査を行う職員（2008年2月26日、AP）

日本の4大紙の1紙

見出し：米フロリダ州で大規模な停電発生、原発が緊急停止

内容：2008年02月27日08時57分

[マイアミ 26日 ロイター] 米フロリダ州で26日、広い範囲で大規模な停電が発生。交通が混乱するなど、数百万人に影響が出た。発生から数時間後には、大半の地域で電力が復旧しているという。

同地域の主なエネルギー供給業者であるFPLグループの広報担当者によると、送電網で何らかの「不具合」があり、フロリダ州南部のターキーポイント原発が自動緊急停止した。一方、ワシントンの政府関係者は、テロとの関連を示す証拠はない、との認識を示している。

【考察】

I B T i m e s インターナショナルビジネスタイムズ社の報道では、「原子力発電所が停止。原因はまだ特定されていないが**安全上の懸念はない**という。」と明記している。原子力発電所に関する報道として、この点が一番重要であることを認識しており、事実を報道している。

しかし、日本の4大紙の1紙は、この一番重要な部分が欠落している。

また、インターナショナルビジネスタイムズには、米原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission；NRC）と明記され、これだけでは確定できないが、米原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission；NRC）が「原子力発電所が停止。原因はまだ特定されていないが**安全上の懸念はない**という。」と発表していると考えられる。

原子力発電所の報道で一番重要な項目をNRCは、即座にプレスリリースし、マスコミも伝えている様子が伺える。

ここが、日本と米国の一番の相違点であると考ええる。

7.9 望まれる情報提供と報道（国のプレスリリースと報道）

（1）国のプレスリリース

緊急時の責任者を決定し（例えば原子力安全・保安院長等）、重要事項をタイムリーにリリースする。今回の場合であると、柏崎刈羽原子力発電所に関し、次のリリース等が期待される。前向きな情報は、重ね重ね重複してリリースした方が良いと考えられる。

7月16日（地震当日）:

「安全上の懸念はない」、「原子炉安全停止」、「原子炉現在冷却中」

「放射線モニターに異常なし」⁽¹⁾、「住民非難の必要なし」

「放射能放出、ごく微量、環境・人体に影響なし」

7月17日（地震翌日）:

「引き続き、安全上の懸念はない」、「原子炉冷却完了」、「原子炉は冷温停止状態に保たれ安定」

「引き続き放射線モニターに異常なし」、「原子炉は安心」

「放射能放出、ごく微量、環境・人体に影響なし」、「住民避難の必要なし」

（2）報道

国が上記リリース等を実施すれば、7.8項で紹介した米国の事例のように、新聞・テレビともに適切な解説を加えて報道したと考えられる。

7.10 テレビ報道への提言

(1) 望まれるテレビ報道の例

例えば、「火災が発生していますが、人体や環境に影響を与える放射線は出ていません、ご安心下さい」とアナウンス⁽²⁾し、放射線モニターや海水モニターを周辺モニタリングポストや海水モニターの数値⁽¹⁾とマークを用いてわかりやすく表示画面に映し続ければ、住民、国民は安心すると考える。

また、「変圧器の周りには防火壁があり、延焼の恐れはありません。変圧器と原子炉は離れており、原子炉は安全ですので、ご安心下さい」といったアナウンス⁽²⁾なども住民、国民が求めていた情報だったのではないかと考える。



14

図 7.10-1 望まれるテレビ報道の例⁽²⁾

(2) モニタリングポストと海水モニタのHP上の表示及びテレビ報道に関する提言

モニタリングポストと海水モニタのHP上の表示

現状の東京電力柏崎刈羽原子力発電所のモニタリングポストと海水モニタのHPは、一例を示すと下記のようにになっている。(平成20年6月3日の例を示している。)

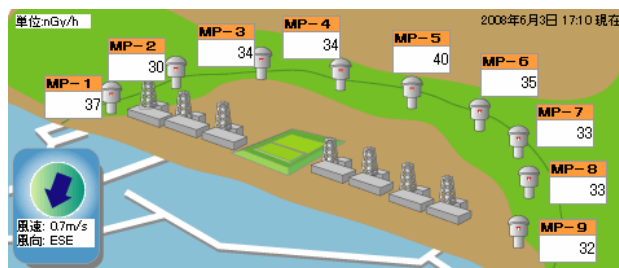


図 7.10-2 東京電力HP上のモニタリングポスト表示

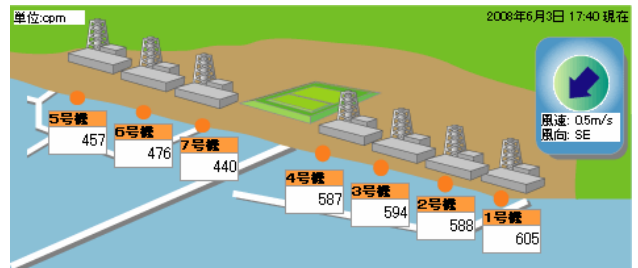


図 7.10-3 東京電力HP上の海水モニタ表示

このHPに、理解促進のための工夫を付加し、一見して安全であることが判明可能なように、下記マーク等を付加することの一つの案であると考え、試作した。

緑色でバンザイをしているカエルは、モニタリングポストの値に異常はなく、安全であることを示している。黄土色のアザラシは、海水モニタの値に異常はなく、安全であることを示している。「注意」、「危険」という表現及び、範囲については、放射線の専門家と相談をし、検討する。

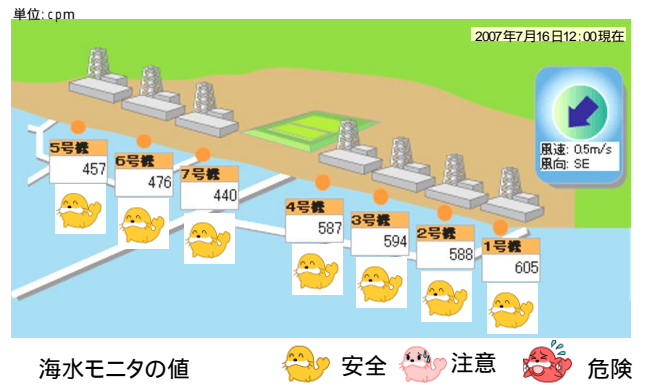
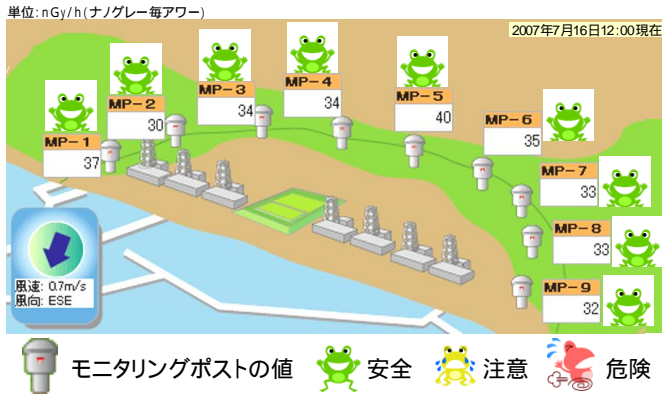


図 7.10-4 東京電力HP上のモニタリングポスト表示
に当影響評価研究分科会でマークを付加

図 7.10-5 東京電力HP上の海水モニタ表示に
当影響評価研究分科会でマークを付加

地震被災時やトラブル時などの原子力発電所に関するテレビ報道で下記の画面を放映し、アナウンサーが「緑色のカエルは、モニタリングポストの値が普段と変化がないことを示しています。ご安心下さい。」「黄土色のアザラシは、海水モニタの値が普段と変化がないことを示しています。ご安心下さい。」とアナウンスすれば、住民、国民は安心するのではないかと考える。また、これこそが、住民、国民が求めている情報ではないかと考える。

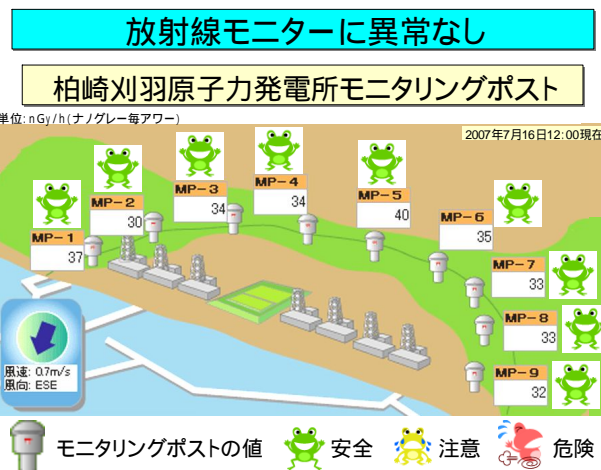


図 7.10-6 モニタリングポストの望まれるテレビ報道

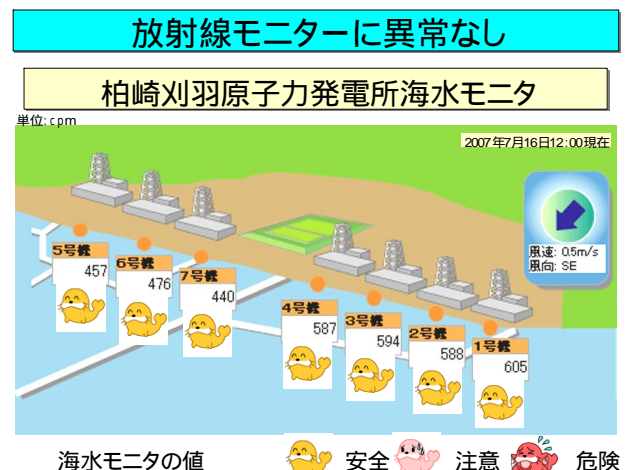


図 7.10-7 海水モニタの望まれるテレビ報道

その他、今後も、機械学会として、技術的立場から提案していきたいと考える。

7.11 「広報^{〔注〕}と報道」に対する提言

地震被災時やトラブル時などの原子力発電所に関する「広報と報道」に対して、今回の轍を踏むことがないように、以下の提言を行う。

- (1) 原子力の緊急時広報を行う、国としての責任者をあらかじめ決定しておき（例えば原子力安全・保安院長等）重要事項をタイムリーにリリースする。計画外停止の場合、全てをプレスリリースの対象とする。更に今回の地震災害のように被災状況が大きい場合は記者会見を行う。
- (2) 原子力の地震時被災報道、トラブル時の報道にあたっては、
 周辺モニタリングポストの数値とアイコンやマークを用いたわかりやすい表示
 原子炉停止や冷温停止達成状況
の2つが重要であり、新聞記事やTV放映のテロップ等で入れる等を行い誤解や風評被害を生じない工夫をマスコミに対して提言する。
- (3) これらの報道を可能とするマスコミ・記者向けの学会としての定期的交流行事を実施する。
- (4) 放射線や原子力発電所の放射線安全・耐震クラス分けなどの基本的な考え方、基礎知識を地元住民や国民へ理解していただくための啓蒙活動を実施（親子見学会など）する。
- (5) 原子力報道の在り方検討会など、原子力安全委員会や行政と学会との検討会を実施する。
- (6) 初等・中等教育のなかに放射線やエネルギーの基礎教育を加えるためのわかりやすい教材を作成する。
- (7) 必要事項を記入すればすぐにプレスリリースできるような広報用テンプレートをあらかじめ用意し、マスコミにも記載項目について解説し、周知しておく。

[注] 情報提供も広報の一つであることより、一般性を持たせて広報と定義する。

7.12 まとめ

今後の、地震被災時やトラブル時などの原子力発電所に関する「広報と報道」で、今回の轍を踏むことがないように、真に報道が住民、国民の役に立つものであり、前向きで期待される方向に進めるように提言を行った。

これを単なる提言とせず、日本機械学会として他学協会とも協力して自ら実行することを目指したい。

7.13 今後の課題

本分科会は、1年間の活動期間で活動を行い、提言を取りまとめることができた。

これらの提言の中で、日本機械学会動力エネルギーシステム部門が学会として取り組むべき、下記2項目については、今後、継続して検討を進めていく方針が決定されている。

(1) 原子力広報と報道に関する検討

(2) 地震の影響指標の検討

従って、本章「広報と報道のあり方」は、検討が引き継がれる予定である。

7.14 参考文献

(1) 水町渉,「原子力復興への羅針盤」,月間エネルギー,9月号、10月号,(2007).

(2) 濱本和子,「原子力発電の安全確保について」,東北原子力懇談会発行「ひろば」361号,(2007).

8 . 技術課題の抽出とロードマップ策定

今回の中越沖地震を契機として日本原子力学会では原子力発電所の地震に対する原子力安全の確保に関してロードマップを作成し、原子力安全の観点よりその見解を社会に発信するため、「原子力発電所地震安全特別専門委員会」を設置した。

日本原子力学会と協力して、この特別専門委員会と当研究分科会の下に設置した「中越沖地震対応構造 WG」において原子力発電所の機器等の地震安全に関する課題を検討評価し、日本原子力学会との協働の成果として地震時の安全裕度の定量化、プラントデータ採取、地震動指標の検討など 11 項目を抽出し、研究・開発のロードマップを策定した。

【抽出した技術的課題】

1. 「安全裕度の定量化」
2. 「減衰定数」
3. 「動的ひずみ」
4. 「健全性評価基準」
5. 「点検項目策定と点検方法の高度化」
6. 「弾塑性解析手法の適用」
7. 「動的応答評価モデル」
8. 「プラントデータ採取」
9. 「免震技術の適用」
10. 「地震動指標の検討」
11. 規格基準への反映

なお、本成果については原子力発電所地震安全特別専門委員会との協働の成果として、機械学会 第 13 回動力・エネルギー技術シンポジウム（2008 年 6 月 20 日）にて成果報告を行っている。

原子力発電所の機器等の 地震安全に関する技術課題と 研究・開発ロードマップの検討

高木 敏行(東北大学) 岡本 孝司(東京大学)

1

背景

日本機械学会 動力エネルギーシステム部門では、柏崎刈羽発電所の被害と現状について、公開されている情報を元に、技術的な立場から中立的な評価を行うことを目的として「**中越沖地震の柏崎原子力発電所の影響評価研究分科会**」を設置

日本原子力学会 原子力発電所の地震に対する「原子力安全」の確保に関してロードマップを作成し、「原子力安全」の観点よりその見解を社会に発信するため、「**原子力発電所地震安全特別専門委員会**」を設置

ワーキンググループ 研究分科会と特別専門委員会の下に機器等の耐震設計上の技術課題について抽出、検討するために構造WGを設置。具体的には、**原子力発電所の機器等の地震安全に関する課題を検討評価し、研究・開発のロードマップの原案を検討**

2

活動の状況

- 学識経験者, (独立行政法人) 原子力安全基盤機構, (有限責任中間法人) 日本原子力技術協会, 電気事業者, 企業にて委員を構成

- 課題の選定及びロードマップ案を作成し, また, 他組織の研究計画との整合を検討

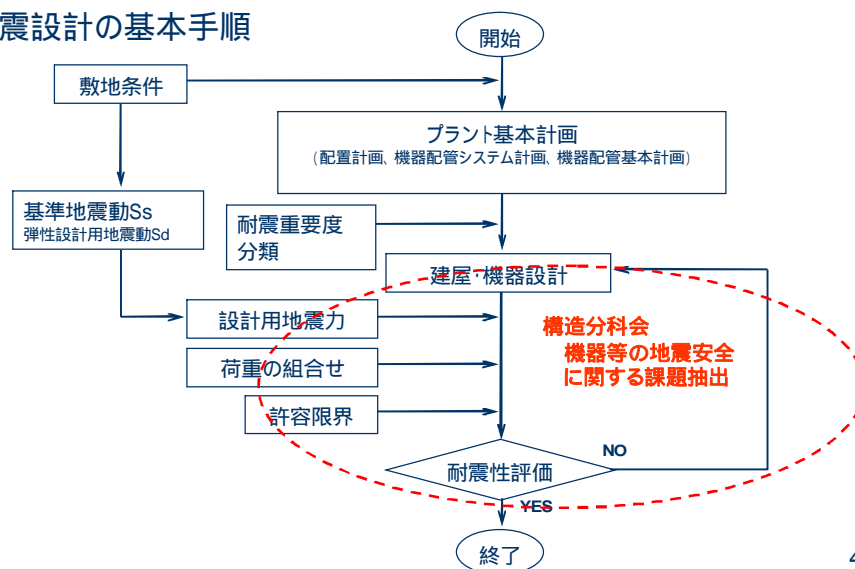
機器等の地震安全に関する課題
 安全裕度、影響の指標化
 健全性評価、設計手法の高度化

- これまで4回の会合をもち, そのなかで課題の抽出及び各課題に対するロードマップ案作成や内容を検討
 - ・ 本年5月を目途に一旦検討内容を取り纏める

3

検討範囲

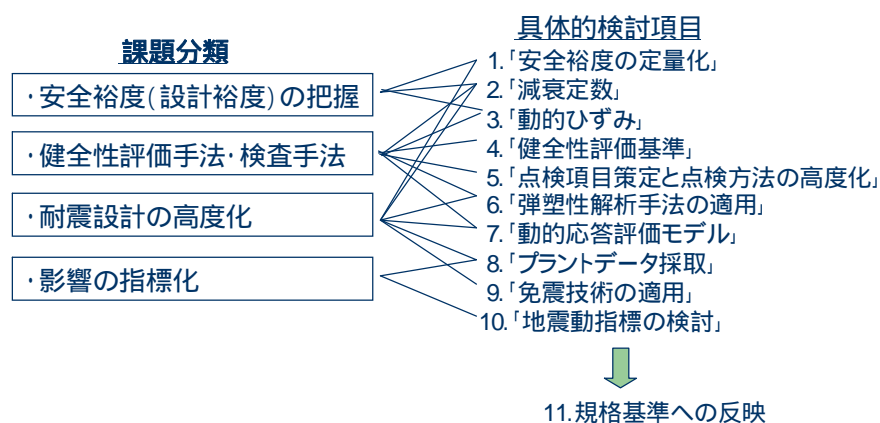
耐震設計の基本手順



4

課題と検討項目の検討

国、学協会等で進められる研究もあるが、今後必要となる機器等の地震安全に関する技術課題について抽出し、研究・開発のロードマップを検討



5

1. 安全裕度の定量化

目的

・これまでの国、学協会等の検討を参考に、地震時に設備がもつ実際の余裕がどれだけあるか、耐震設計手法に内在する裕度や荷重等の因子のばらつきを考慮し把握する。

・これをもとに各種基準等の検討も踏まえ、構造基準の高度化を目指す。

実施項目

- (1)耐震設計手法の内在する裕度の定量的把握(短～中期)
- (2)信頼性評価法を活用した構造基準の高度化検討
 - a. 「荷重・耐力係数設計法」概念の導入検討(中～長期)
 - b. 「システム化規格」概念の導入検討(長期)

機械学会を中心に、高圧力協会、溶接協会、火力原子力発電技術協会等の検討成果も適宜活用しながら、今後の日本電気協会のJEAC反映事項への取り組み方針や国の関連動向を踏まえつつ実施

6

2. 減衰定数

目的

機器種別、地震力に応じた設計用減衰定数の設定
現実に即した応答評価

現行の機器・配管系の設計用減衰定数は、振動試験データの下限值に基づき保守的に設定
米国Regulatory Guide 1.61では、安全停止地震SSE(Safe Shutdown Earthquake)の減衰定数は運転規準地震OBE(Operating Basis Earthquake)に比べ大きく、地震力に応じた値としている。
合理的な耐震設計、耐震裕度の適切な評価のため、より現実的な設計用減衰定数の設定が必要
・機器種別に応じた減衰定数の設定
・地震入力のおおきさに応じた減衰定数の設定

実施項目

設計用減衰定数の設定法の調査
対象設備の選定
既往振動試験結果による減衰定数の評価
新規振動試験に基づく減衰定数の評価
基準化の検討

成果の適用

JEAC4601改訂
・耐震設計への適用
・耐震バックチェック等への適用
地震PSA標準改訂*
・設備のフラジリティ評価への適用

*:日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全性評価実施基準:2007

3. 材料強度に及ぼす地震時動的ひずみの影響

目的

原子力機器・構造物に対する地震による動的ひずみの影響は小さいと想定されるが、その影響を定量的に評価し、取り纏めた事例は少ない
本研究では、その影響を調査し、規格・基準へ反映することを目的とする。

実施項目

- (1) 原子力機器・構造物で地震により発生し得るひずみ速度の調査(短期)
- (2) 材料の機械的性質に及ぼす地震時ひずみ速度の影響度の評価(中期)

参考 一般建築鉄骨構造物

- ・地震被害の多くは脆性破壊
- ・動的繰返し変形が主要な原因
- ・ひずみが高速かつその集中部に破壊が発生
- ・脆性破壊評価法が規格化^{*1}

原子力機器・構造物

- ・延性材料を使用し、脆性破壊は生じ難い
- ・延性材料の動的繰返し大変形挙動に関する系統的な研究が少ない
- ・ひずみ集中を回避した設計
- ・JSME 設計・建設規格^{*2}

*1: (社)溶接協会「動的繰返し大変形を受ける溶接構造物の脆性破壊性能評価方法」WES 2808:2003

*2: 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2007年追補版)

4. 地震の影響を受けた機器の健全性評価基準(1 / 2)

目的

- ・設備点検の結果と解析結果は、相互に関連づけて解析の結果に応じて重点的な点検を実施する等、解析及び点検の目的、評価を総合的に実施
- ・損傷モードに応じた許容レベル(損傷防止レベル)を検討し、点検の目的、評価を整理して、体系的な評価が可能となるように健全性評価基準を策定

実施項目

- (1) 評価基準の基本的な考え方(短期)
- (2) 評価基準の策定(短期)
- (3) 上記のためのバックデータ(材料特性、疲労強度・・・)(短期～中期)
- (4) 評価手法の高度化に伴う基準の改訂(継続的)

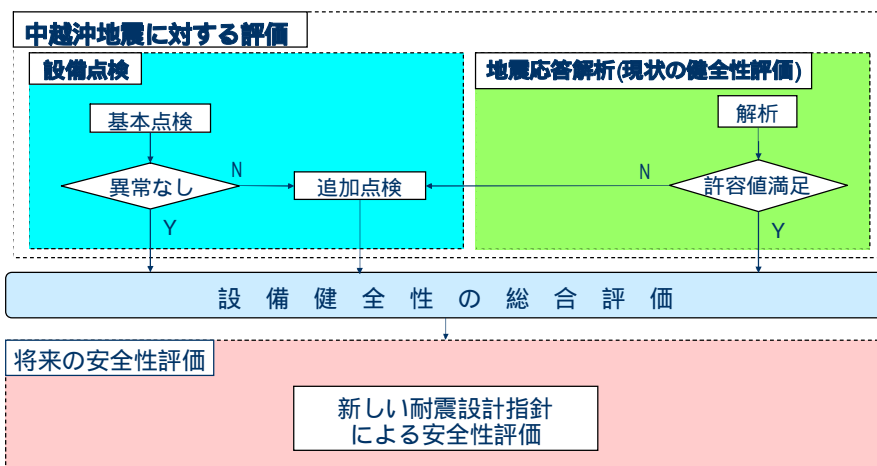
NISA委員会、JANTI委員会の活動成果を適宜反映

- (1)(2)は現在進められている国、学協会、民間での検討成果を活用
- (1)(2)から抽出された課題解決に向けて(3)を実施
- (4)は解析手法等の関連研究動向を踏まえて実施

9

4. 地震の影響を受けた機器の健全性評価基準(2 / 2)

設備点検の結果と解析結果はそれぞれ独立に捉えるのではなく、相互に関連づけて解析の結果に応じて重点的な点検を実施する等、解析及び点検の目的、評価を総合的に実施する



10

5. 点検項目の策定と点検方法の高度化

目的

- ・地震後の設備点検の基本的な点検項目を整理し、点検項目に応じた高精度かつ効率的な点検方法を開発
- ・損傷モードに応じた点検項目を策定し、適切な点検方法で実施

実施項目

- (1) 点検の基本的な考え方(点検と評価の関係)(短期)
- (2) 点検方法への要求事項の整理(短期)
- (3) 点検方法の高度化に向けた検討及び開発(基礎データ採取)(短期～中期)
- (4) 実プラント適用化検討(中期)

NISA委員会、JANTI委員会の活動成果を適宜反映

- (1)(2)は現在進められている国、学協会、民間での検討成果を活用
- (3)(4)は検査手法の基礎研究動向を踏まえて実プラント適用に向け実施

参考(評価の観点)

- ・塑性ひずみの検出方法 「硬さ」、「音速比法」など

11

6. 弾塑性解析手法の適用

目的: 弾塑性解析による設計裕度評価及び耐震評価手法の確立

実施項目(短期)

- 弾塑性解析による設計裕度検証
EPD規格の裕度評価(現行規格との比較)
- 地震荷重の合理的評価手法検討
弾塑性解析による耐震手法の規格案検討

実施項目(中期)

- 動的応答解析の取り込み
(3D動的応答FEM解析 + 耐震評価規格による構造強度評価)

参考

現行許認可設計規格
(JSME設計・建設規格)

JSME事例規格
(EPD規格)

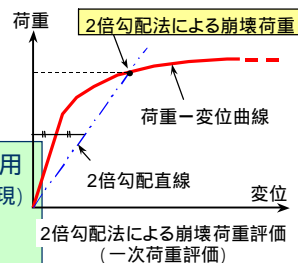
- ・弾性解析(簡易弾塑性)
- ・シェル・ビーム理論
- ・応力分類による評価
- ・対象設備広範囲

代替化
(設計合理化)

- ・弾塑性解析の部分的採用
- ・有限要素法(複雑形状表現)
- ・応力分類不要
- ・クラス1種容器を対象

成果の適用

- ・耐震バックチェック評価
- ・残余のリスク評価
- ・クラス1種容器以外の機器への適用展開



12

7. 動的応答評価法の高度化

目的

合理的な地震応答解析モデルの策定
現実に即した応答評価

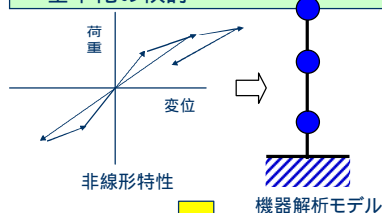


現状の耐震設計における地震応答解析
・建屋：耐震壁の復元力特性を考慮
・機器設備：線形解析
機器設備の地震応答解析には保守性が含まれる
合理的な耐震設計、耐震裕度の適切な評価のため、非線形応答解析等のより現実的な応答評価法の構築が必要

*：日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全性評価実施基準：2007

実施項目

対象選定、解析モデル、手法の検討
試験の実施（又は既往試験の評価）
非線形応答評価モデルの策定
非線形応答評価手法の構築
基準化の検討



成果の適用

JEAC4601改訂
・耐震設計への適用
・耐震バックチェックへの適用
地震PSA標準改訂*
・設備の fragility 評価への適用

13

8. 地震時の機器応答データ取得

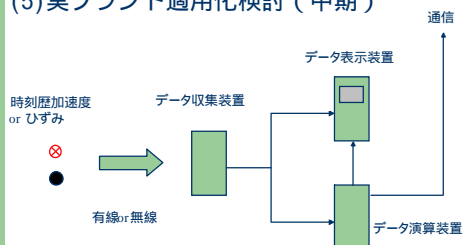
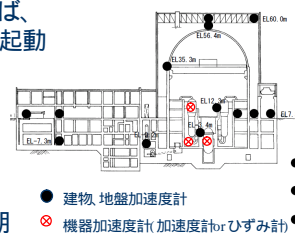
1. 目的

地震時に受けた機器等の応答データが直接取得出来れば、設計時点での応答と直接比較することで、早期プラント起動が可能となること及び耐震設計の高度化が期待される。

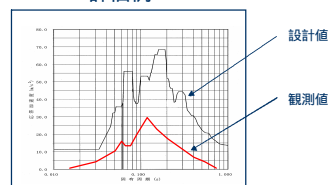
機器応答データを計測するシステムの構築を検討する

2. 実施項目

- (1) 機器応答データ取得の基本的な考え方 短期
- (2) データ取得の要求事項整理 短期
- (3) 具体的部位、測定機器・システムの構築 短期～中期
- (4) データの活用、評価手法等 短期～中期
- (5) 実プラント適用化検討（中期）

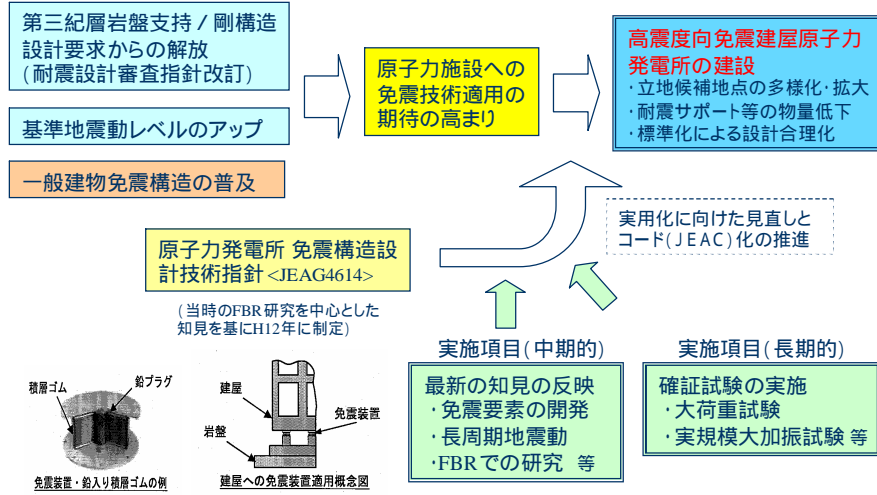


評価例



14

9. 建屋免震技術の原子炉施設への適用 (1 / 2)

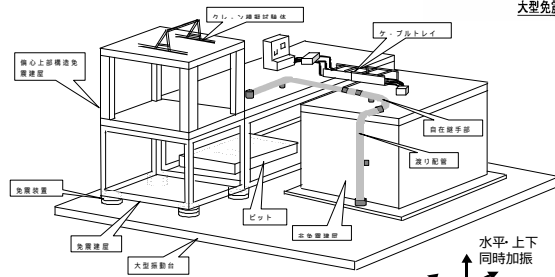
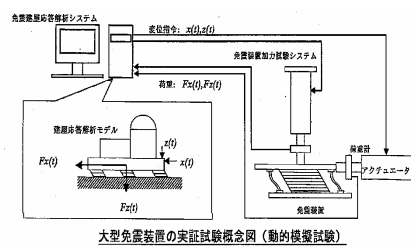


15

9. 建屋免震技術の原子炉施設への適用 (2 / 2)

各種確証試験の実施イメージ

大容量免震装置の限界
耐力試験の例
(1000トンの超積層ゴム)



免震構造建屋多方向入力試験の例

実機規模建屋振動試験の例
<免震特有の機器設計法も検証>
・非免震建屋との渡り配管 / トレイ類
・長周期設備 (クレーン類 / ブールのスロッシング) 等

16

10. 地震動指標の検討

目的

サイト発生地震動記録には一過性の大きな加速度が記録されることがよくある

現行の設計法は地震慣性力に対する設計が基本
 $F = M \times a$

実際の地震や耐震試験においては、地震慣性力により破損する事例は少ない

設計入力加速度を僅かでも超えると直ちに大きな問題

国民の不安

米国における地震対応指針ではCAV指標を対応判断に活用

破壊を引起す応答変位や運動エネルギーを代表する速度成分に着目した新たな「地震動指標」の検討が望まれる

実機への活用

・地震直後の迅速な安全評価
・健全性点検レベルの判断基準

実施項目(方向性)

- ・原子力施設の安全性に適切な指標候補の調査(CAV,速度スペクトル等) 短期
- ・指標を用いた過去の被害や実験結果の整理(必要に応じて試験の実施) 中期

↓
成果の適用

17

まとめ

1. 国、学協会、民間での地震安全に関わる構造分野での検討状況を参考に議論を実施。(活動継続中)
2. 現在の活動を今後の耐震設計のあり方(高度化)や地震後の健全性評価の標準化及び高度化に繋げていくために
「安全裕度(設計裕度)の把握」、「健全性評価手法・検査手法」
「耐震設計の高度化」
に関連する検討項目を課題として抽出した。
また、社会的責務を果たしていくため
「地震動指標の検討」
については今後取り組んでいくべき課題と考える。
3. 今後、他の関連する分科会や研究会とも協調し検討を進めていく。

18