

「指針高度化」に当たっての主要検討ポイント (rev.2)

【ポイントー1】指針体系下での制約

・「原子炉立地審査指針」との関係

基本的目標：a)「重大事故」の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。

b)「仮想事故」の発生を仮定しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。

c) なお、仮想事故の場合には、集団線量に対する影響が十分に小さいこと。

- ・「安全設計審査指針」(＝設置(変更)許可申請に係る安全審査において、安全性確保の観点から設計の妥当性について判断する際の基礎を示すことを目的に定めたもの)⇒「安全審査に当たって確認すべき安全設計の基本方針について定めたものであって、原子炉施設の一般的な設計基準を指向したものではない」との関係

⇒ 指針2. 自然現象に対する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。

(参考)「安全設計審査指針」Ⅲ. 用語の定義にある関連記述

「安全機能」とは、原子炉施設の安全性を確保するために必要な構築物、系統又は機器の有する機能であって、次に掲げるものに分類される。

- 1) その喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの。
- 2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和するもの。

「異常事態」とは、通常運転を逸脱させるような、何らかの外乱が原子炉施設に加えられた状態であって、運転時の異常な過渡変化及び事故をいう。

「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態をいう。

「事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。

・「安全設計審査指針」解説との関係

⇒ 指針 2. 自然現象に対する設計上の考慮

「適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計」については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」において定めるところによる。

【ポイントー 2】 現行指針における「S 2 地震動による蓋」の扱い

現行指針の方針 ⇒ S 2 地震動で「蓋」をして、設計上、それ以上の地震力を考えなくてよいことにしている。

↑ S 2 地震動が発生したとしても、圧力バウンダリーは A s クラスであり、持ち堪えるので、ここから放射性物質が漏れることはないので、「大きな事故」には至らない。

⇒ 想定されるいかなる地震力によっても、それが大きな事故の誘因とはならない設計（十分な耐震性を有する）ということなので、地震が原因の事故による被ばく評価は不要となっている。

「現行指針に基づく設計方針」では、

(1) S 1（施設の寿命中には起こるかもしれない地震による地震動：設計用最強地震で決まる）により、A クラスが耐える（弾性変形の範囲にとどまる）ように設計し、（⇒ B クラス、C クラスは耐えなくてもよい。すなわち、B クラスの放射性物質は漏れる。）

(2)（さらに安全裕度をもたせるため、）S 1 をもたらず設計用最強地震

を上回る地震（設計用限界地震）を工学的見地からの検討を加えて選定し、それによる地震動S2によってもAsクラスの安全機能を保持（結局は放射能が漏れない）させようとするもの。（⇒Aクラス、Bクラス、Cクラスは耐えなくてもよい。すなわち、Aクラス及びBクラスの放射性物質は漏れる。）

- ⇒ すなわち、設計上の地震動として考慮することを要求しているのは、設計用限界地震による地震動S2までで、それを超える地震動について考慮すべきとの要求はなく、ましてや「青天井」の地震動など全く想定していない。

（注）現行指針では、S1及びS2の発生頻度についての規定はないが、S1は、10の-2～-4乗/サイト・年のオーダー、S2は、10の-3～-5乗/サイト・年のオーダーとの説がある。

従来のS2地震動で蓋をするという考え方を

⇒ 踏襲するのか？

- 最新知見に照らし合わせて考えた場合でも、現行のこの考え方を変える必要がないとすることに対し、ある程度の合意が形成されうるか？
- （それでは、最新知見をどこに活かすのかということ・・・）考慮すべき地震の選定と基準地震動の策定に反映する。
- ただし、「想定されるいかなる地震力」をうたう以上、基準地震動の評価法に反する知見が得られた場合は、その度に指針の妥当性が問われる。（改定の度に地震力が厳しくなる？それで、基準地震動評価の規範性があるといえるか？）
- 「大きな事故」に至らぬこと（大きな地震が来ても例えばAsクラスからは放射性物質を漏らさないこと）を引き続き「設計要求」とするのか？
 - （→ 「（現行の）十分な耐震性を有すること」の踏襲）
- 下記の問題提起があるものと考えられ、それらに対する答えを示さずして、説明責任を果たしていると言えるのか？
 - ・ 基準地震動がどれほどの地震力であるか定量的に（例

例えば地震動の超過発生頻度を)明らかにせずして、それより大きな地震動を設計上考慮しないとして良いか？

- また、「想定するいかなる地震力」、「設計用限界地震」の表現を継続させるのか？
- 基準地震動が発生した場合でも「大きな事故」に至る可能性が極めて低いことを、定量的に示さなくて良いか？
- 基準地震動を超える地震動に対して、「大きな事故」に至る、もしくは一般公衆が被ばくする可能性が有意に低いことを定量的に示さずして、評価しないでよいとすることができるか？

⇒ 放棄するのか？

- 「基準地震動」を上回る地震動が発生する可能性を排除できないとの前提で、「基準地震動を上回る地震動が発生した場合」の耐震安全性の目標を規定する。(漏れてもいいけど、そんなに大したことにはならない……?)
- 基準地震動を上回ることがありうるといっても、「青天井」の地震動への十分な耐震安全性を求めることは非現実的なので、これについての解決策を講じる必要あり。(例えば、「確率論的な方法」の導入)
- 現行の指針とは安全確保の考え方が変更されるので、それに対する十分な説明が必要となる。
- これまで顕在化していなかったこと(下記)が明らかになった場合、現行の指針の妥当性が再度問われる。
 - (↑S2 地震動が発生したと仮定した場合の「大事故」の可能性)
 - (↑S2 地震動を超える地震動が発生する可能性)
 - (↑S2 地震動を超える地震動が発生したと過程した場合の「大事故」の可能性)
- 放棄する場合は、設計体系、手順の大幅な変更が必要になる可能性があり、改定指針への移行(民間技術指針での対応など)は困難が予想される。

【ポイントー3】現行指針のどこが古いか、どこが問題なのかについての指摘

- (1) 現行S2地震動を超える地震動について、施設の設計上考えなくても本当に大丈夫といえるのか。(最新の地震学の知見からすれば、とてもそんなことはいえないのではないかと。また、地震PSAを試行すると、地震に起因する炉心崩壊の可能性は否定できないことが判る。)
- (→ そもそも「適切と考えられる設計用地震力」の設定という工学的判断に基づく考え方が通用しなくなっているのではないかと。)
- (2) 現行S2策定の際に考慮している「直下地震：M6.5」で十分なのか。(その後、起きていた地震についての知見によれば、不十分ではないかと。)
- (→ 敷地周辺の地震断層の「見つけ損ない」をカバーする目的なら、もっとマグニチュードが大きな地震でなければ十分とはいえないのではないかと。)
- (3) 施設の耐震重要度分類でAクラスの中にAsクラスを設け、特別扱いしているが、これは多重防護の考え方には立っていないので、安全機能の多重化を求めている内部事象への対応に比べ遜色があるのではないかと。(地震PSAを試行してみると、安全性に差をつける必然性が無いことがわかる。)
- (→ TMI事故への反省がいまだに生かされていない。)
- (4) 現行指針の運用では、大きな地震時等における被ばく評価を全く行っておらず、とにかくAsクラスからは放射性物質が漏れないとの設計方針の妥当性をもって安全審査を通してきているが、それで十分といえるのか。
- (→ Asクラスからも、放射性物質が漏れることもあり得るとした場合、どの程度なら許容されるとするのか。また、基本設計の段階で、そこまで審査できるのか。)

【ポイント4】安全委員会での検討開始時の指針高度化の基本方針

検討開始時の前安全委員長の意向を踏まえた基本方針は以下。

- (1) 性能規定化の推進
- 現行指針では、地質、地震学の分野で詳細規定(直下地震など)が散見され、これらの分野では新知見・見解が活発であり、そのたびに指針の妥当性が問われる。
 - したがって、長持ちする指針作りの観点から、性能規定化を推し進めることが必要である。

- (2) 耐震指針はどうあるべきか、の哲学に立ち返った検討
- 性能規定化を進めるに当たっては、哲学、総論が重要である。
 - また、現行の体系にとらわれず、耐震安全性の観点から、哲学に遡って議論することが重要である。
 - すなわち、炉規制法上の要件である、「災害防止上支障がない。」に立ち返り、地震時の安全目標とそれを担保するための基本的な考え方など、耐震設計に課すべき基本要件機能を明確化する。
- (3) 最新のプラント設計技術の取り入れ
- 最新のプラント設計技術として、下記について検討する。
 - ・ 免震構造など
 - ・ 第四紀層地盤支持
- (4) 安全信頼性の向上
- 安全信頼性を向上すべく、下記の最新知見を反映した設計要件を検討する。
 - ・ 直下地震に代わる「震源を予め特定できない地震」による地震動
 - ・ 震源の広がりを考慮できる強震動評価手法（断層モデル、距離減衰式など）
 - ・ 上下方向動的地震力の考慮
 - ・ 津波評価技術
 - ・ 地質・地盤調査技術の高度化
 - ・ 活断層評価技術の高度化
 - これらに関する具体的内容（手法等）は、指針が性能規定化されれば民間規格で規定すべき項目である。
 - また、確率論的耐震安全評価（地震P S A）の評価技術の著しい進歩を踏まえ、安全信頼性を向上すべく、これを有効活用する。

【ポイントー5】最新知見に基づいた基準地震動は、いかに策定されるべきか。

- (1) 何本策定するのか。
- (2) 「設計用地震」の選定に当たっての地震発生頻度の考慮はどうするのか。
(選定根拠に発生頻度を数字で明記するのか、定性的表現でとどめるか。)

(3) 「基準地震動 S_d 」のレベルは、現行 S_1 及び S_2 と比べるとどうあるべきなのか。

① $S_d < S_1 < S_2$ ⇒ 全くあり得ない話。

② $S_1 < S_d < S_2$ ⇒ あり得ない話ではないが、規制緩和を疑われる。
 S_d を超える地震動「 $S_d <$ 事象」についてどうするかを詳細に規定し、現行指針以上の耐震性を要求できなければ不可。

③ $S_1 < S_2 < S_d$ ⇒ これが一番自然。ただし、「 $S_d <$ 事象」をどうするかは課題は残る。

④ $S_1 < S_2 \ll S_d$ ⇒ ここまでくれば、「 $S_d <$ 事象」についての考慮は大分楽になるかもしれないが、既存原子炉施設への影響は大きいであろう。

(→地震動の超過発生頻度(例えば 10^{-4} /年)で設定した場合は、サイトでの地震動の起こり難さの程度により、(ほとんどのサイトでは)②と③のどちらかになる。)

(→基準地震動評価の高度化が最小限で、かつ全て確定論的に設定した場合、現行の直下地震が支配的なサイトでは、③となると推測される。)

(4) 地震動策定に当たっての不確かさをどう処理するのか。

- ・震源を予め特定できる地震
- ・震源を予め特定できない(しにくい)地震

→現行の指針では、不確かさをどのように扱うか、は一切明らかにされていない。確定的な評価をする際には、その判断のプロセスの中で、暗に不確かさに対する意思決定をしているはず。これを定量的に明らかにすることは、説明性を高める上で必要ではないか。

→不確かさには、ランダムなものと、未知(unknown)のものがある。未知の不確かさは、確定論的な手法、確率論的な手法の双方に同程度に存在するが、確率論的な手法はそれを明示的に用いている。

→地震動の不確かさを処理する方法は以下が考えられる。

①不確かさの要因とその程度を定量的に評価した上で確率モデルとして扱い、地震ハザード評価を実施し、地震動の超過発生頻度により、不確かさを含めて基準地震動を評価する。

②(必ずしも個々の不確かさの要因とその程度について詳細な評価を要しないが) 確定的に評価した基準地震動に対して、その全体の不確かさの程度を評価し、ある一定の割合($\alpha \times \sigma$)を上乗せして基準地震動を評価する。

③上記②と同様に、確定的に評価した基準地震動に対して、その全体の不確かさの程度を評価するが、上乘せしないで、平均としての基準地震動を評価する。地震動の不確かさによる、ある程度の増分 ($\alpha \times \sigma$) を施設の有する一般的な裕度に期待する。

(施設の耐震設計上の裕度を一般性を持って説明できるか？安全上重要な施設の全てが、地震動の不確定性を補うだけの十分な裕度(強度ベース)を有しているか？)

・「安全目標」との関係

目標Ⅱとその評価の取扱い（案）とその得失の整理

案	高度化指針における目標Ⅱの位置付け	目標Ⅱに対する評価時期と承認の有無				メリット	デメリット もしくは 課題	将来のバックチェック、 バックフィット等 への適用性*	備考
		設置許可申請段階		工事認可申請最終段階 (または運転開始前)					
		基本方針	評価実施	評価実施	承認				
A-0	要求事項とし、 本文に記載	○	○	○	○ ・保安院 (安全委員会 に報告)	<ul style="list-style-type: none"> 規制及び承認の手続きを踏むことにより、国、事業者が耐震安全性に関して一貫した説明をすることが可能→裁判に強い指針、より長持ちする指針(A-0~A-2に共通) 設置許可申請で評価まで含むため、設置許可の十分性が、ある程度説明可能。 	<ul style="list-style-type: none"> 安全目標の検討における耐震性能目標の設定(A-0~A-2に共通) 内的事象での確率論的評価の位置付けを含めた将来的な指針体系との整合(A-0~A-2に共通) 簡易的評価手法の整備 設置許可段階の評価は、暫定的なものであるため、後段規制における再評価及び承認は必要になる。 	<ul style="list-style-type: none"> 評価方針、評価結果が運転開始前に承認されているため、継続的に運転状況、経年劣化等を反映した評価が実施されれば、将来的なバックチェック結果や、バックフィット実施に対する妥当性に関して、より高い説明性を有する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原案協で検討している地震PSA手法の検討が設置許可申請段階に対応できるか不明。 地震PSA以外の手法を用いることに関しては、指針検討分科会では未検討。
A-1	同上	○	—	○	○ ・保安院 (安全委員会 に報告)	<ul style="list-style-type: none"> 規制及び承認の手続きを踏むことにより、国、事業者が耐震安全性に関して一貫した説明をすることが可能→裁判に強い指針、より長持ちする指針(A-0~A-2に共通) 設計結果を考慮した評価ができるため、「A-0」の案に比して評価制度は上がる。(A-1、2に共通) 	<ul style="list-style-type: none"> 安全目標の検討における耐震性能目標の設定(A-0~A-2に共通) 内的事象での確率論的評価の位置付けを含めた将来的な指針体系との整合(A-0~A-2に共通) 安全委員会は、立地判断に関連する評価に対して、後段規制に任せていいのか、との批判に曝される恐れあり 	同上	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可申請段階で基本方針を作成して後段規制に任せているのは従来の設計も同様(A-1、2に共通)
A-2	同上	○	—	○	○ ・保安院 ・安全委員会 (設置許可に係る確認事項)	<ul style="list-style-type: none"> 規制及び承認の手続きを踏むことにより、国、事業者が耐震安全性に関して一貫した説明をすることが可能→裁判に強い指針、より長持ちする指針(A-0~A-2に共通) 設計結果を考慮した評価ができるため、「A-0」の案に比して評価制度は上がる。(A-1、2に共通) 	<ul style="list-style-type: none"> 安全目標の検討における耐震性能目標の設定(A-0~A-2に共通) 内的事象での確率論的評価の位置付けを含めた将来的な指針体系との整合(A-0~A-2に共通) 	同上	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可申請段階で基本方針を作成して後段規制に任せているのは従来の設計も同様(A-1~A-2に共通) 現行の設置許可でも工認時の確認を許可の条件とすることがある。
B-1	奨励すること を見解に記載	—	—	○ (自主)	— (報告: 事業者→保安院 →安全委員会)	<ul style="list-style-type: none"> 安全目標の検討、将来的な指針体系の検討との整合を図りつつ、慎重に検討できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 見解で挙げる課題がどのように解決されれば規制に採用可となるのか、の到達目標とそのスケジュールが明確にできない場合、次回高度化の検討動機に結びつき難い可能性がある。 見解で奨励しているとはいえ、あくまでも民間自主であるため、耐震安全性の説明は、実質的には事業者任せられることになる。 	<ul style="list-style-type: none"> 将来的なバックチェック結果や、バックフィット実施に対する妥当性に関して、説明性は有するが、評価が民間自主であるため、規制の枠組みに取り入れられた場合に比して、説明性は低い。 	<ul style="list-style-type: none"> 定量的リスク評価を将来的に規制に取り入れるための検討をすべきことを見解で述べた場合。
C-1	同上	—	—	△ (自主)	—	<ul style="list-style-type: none"> 報告する必要が無いので、評価結果(結果的に悪くなってしまったもの等)が知見として蓄積されにくく、技術のより一層の成熟を阻害する可能性がある。 見解で奨励しているとはいえ、あくまでも民間自主であるため、耐震安全性の説明は、実質的には事業者任せられることになる。 	同上	<ul style="list-style-type: none"> 定量的リスク評価を将来的に規制に取り入れるための検討をすべきことを見解で述べた場合。 改訂指針の改定が最小限となり、確率論的な手法が表面上認識できないような指針が作成された場合、「報告」が見解から落とされる可能性がある。 	

* バックチェックに地震PSAを活用した場合

耐震設計審査指針高度化に関する Q & A

【基本的事項編】

Q 1. 今回の指針高度化の検討経緯について問う。

(改訂指針策定時までにおいては、今後の検討見直しを含む。)

昭和56年に原子力安全委員会が策定した「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」については、平成7年1月に発生した兵庫県南部地震後に原子力安全委員会に設置された耐震安全検討会での検討においてもその妥当性が確認されている。

ただし、同検討会の報告書において、現在の状況に安住することなく、耐震設計において常に最新の知見を反映するなど耐震安全性に対する信頼性を一層向上させていくための努力が引き続き必要である旨指摘されていることから、原子力安全委員会においては、原子力施設の耐震安全性に関する信頼性の一層の向上のため、海外の耐震設計基準類や文献の収集整理等に努めてきた。

上記の文献の収集整理等が取りまとめられたことを受け、平成13年7月、原子力安全基準専門部会に耐震指針検討分科会を設置し、現行指針をより適切なものとするための検討を行っているところである。

Q 2. 「指針高度化」とは何を意味するのか。

指針高度化とは、現行の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が策定された昭和56年から現在に至るまでの耐震設計における最新の技術的な知見を反映することであるが、耐震指針の性能規定化及び耐震指針で規定する内容の合理化・明確化を図ることも含めた指針高度化の検討が進められている。

Q 3. 現行指針（1981年）では何か不都合なことがあるのか。

現行指針が策定された当時の地震学等の知見では説明が可能であったと思われる耐震指針の内容が、現在の最新の知見と照らし合わせてみると国民に対して十分に納得できる説明ができないところがある。

Q 4. 現行指針（1981年）策定後、20年以上が経過しているが、この間

の地震学、地質学、耐震設計等に関する知見の蓄積について問う。

現行指針が策定されて以来、平成7年の兵庫県南部地震を含めた幾多の地震を経験し、地震学的データや新たな知見が集積されるとともに、一方で耐震解析法の高度化や免震技術の定着をはじめとして、耐震設計関連技術がめざましく進捗している。具体的には、確率論的評価法の発展（地震P S A、第四紀層地盤立地の研究が進展、鉛直地震動の動的評価に関する技術的環境の整備、建築基準法の改正（限界耐力計算による方法の追加）などがある。

Q5. 指針高度化の検討に当たっての主要な論点について問う。

耐震指針検討分科会において調査審議を踏まえた主要な論点は、以下のとおりである。

1. 指針の範囲と適用

- 後段規制との関係、学協会規格との関係も念頭に、
 - ・ 指針にはどの範囲までを規定しておくか
 - ・ 指針の適用における弾力化をどのように図るのか（段階的適用、選択肢方式等）
- 指針の記載方法（現行指針では、「本文」と「解説」による構成としている）はどのようにすべきか
- 法体系との関係、上位指針との関係を念頭に基本目標をどのように設定するか

2. 基準地震動の設定

- 基準地震動を、確率論的な手法の導入も考慮しつつ、どのように設定するか
- 基準地震動を安全確認するための地震動に1本化するか、従来通り2本設定するか
- 基準地震動の設定位置の考え方をどのように整理するか

3. 基準地震動の設定への確率論的なアプローチの導入の可能性

- 基準地震動の設定に確率論的なアプローチを活用する場合、
 - ・ 震源を予め特定できない地震について、どのように導入するか
 - ・ 震源を予め特定できる地震については、どこまで適用可能か

4. 耐震重要度分類の考え方とその区分

- 基準地震動の設定との関係において、指針で扱う重要度分類の区分ごとの範囲をどのように設定するか
- 安全機能からみた重要度分類との整合性の要否についての検討及び地震固有の観点から見た重要性の整理が必要

5. 設計用地震力の設定

●基準地震動の設定、耐震重要度分類の区分との関係において、設計用地震力をどのように設定するか？

●静的地震力の取扱いをどうするか

6. 応答解析、応力解析

●応答解析、応力解析の要求事項を指針に記載する必要があるか？必要な場合は、何を要求事項とすべきか

7. 荷重の組合せ

●現行指針の荷重組合せの考え方を基本的に踏襲して良いか

8. 許容限界

●現行指針の許容限界の考え方を基本的に踏襲して良いか

9. 確率論的耐震安全評価（地震PSA）の適用の可能性

●確率論的耐震安全性評価（地震PSA）を個別プラントの審査に適用するかあるいは、規制の妥当性を確認するために活用するか

10. 指針への確率論的な設計手法の導入の可能性

●確率論的な設計手法の導入が可能か

- ・プラント設計手法として、確率論的な設計手法を導入するか、設計は確率的に行い参考として活用するか、もしくは、将来、課題等が解決された段階で導入することとするか

11. 第四紀層地盤立地の導入の可能性

●第四紀層地盤における立地を適用可能とするか

12. 免震構造等の導入の可能性

●免震構造等を適用可能とするか

13. 地震随伴事象

●地震随伴事象として、何を対象とし、どこまで要求事項とすべきか

Q6. 現行指針（1981年）における「設計用最強地震（基準地震動S1をもたらす地震）」とはいかなる地震をいうのか。

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、原子力安全委員会決定）（以下、「現行指針」という。）においては、「基準地震動は、その強さに応じ2種類の地震動S1及びS2を選定するものとする。」とし、「基準地震動S1をもたらす地震（「設計用最強地震」という。）としては、歴史的資料から過去において敷地又はその近傍に影響を与えたと考えられる地震が再び起こり、敷地及びその周辺に同様の影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震のうちから最も影響の大きいものを想定する。」とされている。

また、現行指針解説では、「基準地震動S1の決定に際して考慮すべき地震は、工学的見地から起こることを予期することが適切と考えられる地震

である。すなわち、歴史的証拠から過去において敷地又はその近傍に影響を与えたと考えられる地震が、近い将来再び起こり敷地及びその周辺に同様の影響を与えるおそれがあると考えることは妥当であると思われる。また近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震を考慮することも必要である。」とし、

基準地震動を評価するに当たって考慮すべき事項として、

- ・ 評価に際して考慮すべき過去の地震の範囲は、たとえば敷地又はその周辺地域に気象庁震度階震度V以上の地震動を与えたか又は与えたと推定される地震とする。
- ・ 設計用最強地震のマグニチュードは、敷地に影響を与えた過去の地震の生起状況を主体として、近距離に存在する活断層の状況などを考慮して定める。大地震は一般に同一地域でくり返し起こると認められているので、基本的には設計用最強地震のマグニチュードは敷地あるいはその近傍に影響を与えた過去の地震によって定められるものと考えられる。なお古い地震資料には不備があるかもしれないことを考慮し、また、有史期間にはたまたま発生しなかったくり返し期間の長い地震の生起を看過することがないように、確実な地質学的証拠と工学的判断に基づいて近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震を考慮に入れることとする。

を挙げている。

Q7. 現行指針（1981年）では、原子炉施設が基準地震動S1に見舞われた場合に、どのような耐震性を求めていたのか。

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、原子力安全委員会決定）（以下、「現行指針」という。）においては、耐震設計に関する基本的な方針として、「Aクラスの各施設は、以下に示す設計用最強地震による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に耐えること。」を満足することが求められている。

また、耐震設計に関する荷重の組合せと許容限界の基本的考え方として、Aクラスの建物・構築物は、「常時作用している荷重及び運転時に施設に作用する荷重と、基準地震動S1による地震力又は静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。」とし、Aクラスの機器・配管は、「通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、及び事故時に生じるそれぞれ

の荷重と基準地震動 S 1 による地震力又は静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。」とされている。

原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)においては、地震の強さに応じた発電所の安全状態とは、その地震の起こりにくさにより、設計用最強地震が発生した場合には以下のとおりとされている。

- ① 冷却材喪失事故を誘発しないこと
- ② 原子炉を停止させ、かつ、安全停止状態に維持できること。
- ③ 万が一、冷却材喪失事故が生じた後に設計用最強地震が発生した場合でも、多量の放射性物質の放散を防ぐために必要となる施設が、その機能を維持できること。
- ④ その破損により、多量の放射性物質の放散をひき起こすおそれのある施設がその機能を維持できること。

Q 8. 現行指針(1981年)における「設計用限界地震(基準地震動 S 2 をもたらす地震)」とはいかなる地震をいうのか。

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、原子力安全委員会決定)(以下、「現行指針」という。)においては、「基準地震動は、その強さに応じ2種類の地震動 S 1 及び S 2 を選定するものとする。」とし、「基準地震動 S 2 をもたらす地震(「設計用限界地震」という。)としては、地震学的見地に立脚し設計用最強地震を上回る地震について、過去の地震の発生状況、敷地周辺の活断層の性質及び地震地体構造に基づき工学的見地からの検討を加え、最も影響の大きいものを想定する。」とされている。

また、現行指針解説では、「基準地震動 S 2 の決定に際して考慮すべき地震は、地震学的見地に立てば設計用最強地震を超える地震の発生を否定できない場合があるので地震学上設計用最強地震を上回る地震が比較的近い時代に発生したことがあると判断される場合、さらに工学的見地からの検討を加えて、これが将来再び起こると仮定したものである。」とし、基準地震動を評価するに当たって考慮すべき事項として、

- ・ 設計用限界地震のマグニチュードは、地震地体構造及び歴史地震の分布等を地域ごとに考慮して定めることができるが、近距離に存在する活断層にも着目することとしている。しかし活断層の性質(発生する地

震の規模や頻度等)は断層ごとに著しい差異があり、すべての活断層を等しく考慮に入れることは実際的でない。たとえば今後活動する可能性があるとはいえ、大地震発生の可能性が極めて低い活断層に対して、再びそれが発生することを予期するのは、工学的見地からは必ずしも適切とはいえない。したがって活断層を考慮する場合には、その活動度を評価しその大小に応じた考慮を行うものとする。

- ・なお、基準地震動の策定に当たって基準地震動S2として考慮する近距離地震にはM=6.5の直下地震を想定するものとする。
を挙げている。

Q9. 現行指針(1981年)では、原子炉施設が基準地震動S2に見舞われた場合に、どのような耐震性を求めていたのか。

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、原子力安全委員会決定)(以下、「現行指針」という。)においては、耐震設計に関する基本的な方針として、「さらに、Asクラスの各施設は、以下に示す設計用限界地震による地震力に対してその安全機能が保持できること。」を満足することが求められている。

また、耐震設計に関する荷重の組合せと許容限界の基本的考え方として、Asクラスの建物・構築物は、「常時作用している荷重及び運転時に施設に作用する荷重と基準地震動S2による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」とし、Asクラスの機器・配管は、「通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動S2による地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがないこと。」とされている。

原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)においては、地震の強さに応じた発電所の安全状態とは、その地震の起こりにくさにより、設計用限界地震が発生した場合には以下のとおりとされている。

- ①冷却材喪失事故を誘発しないこと
- ②原子炉を停止させ、かつ、安全停止状態に維持できること。
- ③万が一、冷却材喪失事故が生じた後の相当長期間後に設計用限界地震が発生したと仮定した場合でも、原子炉格納容器はその機能を維持でき

ること。

(参考) 原子炉施設の耐震設計 (1987年、大崎・渡部監修) (P.11)には、「S1、S2地震による基準地震動によって、Asクラスの施設に生じる応力の許容限界としては、S1基準地震動に対しては、施設が弾性範囲内に維持されることを目標として、建築基準法の短期許容応力度が準用されているが、S2基準地震動に対しては、施設の機能に影響を及ぼさないことを条件として、一部が塑性域に入ることを許容した。従来はS2地震動に相当するものを、機能保持検討用の地震動と称して、副次的な取扱いをされてきたが、この指針では、S1地震動と同等の比重を有する設計用の地震動であることが明記されている。」と記述されている。

Q10. 現行指針 (1981年) では、サイトにおける基準地震動S2を設定すればそれを超える地震動に見舞われることは無いと考えていたのか。

原子炉施設の耐震設計 (1987年、大崎・渡部監修) (P.15 7. 合理化への道)には、「地震学・地質学など理学分野の知見が、設計といった工学の分野に、数多くとり入れられたことも1つの特徴である。しかしここで新しく提起された問題点は、少し極端ないい方をすれば、理学ではたとえば無限大といった事象の起こりうることを否定しないのに対して、工学では無限大を取り扱うことはできない。実際は、無限大の起こる確率はまた無限小であることを、暗黙裡に経験的な前提としているのであるが、「工学的に」とか「経験上」とかいった言葉を、安易に使い過ぎてきたことは、反省しなければなるまい。・・・こういった理学と工学の真の融合のためには、目下鋭意研究が進められている信頼性工学、とりわけ確率論的危険度解析 (probabilistic risk analysis) の理論体系がその役割を担うべきであり、これによってのみ始めて定量的な安全性の評価が可能になると筆者は信じている。」と記述されている。

上記を鑑みれば、無限大を否定しない理学 (地震学) の知見を、無限大を取り扱うことができない工学 (耐震設計) に取り入れるために、基準地震動S2という限界の地震による地震動を考慮したものと考えられる。

Q 1 1. 現行指針（1981年）の3. 基本方針にある「発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなければならない。」とはどういう意味か。

ここで「大きな事故」、「大きな事故の誘因」及び「十分な耐震性」とはそれぞれ何を意味するのか。

・「大きな事故」とは、設計想定事故（各種事故）と立地評価事故（重大事故、仮想事故）の間に位置付けられる。

・「大きな事故の誘因」とは、想定されるいかなる地震力（S1, S2）を受けても、炉内の放射性物質の外部放散によって、周辺公衆に有意な被ばくを生じるような事故を起こさないこと。

・「十分な耐震性」とは、地震により放射性物質の外部放散を生じさせないように、施設が機能を維持すること。

（以上、事業者資料による。）

Q 1 2. 現行指針（1981年）の基本方針にある「建物・構築物は原則として剛構造にする」とは具体的に何を要求しているのか。

指針の文面上「剛構造」という用語に明確な定義はなく、具体性をもって規定されたというよりも、一般論として主要設備を格納する建物・構築物は、放射線遮へい等の要求から必然的に剛な構造になっており、この種の構造を想定した耐震設計体系が構築されていたものとする。このため、現行指針の策定段階においては、「建物・構築物は原則として剛構造とする」という前提に立って検討が行われ、指針にも基本方針として記述されたものとする。

Q 1 3. 現行指針（1981年）の基本方針にある「重要な建物・構築物は岩盤に支持させなければならない」とはどういう意味か。

指針の文面上「岩盤」という用語に明確な定義はないが、指針策定当時の知見や技術レベル等を考慮して、発電用原子炉施設の重要な建物・構築物を支持する地盤としては、第三紀またはそれ以前の堅硬な岩盤が選定され、また、それを前提とした耐震設計体系が構築されていたものとする。このため、現行指針の策定段階においては、「重要な建物・構築物は岩盤に支持させなければならない」という前提に立って検討が行

われ、指針にも基本方針として記述されたものと考える。

Q14. 地震学に関する最新の知見に基づけば、現行指針（1981年）が定める設計用地震力の設定方法には問題があるのではないか。

- ・1995年の阪神・淡路地震に伴い現行指針の妥当性について評価が行われ、大きな問題は指摘されていない。
- ・指針高度化の主旨は、最新知見等の反映し、より適切な指針とすること。
- ・「設計用地震力」という用語は、安全設計指針にはあるが、耐震指針では使われていない。（Aクラスの施設の詳細設計では、基準地震動S1による地震力と静的地震力を包絡したもの（さらに余裕を見込む場合もあるが）を設計用地震力と呼んでいる。）
- ・設計用地震の区分と想定すべき地震、基準地震動の算定法については、地震・地震動ワーキンググループにおいて検討中。

Q15. 現行指針（1981年）では、「基準地震動の策定に当たって基準地震動S2として考慮する近距離地震にはM=6.5の直下地震を想定するものとする。」とされているが、これはどういう意味か。

直下地震M6.5について、M6.5以下の地震では活断層が現れない場合もあり、M6クラスの地震を引き起こす規模の活断層を見逃す可能性がある。このようにマグニチュードが小さくても至近距離であれば、施設に重大な影響を及ぼす可能性があるということから、M6.5を工学的な判断で設定したものである。

Q16. 地震学に関する最新の知見に基づけば、「M=6.5の直下地震」の想定は適当とは言えないのではないか。

M6.5程度を超える地震が起きても、地表に断層が伴わないものがあることは、地震学に関する最新の知見と照らしてみると否定はできないので、耐震指針検討分科会において、「直下型地震」による地震動を「震源を事前に特定できない地震による地震動」として、震源を特定できない地震による地震動観測記録に基づいた地震動を算定する方法等について調査・

審議を行っているところである。

Q 1 7. 文部科学省の「地震調査研究推進本部」では国内の98の活断層についての調査審議を進めているが、そのような知見は指針高度化に反映されているのか。

地震調査研究推進本部から公表される活断層の評価は、全国の地震防災対策に資するとの観点から、全国一律に評価するために一定のルールに基づき活断層の評価を行っている。

一方、施設の設計を目的とする原子力発電所建設時等の活断層の評価は、耐震指針に基づき、5万年前以降に活動した活断層について、活動性にとられることなく全てを対象としており、調査においては文献調査のみならず、現地調査、空中写真判読、地表地質調査、海上音波探査などを実施した上で、詳細な評価を行っている。

以上により、地震調査研究推進本部が実施している活断層評価とは目的及び調査の実施内容が異なることを考慮の上、耐震指針高度化の検討を行っている。

Q 1 8. 今回の指針高度化によって、基準地震動の策定方法はどうか。
(これまでの「設計用限界地震(基準地震動S2をもたらず地震)」を超えるような地震の発生を考慮しているのか。)

Q 1 9. 今回の指針高度化に際しては、各種の確率論的な考え方の導入を検討していると聞くが、具体的にはどうのことか。

現在、耐震指針検討分科会において、耐震の安全目標を指標とするリスク概念の導入を基本とした定量的な評価をすることとして、確率論的評価の考え方の導入を検討しているものであり、その中で、施設の確率論的安全評価(地震PSA)については、発生の可能性が極めて小さい地震も含めて、原子力発電所に影響を及ぼす全ての地震を対象に、地震動のばらつき、原子力施設の応答挙動、機器耐力等のばらつきを考慮に入れて、事故シーケンスの発生確率やその影響を分析し、施設の耐震安全性を定量評価することとしている。その他、地震動の確率論的安全評価、設計時におけ

る施設の確率論的安全評価などがある。

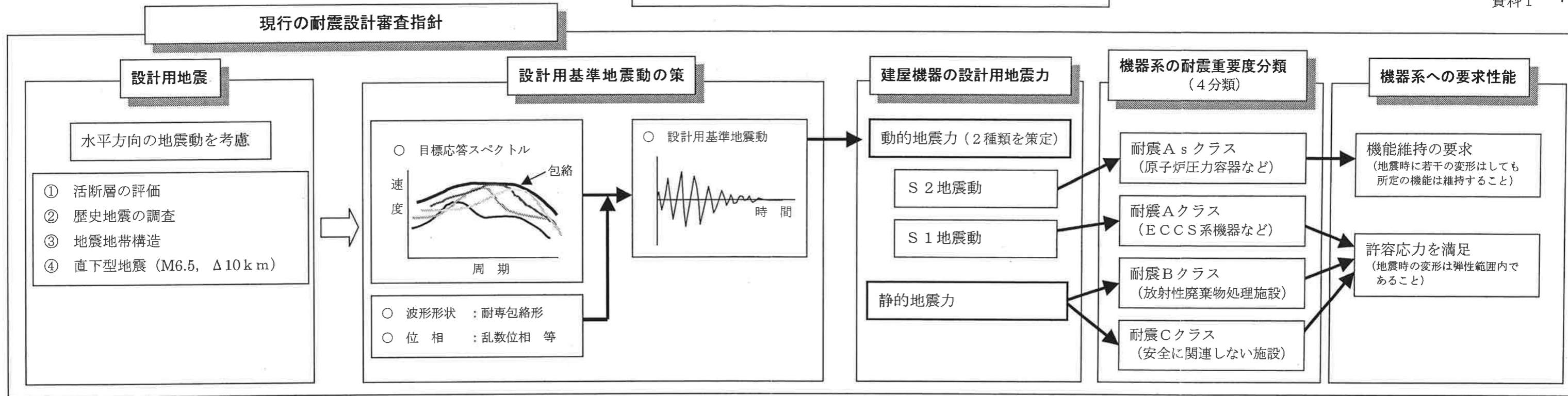
- Q20. 今回の指針高度化によって、耐震性への要求基準が厳しくなるとすると、既設の原子炉施設の取扱いはどうなるのか。(既設施設へのバックフィットやバックチェックを行う場合の原子力安全委員会、原子力安全・保安院及び各原子炉設置者の立場、役割、責任等はどうなるのかを含む。)

地震時安全確保の考え方と確率論的安全評価 (PSA) の適用についての基本方針

地震時安全確保の考え方	現在の考え方	PSA の位置付け	指針等における今後の取り扱い	
			当面の対応のあり方	将来に向けた検討
<p>[目標Ⅰ] 原子炉は、敷地周辺の特性から見て寿命中に一度ならず発生する地震動を経験しても事故を起こさないように設計、建設、運転及び保守を行わなければならないのは当然のことであるが、敷地周辺の事情で決まる地震動の大きさと頻度の関係を踏まえて、地震学的見地から見て施設の寿命中には極めて希には起こるかもしれない地震動を基準地震動とし、この発生を仮定しても安全防护施設も含めて必要な安全機能は損なわれないよう設計されること。</p>	<p>●地震が共通起因事象であるとの基本的特徴に鑑み、内部事象(多重性や独立性をもって安全を防護)とは異なる考えに基づき、基準地震動に対しすべての安全上重要な施設は機能が維持されるよう(いずれの機能も喪失することがない)設計することとしている。</p> <p>⇒したがって内部事象のように設計したシステムの妥当性を確認するための安全評価を行う必要はなく、目標Ⅰを達成すべく設計することをもって安全が確保されるとの考え。</p> <p>⇒目標Ⅰの達成が規制において求める事項。</p>	<p>●確率論的安全評価(PSA)は、各種の不確定要素を考慮しつつ公衆の放射線災害リスクの定量化を図る手法であり、地震時を含めたシステム全体のリスクを評価することが可能になる。</p> <p>⇒したがって、目標Ⅱで求められる公衆の放射線災害リスクの定量的な判断をより明確化することが出来る。</p> <p>●一方、システム全体の定量的なリスク評価を規制に取り入れていくためには、以下のような条件整備が行われることが前提である。</p>	<p>●当面は、以下のような形で、必要に応じシステムのリスク評価を行うための補助的手段として積極的活用を図り、手法の向上・定着を図ることとし、規制上の要求事項とはしない。</p> <p>①既設プラントの耐震安全性評価(必要に応じ適宜活用)</p> <p>②新設プラントについて、工事計画の最終認可段階(または使用前検査段階)において、事業者がシステムの有する公衆の放射線災害に対するリスクが十分低いことを念のため確認する。(原子力安全委員会は奨励)</p> <p>③定期安全レビューにおける高経年化プラントの耐震安全性の確認</p> <p>(注) ①については、今回の審議の中でも、参考情報として、現行指針に基づき設計・建設されたプラントのリスクが十分小さいことの検証を行う。</p>	<p>●原子力施設の内部事象及び地震動を含めた外部事象を考慮した定量的リスク評価を全面的に規制に取り入れる方向で、安全目標の扱いや PSA 手法の有効性についての検証等環境整備を行う。</p>
<p>[目標Ⅱ] 施設の設計裕度により、この基準地震動を超える地震動が発生する可能性を考慮してもそれによる公衆の放射線災害のリスクが小さいこと。</p>	<p>●以下のとおり、事実上安全の裕度が取られている一方、地震事象も含めたシステム全体のリスク評価手法が確立されていないことから、「立地指針」で求められる基本的目標である「重大事故」および「仮想事故」に対する公衆の放射線災害に対する評価は、従来内部事象に関して確定論的評価を行う範囲に留まっている。</p> <p>①基準地震動策定に当たっては、詳細な調査が実施された上、個別の判断(例えば活断層の評価等)に当たっては保守的な評価がなされてきたこと</p> <p>②施設の設計に当たっては、与えられた基準地震動に対し、設計者の意図如何に拘らず耐震性以外の強度に係る要求を始め、必然的に設計上の裕度が織り込まれること</p> <p>③更にシステム全体としてリスクを評価する場合には実際には、地震事象に対しても安全防护システムがリスク低減に寄与すること</p> <p>(注) 今回の審議に当たり、事実上の裕度に関して、何らかの形で検証が必要。</p>	<p>①耐震性だけではなく、システム全体の定量的リスク評価を規制に取り入れること</p> <p>②リスクの評価結果の絶対値をもって規制上の判断を行うに十分な手法の妥当性が検証されること (注) 重大事故及び仮想事故を念頭に置いた公衆の放射線災害に対するリスク評価を行うためには、レベル3 PSA が確立していることが必要</p> <p>⇒現在審議中の安全目標の扱いや現在までに開発されている PSA 手法の検証等が必要。</p>		

耐震設計審査指針の枠組み等の現状について

- | | | |
|-----|------------------------------|-----|
| (1) | 耐震設計審査指針の枠組み（案） | 資料1 |
| (2) | JNESで実施している地震PSA評価状況について | 資料2 |
| (3) | 多度津における機器限界耐力把握試験状況について | 資料3 |
| (4) | 地震ハザード評価における上限値の設定に関する検討 | 資料4 |
| (5) | 地震PSAで適用する地震動レベルと建屋応答の関係について | 資料5 |



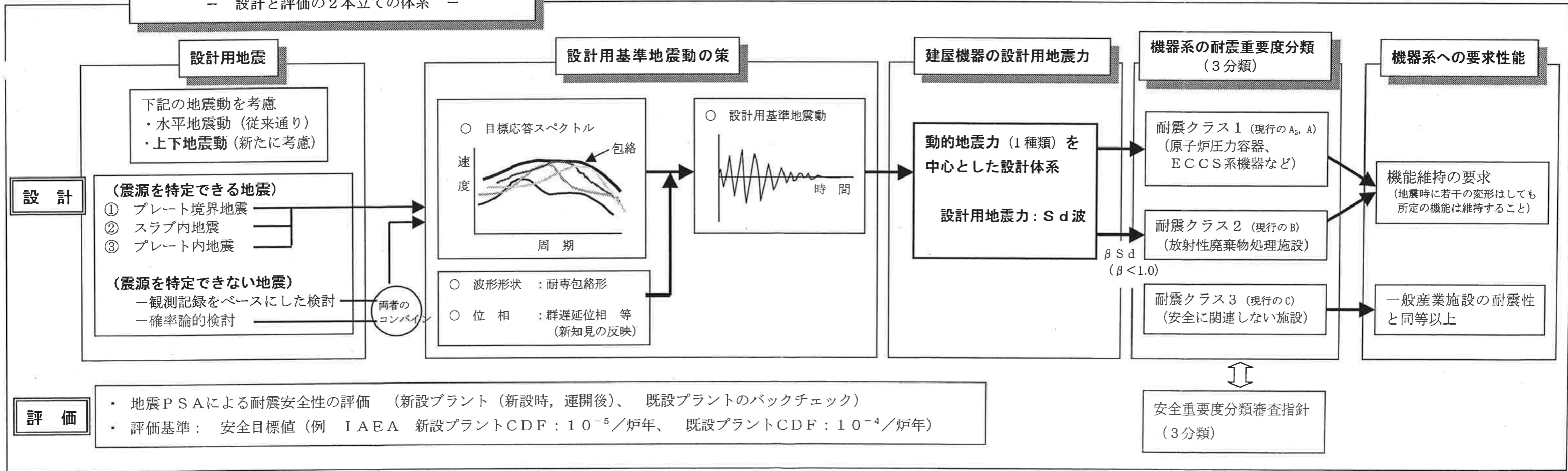
現行の耐震設計審査指針は昭和53年(昭和56年に改訂)に策定されたものであり、既に20年以上経過している。この間、種々の知見の蓄積、社会情勢の変化などが生じた。

- ・地震に対する知見の蓄積 : 上下地震動の設計への適用の必要性、震源を特定できない地震の考慮(経験的考慮、確率論的考慮)の必要性、地震発生機構の解明
- ・他指針の策定、整備の進展 : 安全重要度分類審査指針(平成2年)と耐震重要度分類の関係
- ・一般公衆への説明責任 : 設計用に用いた地震よりも大きな地震は本当に発生しないのか。施設が設計通りの地震力を受けた場合でも、損傷する確率は本当に0なのか など

耐震設計審査指針の高度化 (原子力安全委員会にて審議中。平成16年度発行の予定)

現在検討中の耐震設計審査指針(案)

— 設計と評価の2本立ての体系 —



耐震設計審査指針の高度化における確率論的耐震安全評価手法の適用

安全設計審査指針

(基本目標Aに対応)
 ・安全機能を有する構築物系統及び機器は耐震設計上の区分をし、設計用地震力に十分耐えられる設計であること。上記については、耐震設計審査指針に定めるところによる。
 ・放射性物質の放出につながる施設の損傷が発生しないよう設計、施設の損傷や誤操作などの異常事象の発生した場合にその影響が拡大しないようにできる工学

安全評価審査指針

(基本目標Aに対応)
 設計の妥当性を評価するための設計基準事故の選定と安全評価の方法
 (基本目標B、Cに対応)
 事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を重大事故、仮想事故として想定し、基本目標B及びCを担保する安全評価の方法

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 (第24条 四)

原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質、核燃料物質によって汚染されたもの又は原子炉による災害の防止上支障がないものであること。

原子炉立地審査指針

- 基本目標A： 原子炉は事故を起こさないように設計、建設、運転及び保守が行い得ること
- 基本目標B： 敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと
- 基本目標C： 重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故の発生を仮定しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと

現行 耐震設計審査指針

発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力(設計基準地震動)に対してもこれが大きな事故の誘因にならないよう十分な耐震性を有していなければならない

高度化 耐震設計審査指針の基本方針

- 目標I (基本目標Aに対応)
 原子炉施設は、敷地周辺の特性からみて寿命中に一度ならず発生する地震動を経験しても事故を起こさないように設計、建設、運転及び保守を行わなければならないのは当然のことであるが、敷地周辺の事情でできる地震動の大きさや頻度の関係を踏まえて、地震学的見地から見て施設の寿命中には極めて稀には起るかもしれない地震動(例えば、地震超過発生頻度 10^{-4} /年)を基準地震動とし、この発生を仮定しても安全防護施設も含めて必要な安全機能は損なわれず、周辺の公衆に放射線災害を与えないよう設計されること
- 目標II (基本目標B、Cに対応)
 施設の設計裕度により、この基準地震動を超える地震動が発生する可能性を考慮してもそれによる公衆の放射線災害のリスクが小さいこと。

耐震安全評価の基本方針

- 目標I
 現行の耐震設計と同一の考え方により対応(設計基準地震動に対し、機器などが機能維持するように耐震設計を実施)
- 目標II
 耐震設計された原子炉施設の耐震性評価 ↔ 安全目標

	内的事象発生頻度	立地審査指針		現行の耐震設計審査指針	高度化耐震設計審査指針		
		安全設計指針, 安全評価指針			評価手法		
		立地指針	安全設計指針		1	2	3
通常運転状態	1/炉年	立地指針	安全設計指針	耐震設計指針	耐震設計	耐震設計(目標I)	耐震設計(目標I)
異常な過渡変化	10^{-2} /炉年						
事故	10^{-4} /炉年						
重大事故							耐震評価(目標II)
仮想事故							○ 評価用地震(例)

(詳細は別紙参照)

目標IIを評価するための手法 (例)

評価手法1：耐震設計に包含
 評価手法2：設計用地震動とは別に、評価用地震動の設定と当該地震動下における耐震性評価
 評価手法3：地震PSAによる耐震性評価

目標IIの評価手法として地震PSAの適用

目標IIを達成するための要求事項

- 耐震設計特有の事情の反映
 - 設計用地震動を超える地震動の発生の可能性
 - 設計用地震動時における破損の確率的可能性
 - 複数系統の同時損傷の可能性
- 耐震安全性のわかりやすさ、説明性の向上
 - 従来の設計領域を越える領域における、プラント全体の耐震安全性の定量的な評価
 - 耐震安全性評価のプロセスの透明性、説明性
 - 地震以外の他の事象との安全性について、定量的な相対比較

耐震安全性評価(地震PSAの適用)

工事が進捗し、運転手順書等の検討も進んだ、例えば運転開始前に実施し、リスクの観点から耐震安全性を評価し、規制当局による承認を得る。

- 設置許可申請段階：耐震設計の方針(目標I)、及び耐震安全評価の方針(目標II)を作成
- 工認申請段階：耐震設計の実施(目標I)
- 工認申請最終段階：耐震安全性評価の実施(目標II)

耐震設計に対する地震PSA評価結果の活用(耐震重要度分類への反映等)

地震PSA評価結果を活用し、炉心損傷頻度などに大きな影響を及ぼす機器等の耐震重要度分類の見直し、耐震性を向上させることが望ましい機器等の抽出、耐震性向上策の抽出と耐震設計への反映など

既設プラントに対する目標IIの達成の確認(バックチェック手法としての地震PSAの適用)

- 実施時期例：耐震設計審査指針改定時
- 実施内容
 - 案1：目標Iに対する確認；従来の確定論的バックチェックを行い、必要に応じてバックフィットを行う。目標IIに対する確認；地震PSAによるバックチェックを行い、必要に応じてバックフィットを行う。
 - 案2：目標IIに対して地震PSAによるバックチェックを行い、必要に応じてバックフィットを行う。
 - 案3：案1と同様に、目標I、IIに対してバックチェック、必要に応じてバックフィットを行う。ここで、目標Iに対しては、個別の機器に関して目標Iを満足しないものがあったとしても、目標IIを満足していれば良いものとする。
- 規制体系例：規制当局による承認、または民間自主

耐震設計審査指針の高度化における耐震設計の方針（案）

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 (第24条 四)
 原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質、核燃料物質によって汚染されたもの又は原子炉による災害の防止上支障がないものであること。

原子炉立地審査指針

基本目標A： 原子炉は事故を起こさないように設計、建設、運転及び保守が行い得ること

基本目標B： 敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと

基本目標C： 重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故の発生を仮定しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと

現行 耐震設計審査指針

発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力（設計基準地震動）に対してもこれが大きな事故の誘因にならないよう十分な耐震性を有していなければならない

- ・ S1地震動：工学的見地から発生を予測することが適切な地震動
- ・ S2地震動：地震学的見地に立てばS1を超える地震の発生を否定できない地震動

当該プラントに発生する可能性のある地震動に対して機能維持するように耐震設計する（基本目標A）ことで、基本目標B、Cを満足するようにしていると言えるか？
 （設計対応をしているため、改めて評価を行う必要は無い）

高度化 耐震設計審査指針の基本方針

基本目標Aへの対応： 設計対応
 敷地周辺の事情でできる地震動の大きさと頻度の関係を踏まえて、地震学的見地から見て施設の寿命中には極めて稀には起こるかもしれない地震動（例えば、地震超過発生頻度 10^{-4} /年）を基準地震動とし、この発生を仮定しても安全防護施設も含めて必要な安全機能は損なわれず、周辺の公衆に放射線災害を与えないよう設計されること

基本目標B、Cへの対応（下記のいずれの方法でも指針上の成立は可能と考える）

対応方法1： 現行の耐震指針通り、設計で対応（この場合、基本目標ABCの区別はない）
 案1： 設計で基本目標A～Cをカバーする
 当該サイトで考えられる最大の地震動の発生を仮定しても、安全防護施設も含めて必要な安全機能は損なわれず、周辺の公衆に放射線災害を与えないよう設計されること
 案2： 基本目標A程度を満足する設計をしておけば、基本目標B、Cは達成できているとする

対応方法2： 評価用地震動の設定と当該地震下における耐震安全性評価による対応
 設計用地震動とは別に評価用地震動を策定し、この地震動に対して耐震安全性を評価する。

対応方法3： 地震PSAによる耐震安全性評価による対応
 基準地震動を超える地震動が発生する可能性を考慮してもそれによる公衆の放射線災害のリスクが小さいことを地震PSAにより評価する。

実機プラントで、どの程度まで基本目標が達成されているか確認が必要 ← 多数基立地 → 基本目標B、Cを達成するための対応方法（対応方法1～3）の評価

許認可へのタイミング（基本目標A）
 対象機器毎に工認にて審査（現行の耐震設計と同じ）

（基本目標B、C）

- ・ 対応方法1
 案1： 対象機器毎に工認にて審査
 案2： 裕度について工認にて審査。地震PSAをするならば全工認終了段階。
- 対応方法2（評価用地震動による評価）
 案1： 対象機器毎に工認にて審査
 案2： 全工認の終了段階で評価。審査。
- ・ 対応方法3： 全工認の終了段階で評価結果を提出。

いずれにせよ、設置許可の段階で評価（設計）結果を提示することはできない。ただし、この状況は現行の耐震設計も同じ（設置許可段階では設計結果は出せない）である

（基本目標B、Cに対する規制 例）

		規制	民間
対応方法1	案1	○	
	案2	○	
	(PSA)		○
対応方法2	案1	○	
	案2	○	
対応方法3		○	

			課題等
対応方法1	現行指針の通り設計で対応	設計で基本目標A～Cをカバー（案1）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震発生超過頻度 10^{-6}/年を超えるような地震動に対し、合理的な耐震設計は可能か、バックチェックした時に既設プラントの耐震安全性は確保できるか。 ・ 例えば、地震発生超過頻度 10^{-6}/年（仮想事故相当を仮定）の地震動の策定方法を指針で提示できるか。この地震動を設計条件とする場合、信頼度は相当高い必要がある ・ 地震学からの理学的な、公衆が納得できる歯止めを期待できるか。一般公衆の納得を得るためには、設計地震動が青天井にならないか。サイトで起こり得る最大の地震動の策定方法を耐震指針で提示する必要がある ・ 地震動の新知見が増える毎に指針の高度化とバックチェックなどの対応が必要
対応方法2	評価用地震動を別途設定し、施設の健全性、又は破損時の周辺への影響を評価	施設の健全性を評価（案1）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震動の策定、プラント設計への影響に対しては上記と同じ問題点 ・ 「評価」とは言えども、結局は対応方法1と同様になる可能性大。（評価用地震動下で、施設が損傷した場合の被ばく評価等を実施）
		施設破損を前提とした影響評価（案2）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震動の策定に対しては上記と同じ問題点 ・ 地震による施設の破損状況の推定方法、破損状況に応じた放射性物質などの流出量の推定方法、経路の推定方法などについて、説明性、透明性のある検討が必要。
対応方法3	地震PSAによる評価（施設は破損を前提）		<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震PSA手法は整備されているのか。許認可ベースになり得るのか。 ・ 評価基準である安全目標 and/or 性能目標があるのか

その他の要求事項（詳細は別資料参照）

- ・ 設計地震下での破損の可能性は0とはいえない
- ・ 設計地震を超える地震の発生の可能性は否定できない 他

現状で考え得る、最も合理的な耐震設計指針の形として下記の提案

（基本目標A）
耐震設計の実施

（基本目標B、C）
対応方法3： 地震PSAによる耐震安全評価

（地震PSA評価技術の現状）

- ・ 地震PSA評価マニュアルの整備（原安協での原案作成 ～H16/4、原子力学会でのオーソライズ H16/4～）
- ・ 原子力安全委員会における安全目標の検討（H 頃に耐震安全目標の制定）

耐震指針改訂の方向性

	現行指針				見直し案			指針改訂の方向性と検討項目	指針/JEAG分担、原安委23項目対応				
	指針	JEAG	原安委23項目との対応										
基本方針	岩着・剛構造				現行指針より、更に性能規定化を指向 岩着・剛構造規定は無し。免震制振の適用			① 趣旨は「想定されるいかなる地震力に対しても大きな事故の誘因とならないこと」。	○		② 耐震設計の枠組み		
安全重要度分類	MS-1 PS-1	MS-2 PS-2	MS-3 PS-3	MS-1 PS-1	MS-2 PS-2	MS-3 PS-3	② 安全重要度と耐震重要度は整合することが望ましい (付録-1)	○		⑥ 耐震重要度分類の基本的考え方			
耐震クラス	As	A	B	C	A	B	③ 耐震重要度分類の方針 (付録-1) Aクラス : 著しい炉心損傷、大量の燃料破損に直接関連するもの、異常時にそのような状態に至るのを防止するもの、異常時の放射性物質閉じ込めに関連するもの。 Bクラス : 著しい炉心損傷には至らないが、過度の放射性物質外部放散の恐れのあるもの Cクラス : 放射性物質を含まないか、仮に破損しても外部への影響がほとんどないもの	○		⑥ 耐震重要度分類の基本的考え方			
							④ 機器毎の耐震重要度分類 (耐震重要度分類表(例)の作成) ・従来のAs, Aクラスの再整理 ・公衆, 従業員被ばくの観点から、従来のBクラス機器の再整理 ・安全重要度分類と耐震重要度分類のクラスが相違する機器について妥当性の説明		○	⑥ 耐震重要度分類の基本的考え方			
耐震クラスと地震動の対応	S2	S1	(1/2S1)	-	Sd	βSd	⑤ 耐震クラスと地震動の対応 Aクラス : サイトで地震学的見地から見て施設の寿命中には極めて稀には起きるかもしれない地震動(例: 10 ⁻⁴ /炉年)に対し安全機能を維持(付録-2) Bクラス : Bクラス施設に適用される地震動に対し要求される安全機能を維持 Cクラス : 異常事象の起因事象とはなりうるが、A, Bクラスには該当しないもの。 一般施設と同等以上の安全性を保持すればよい。	○		⑥ 耐震重要度分類の基本的考え方 ⑨ 設計用地震力の考え方			
							⑥ 従来のAクラスに相当する施設の設計用地震動の考え方 ⑦ Bクラス用地震動の考え方 案1 Sd地震動の1/2等の係数倍にする(αSd: 全サイト共通の係数) 案2 Bクラス地震の発生確率を決め、サイトでの地震発生確率との関係からからBクラス地震動を決定する。(SdとBクラス用地震の比がサイト毎に相違)	(○)	○	⑨ 設計用地震力の考え方			
設計地震力	動的	水平	○	○	(○:柔)	-	○	○	-	⑧ 動的上下地震動の適用	○		⑨ 設計用地震力の考え方 ⑩ 応答解析の基本的要求事項 ⑪ 応力解析の基本的要求事項
		上下	1/2S2 静的	1/2S1 静的	-	-	○	○	-	⑨ 静的震度の取り扱い(従来通りか、撤廃か) ⑩ 動的上下地震動の具体的な設定方法	○	○	
	静的	水平	○	○	○	○	-	-	-	⑪ 水平上下荷重の組合せ(SRSS, 荷重係数法など)	○	○	
		上下	○	○	-	-	-	-	-	⑫ (特に上下方向)解析モデル, 応力評価モデル		○	
一般と同等	-	-	-	-	-	-	○	⑬ どのような一般指針を用いれば良いか。あるいは原子力特有の設計震度を設定するか。		○	⑨ 設計用地震力の考え方		

		現行指針				見直し案の出発点 (本案をたたき台に検討を開始)				指針改訂の方向性	指針/JEAG分担、原安委23項目対応			
		As	A	B	C	As	A	B	C		指針	JEAG	原安委23項目との対応	
耐震クラス		As	A	B	C	As	A	B	C					
荷重の 組合せ	従属 事象	組合せ実施				同 左				⑩ 現行と同等	○	○	⑤ 考慮すべき事故の考え方 ⑫ 荷重の組合わせの基本的要求事項	
	独立 事象	地震の発生確率による組合せ				同 左				⑪ 現行と同等 設計用地震動の発生頻度は現行から変わるため、組み合わせの再確認が必要 (JEAG マター)	○	○		
許容応力		IVAS 機能 限界	IIIAS 許容応力			機能限界				⑬ 許容応力の機能限界化	○		⑬ 許容限界の基本的要求事項	
										⑭ 当面は現行のJEAG, 告示501号 運転状態IVの制限に従って設計することも考えられる → 現行のデータベースで機能限界を見直せるものはないか → 将来的にデータが集まり、許容応力の変更が可能になれば反映 (適宜、見直し)		○		
安全目標		想定されるいかなる地震力に対しても、これが大きな事故の誘因とならないこと				安全目標値については、原子力安全委員会で検討中。 IAEA/INSAG等の値を参考として暫定的な値を設定することは可能							① 地震時安全確保の考え方	
安全評価		-				○ (PSA等による評価の実施)				新設プラントに対する地震PSAの実施時期 設置許可申請段階 : 地震PSAの方針 工認申請最終段階 : 地震PSAによる耐震安全性評価の実施		別		③ 確率論的安全目標 ④ 確率論的手法と決定論的手法
バックチェックの実施										別途検討要				
その他 (原安委23項目にはあるが、本表では扱っていないもの)														⑦ 新立地様式 ⑧ 運転管理に係る考慮事項 ⑭ 構造信頼性の確率論的評価 ⑮ 第四紀層地盤の評価法 ⑯ 免震構造・制振構造 ⑰～ 地震関係

表 耐震安全上の機能の観点からの耐震重要度分類の再整理

機能分類		量的効果	量的効果		主な内容	耐震クラス (概要)			
						分類番号	大	小	対象機器例 (BWR例)
自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している設備に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性があるもの	適切な安全措置を講じなければ、更に大きな事故に拡大する可能性があるもの	1A-α	○		・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器 (小口径配管除く)	R P V	A	A s	1
	事故の拡大性のないもの	1A-β		○	・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器 (小口径配管等) ・使用済み燃料貯蔵設備	同 左	A	A s	1
		1B-α	○		・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る設備 ・放射性廃棄物を内蔵している設備。ただし、公衆に与える放射線の影響が許容被ばく量に比べて充分小さいものは除く。 ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性がある設備	主蒸気系 給水系 放射性物質貯蔵設備 等	B	B	2
	1B-β		○	・放射性物質を内蔵しているか、またはこれに関連した設備	試料採取系等	C	C	3	
1Aの事態を防止するために必要なもの		2-α	○		・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設備及び原子炉の停止状態を維持するための設備	制御棒挿入系 (スクラム)	A ₂	A s	1
					・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための設備	RHR 等	A	A s	1
					・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に必要な設備	RHR 等	A	A	1
				○	・使用済み燃料を冷却するための設備	同 左	B	B	2
1Aの事故の際に外部に放散される放射性物質による影響低減に必要なもの		3-α	○		・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設備	P C V	A ₂	A s	1
					・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設備	F C S S G T S 等	A	A	1
		3-β		○	・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための設備	-	B	B	2
一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの		4			・原子炉の反応度を抑制するための設備 (スクラム系除く)		C	C	3
					・放射線安全に関係しない設備		C	C	3

A₂ : 現行指針のA sクラスに対応

表 現行の耐震重要度分類と重要度分類の比較

安全重要度分類		耐震重要度分類		施設例		
機能	分類	機能別分類	クラス			
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	PS-1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	As/A	RPV		
過剰反応度の印加防止機能					制御棒カップリング	
炉心形状の維持機能				炉心支持構造物		
原子炉の緊急停止機能	MS-1	原子炉緊急停止のため急激に負の反応度を付加するための設備及び原子炉の停止状態を維持する設備（以下、①と記載）			制御棒	
未臨界維持機能						制御棒, SLC
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能						逃がし安全弁（安全弁機能）
工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能						中性子束地震加速度
原子炉停止後の除熱機能					原子炉停止後、崩壊熱除去設備	RHR
炉心冷却機能					事故後、崩壊熱除去設備	RHR
放射性物質の閉じ込め機能					事故の際、放射性物質の外部放散を抑制するための設備（非常用DG等の補助設備）	PCV
放射線の遮へい及び放出低減機能						原子炉建屋
安全上特に重要な関連機能						非常用D/G
原子炉冷却材を内蔵する機能 (原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く)				PS-2	原子炉冷却材圧力バウンダリに直接されていて、一次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る設備	B
原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物を内蔵している設備公衆に与える影響の小さいものを除く。(以下、②と記載)		放射性廃棄物処理系			
燃料を安全に取り扱う機能	放射性廃棄物以外の放射性物質関連設備で、破損により公衆従業員に過大な影響を与える可能性		燃料交換器			
安全弁及び逃し弁の吹き止り機能		①	S2機能維持	逃がし安全弁		
燃料プール水の補給機能	MS-2	耐震Aクラス その他の設備	A	燃料プール水補給		
放射性物質放出の防止機能		②	B	オフガス系隔離弁		
事故時のプラント状態把握機能		①	As/A	原子炉圧力		
異常状態の緩和機能			As	加圧器逃し弁手動		
制御室外からの安全停止機能			As	制御室外停止装置		
原子炉冷却材保持機能(PS-1, 2外)	PS-3	放射性物質内蔵設備(As~B以外) ③	C	資料採取系配管		
原子炉冷却材の循環機能		炉反応度制御設備(As~B以外)			原子炉再循環ポンプ	
放射性物質の貯蔵機能		②③	B/C	液体廃棄物処理系		
電源供給機能(非常用を除く)		放射線安全に関係しない設備 ・炉反応度制御設備(As~B以外) ・放射線安全に関係しない設備	C		主タービン	
プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く)						原子炉制御系計装
プラント運転補助機能				放射線安全に関係しない設備		補助ボイラ
FPの原子炉冷却材中への放散防止機能			—			
原子炉冷却材中の浄化機能		—				
原子炉圧力の上昇の緩和機能	MS-3	放射線安全に関係しない設備	C	逃がし安全弁		
出力上昇の抑制機能		炉反応度制御設備(As~B以外)			原子炉再循環制御	
原子炉冷却材の補給機能		放射線安全に関係しない設備			制御棒駆動水圧系	
緊急対策上重要なもの				緊急時対策所		

JNESで実施している地震PSA評価状況について

(検討状況)

JNESでは、代表的な^{H2}BWR 4、^{2F3}BWR 5及び^{I2}PWR 2ループ、^{O3}PWR 4ループプラントについて地震PSAを実施しており、炉心損傷頻度(CDF)を求めている。

一方、動的機器の内、CDFに大きな影響を与える電気品、よこ形ポンプ、たて形ポンプ及び制御棒については、その限界耐力を把握することを目的として、多度津大型振動台を用いて限界加振試験を実施中であり、一部の動的機器（電気品、よこ形ポンプ）については限界加振試験を完了し、現在は試験結果の評価中である。

JNESでは、上記の多度津試験の結果の反映も含め、下記のような最新の手法／データを用いて地震PSA評価を実施している。

- ・ 地震応答の算出にあたり、非線形地震応答解析の実施（詳細法の採用）
- ・ 原子炉建屋以外の屋外構築物（海水ピット等）の応答／耐力の算出と適用
- ・ 機器耐力として多度津限界加振試験結果（電気品、よこ形ポンプ）の反映

(検討結果)

表 1 炉心損傷頻度解析結果

		炉心損傷頻度 (/炉年)	備 考
ケース 1	BWR 4	3.3×10^{-4}	
ケース 2		(1.3×10^{-4})	2F3 → 2F4 対応 メタクラ、ファン耐力を更に向上*
ケース 3	BWR 5	8.4×10^{-7}	
ケース 4	PWR 2ループ	検討中	
ケース 5	PWR 4ループ	4.9×10^{-5}	

*： 多度津の限界試験の結果、メタルクラッドスイッチギヤ（メタクラ）の耐力が小さいことが確認された。現行の地震PSAでは、この小さな耐力をベースにCDFを求めている。

一方、メタクラを改造した場合、その耐力はどの程度まで向上するか追加試験を実施中である。本ケースは、メタクラの耐力向上が図れた場合を想定（他の電気品並に耐力があると想定）してCDFを求めた。

また、ファンについては試験を行っていないため、現行の耐力は低いですが、よこ形ポンプの耐力と同等と考えて耐力を大きくした。

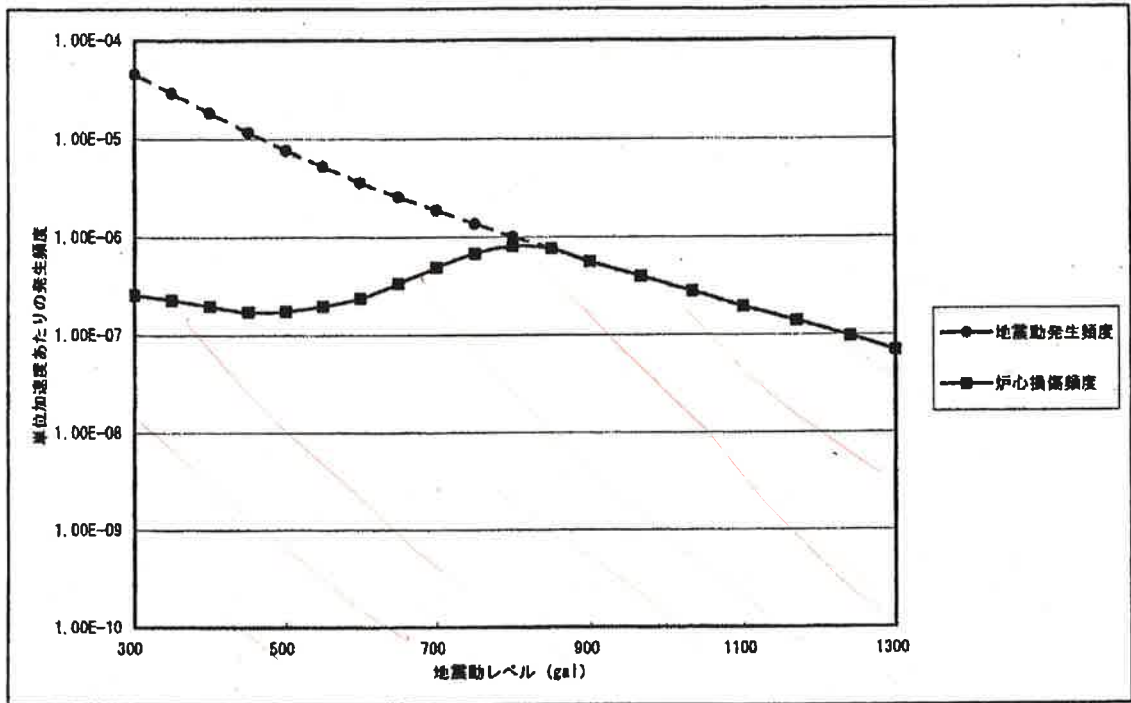


図1 炉心損傷頻度曲線 (BWR4 プラント)

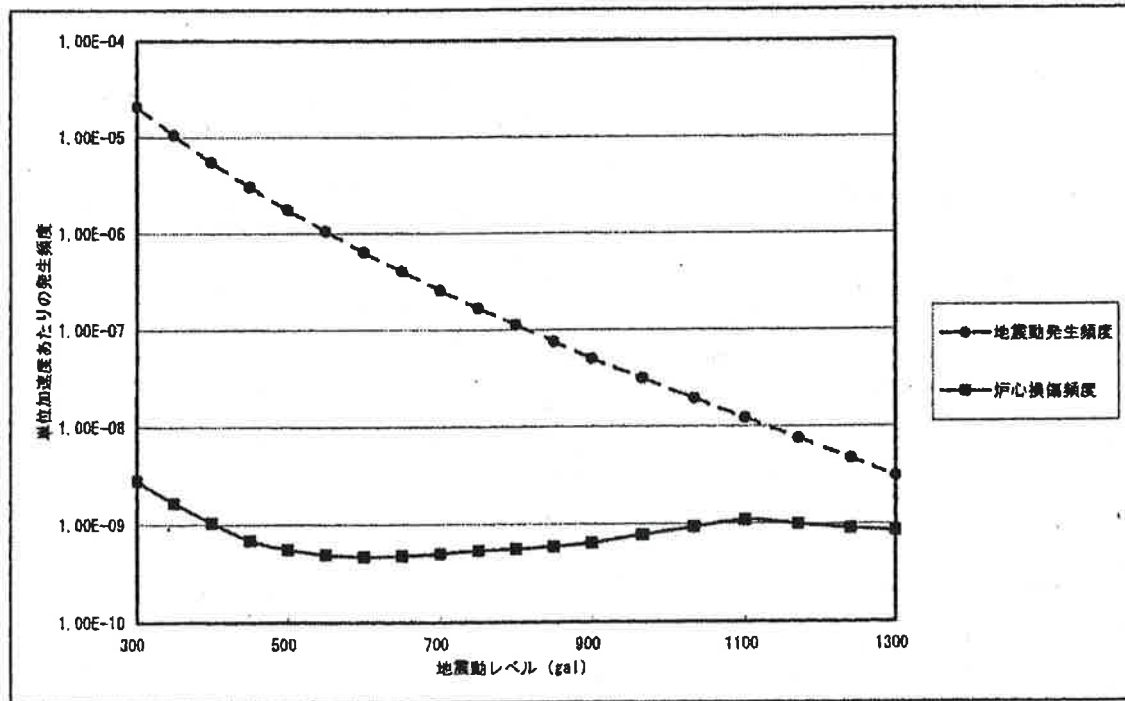


図2 炉心損傷頻度曲線 (BWR5 プラント)

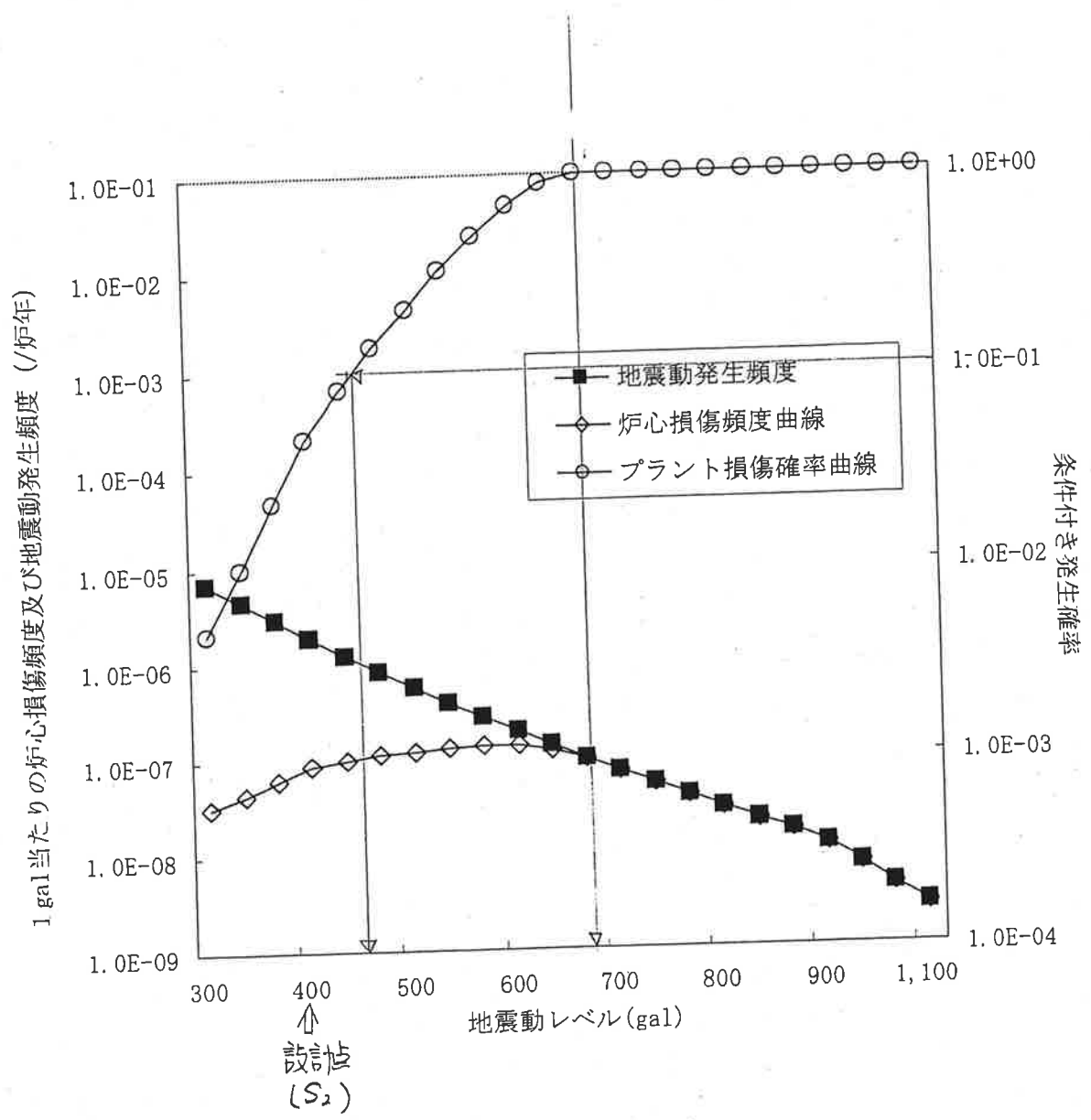
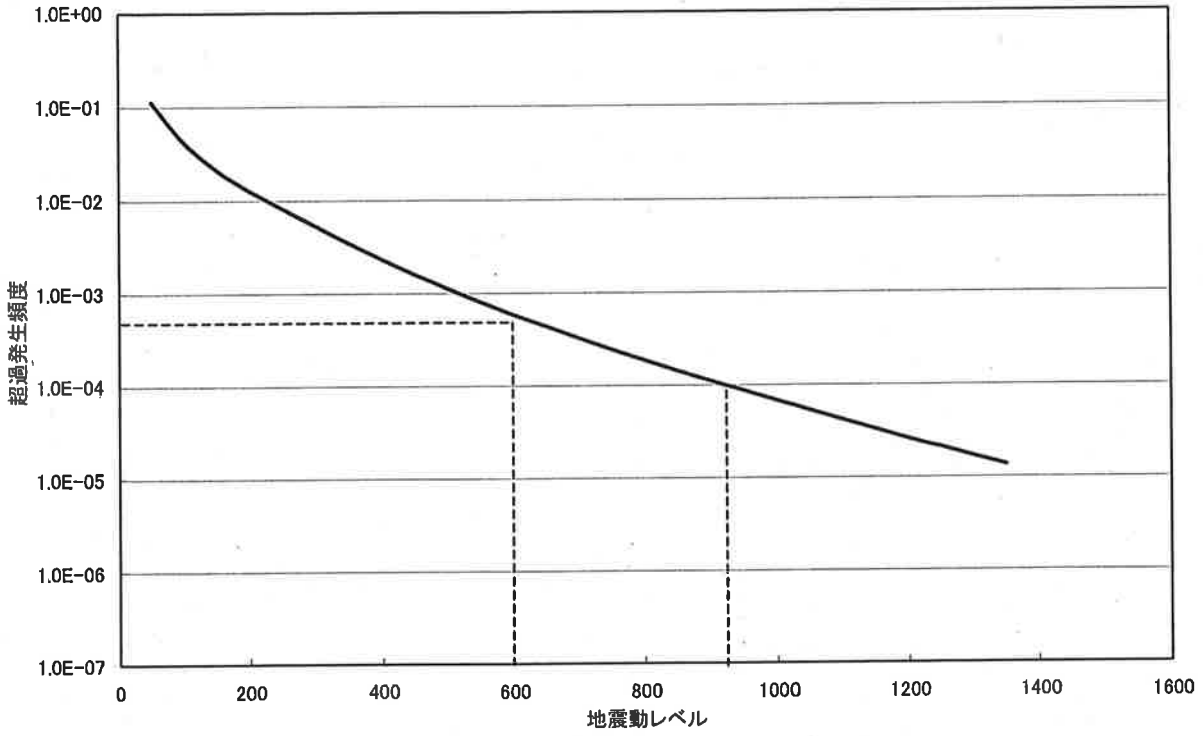


図3 炉心損傷頻度曲線 (PWR416-70)



現行の地震P S Aで用いている地震ハザード曲線 (BWR 4)

(地震ハザードの打ち切りについて)

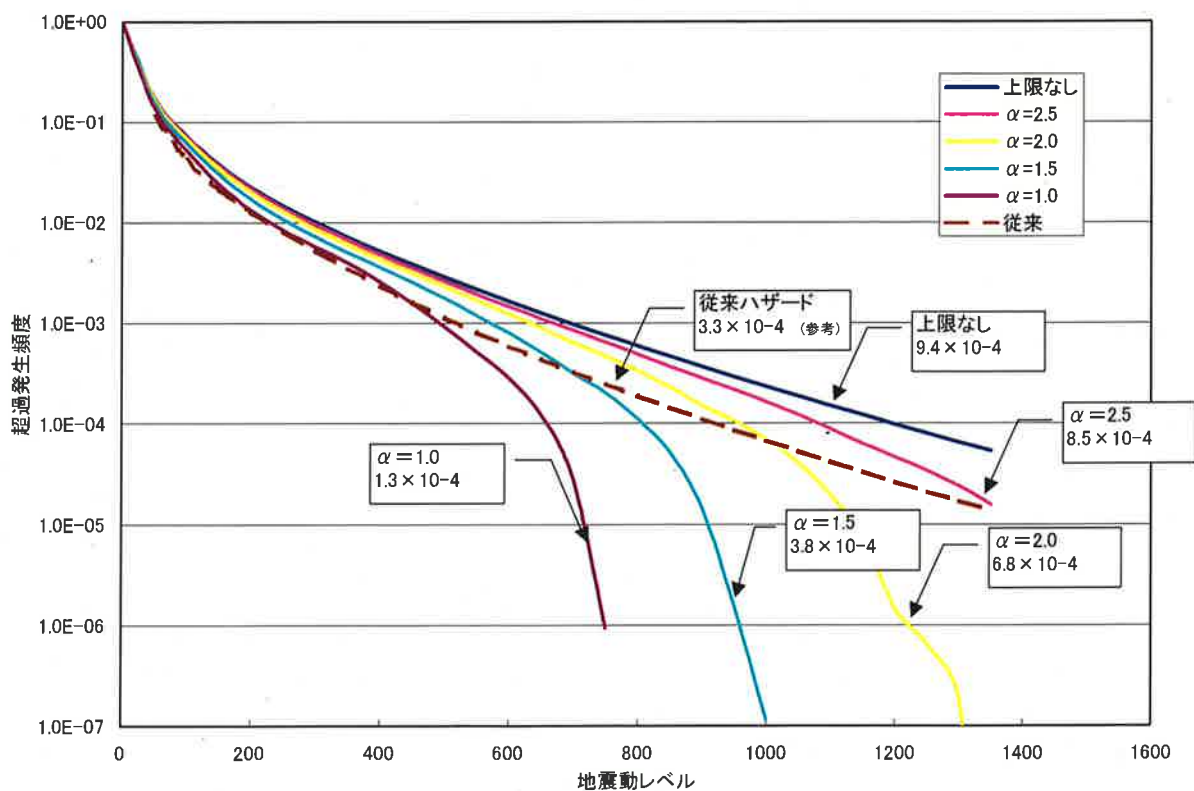
現行の地震PSA評価（この場合の評価結果を表1に記載）では、地震ハザードの上限は設けていない。一方、地震動レベルが高くなると、その超過発生頻度は低減されるものと考えられることから、地震ハザードを打ち切った場合にCDFに与える影響について検討を行った。

検討対象： BWR 4

検討条件： 応答，耐力は表1（ケース1）と同じ

地震ハザードについては表1から見直しを実施した（表1の解析は、「上限なし」に相当する）

	炉心損傷頻度	低減率 (nσ/上限なし)	備考
上限なし	9.4×10^{-4}	ベース	
2.5σ	8.5×10^{-4}	0.90	
2.0σ	6.8×10^{-4}	0.72	
1.5σ	3.8×10^{-4}	0.40	
1.0σ	1.3×10^{-4}	0.14	
ハザード見直し前 (表1)	3.3×10^{-4}	—	(参考)



機器限界加振試験対象機器の選定と 試験結果の速報

—炉心損傷頻度評価の詳細化—

(独)原子力安全基盤機構
解析評価部
規格基準部

1

(背景)

近年、地震PSA評価手法が原子力発電所の耐震安全性評価に適用される動向にある。ここで、地震PSA評価にあたっては、機器の現実的な耐力の把握、精度向上が必須である。

一方、現在のPSA評価で用いている機器の耐力データは、必ずしも現実的な値が把握されていないものもあり、炉心損傷頻度(CDF)評価結果が厳しくなっている一因となっている可能性がある。

このため、耐力データの信頼性の一層の向上が望まれている。

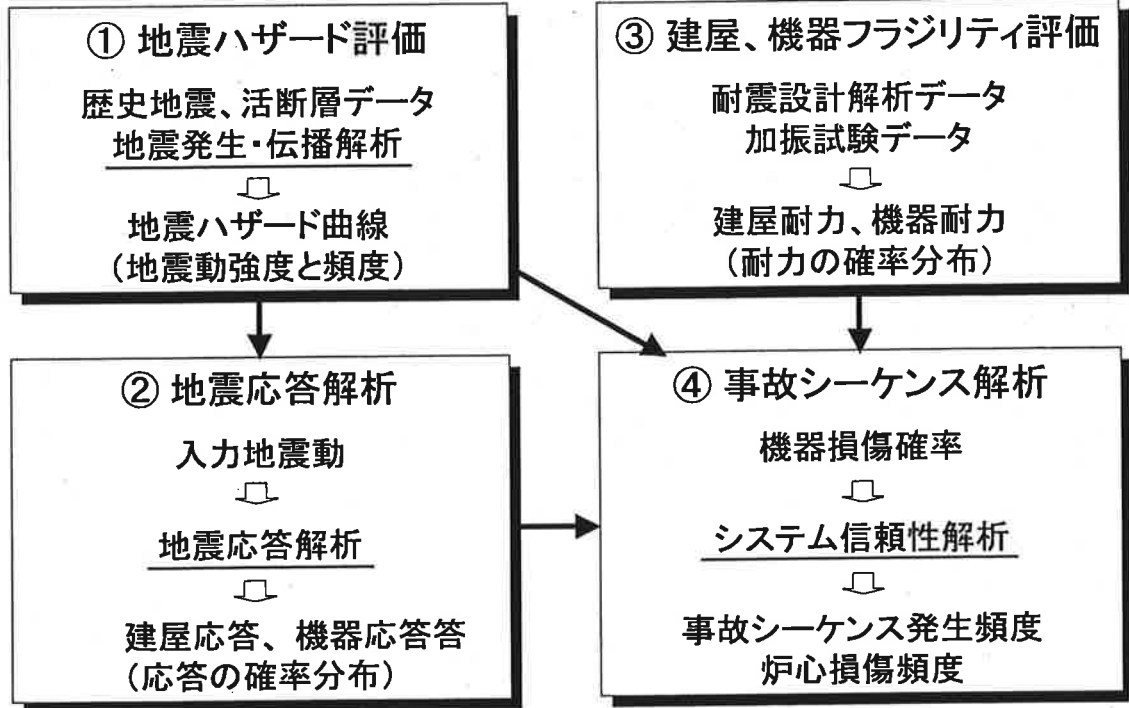
(目的)

炉心損傷頻度(CDF)に大きく寄与する重要機器を、これまで整備してきた機器耐力データベースを用いて、地震PSAの観点から同定する。

同定された機器に対し、限界振動試験を行うことにより、機能限界耐力を求めることを目的とする。

2

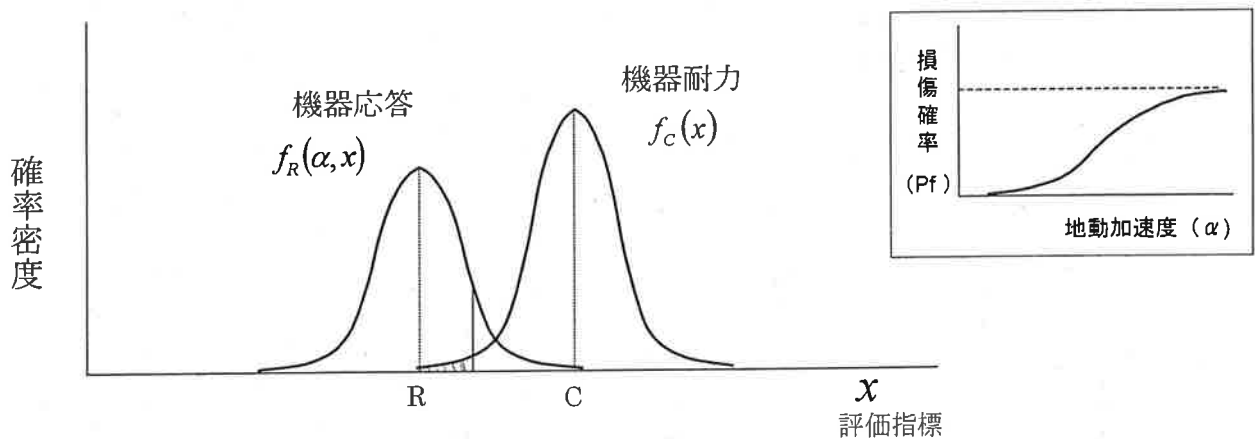
地震PSA評価の概要と手順



3

(機器の地震時損傷確率の算定方法: その1)

機器の損傷確率は、地動加速度(α)に対する機器の地震応答が機器の耐力を超過する確率で表される。



$$P_f = \int_0^{\infty} f_R(\alpha, x) \left\{ \int_0^x f_C(x') dx' \right\} dx$$

4

(機器の地震時損傷確率の算定方法: その2)

機器の地震時損傷確率を算定するためには下記のデータが必要

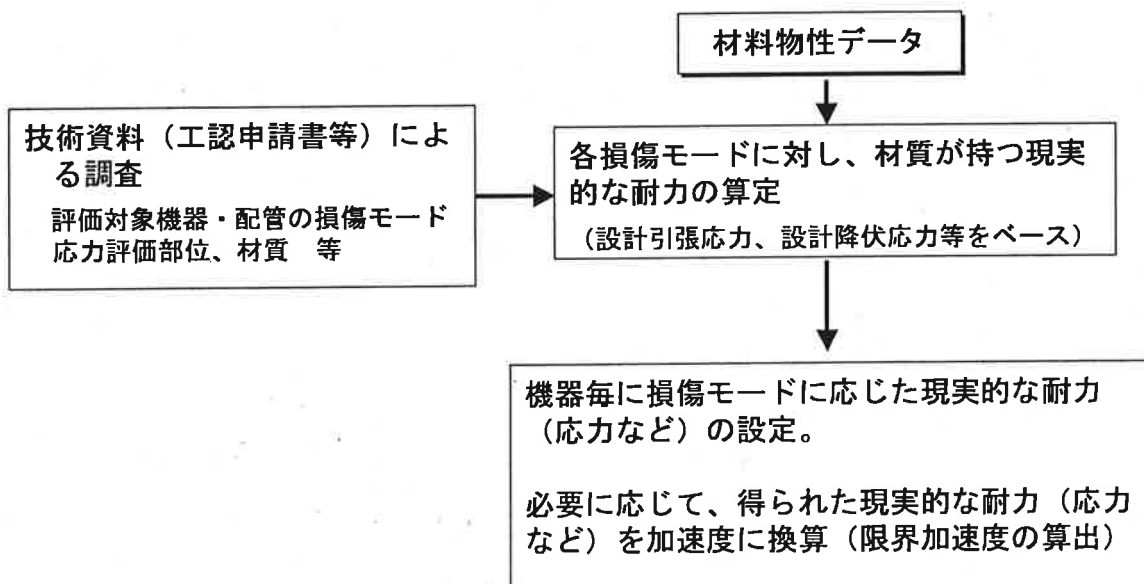
- ① 機器の現実的な地震時応答
耐震設計が有する保守性を排した、現実的な地震時応答の算出
→ 現行の地震応答解析技術の適用
- ② 機器の現実的な耐力
 - ・構造的損傷モードから定まる耐力 (タンク, 配管等の静的機器)
 - ・機能的損傷モードから定まる耐力 (ポンプ等の動的機器)



機器の、より現実的な耐力を把握することにより、
地震PSA評価精度の向上

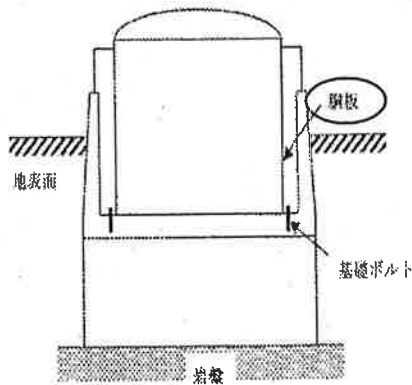
(参考資料)

静的機器(構造的損傷モード)の現実的な耐力の評価例



静的機器(構造的損傷モード)の現実的な耐力の評価例 (その1)

復水貯蔵タンク



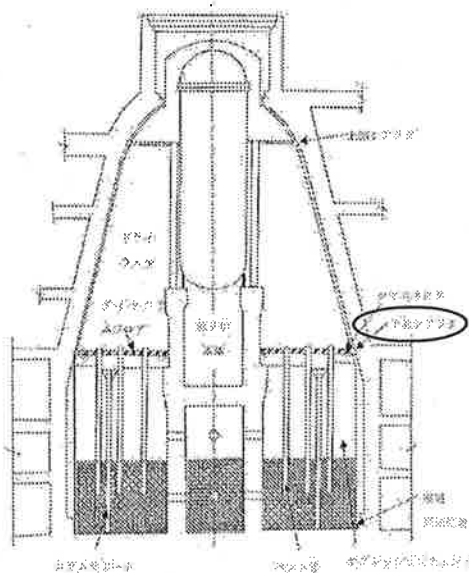
機器要素	損傷モード (応力)	限界加速度		
		中央値 αC (G)	βR	βU
胴板	せん断応力	18.0	0.09	0.23
	座屈応力	1.9	0.21	0.08
基礎ボルト	せん断応力	4.7	0.07	0.04



- ・複数ある評価部位, 損傷モードの中で、最も小さな限界加速度値 (胴板部の座屈モード) で本タンクの現実的な耐力を設定
- ・地震時損傷確率の評価にあたっては、特に胴板部に着目

静的機器(構造的損傷モード)の現実的な耐力の評価例 (その2)

原子炉格納容器



機器要素	損傷モード (応力)	限界加速度		
		中央値 αC (G)	βR	βU
サブプレッションチェンバ	一次膜+曲げ応力	32.0	0.07	0.23
	座屈応力	4.1	0.10	
上部シャラグ	せん断応力	10.0	0.07	0.23
	組合せ応力	3.9	0.07	0.07
下部シャラグ	せん断応力	4.1	0.07	
	組合せ応力	3.6	0.07	



- ・複数ある評価部位, 損傷モードの中で、最も小さな限界加速度値 (下部シャラグ) で原子炉格納容器の現実的な耐力を設定
- ・地震時損傷確率の評価にあたっては、特にシャラグ部に着目

動的機器(機能損傷モード)の現実的な耐力の評価例

動的機器は、加振試験により機能維持加速度を確認

現在、機能限界まで加振した例は非常に少ない

- ・振動台の性能限界
- ・耐震設計範囲内での機能確認試験

現在、得られている機能維持確認加速度より機能限界加速度を推定
(一部の機器は機能限界加振試験結果を適用)

工学的判断による算定

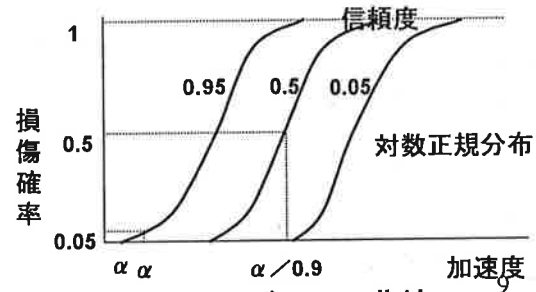
- ・機能確認済加速度をHCLPF値と仮定
- ・試験データを基に解析による評価
- ・試験データを基に外挿評価
- ・専門家の意見による評価

- ・中央値： αC
- ・対数標準偏差： $\beta R, \beta U$

機 器	損傷モード	機能確認加速度 (G)	限界加		
			速度	中央値	βR
			αC (G)		
よこ形ポンプ	動的機能喪失	1.4	1.6	0.03	0.03
たて形ポンプ	動的機能喪失	10.0	11.0	0.03	0.03
一般弁	動的機能喪失	6.0	6.7	0.03	0.03

HCLPF (High Confidence Low Probability of Failure Capacity)

機器の損傷確率が5%以下であることを95%の信頼性で確信できる耐力値を意味する。



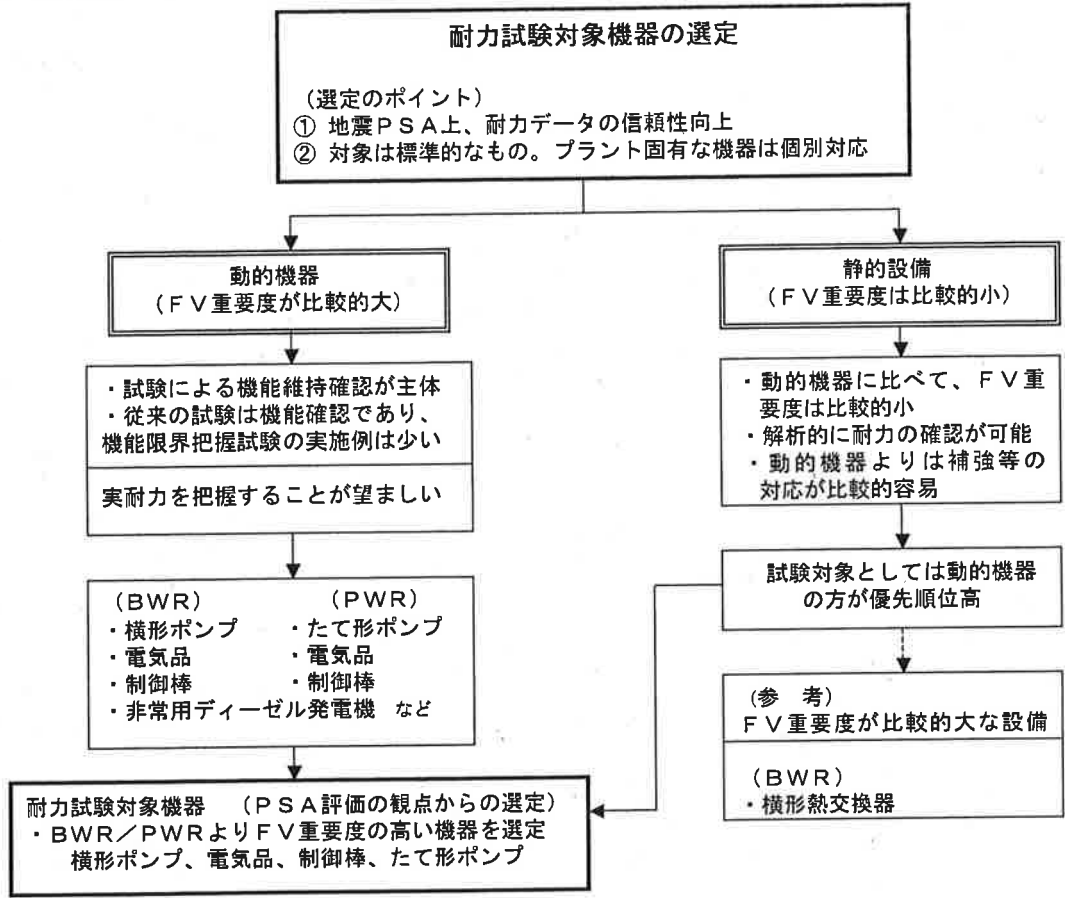
(α : 機能維持確認加速度) フラジリティ曲線

現状での機器の現実的な耐力のデータベース(例)

		中央値	ばらつき		耐力決定要素
			βR	βu	
静的機器	原子炉圧力容器	6.7	0.07	—	スタビライザ
	熱交換器	4.8	0.07	—	基礎ボルト
	タンク	1.9	0.21	0.08	側板
	原子炉格納容器	3.6	0.07	—	下部シャラグ
動的機器	よこ形ポンプ	1.6	0.03	0.03	動的機能
	たて形ポンプ	11.0	0.03	0.03	動的機能
	制御棒挿入性	4.2	0.03	0.03	動的機能

今回の試験対象

地震PSAの観点から耐力試験対象機器の選定方針



地震PSA解析による耐力試験対象機器の選定

(検討方針)

プラントの地震PSA評価で得られるF-V重要度*を用い、その重要度の大きさ(炉心損傷の寄与度)から耐力試験対象とする機器の抽出を行う。

(検討対象)

- BWR 110万Kw級プラント (BWR5 : Aプラント、Bプラント)
- BWR 80万Kw級プラント (BWR4 : Cプラント)
- PWR 110万Kw級プラント (4ループ : Dプラント)

* : Fussell-Vesely (F-V重要度) の定義

特定の機器カテゴリーに属する機器の耐力値を無限大(損傷確率0)とした場合に、炉心損傷頻度をどれだけ低減できるかを表す指標。

$$F-V = (TCDF_{SD} - TCDF_{FV}(Mc(i) \rightarrow \infty)) / TCDF_{SD}$$

- F-V : F-V重要度
- $TCDF_{SD}$: 基準ケースの炉心損傷頻度
- $TCDF_{FV}(Mc(i) \rightarrow \infty)$: 耐力カテゴリーiに属する機器の耐力中央値を ∞ にした場合の炉心損傷頻度



F-V重要度の大きい機器ほど、その機器が機能喪失すると炉心損傷頻度に与える影響が大

(検討条件)

① 検討に用いた機器の現時点での耐力中央値および対数標準偏差

	耐力中央値 (g)		対数標準偏差	
	BWR	PWR	βR	βU
計装ラック/盤	3.6	3.6	0.07	0.25
横形ポンプ	1.6	1.6		
たて形ポンプ*1 (ポンプ先端)	11.0	2.7 (電動機)		
制御棒 (挿入性)	4.2	5.7		
ポンプ駆動タービン (RCIG例)	2.6	0.64		
弁	7.0	7.0		

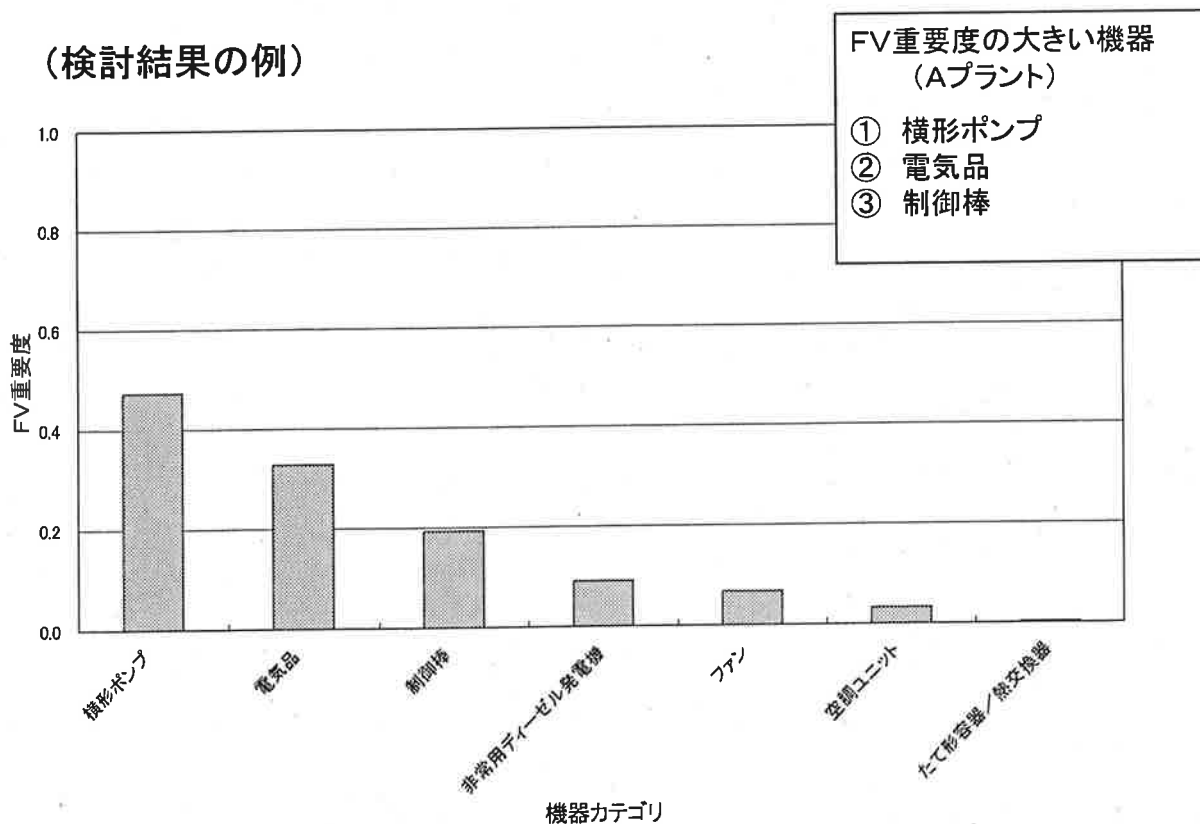
*1: 厳しいと考えられる部位を評価対象とした

② 検討に用いた機器の応答

建屋機器系の地震応答解析より得られた各機器の応答を適用。
機器応答の対数標準偏差はBWR/PWRとも $\beta R=0.3$ 、 $\beta U=0.4$ 。

13

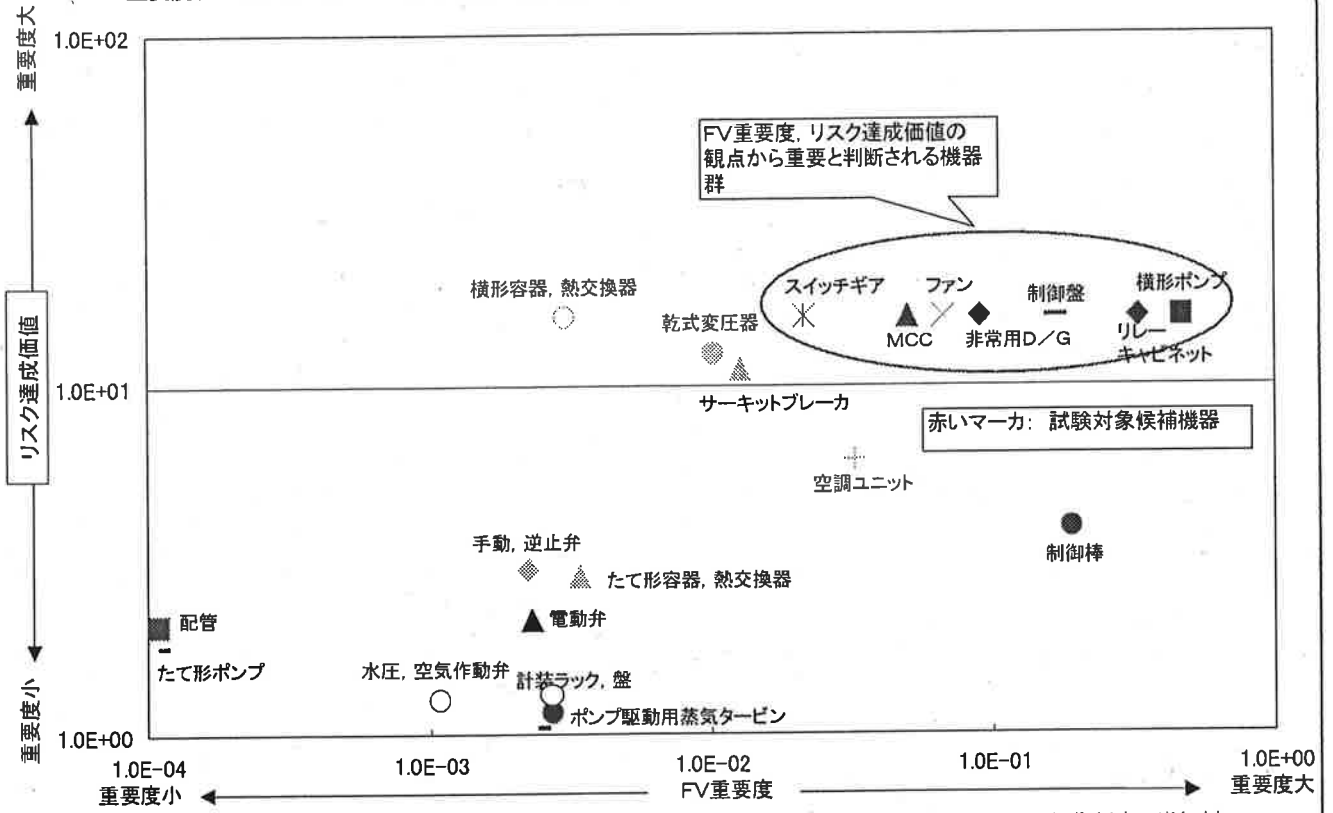
(検討結果の例)



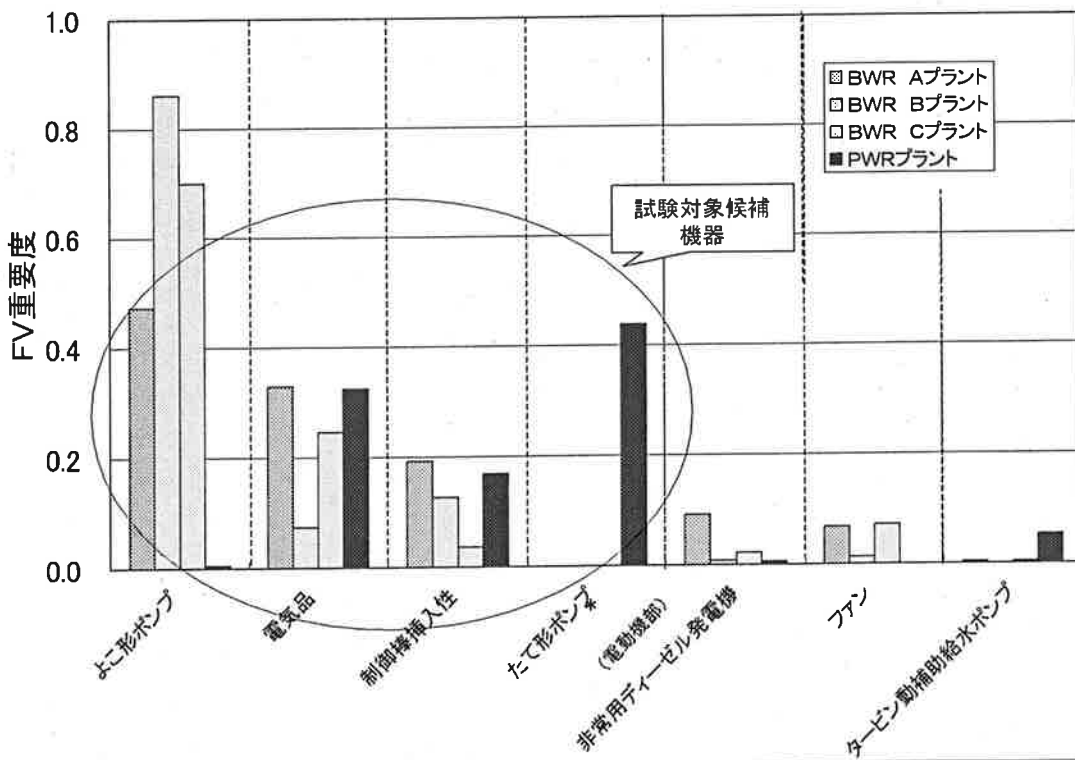
BWR110万Kw級プラント(Aプラント)のFV重要度

14

FV重要度及びリスク達成値による機器の重要度の評価結果 : Aプラント例



(リスク達成値: 特定の機器カテゴリーに属する機器の耐力値を0 (損傷確率1) にした場合の炉心損傷頻度の増加割合)



*: 今回の検討結果からは、BWRにおける たて形ポンプのFV重要度は比較的小さかったが、プラント耐震条件によってはBWRでも たて形ポンプのFV重要度が大きくなる可能性がある。

(現実的な耐力の把握が望ましい動的機器の選定)

- ① FV重要度の高い機器はBWR/PWRほぼ共通しており、動的機器が主である*。従って、動的機器の耐力中央値及びばらつきを把握することによって、地震PSA評価をより精度の高いものとすることができる。

*:各機器の耐力値ばかりではなく、シーケンス上の重要度も反映した結果

- ② 地震PSA上の観点から、FV重要度が高く、現実的な耐力を把握することが望ましい動的機器として下記を選定した。

- よこ形ポンプ
- 電気品
- 制御棒
- たて形ポンプ

17

(機器の耐力が上がった場合の炉心損傷頻度低減効果の確認)

本検討では、試解析として動的機器の耐力を大きくし、耐力の大きさと炉心損傷頻度(CDF)低減効果の関係を把握

BWR Aプラントよこ形ポンプについて耐力とCDF低減効果の関係について検討

→ 今回の検討条件では、横形ポンプの耐力が現行の2倍になれば、CDFは1/2程度に低減される

一方、耐力を2倍より大きくした場合、CDFは低減するがその効果は小さくなる

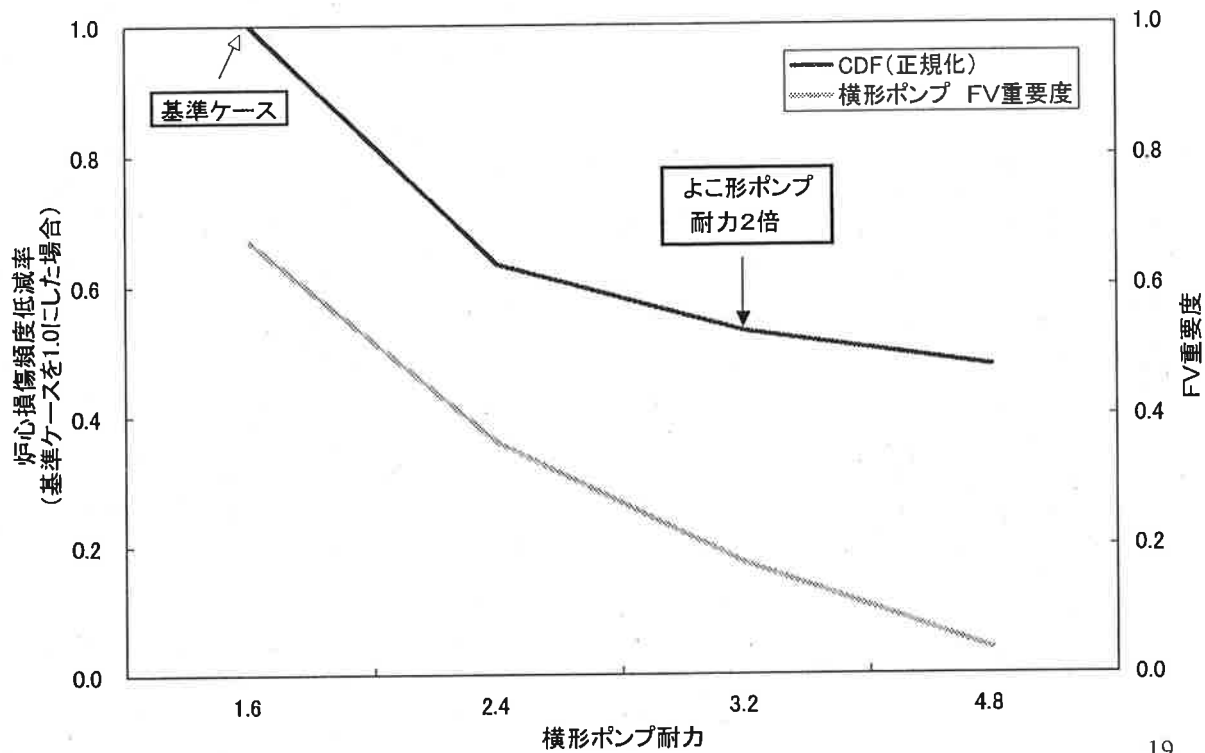
	現 行 (耐力1.6G)	耐力1.5倍	耐力2.0倍	耐力3.0倍
CDF	1.0 (ベース)	0.63	0.53	0.48

CDF: 炉心損傷頻度

18

機器耐力を変動させた場合のCDFの変動例 (BWR Aプラント)

横形ポンプの耐力を変動



機器耐力試験の実施

(機器耐力試験基本方針)

- ・機器の耐力は、応答加速度、応力、変位等機能喪失に係る適切な物理量を用いて設定。
- ・本機器耐力試験では、クリティカル部品の機能喪失が機器の機能喪失の直接的な原因であるとし、耐力の評価は、基本的にはクリティカル部品の機能喪失時の応答加速度で実施し、必要に応じ他の物理量を適用。
- ・クリティカル部品の応答加速度を直接計測することが困難な場合は、部品取付位置の応答加速度で耐力値を評価。

(試験方法)

下記の2種類の試験により対象機器の現実的な耐力を評価する。

[実機試験]

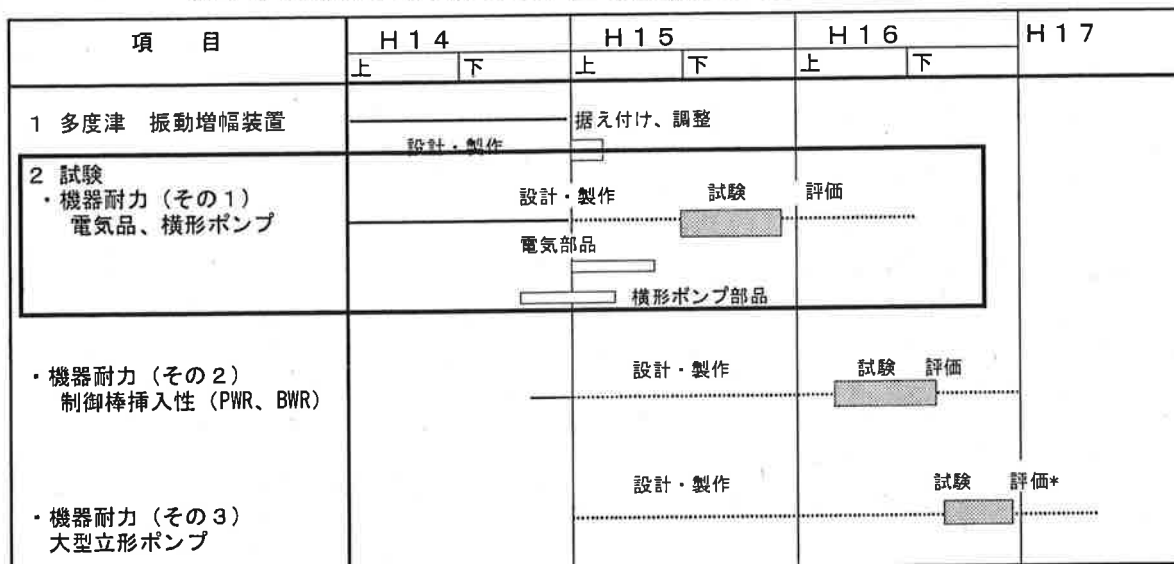
実際の機器設備相当の試験体1体を加振し、機器設備としての機能限界加速度及び機能喪失モードを把握。

[部分試験]

機器設備の個体差、型式差による耐力値のばらつきを把握するため、機器の主要部品を取り出し、これらをそれぞれ複数体加振し、機能限界及びばらつきを確認。

(全体工程)

原子力発電施設耐震信頼性実証等 機器耐力 全体工程 (案)



(注) : 多度津での加振試験 *: 事業全体の成果も取りまとめる
 : メーカーでの加振試験

(試験対象機器: よこ形ポンプ)

[実機試験対象よこ形ポンプ]

原子炉補機冷却水ポンプ
(RCWポンプ)

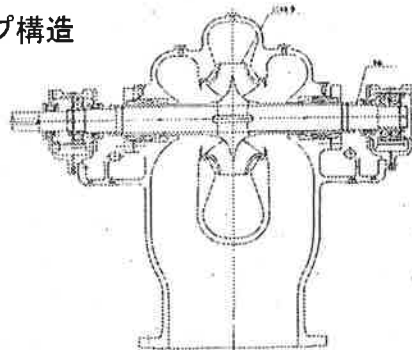
[選定理由]

- 原子力発電所で使用される横形ポンプとしては、単段型が多い。
- PSA解析でFV重要度の高いEECWポンプが単段型である。
- RCWによりEECWの機能を兼ねているプラントが多い。RCWはEECWと比較し大きく、動的機能評価上包絡できる。

ポンプ名称	炉型	単段型	多段型	備考	
原子炉補機冷却水系ポンプ	BWR	○			
残留熱除去機器冷却系ポンプ		○			
非常用DG発電設備冷却系ポンプ		○		PSA解析上FV重要度の高いポンプ	
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		○			
原子炉隔離時冷却系ポンプ			○		
高圧注水系ポンプ			○		
原子炉補機冷却水ポンプ	PWR	○			
余熱除去ポンプ		○			
格納容器スプレイポンプ		○			
充てんポンプ				○	
高圧注水ポンプ				○	

(実機試験装置概要)

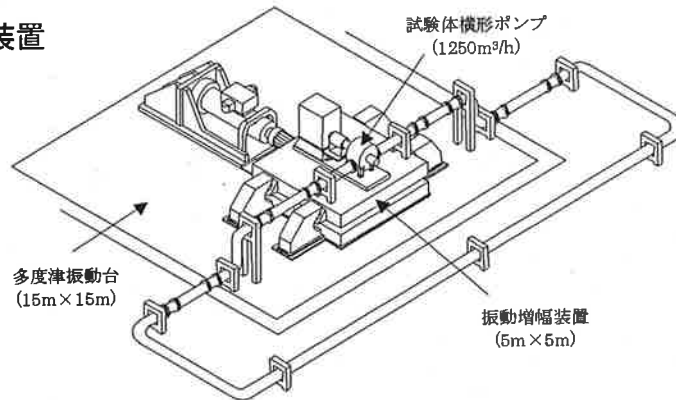
・RCWポンプ構造



実機試験体仕様

項目	仕様
定格容量(m ³ /h)	1250
原動機出力(kW)	255
幅(m)	1.3
長さ(m)	2.8
高さ(m)	1.6
重量(ton)	5.7

・実機試験装置



23

(部分試験対象)

横形ポンプ部分試験対象の検討

想定損傷部位*1	RCWポンプ裕度*2	ポンプ耐力に関わる考察	対象
基礎ボルト	1.5(応力)	解析により強度評価可能。	
支持脚	18.7(応力)		
ライナリング	0.44(変位)	裕度小さく耐力を評価する必要あり。	○
軸	6.7(応力)		
メカニカルシール	5.4(変位)	実質的にメカニカルシール部でのかじり等によるシール機能障害が生じる可能性は低い。	
軸受	3.3(荷重)	回転軸を支持する基本要素であり、大入力時の軸受特性の変化が回転系へ与える影響を検討する必要あり。	○
軸継手	—	駆動機側でスラスト荷重を受ける構造であり評価不要。	

*1 既往研究(ACT共研)で抽出された主要な想定損傷部位

*2 水平6G、上下1Gを想定



横形ポンプ部分試験用試験体

部品	型式	供試体数/型式
ラジアル軸受	3型式(このうち1型式は実機試験体のポンプ部品)	3
スラスト軸受	3型式()	3
ライナリング	3種類()	3

(試験対象機器：電気品)

PSA解析結果から、FV重要度が高い電気品(盤)品目を抽出。
 BWR: 中央制御盤、論理回路制御盤、パワーセンタなど6種
 PWR: 原子炉盤、直流き電盤、パワーセンタなど6種

盤構造、取付電気部品、想定損傷モード等を調査し、実機試験対象電気品8体を選定。

[実機試験対象電気品(盤)]

区分	BWR電気品	PWR電気品
計測・制御系	中央制御盤	原子炉盤
	論理回路制御盤	保護計器ラック
	計装ラック	—
電源系	—	パワーセンタ
	—	原子炉コントロールセンタ
	メタクラ	—

(部分試験対象)

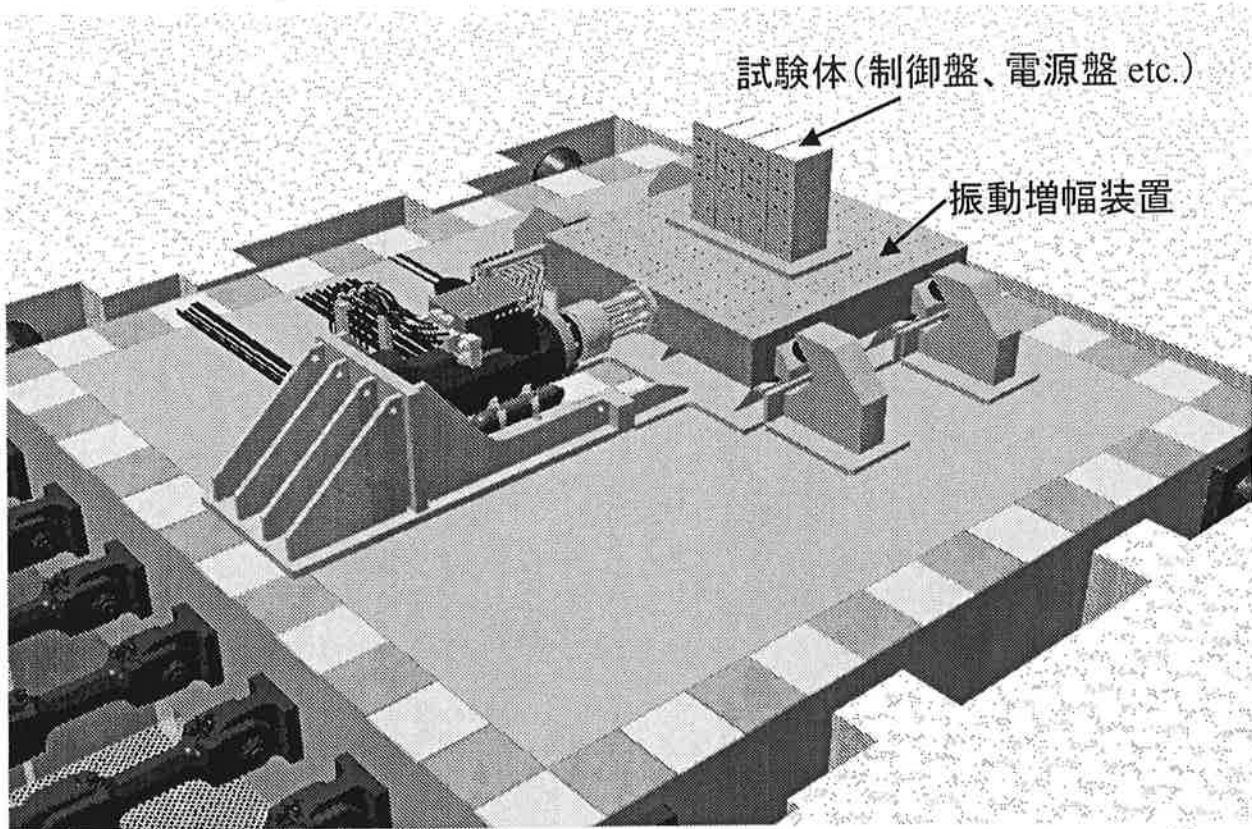
実機試験対象の電気品(盤)8体に取り付けられている電気器具類の中から選定

- ・盤の機能上(安全停止、停止状態維持)重要な器具
- ・器具の型式、構造の観点から耐力の確認を要する器具
- ・同一機能の器具が複数取り付けられている場合、耐力が低いと考えられる器具
- ・上記条件に適合し、実機試験対象の類似機種に取り付けられている電気品

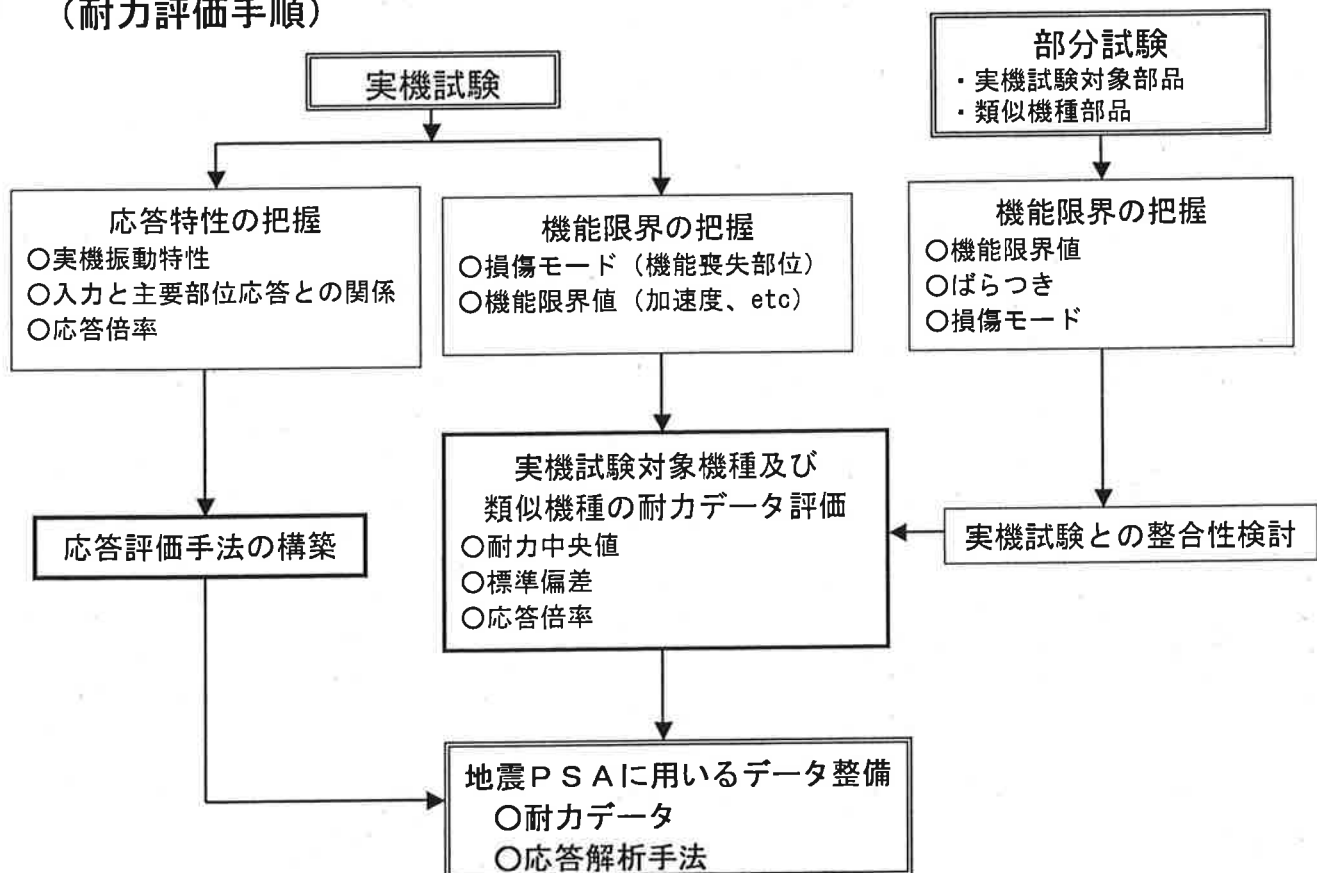
●部分試験対象

区分	電気器具	型式数	試験体数/型式
リレー類	・保護継電器 ・補助リレー など	7型式程度	3 or 9
制御器具類	・ディスプレイ ・コントローラ ・電源装置 など	13型式程度	3
計装器具類	・差圧伝送器 など	4型式程度	3
電気器具類	・電磁接触器 など	5型式程度	9
スイッチ類	・モジュールスイッチ など	4型式程度	9

(実機試験装置概要)



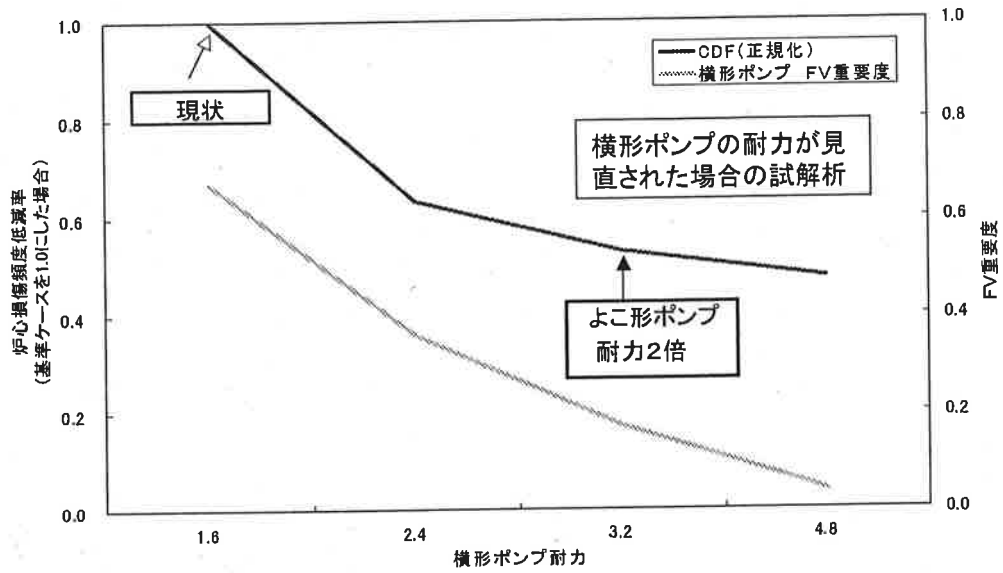
(耐力評価手順)



本機能限界試験から得られる成果

一機器限界耐力の把握による炉心損傷頻度評価結果の精度向上一

- ・新設, 既設プラントの耐震安全性評価精度の向上
- ・一般公衆への説明性, 透明性の向上
- ・地震PSAの観点から、機器改良項目などの把握



機器耐力その1 (電気品試験) パワーセンタ実機試験結果概要

1. 1 機能限界確認試験

(1) 加振方法

H14 年度設定した電気品用入力地震波を用い、最大加速度レベル $2 \times 9.8m/s^2$ から $1 \times 9.8m/s^2$ 毎に増加し、最大 $6 \times 9.8m/s^2$ まで加振する。

(2) 加振方向

前後方向及び左右方向を独立に加振する。具体的には、加振レベルの増加に伴い盤の方向換えを行い加振する。

(3) 実機試験体

試験体設置状況及びパワーセンタ試験体構造断面図を図 1.1 に示す。

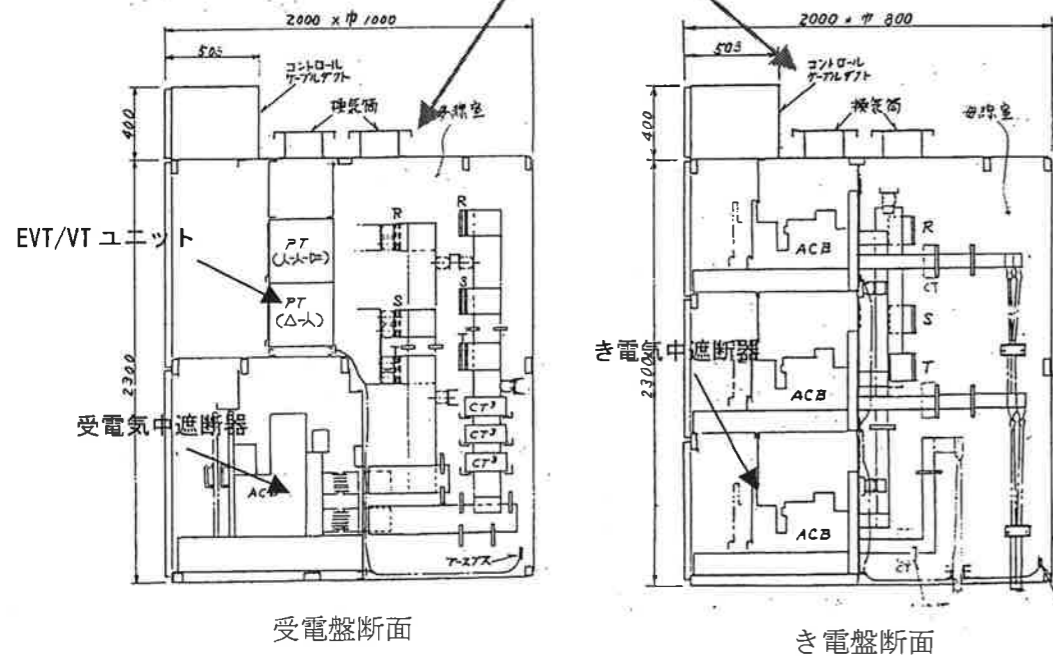


図 1.1 試験体設置状況及びパワーセンタ試験体構造

1. 2 試験結果概要

加振方向と加振レベル	機能喪失発生事象	誤動作の推定原因	加振後の試験体状況
前後 3G 加振	特に無し		
左右 3G 加振	特に無し		
左右 4G 加振	特に無し		
前後 4G 加振	①受電遮断器開放操作後、誤投入 ②受電盤 EVT/VT ユニット前扉開放	①受電遮断器内部機構の機械的な誤動作 (推定原因は図 1.2a、確認のための部分試験実施状況は写真 1-4 参照) ②振動による止金具のはずれ	
前後 5G 加振	①受電遮断器投入操作後、誤開放及び破損 ②き電遮断器誤投入即開放 ③受電盤 EVT/VT ユニット前扉開放・破損	①受電遮断器内部機構の機械的な誤動作及び振動によるアーム部に過大荷重負荷 ②き電遮断器内部機構の機械的な誤動作 ③振動による止金具のはずれ及びヒンジ部に過大荷重負荷	①写真 1-1、写真 1-3 ③写真 1-2
左右 5G 加振	特に無し (受電遮断器は固定)		
左右 6G 加振	特に無し (受電遮断器は固定)		
前後 6G 加振	①き電遮断器開放操作後、誤投入即誤開放 - 誤投入即誤開放 - 誤投入 (受電遮断器は固定)	①き電遮断器内部機構の機械的な誤動作	

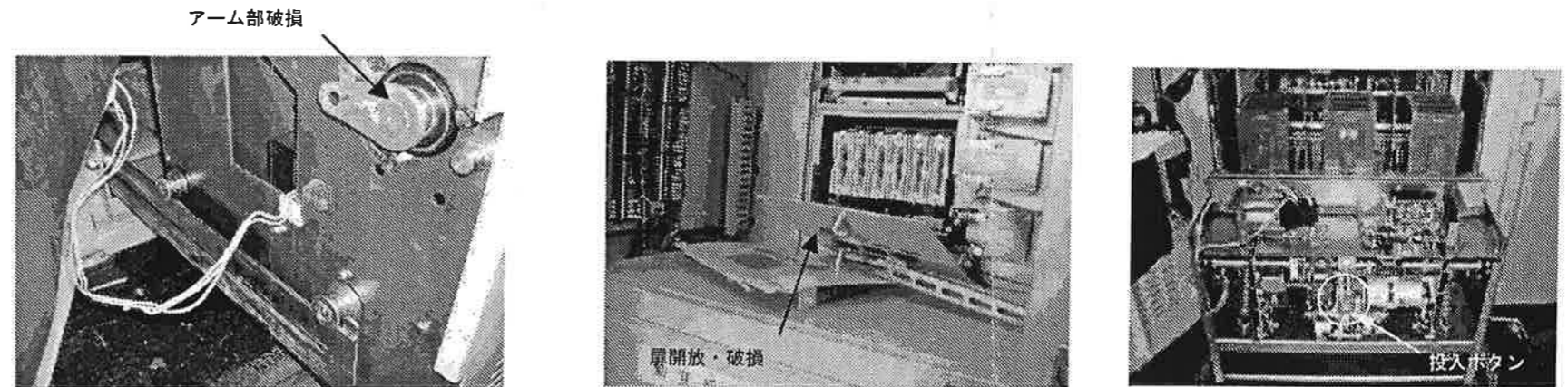


写真 1-1 (受電遮断器挿入・引出アーム部破損)

写真 1-2 (受電盤 EVT/VT ユニット前扉開放・破損)

写真 1-3 (受電遮断器本体: 遮断器カバーをはずして撮影)

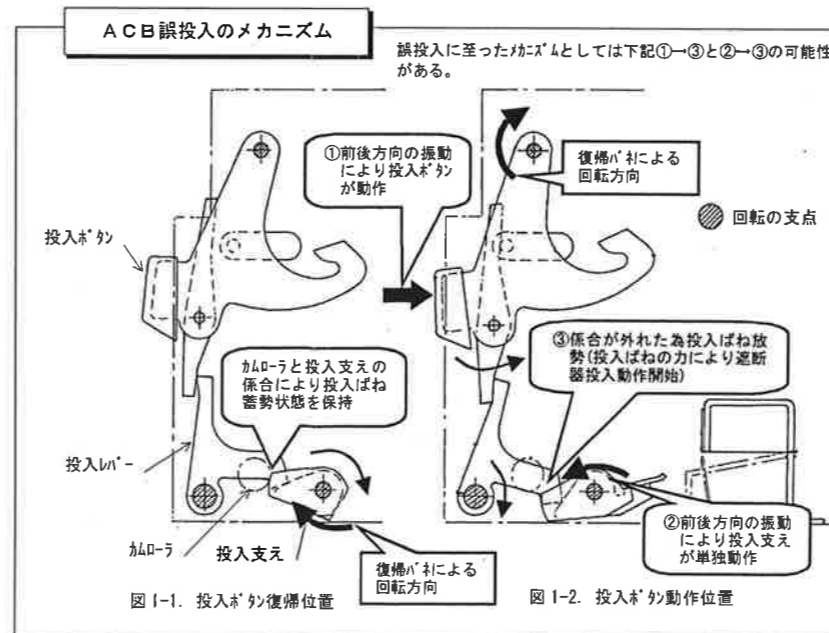


図 1.2a 気中遮断器誤投入メカニズム (推定)

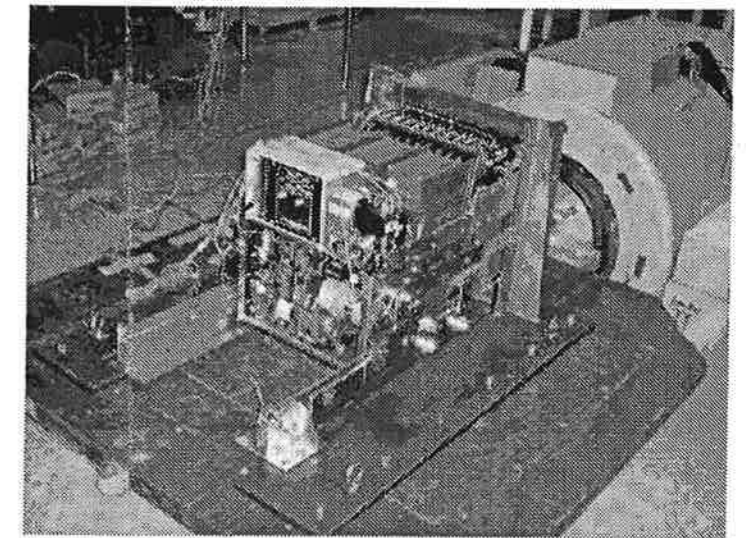


写真 1-4 気中遮断器部分試験状況

機器耐力その1 (電気品試験) メタルクラッドスイッチギヤ実機試験結果概要

2. 1 機能限界確認試験

(1) 加振方法

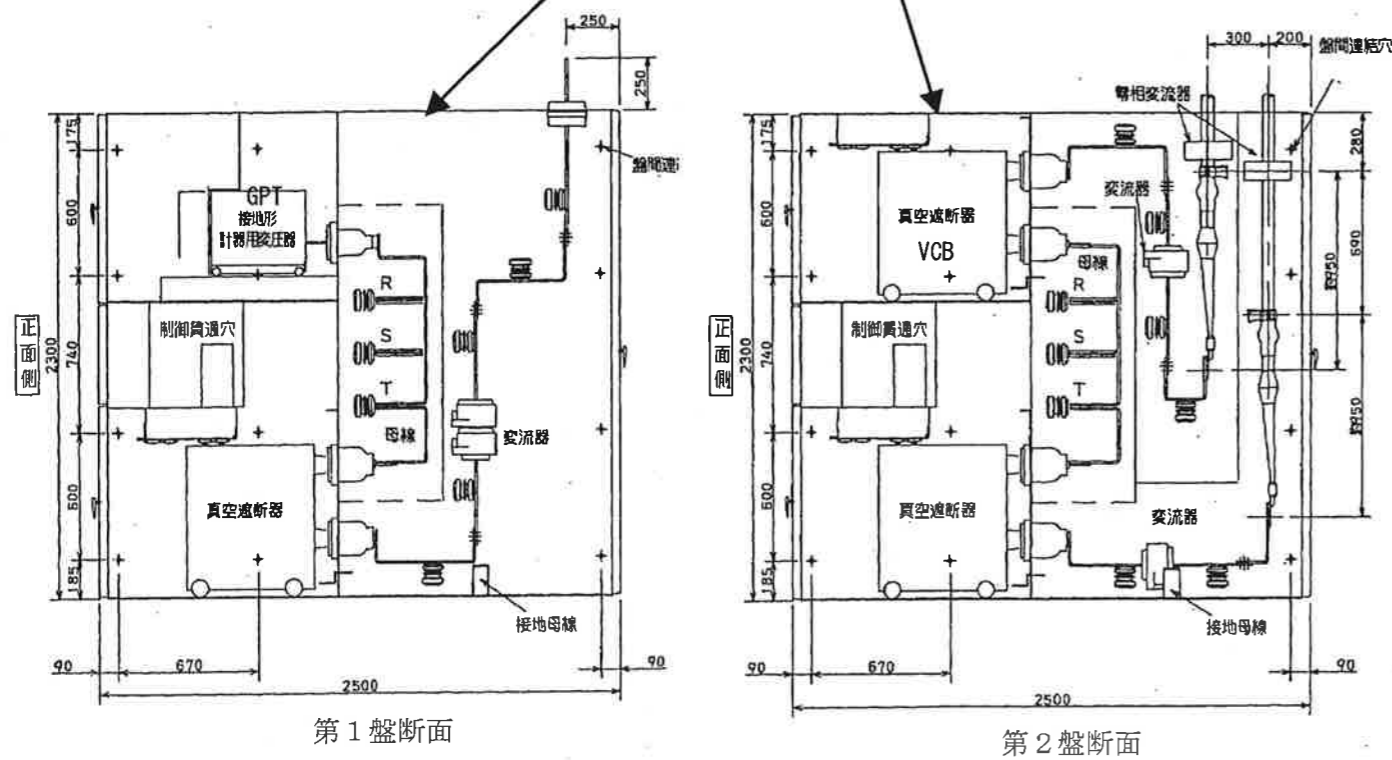
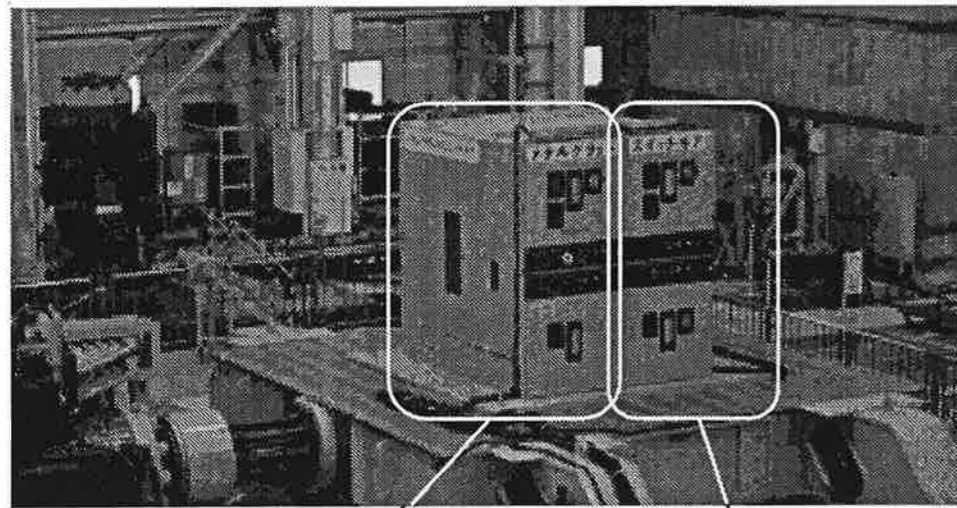
H14年度設定した電気品用入力地震波を用い、最大加速度レベル $1 \times 9.8m/s^2$ から開始し $2 \times 9.8m/s^2$ 以降は $0.5 \times 9.8m/s^2$ 毎に増加して最大で $6 \times 9.8m/s^2$ まで加振する。

(2) 加振方向

機能限界試験では、前後方向及び左右方向を独立に加振する。具体的には、加振レベルの増加に伴い盤の方向換えを行い加振する。

(3) 実機試験体

試験体設置状況及びパワーセンタ試験体構造断面図を図 2.1 に示す。



第1盤断面

第2盤断面

図 2.1 試験体設置状況及びメタルクラッドスイッチギヤ試験体構造

2. 2 試験結果概要

加振方向と加振レベル	機能喪失発生事象	写真
左右 1G 加振	特になし	
前後 1G 加振	特になし	
前後 2G 加振	特になし	
左右 2G 加振	特になし	
左右 2.5G 加振	特になし	
左右 3G 加振	特になし	
前後 2.5G 加振	GPT*1 取付けのヒューズ脱落 (クランプ変形による) *2	写真 2-1
前後 3G 加振	GPT ポジションバーがポジション受けからはずれ、GPT が接続位置から断路位置前方まで移動。GPT 衝突により引出しスツパ変形。	写真 2-2、2-3
左右 3.5G 加振	GPT がアイドル変形、車輪損傷。GPT 移動	写真 2-4
前後 3.5G 加振	特になし	
前後 4G 加振	特になし	
左右 4G 加振	VCB*3 の回路断路部接点乖離。加振後の投入引きはずし操作不能。	写真 2-5、2-6

*1: GPT (接地形計器用変圧器)

*2: ヒューズ脱落で GPT の 2 次側電圧変換が不可のため GPT 機能喪失。それに伴って GPT 2 次側の不足電圧電圧リレーが動作して補機遮断器を誤トリップさせる。

*3: VCB (真空遮断器)

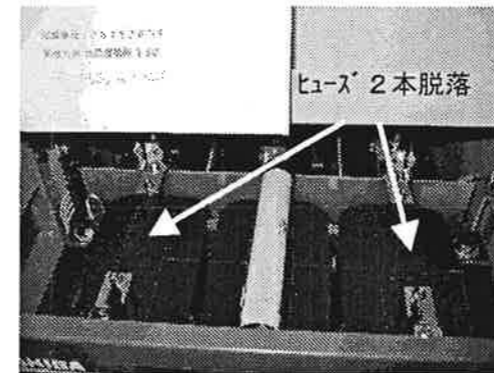


写真 2-1 GPT ヒューズ脱落 (前後 2.5G 加振)

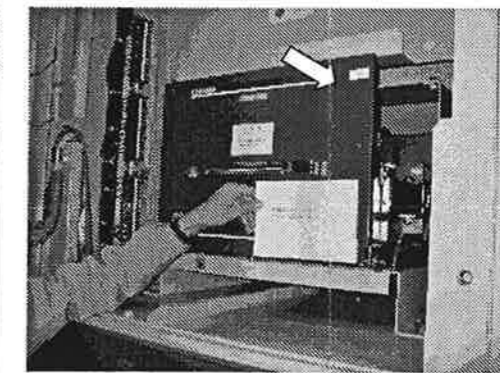


写真 2-2 GPT 前方に移動 (前後 3G 加振)

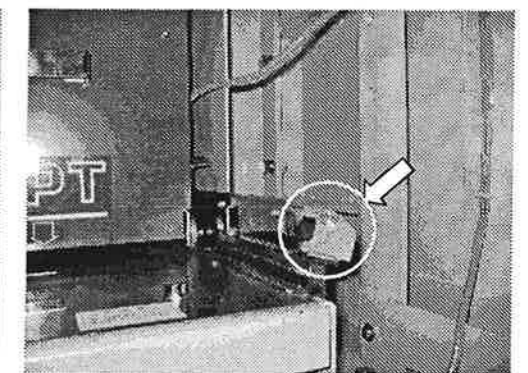


写真 2-3 GPT 引き出しスツパ変形 (前後 3G 加振)

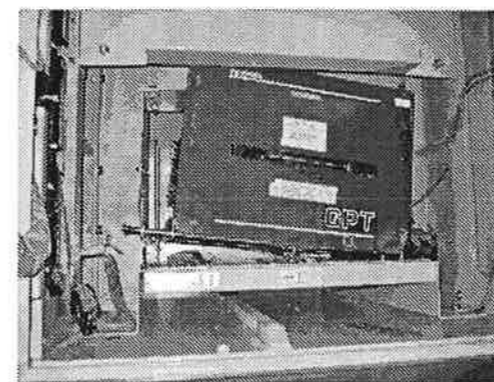


写真 2-4 GPT 移動 (左右 3.5G 加振)

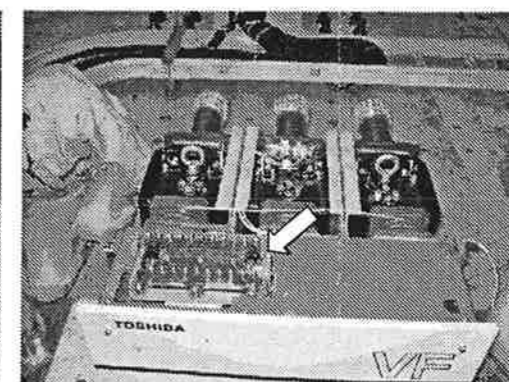


写真 2-5 VCB 盤側制御回路断路部取付け板変形 (左右 4G 加振)

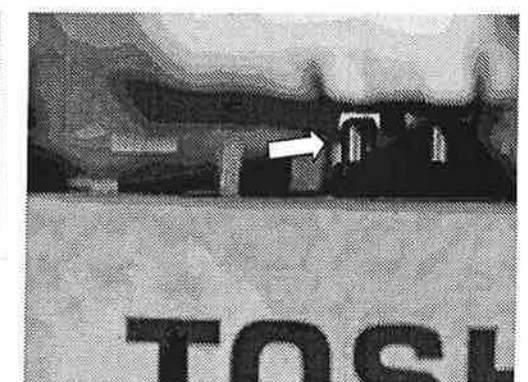


写真 2-6 VCB 制御回路断路部接点乖離 (左右 4G 加振)

開示制限

PSA検討会
準備会
資料 No.0-4-1

地震ハザード評価における 上限値の設定に関する検討

平成16年1月27日

独立行政法人 原子力安全基盤機構
解析評価部

地震PSAにおける地震ハザード評価での 上限値の取り扱いの現状

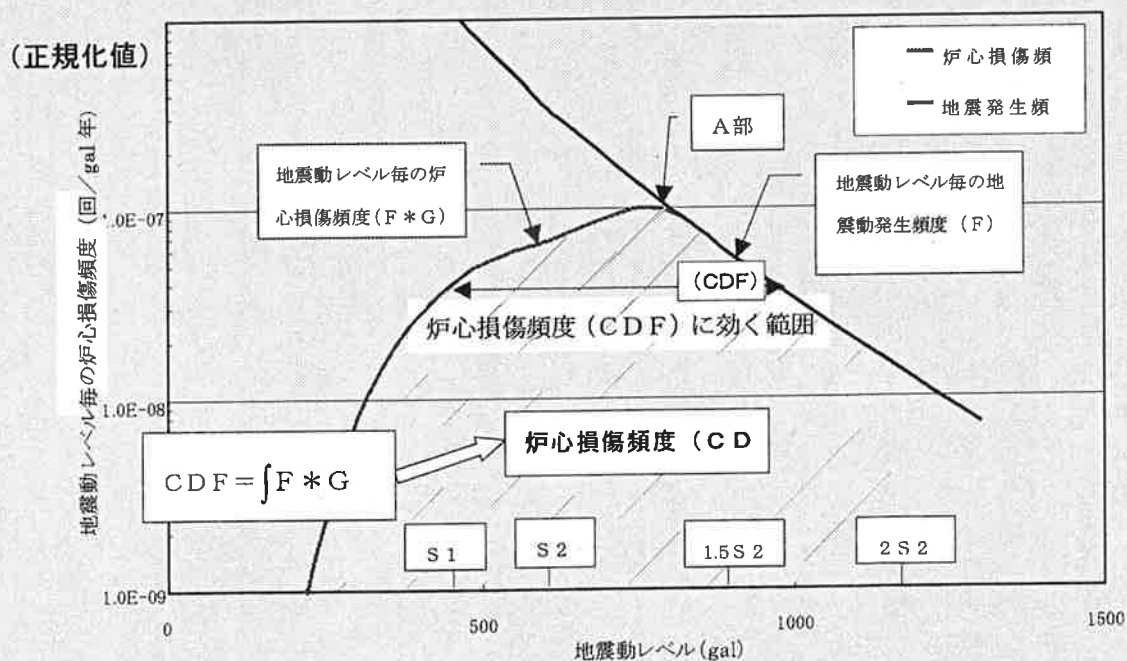
○現象論的には地震動に上限があると考え、
明確な定量的根拠がないので、上限値を設定していない。

○理由

- ・代表サイト（福島2-3、浜岡2、大飯3、伊方2）の炉心損傷頻度（CDF）の暫定評価結果と、IAEAの指標（既存炉： 10^{-4} （回/年）、新設炉： 10^{-5} （回/年））とを比較。
- ・上限値の設定の有無がCDFに影響を及ぼすサイトとしては浜岡サイトが予想されるが、他では大きな影響がなさそうである。

-1-

炉心損傷頻度CDFの評価手法の概念図



-2-

15年度下期以降の方針

○上限値の設定に関する取り組みを積極的に進める。

- ・15年度下期の事業で開始している。

○理由

- ・地震動には上限が有るとの現象論の説明性を向上させるために、地震ハザード評価手法の高度化を進める必要がある。
- ・最新知見を活用した「震源を特定しにくい地震による地震動の確率論的評価」での成果を貴重な有用情報と捉える。
- ・理学分野の最新知見（断層モデル等）を今後共取り入れて行くことで、上限値の設定に関する工学的判断の信頼度の向上が可能となる捉える。

上限値の設定に関する事業計画

○対象震源

- ①地殻内内陸地震
- ②プレート境界地震
- ③スラブ内地震

具体的な対象

- ①地殻内内陸地震 : 震源を特定しにくい地震
- ②プレート境界地震 : 想定東海地震
- ③スラブ内地震 : 具体的な地震について未検討であるが、東日本地域の太平洋プレートのいずれかを想定する。定量評価可能な情報があるかも含めて検討する。

○上限値設定の定量的根拠付けの方法

- (1) 「震源を特定しにくい地震による地震動の確率論的評価」における、0.02秒の年超過確率の加速度応答スペクトルを上限値の設定が反映された実現象に近いものと仮定する。
- (2) 上記と同じ計算条件で、距離減衰式（対数標準偏差を0.5）を用いて、年超過確率の加速度応答スペクトルを求める。
この計算では上限を設定していない。
- (3) 距離減衰式（対数標準偏差を0.5）を用いて、上限値の設定を 1.0σ 、 1.5σ 、 2.0σ 、 2.5σ として、年超過確率の加速度応答スペクトルを求める。
- (4) (1)と(2)・(3)を比較し、年超過確率が最もフィッティングしている σ を評価する。
- (5) 地殻内内陸地震の上限設定をどの程度の σ とするかを総合判断する。
- (6) プレート境界地震、スラブ内地震についても同様の検討を行う。
- (7) (5)・(6)の結果から総合判断し、上限の設定に関する判断指標を作成する。

-5-

上限値設定に関する評価の例

□上限値の設定に係わる内容

- ・ 地殻内内陸地震の場合 : 震源を特定しにくい地震
- ・ プレート境界地震の場合 : 想定東海地震

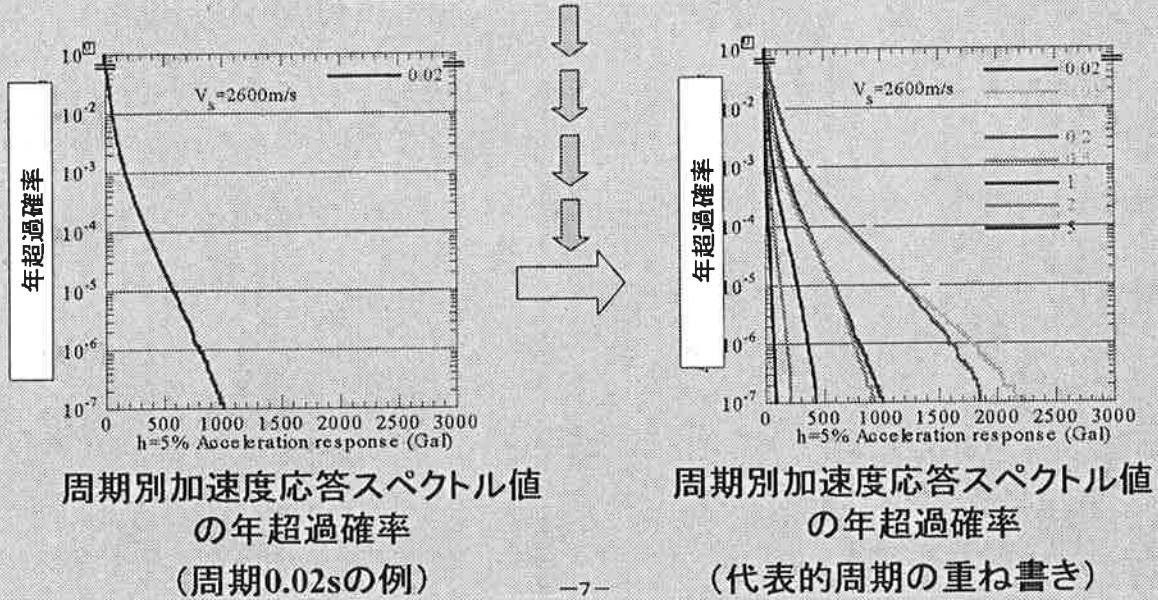
□地震動のばらつきに係わる検討

- ・ 観測地震動のばらつきの検討
- ・ 翠川先生提案の距離減衰式の活用
(最大加速度・速度の大きさ別に対数標準偏差を明示)

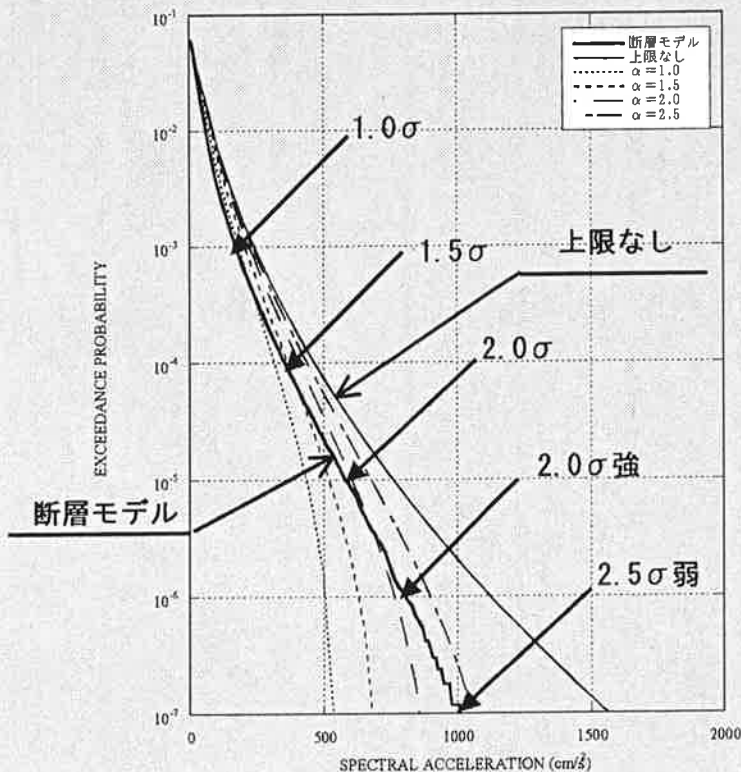
地殻内内陸地震 —震源を特定しにくい地震—

超過確率別スペクトルの算定 (4/5)

さまざまな周期について算定

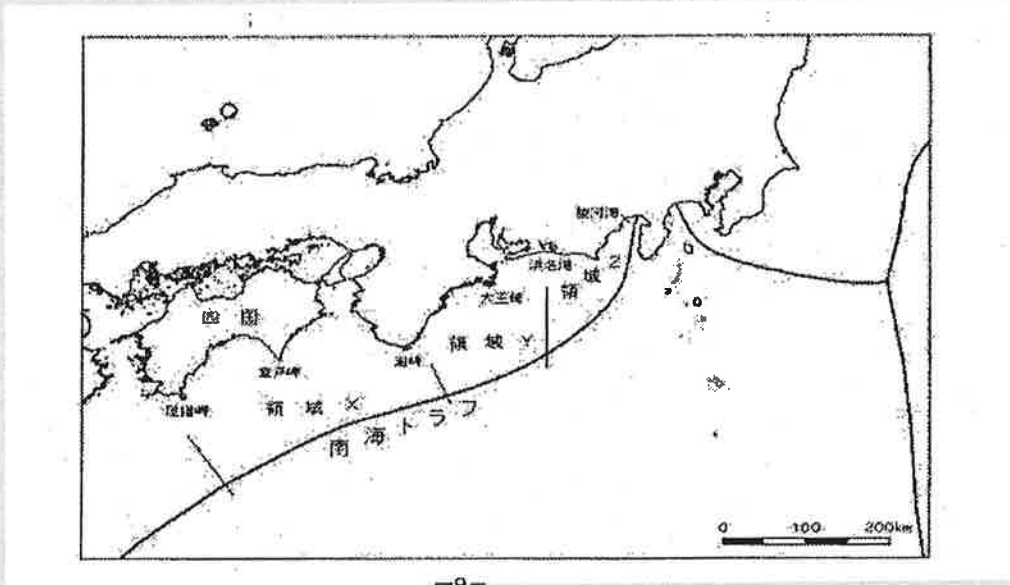


上限値の設定におけるフィッティング状況



プレート境界地震 —想定東海地震の場合—

- ・ 評価条件：断層モデルによる地震ハザード評価
- ・ 対象領域：



-9-

断層モデルによる 地震ハザード評価用 ロジックツリーの例

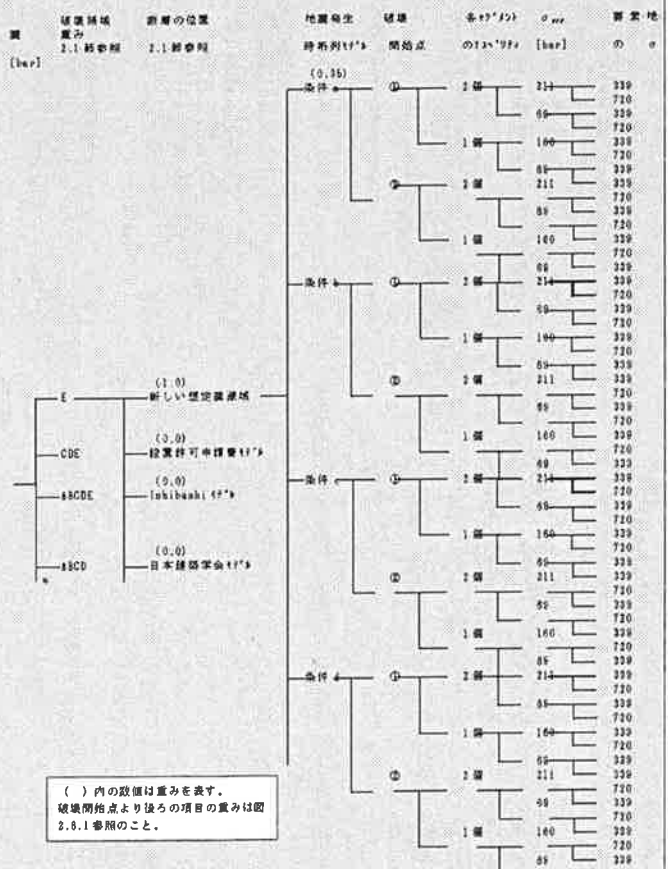
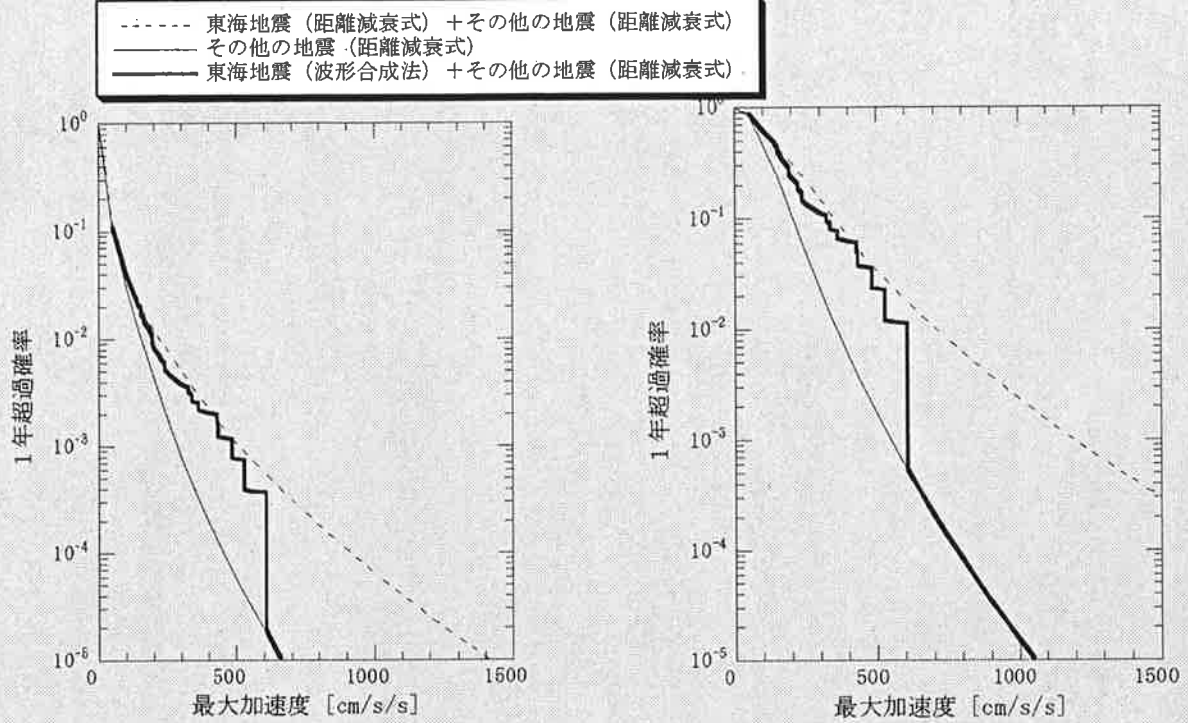


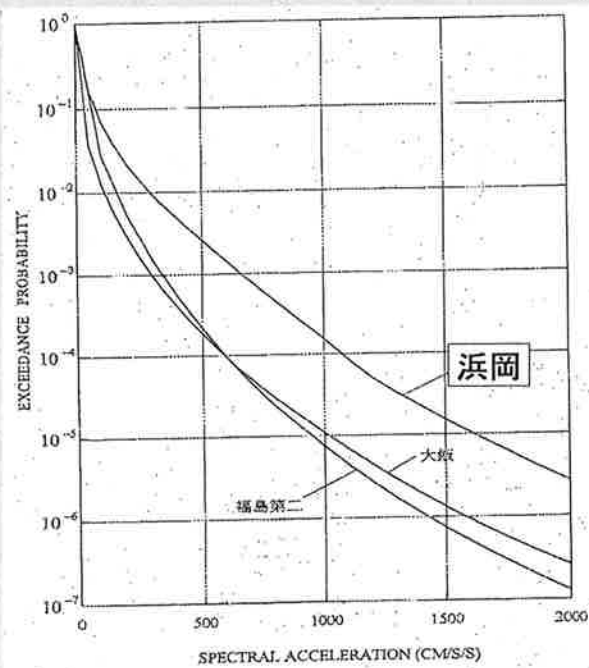
図2.6.5 サイト周辺のさまざまな地震を考慮したハザード曲線を算定するためのロジックツリー（海洋プレート境界型固有地震に関する部分のみ）

断層モデルによる地震ハザード評価結果



-11-

距離減衰式による地震ハザード評価結果

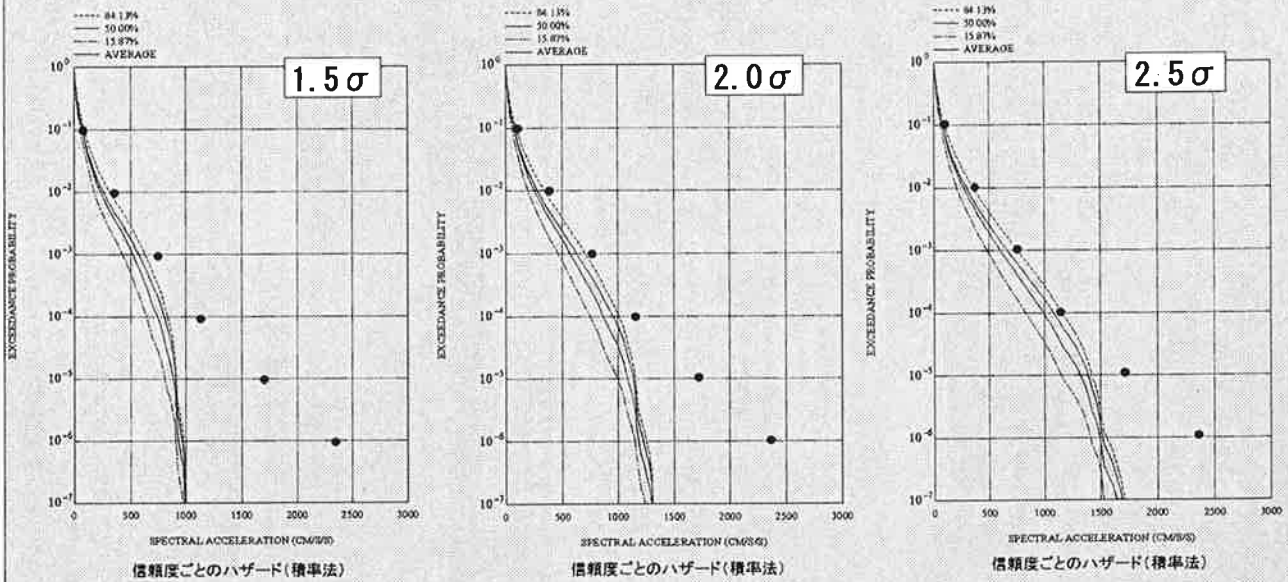


サイト1, 2, 3の平均ハザードの比較 (PGA (周期0.02sの値))

-12-

上限値を設定した場合の例

- ・対象サイト: 浜岡
- ・ロジックツリーによる50%の値



サイト3のPGA*に対するフラクタイルハザード
 (* : 周期0.02秒の距離減衰式の結果)

地震動のばらつきに係わる検討

地震動のばらつきの標準偏差の例

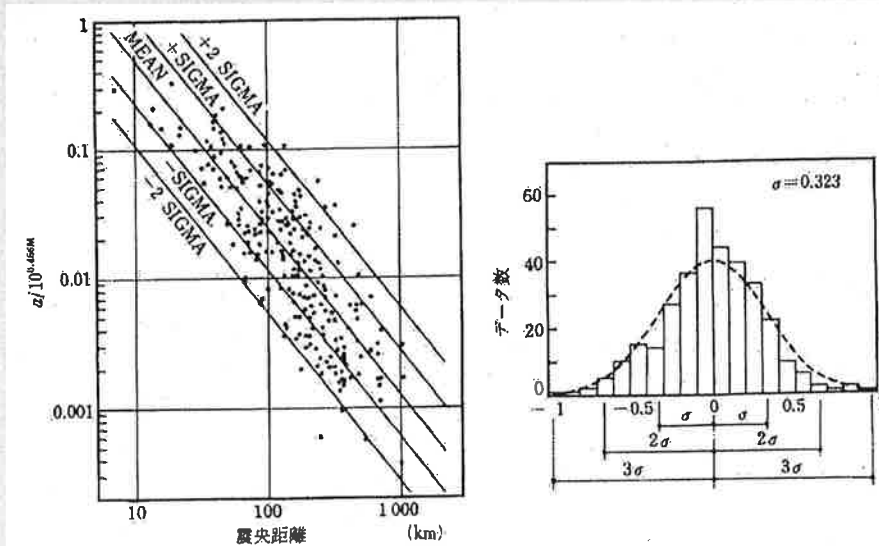
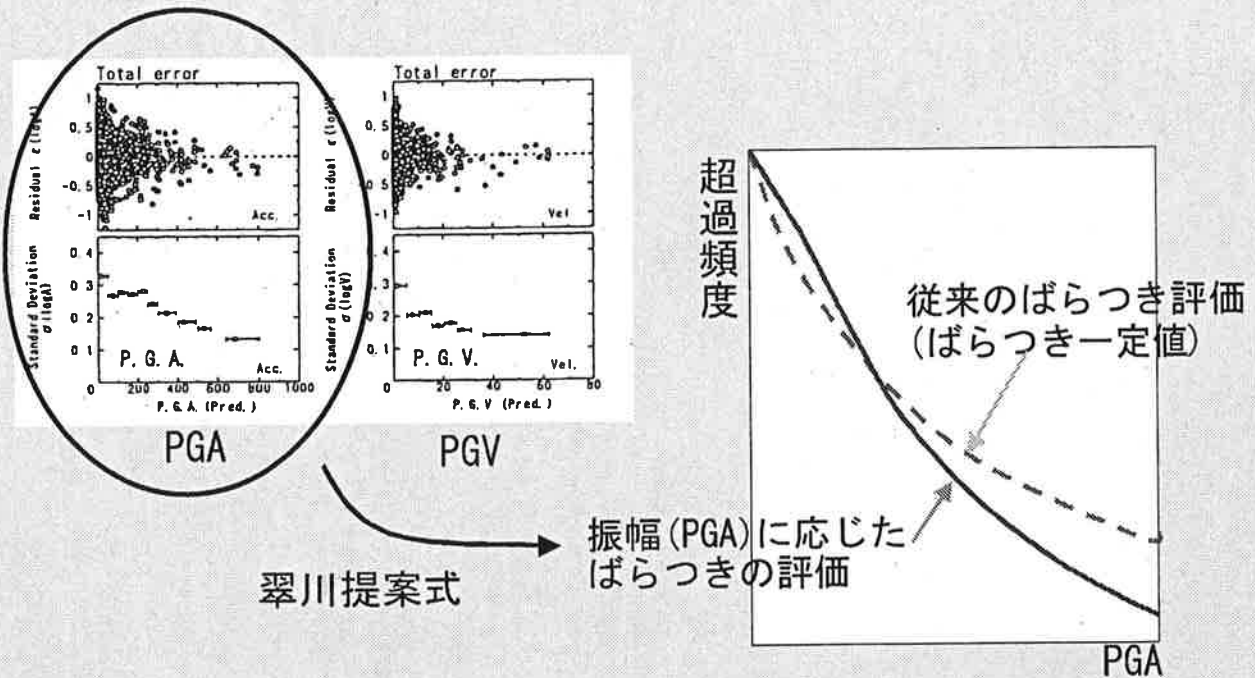


図3.17 地震動の減衰曲線のばらつきの例⁽⁴⁾

・図書—日本建築学会：地震荷重—その現状と将来展望、1987（1992第2刷）、丸善株式会社。

・参考文献—片山恒雄：Statistical Analysis of Peak Acceleration of Recorded Earthquake Ground Motions、生産研究、Vol.26、pp.18-20、1974。

翠川先生提案の距離減衰式の活用



翠川提案式

振幅(PGA)に応じた
ばらつきの評価

地震ハザード評価結果の見込

-15-

今後の予定

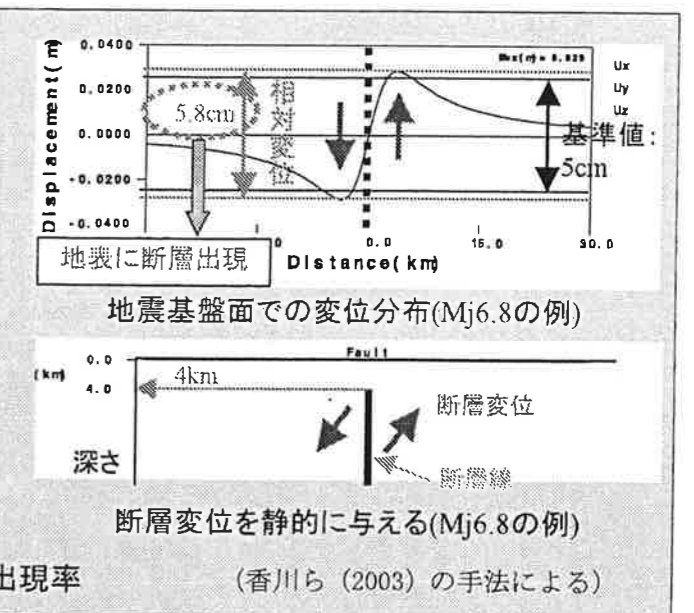
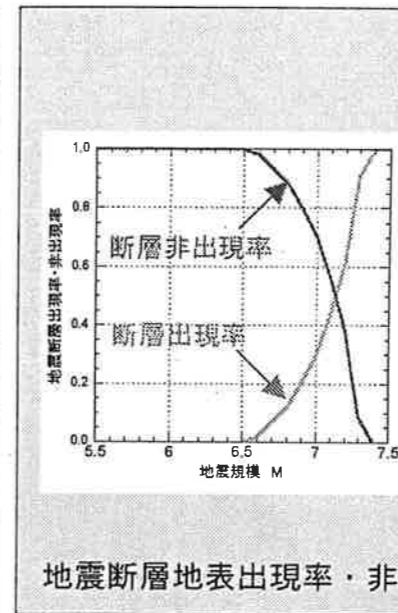
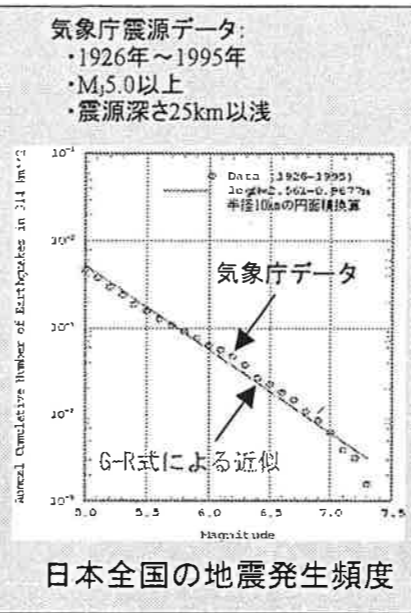
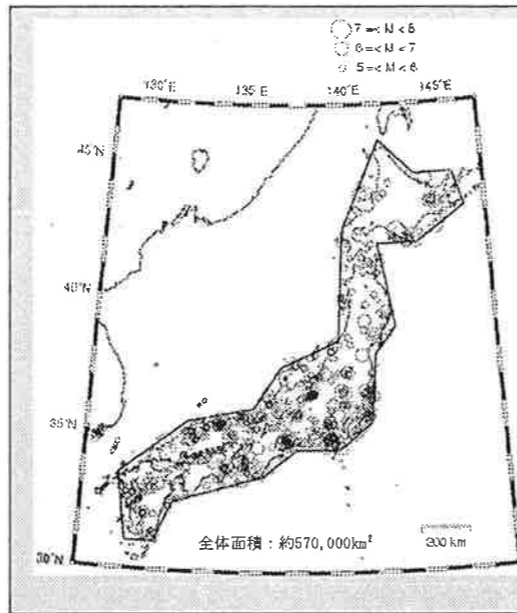
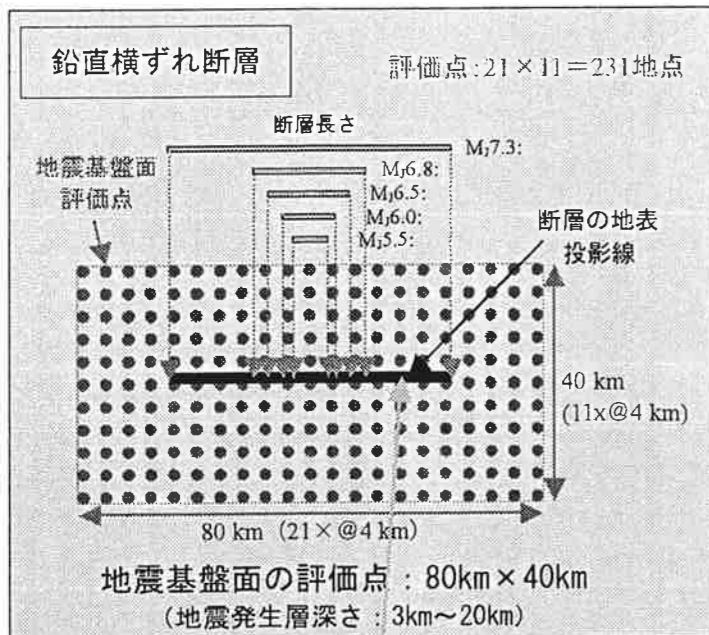
○上限値の設定に係わる技術検討

- ・ 地殻内内陸地震の「震源を特定しにくい地震」に係わる検討を詳細化を行う。
- ・ プレート境界地震の「想定東海地震」に係わる評価を、上記と同程度にできないものの、積極的に取り組む。
- ・ スラブ地震の候補を選定する。
- ・ 翠川先生提案の距離減衰式の活用の詳細化を進める。

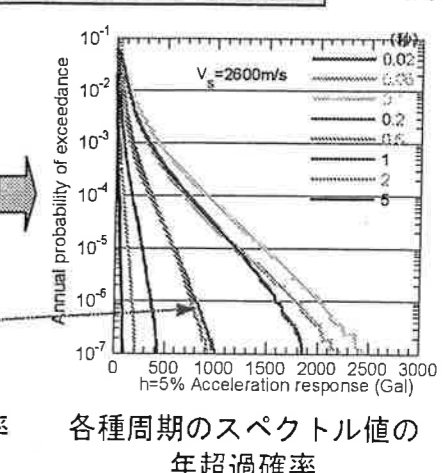
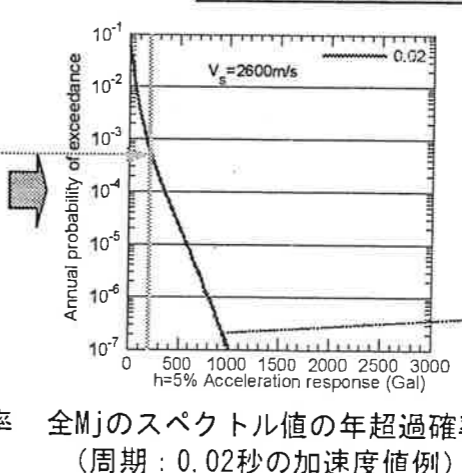
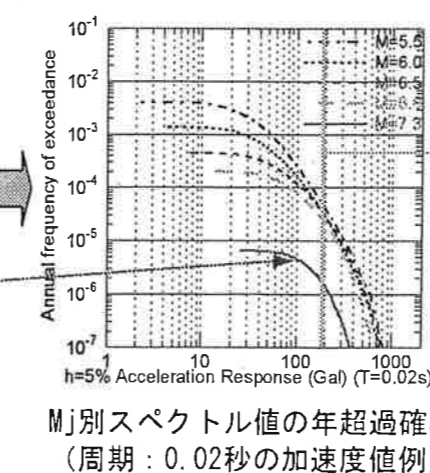
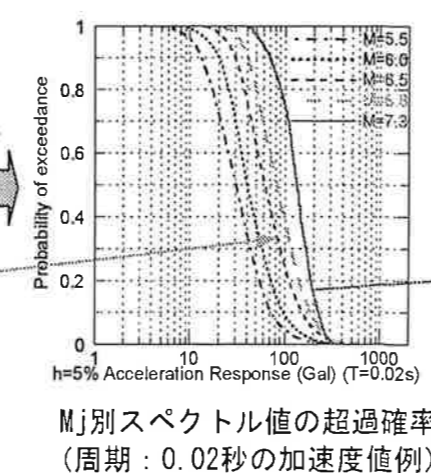
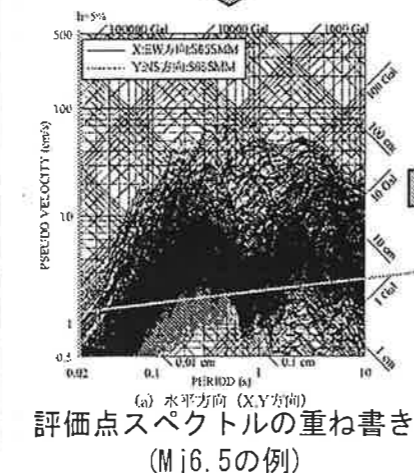
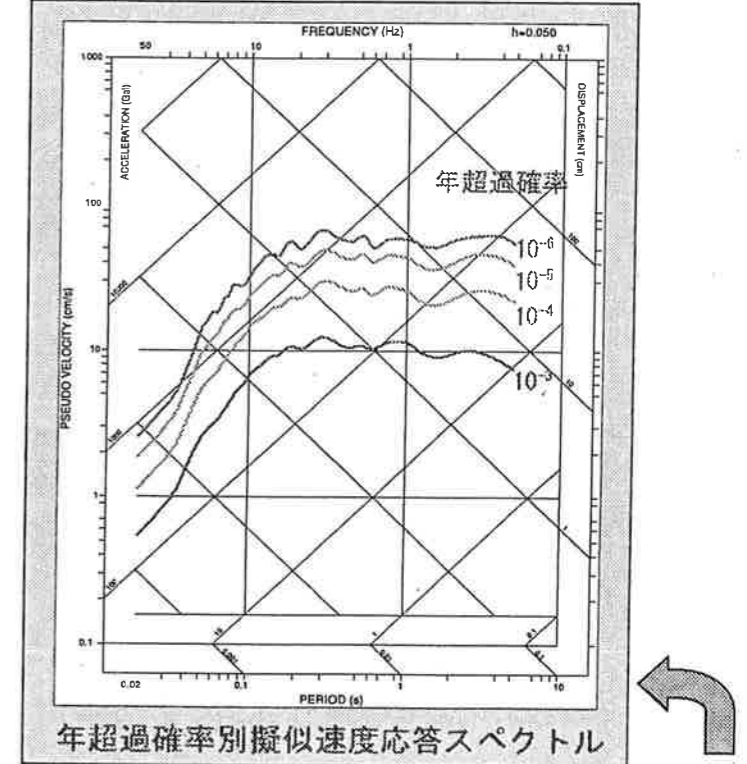
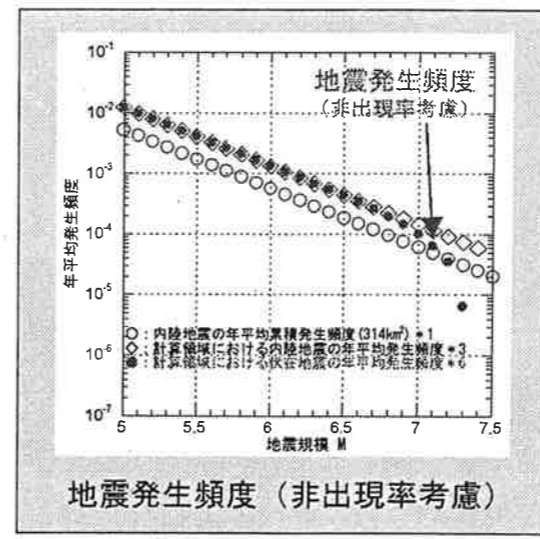
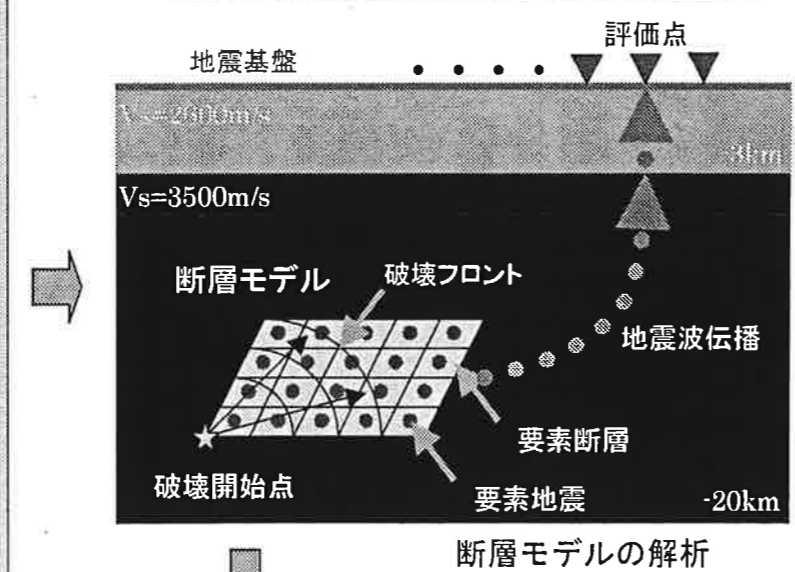
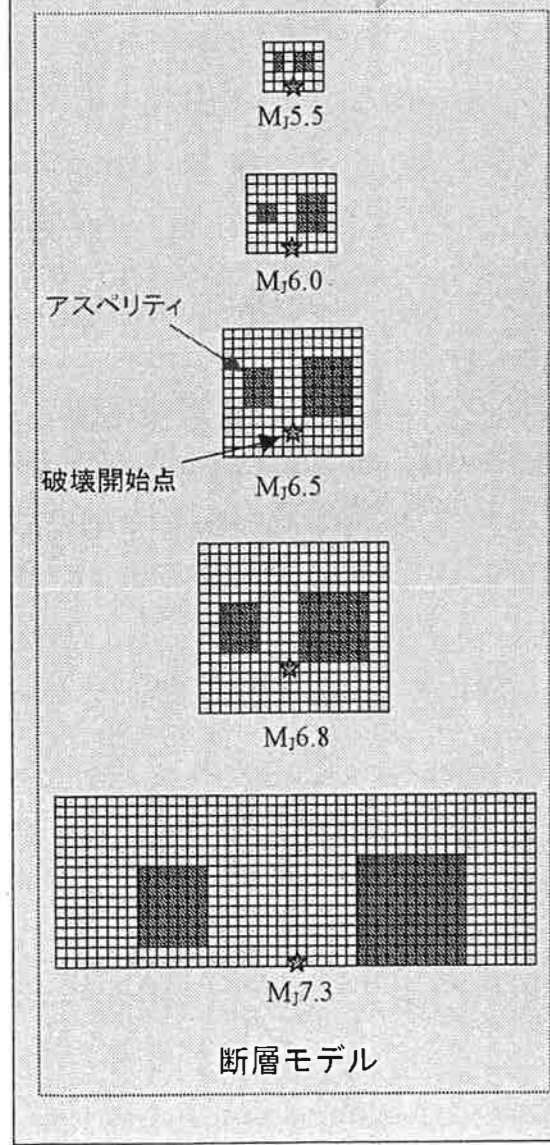
○炉心損傷頻度への影響評価

- ・ 上限値の設定の仕方の炉心損傷頻度への影響を定量評価する。

-16-



- ・アスペリティ深さのばらつき考慮
- ・アスペリティ応力降下量のばらつき考慮
- ・高周波遮断振動数のばらつき考慮



地震PSAで適用する地震動レベルと建屋応答の関係について

地震PSAでは設計用地震動の大きさを超える地震動を想定して施設の破損確率を求めるが、地震応答解析手法の適用範囲を逸脱した地震動レベルで解析を実施している可能性がある。このため、本資料では、建屋への入力加速度を大きくした場合について、現行の地盤建屋連成系地震応答解析モデルを用いた地震応答解析を行い、妥当であると推定される建屋への入力加速度レベルの範囲の把握と、その時の機器への入力加速度を把握することを目的とする。

(対象建屋及び解析モデル)

対象建屋 : PWR及びBWR 原子炉建屋

解析モデル : 現行の耐震設計で用いられている、建屋を曲げせん断棒でモデル化すると共に、必要に応じて建屋埋込みを考慮したSR (スウェイロッキング) モデル。

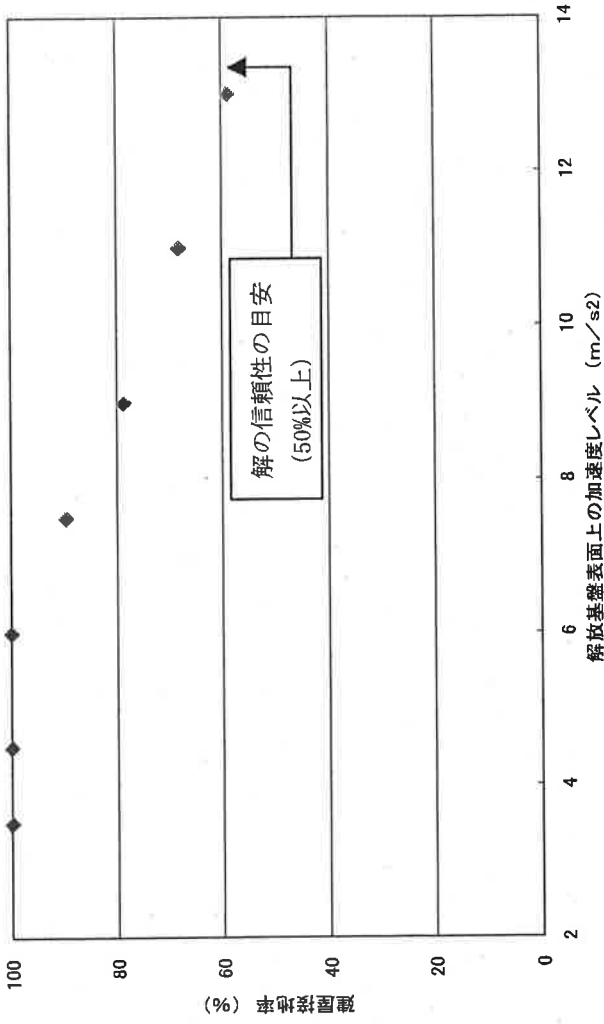
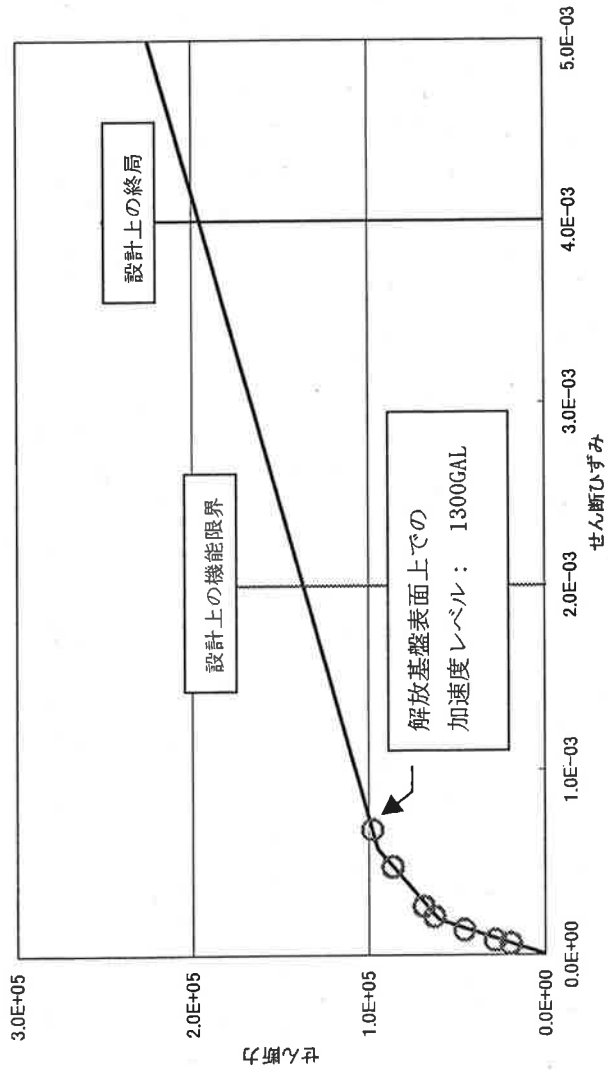
(評価項目)

- ・ 建屋損傷確率及び代表的な機器損傷確率
- ・ 建屋塑性率
- ・ 建屋接地率^注
- ・ 建屋応答 (機器への入力)

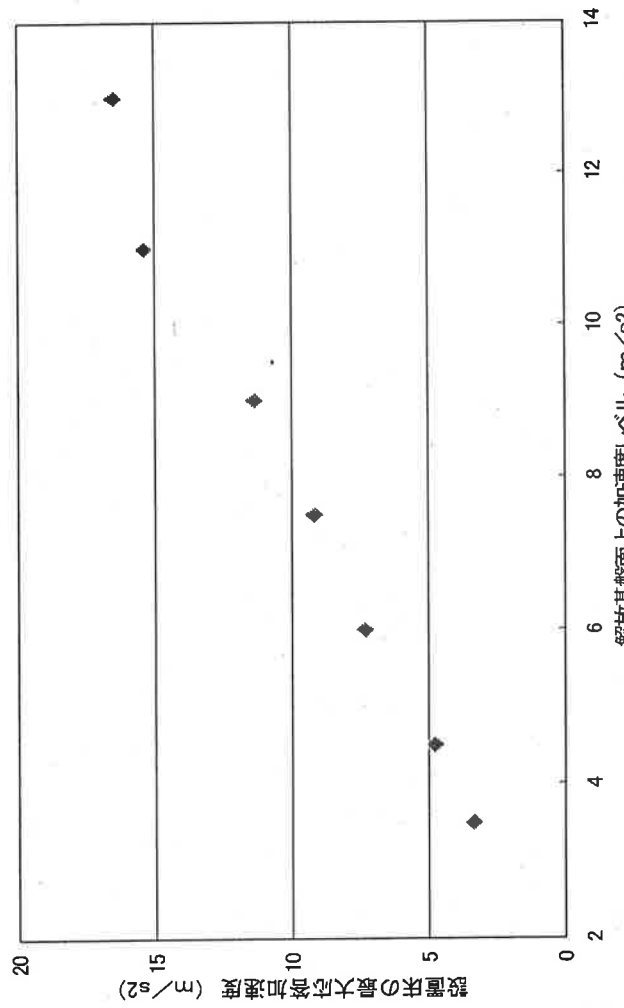
(検討結果)

- ・ 今回解析を実施した建屋応答の観点からは、解放基盤面での地震動レベルで1 g程度までは接地率を満足している。また、建屋壁のひずみも設計上の終局 (4×10^{-3}) を満足している。
- ・ 従って、解放基盤面での地震動レベルで1 g程度までは建屋の地震時応答/挙動は現行の設計手法の範囲内にあるものと言える。
- ・ ここで、解放基盤面での地震動レベルで1 g程度での入力地震動に対する機器への入力 (建屋応答) はBWRで2 g、PWRで3 g程度となる。
- ・ 一般的に、地震PSAで炉心損傷頻度に大きな影響を及ぼす領域は解放基盤面の地震動レベルで1 g程度までの範囲である。これは、解放基盤面の地震動レベルで1 gを超えるような地震動の発生確率が非常に小さくなることに起因する。(図1参照)
- ・ このため、地震PSAでは大きな入力 (現行の評価では解放基盤面で ~1.0 g程度) までを考へてはいるものの、炉心損傷頻度に大きな影響を及ぼす地震動の範囲は、建屋などの地震応答解析手法の適用範囲から大きく逸脱したものではないと考えられる。

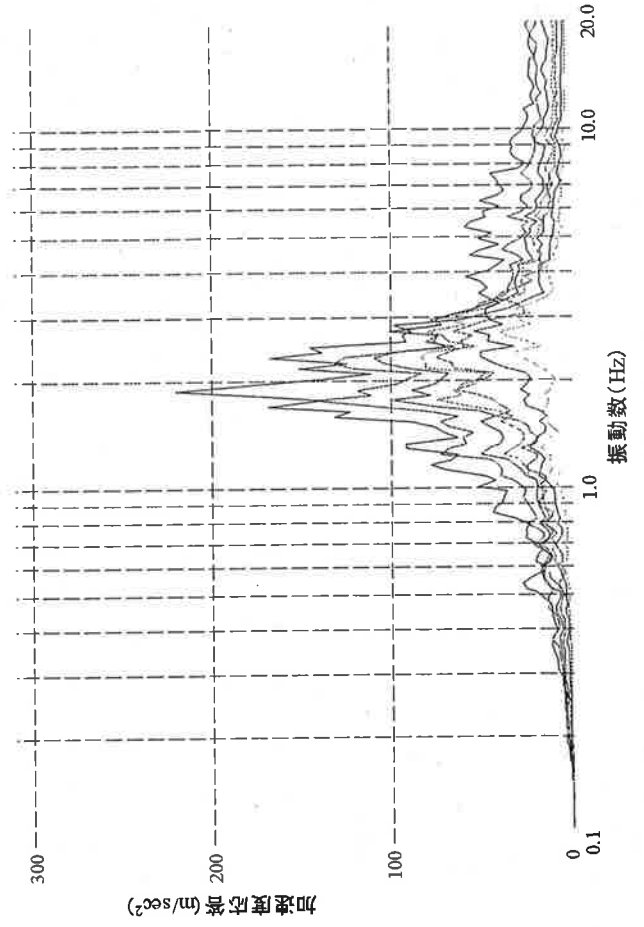
建屋への入力を大きくした場合の建屋応答の推移 (BWR)



建屋壁の塑性域への進展状況



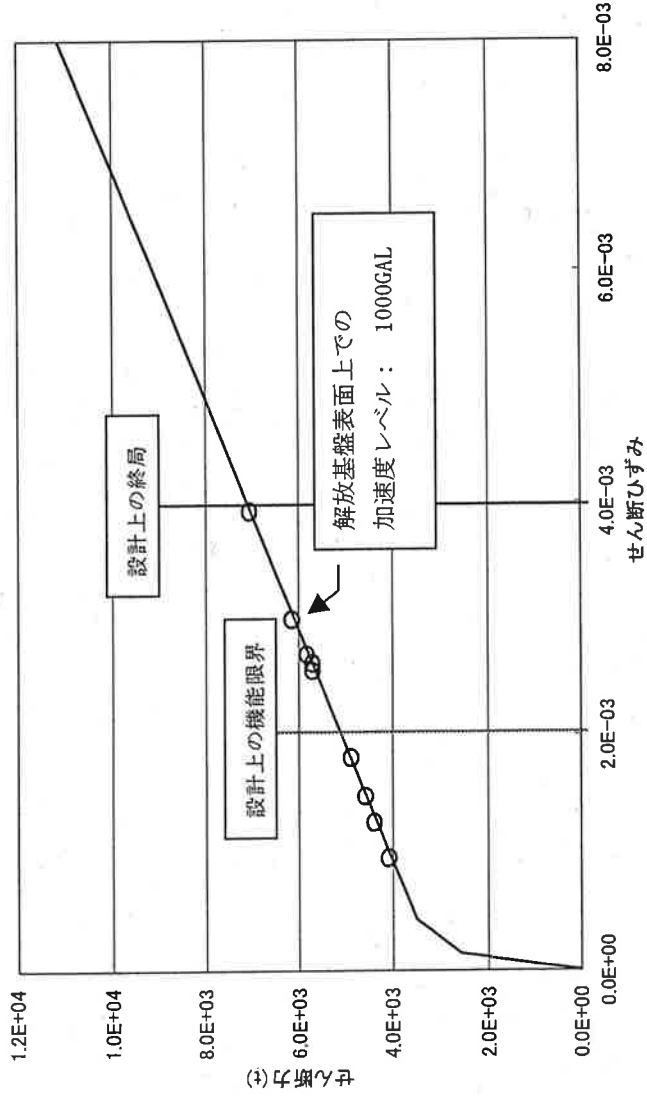
建屋接地率の推移



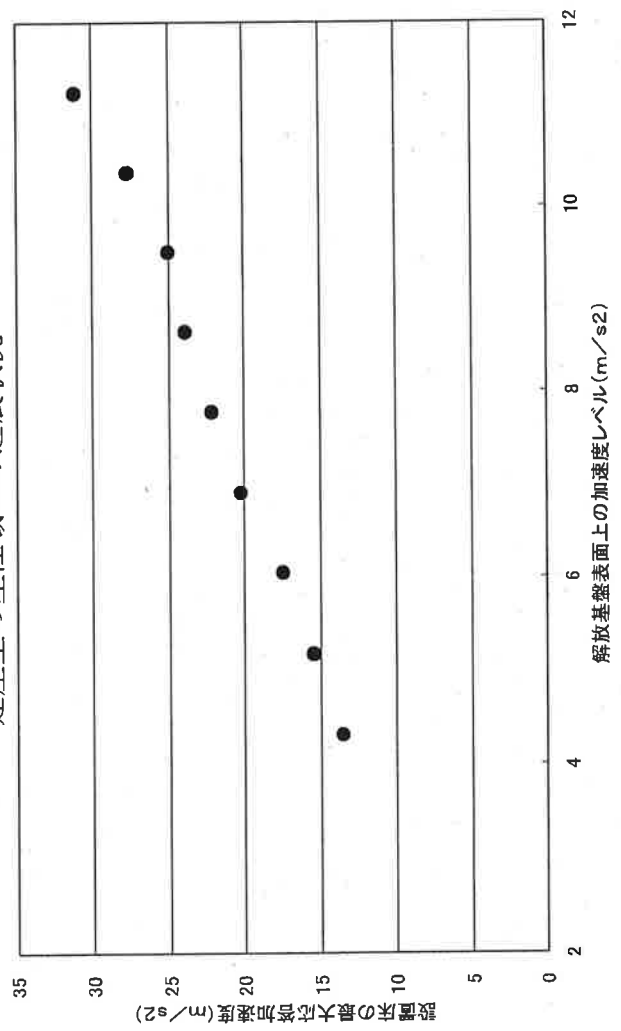
機器設置レベルにおける建屋応答の推移

機器設置レベルにおける建屋床応答スペクトルの推移

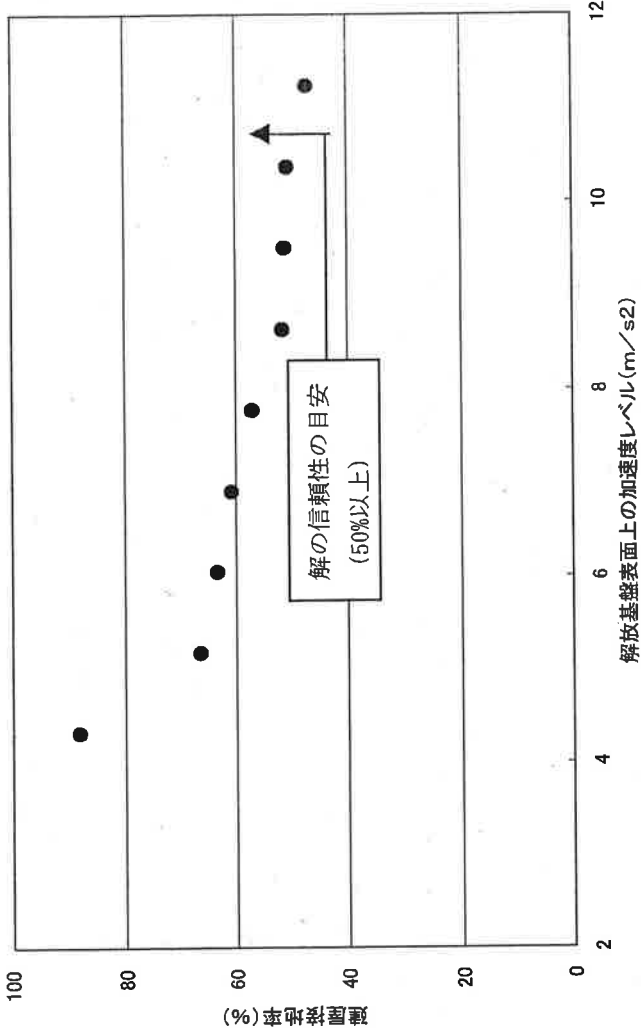
建屋への入力を大きくした場合の建屋応答の推移 (PWR)



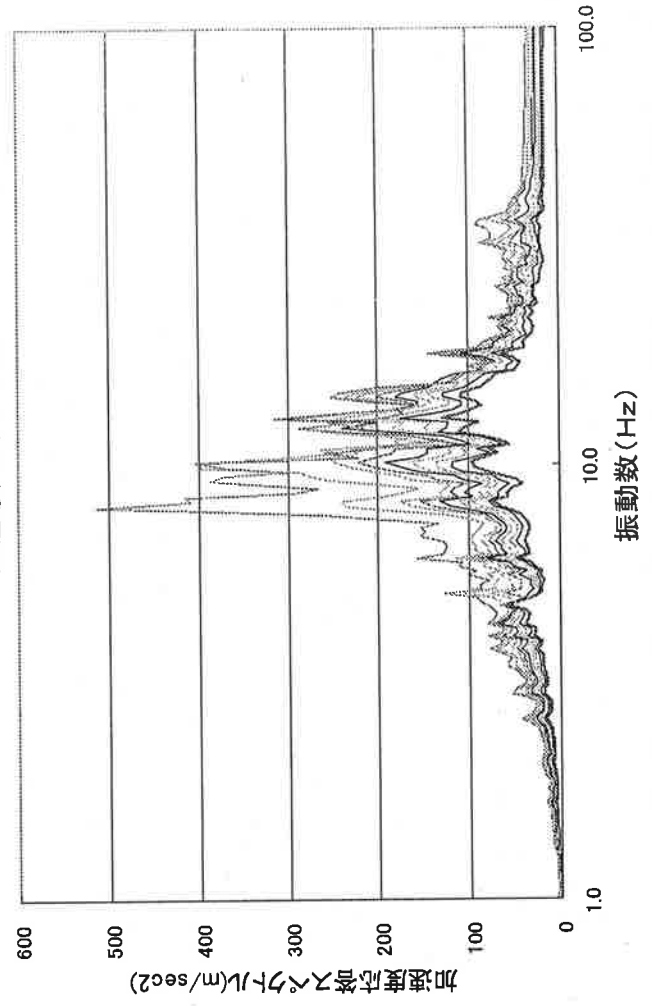
建屋壁の塑性域への進展状況



機器設置レベルにおける建屋応答の推移



建屋接地率の推移



機器設置レベルにおける建屋床応答スペクトルの推移

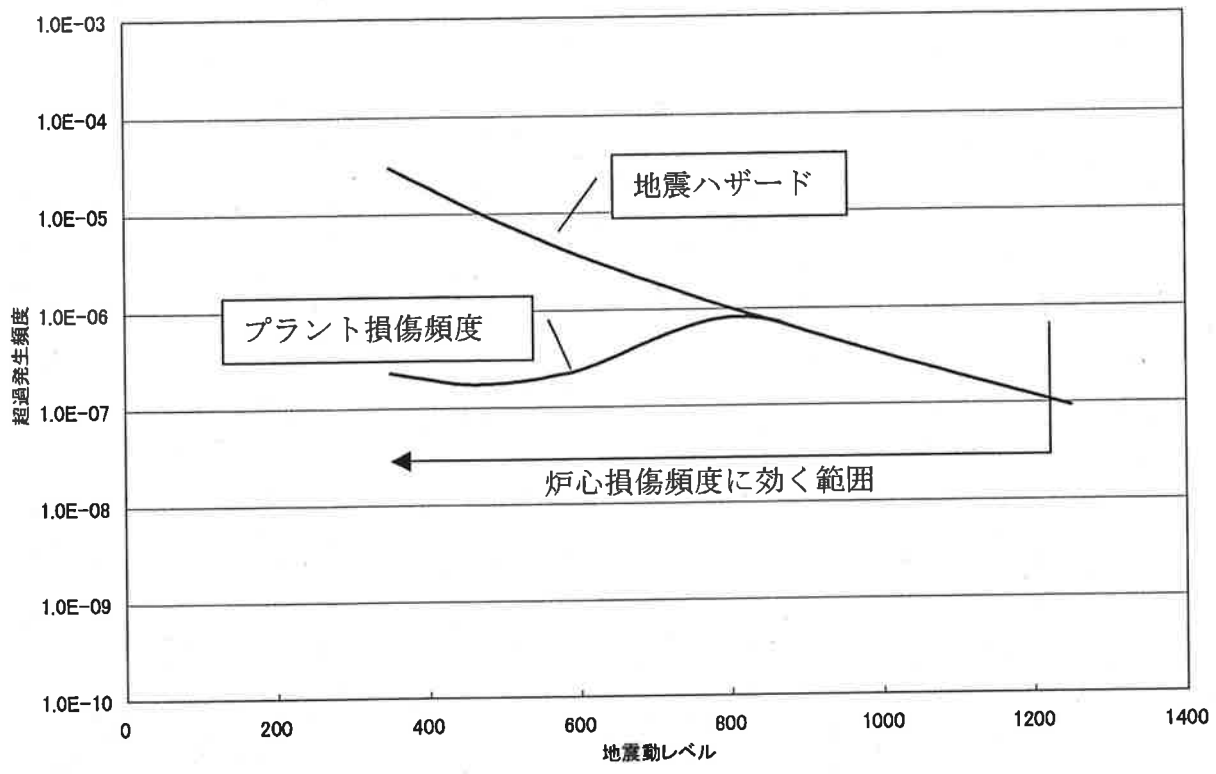


図1 地震ハザードとプラントの損傷確率の関係

耐震指針に関しこれまでに上がった主な課題

平成 15 年 12 月 10 日

今野孝昭

1. 兵庫県南部地震以後(H7-10)

直下地震
活断層の考慮 5 万年
松田式

2. 指針検討会(H11,12)

トータルシステムとしての安全確認

- ・ 原子炉安全、放射線安全の判断基準： 内部事象と地震で同／異
確率論的評価
- ・ 地震ハザード： 決定論 vs ハザードカーブと発生頻度 10^{-4} 乗/年
- ・ リスク： 指針の外 vs 運転段階前までには確認要、設置許可での
代案要

耐震重要度分類と安全重要度分類の整合性

- ・ 安全重要度分類は単一故障の仮定と多重防護
- ・ 耐震重要度分類は多重損傷に対し止める、冷やす、閉じ込める
- ・ 両者の整合性は何を確認すればよいか。

3. 分科会(H13-15)

基本方針： 定性的方針の定量化

指針の新しい枠組み： 安全目標を踏まえて考える

- ・ 安全目標－安全要求－設計基準地震動－安全評価

検討項目： 23項目選定、最新知見による見直し要

- ・ 23 項目のあるべき姿： 対立意見を収束しないでもいいか
- ・ 重要な対立意見：

「原子炉施設の安全確認上の地震動の大きさはどこまでならよいか？」に対する答え方は、

決定論的に答えるのがよい vs 確率論的に答えるのがよい。

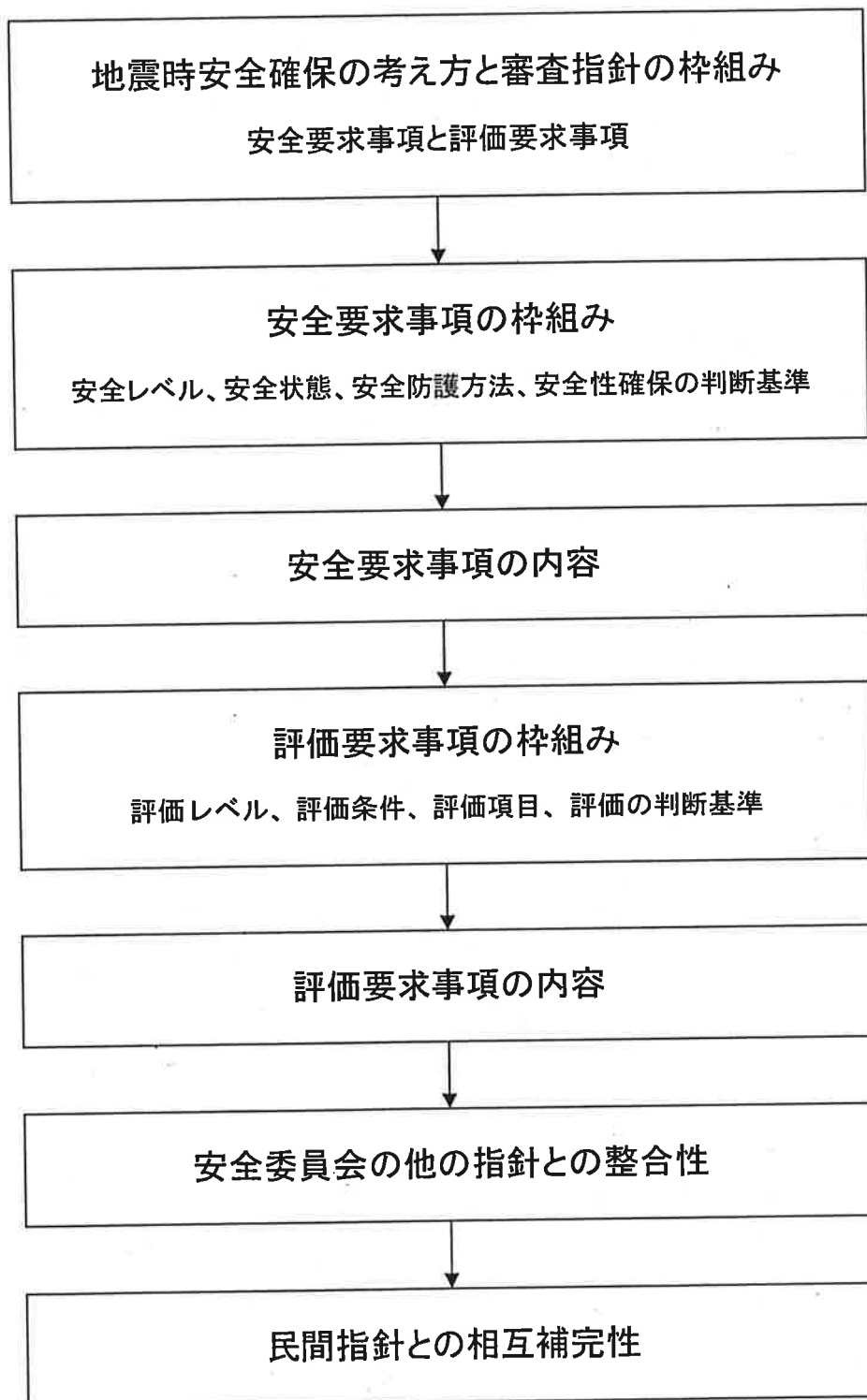


図2 審査指針の検討フロー

原子力利用安全原則

安全目標

- ・ 目標リスク

原子力安全性能

- ・ 原子炉安全性能：運転状態
- ・ 放射線安全性能：運転状態、仮定、仮想状態

耐震性能

- ・ 構造耐力耐震性能
- ・ 安全機能耐震性能

設計基準地震動

- ・ 耐震性能確認用地震動
- ・ 立地評価用地震動

許容限界と判断基準

- ・ 構造健全性
- ・ 安全機能健全性
- ・ 原子炉安全性
- ・ 放射線安全性

地震応答性状の確認要件

- ・ 構造応答特性
- ・ 安全機能応答特性
- ・ 原子炉運転応答特性
- ・ 放射線被ばく線量率応答特性
- ・ リスク見通し

耐震安全要件の組み立て

安全設計フロー
2001年10月31日

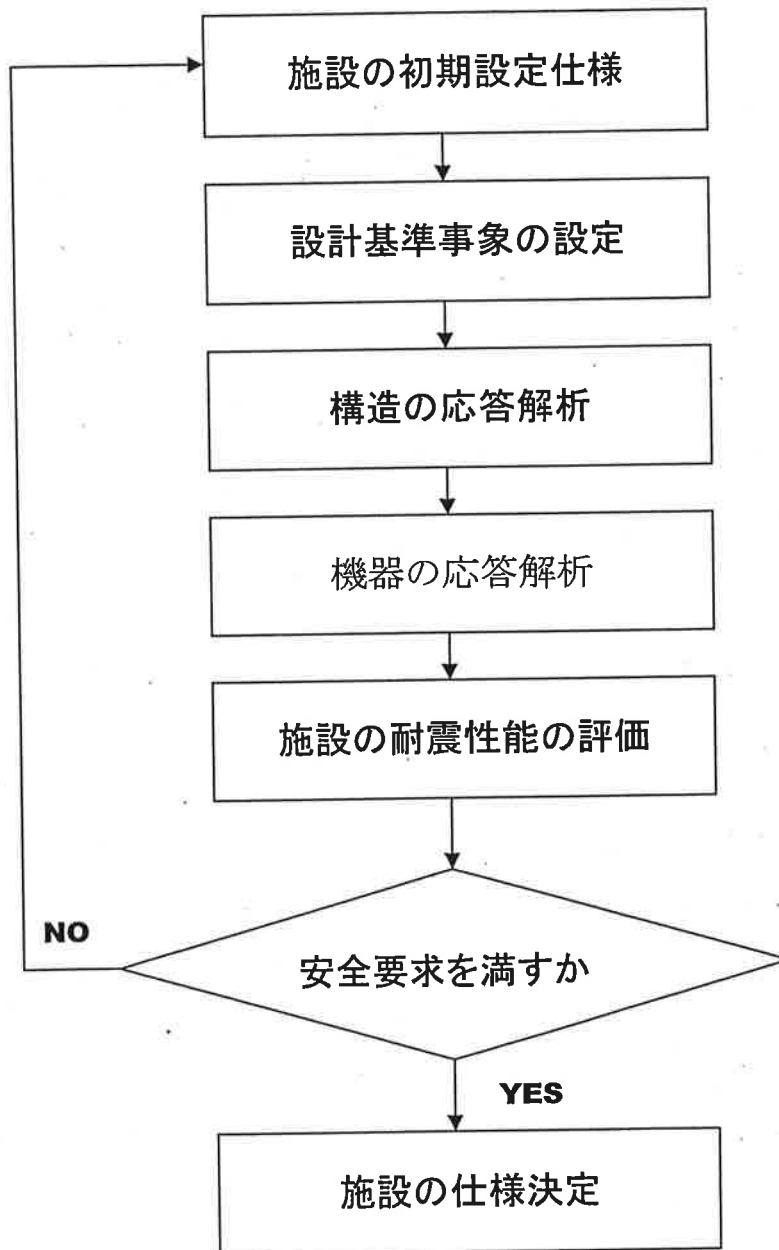


図 安全設計のフロー

安全設計フロー

2001年10月31日

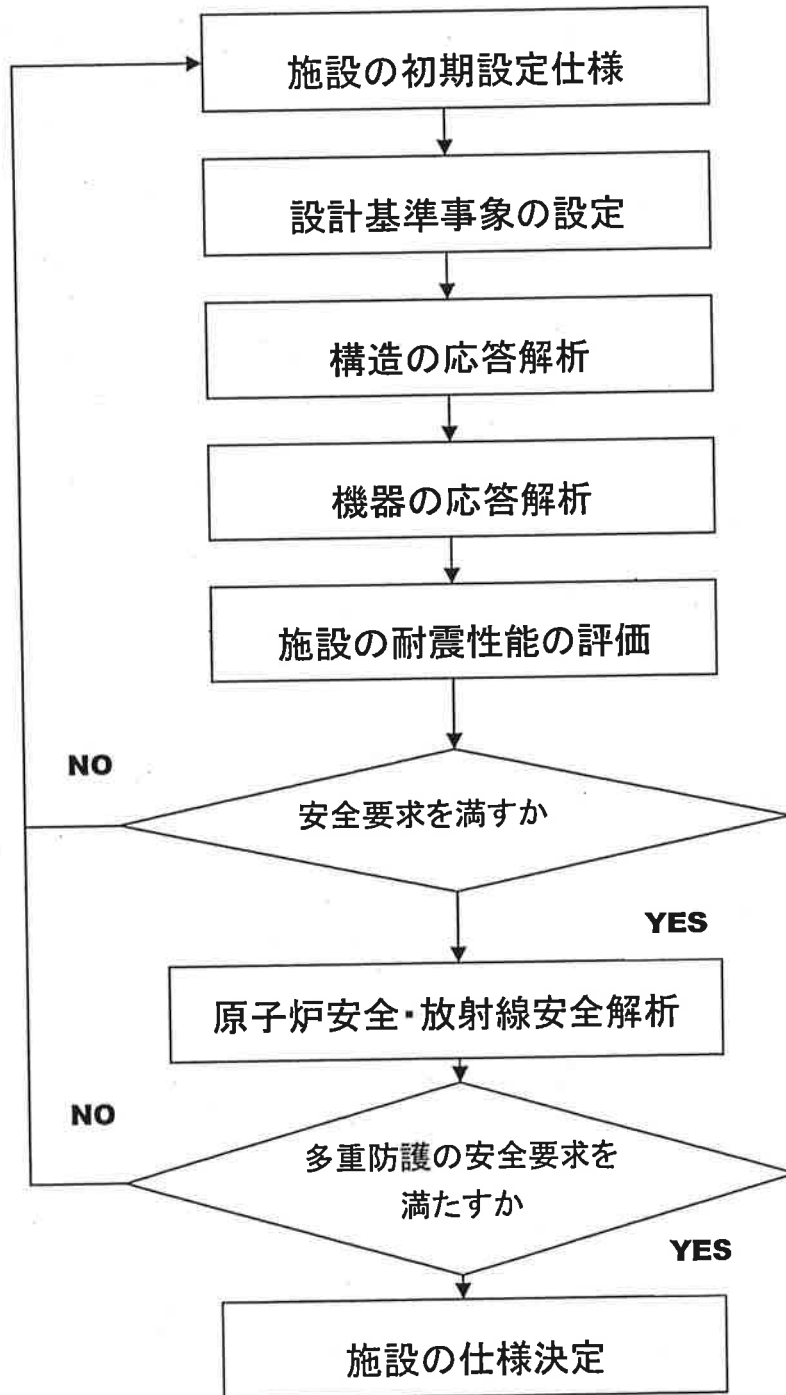
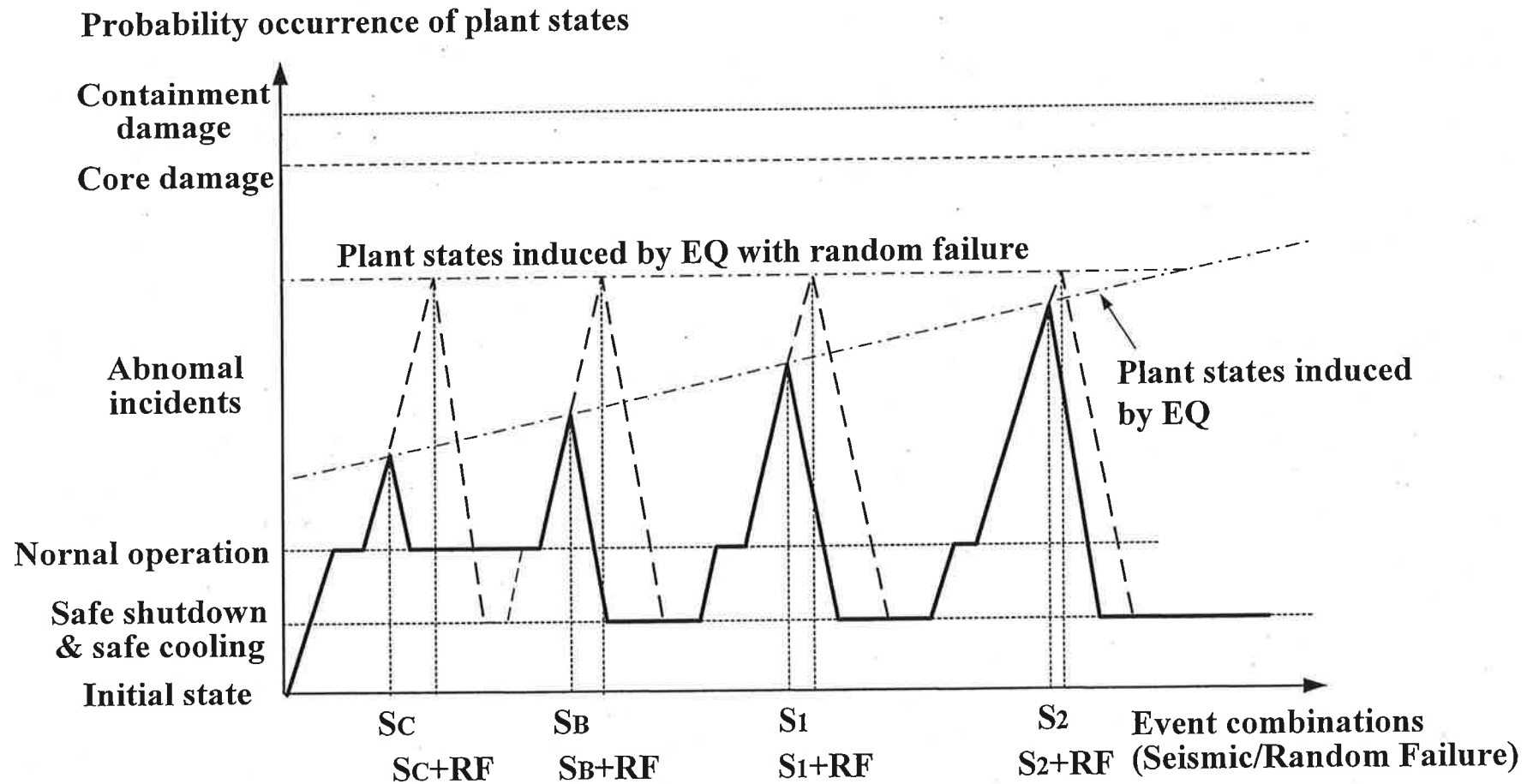
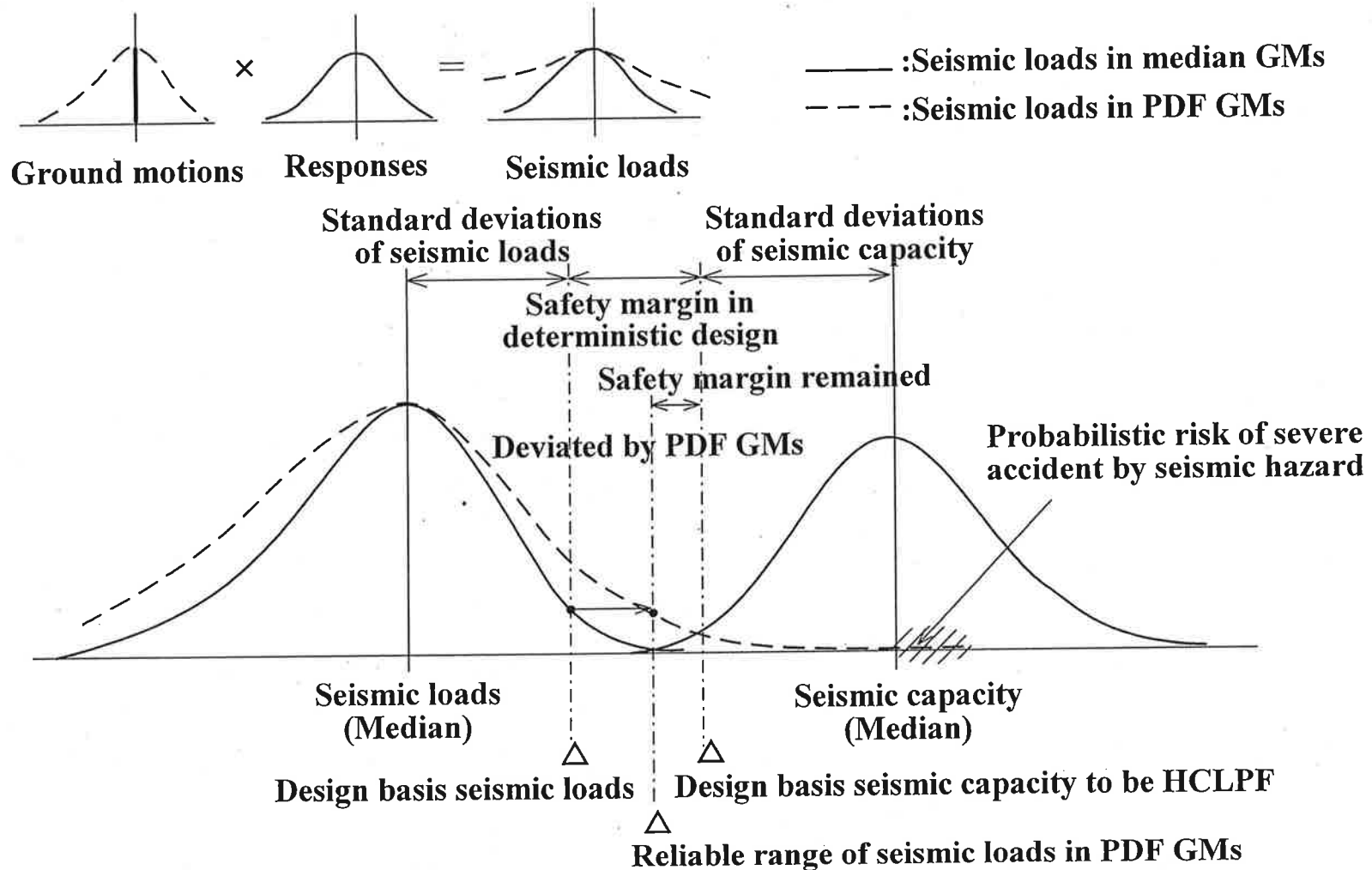


図 安全設計のフロー

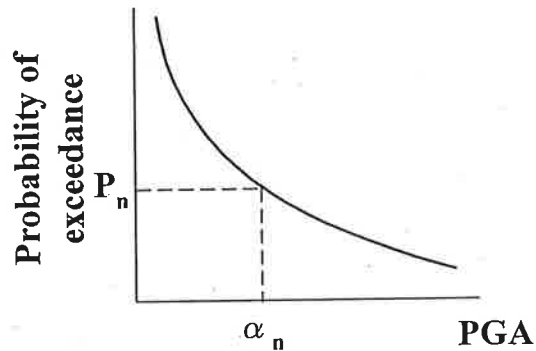
Plant safety levels related with DBEs



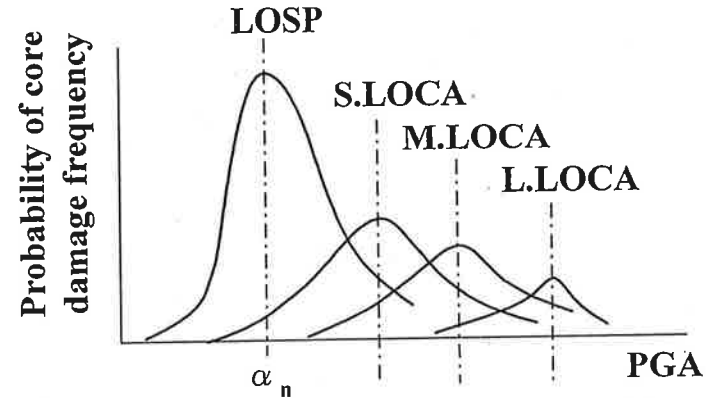
Concept of seismic safety margin in deterministic design



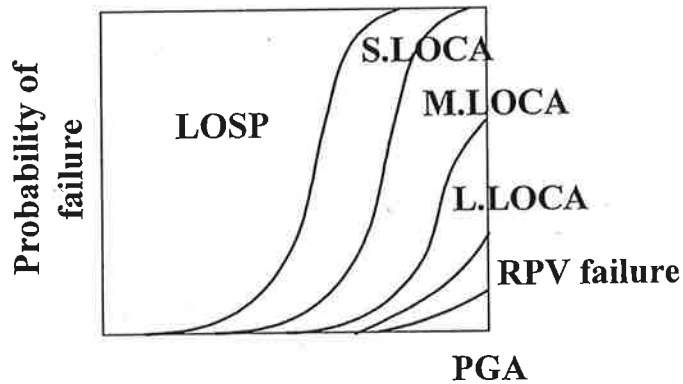
Risk information by SPSA



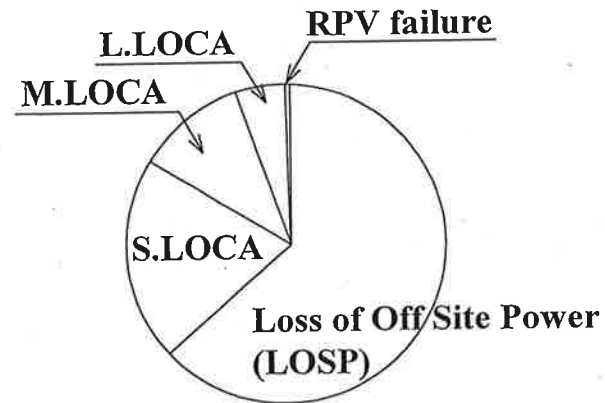
(a) Seismic hazard curve



(c) Core damage frequency curves with initiating events

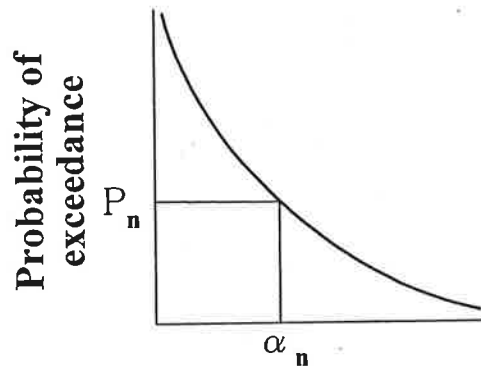


(b) Fragility curves of plant capacity

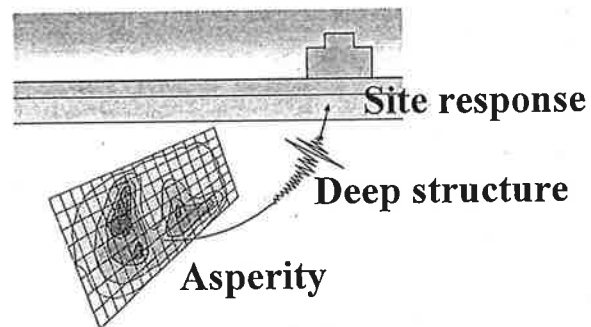


(d) Contribution rates of initiating events to seismic induced core damage frequency

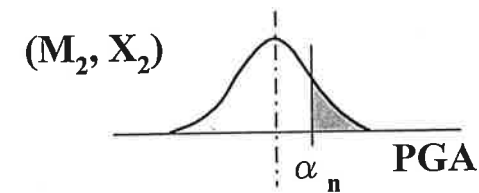
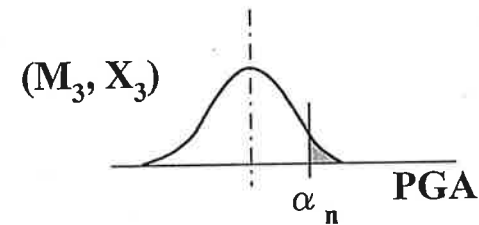
Development risk-dominant EGM



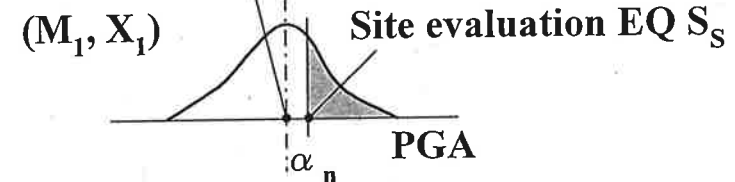
(a) Probability of risk-dominant earthquake on seismic hazard curve



(c) Risk-dominant earthquake ground motion prediction by numerical methods

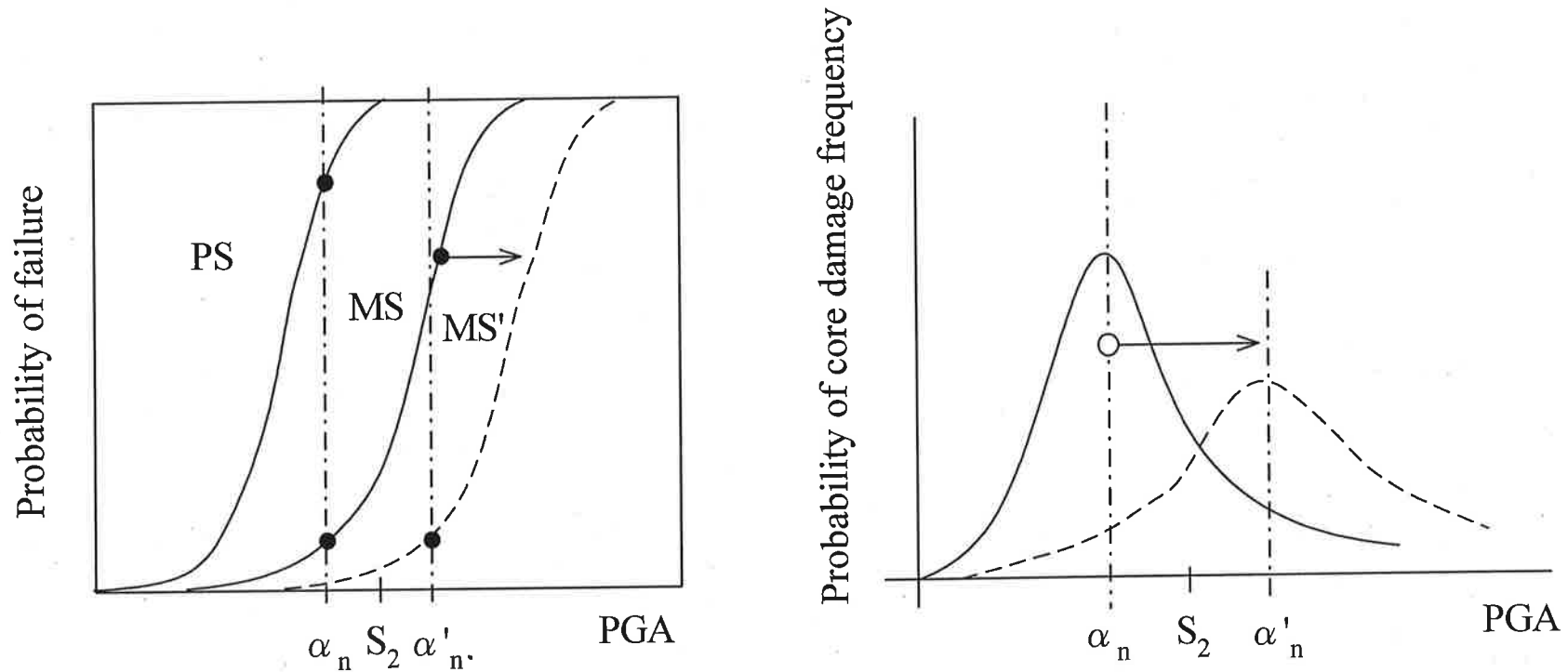


Extreme design EQ S_2



(b) Contribution rates of seismic source to risk-dominant earthquake

Fig.7 Improvement of seismic vulnerability informed by SPSA



(a) Fragility curves of prevention and mitigation systems

(b) Core damage frequency curve

基本方針

- 発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなければならない。
 - 想定されるいかなる地震力:地震、地震動、地震力
 - 大きな事故の誘引:耐震重要度分類による安全条件
 - 十分な耐震性:荷重の組合せと許容限界
- また、建物・構築物は原則として剛構造にするとともに、重要な建物・構築物は岩盤に支持させなければならない。
 - 剛構造:剛な振動・変形特性
 - 岩盤に支持:岩盤の支持特性

原子炉安全と放射線防護

地震時の性能目標値について

- 原子炉安全:地震を起因とした異常状態等のプラント状態に応じた原子炉の安全性能を内部事象で設定している判断基準値に準じる
 - 単一故障の考慮
 - 共通故障等の考慮
 - 複数ユニット故障の考慮
- 放射線防護:プラント状態に応じた放射線防護の線量目標値
 - 指針集による目標値:0.05mSv, 5mSv, 250mSv
 - 5mSvと地震時のプラント状態の関係が不明確

耐震指針の基本方針に対する 設計対応上の問題点

- 発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなければならない。
- 想定されるいかなる地震力とは、どこまで想定すれば十分か
- 大きな事故の誘引とならないために必要な安全機能は何か
- 十分な耐震性とは、どのような耐震性を確保すれば十分か
 - 安全機能の耐震性、構造耐力の耐震性

耐震重要度分類の考え方

- 耐震重要度分類に基づく安全要求
 - 機能喪失した場合の放射線影響の程度により耐震クラス分類(C、B、A、As)
 - 止める、冷やす、閉じ込める、の安全機能はどんな地震に対しても維持
- 問題点
 - 放射線影響の程度の具体的な目標値が示されていない
 - A、B、Cクラスの安全機能が喪失した場合の原子炉の異常状態の程度と安全状態に終息させる過程の説明が行われてない
 - 安全重要度分類による原子炉・放射線安全性との整合性が不明確

基本方針の要求

工学的対応の十分性について

- 耐震指針の基本方針に示される安全要求に対して工学的に何を確認すれば十分か。それは、
- 決定論的な観点から、限界的な設計基準地震動に対してプラントの構造強度及び安全機能の耐震性能が妥当な余裕を有することを確認。
 - 設計基準地震動に対し原子炉を安全な状態に維持するためのサクセスパスが多重に確保されること
 - そのサクセスパスの性能が妥当な余裕を持って確保されること
- さらに、確率論的な観点から、設計基準地震動を超える地震動を含めた全事象を考慮しても下記の要件に対するリスクが十分小さいことを確認すること。
 - 炉心の溶融あるいは著しい損傷の恐れがないこと
 - 周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと

基準地震動

- 現行(決定論的)
 - 設計用最強地震によるS1:近、遠
 - 設計用限界地震によるS2:近、遠、直
 - 地震動の予測は平均値と標準偏差:どこまでカバーすればよいか不明確
- 確率論的方法
 - 確率論的地震ハザードと目標リスクから設定
 - リスクドミナント(RD)な地震動レベルと震源マトリックス
 - RD地震動発生に貢献度の高い震源による地震動
 - 平均値: S2
 - リスクドミナントな地震動レベル(標準偏差 × n): Ss

地震時安全確保の従来のロジック

- 敷地に最大の振動影響を与える限界的震源を調査により選定
- 選定した震源により設計基準地震動を設定
- 設計基準地震動に対してプラントの構造強度及び安全機能が妥当な余裕を有する設計
- 設計基準地震動を超える事象を考慮してもリスクは十分に小さい(確率論的手法により確認)

地震時安全確保の新しいロジック

- 安全目標に基づく耐震安全性能の目標設定
- 耐震安全性能目標値の支配的な地震動レベルの把握
- その支配的地震動の震源マトリックスから最も影響の大きい震源の選定
- 選定した震源による地震動を平均値と標準偏差により予測し性能目標値の支配的な設計基準地震動を設定
- 設計基準地震動に対してプラントの構造強度及び安全機能が妥当な余裕を有する設計
- さらに、確率論的手法により設計基準地震動を超える地震動を含めた全事象を考慮してもリスクは小さいことを確認

耐震安全要件の組み立て

新ロジックベース

- 原子力安全原則
- 安全目標
- 原子力安全性能
 - | 原子炉安全性能
 - | 放射線安全性能
- 耐震性能
 - | 構造耐力耐震性能
 - | 安全機能耐震性能
- 設計基準地震動
 - | 耐震性能確認用地震動
 - | 安全裕度確認用地震動
- 許容限界と判断基準
 - | 構造健全性
 - | 安全機能健全性
 - | 原子炉安全性
 - | 放射線安全性
- 地震応答性状の確認要件
 - | 構造応答特性
 - | 安全機能応答特性
 - | リスク見通し

安全審査における安全評価 の必要性

- 安全評価指針
 - 安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態について解析し、評価を行うことが必要。
 - 原子炉の立地条件の適否を判断する上では、重大事故及び仮想事故について評価を行うことが必要。
- 理由
 - 基本方針の約束だけで許可するのではない
 - 基本方針によりどのような安全性が確保されるかの見通しをつける

地震時安全評価

SSMRP Seismic Safety Margin Research Program

