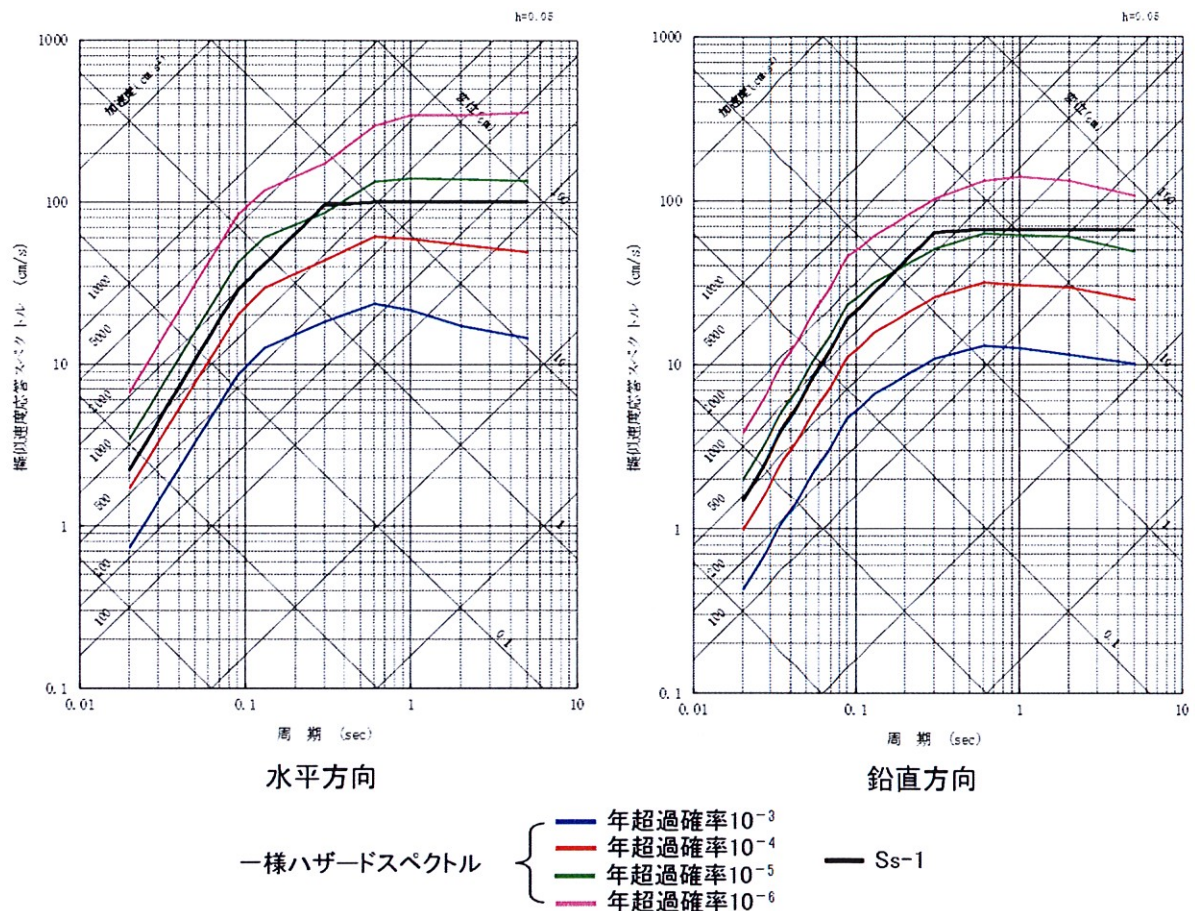


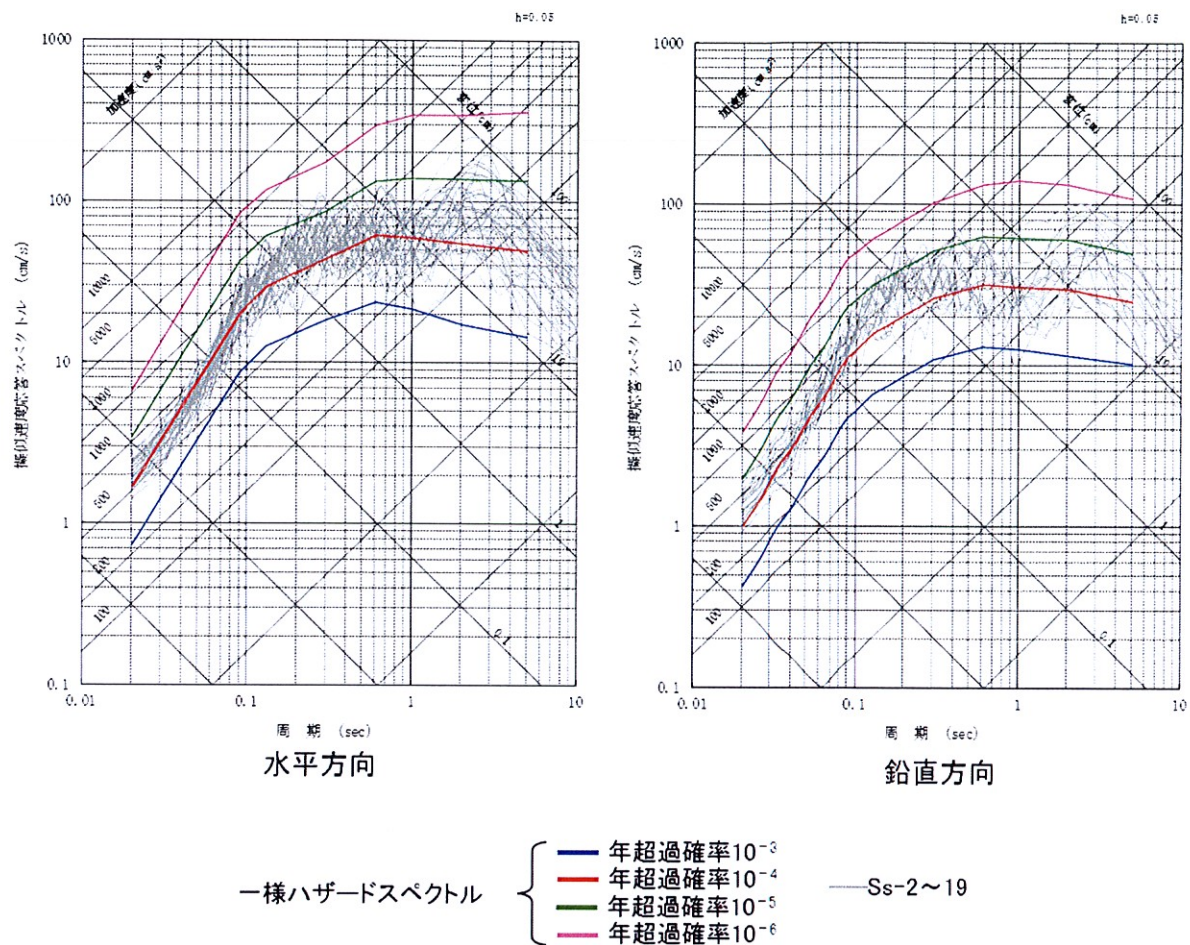
イド161～162, 乙182の1, 添付書類六, 6-5-168～173頁)¹⁰⁴。

以上により, 本件発電所にこれらの基準地震動を超過する地震動が到来する可能性は極めて低く, 妥当なレベルであることを確認した。このことから, 1 審被告が策定した本件発電所の基準地震動は十分な大きさであるといえる。



【図表 8 8 同様ハザードスペクトルと基準地震動 S s - 1 との比較】

¹⁰⁴ なお, 上記第 1 の 2 (4) の脚注 44 で述べたとおり, 1 審被告は, 本件発電所敷地周辺の活断層の分布について諸元を見直した (乙 155, 6 ～ 8 頁) 。これを受け, 本件発電所の基準地震動の年超過確率を再計算したが, 地震ハザード評価結果 (本件発電所の基準地震動の年超過確率) は, 従来の評価から変わらないことを確認している (1 審被告準備書面 (3 3) 115 ～ 116 頁, 脚注 39, 乙 88, スライド 164, 乙 155, スライド 164, 乙 182 の 1, 添付書類六, 6-5-16 ～ 6-5-18 頁等) 。



【図表 8.9 一様ハザードスペクトルと

基準地震動 S s - 2 ~ S s - 1 9 との比較】

(3) 原子力規制委員会による審査

以上に述べた地震ハザード評価に基づく一様ハザードスペクトルの作成、基準地震動の年超過確率の参照結果に関しては、原子力規制委員会の新規制基準の適合性審査において審議され、原子力規制委員会によりその内容が確認されている（乙235，21頁）。

第3章 本件発電所の耐震安全性について

1 審被告は、詳細な調査等に基づき、十分に不確かさを考慮した保守的な条件設定の下で地震動評価を行い、基準地震動を策定した上で、耐震安全性評価を行い、耐震重要施設である「安全上重要な設備」の全てが基準地震動に対する耐震安全性を有することを確認した。この耐震安全性評価について、下記第1で述べる。

また、本件発電所の基準地震動は十分な大きさのものとして策定されていることから、本件発電所が基準地震動を超える地震動に襲われることはまず考えられないところ、本件発電所の耐震安全性評価に含まれる余裕により、仮に、基準地震動を超える地震動に襲われることがあったとしても、ただちに本件発電所の安全性が損なわれることはない。この耐震安全上の余裕について、下記第2で述べる。

第1 本件発電所の耐震安全性評価

1 設置許可基準規則等

(1) 設置許可基準規則解釈別記2第4条2項は、設計基準対象施設¹⁰⁵について、耐震重要度に応じ、Sクラス、Bクラス又はCクラスの耐震重要度分類に分類することを求めている（乙65、122～123頁）。

(2) そのうち、耐震重要度分類Sクラスの施設である耐震重要施設（設置許可

¹⁰⁵ 設置許可基準規則において、設計基準対象施設とは、発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるものをいうとされている（同規則2条2項7号、乙65、4頁）。

ここで、運転時の異常な過渡変化とは、「通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動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発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心（・・・）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう」（同規則2条2項3号、乙65、3頁）とされており、設計基準事故とは、「発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう」（同項4号、同3～4頁）とされている。

基準規則解釈別記2第3条1項、乙65、120頁）について、同規則4条3項は、「基準地震動による地震力」に対して安全機能が損なわれるおそれがないものであることを求めている（乙65、11頁）。

この「基準地震動による地震力」とは、「耐震重要施設・・・の供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力」のことをいう（同規則第4条3項、乙65、11頁）。

また、同規則解釈は、「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすため、建物・構築物については、「常時作用している荷重（引用者注：「荷重」については下記4（1）で述べる）及び運転時に作用する荷重と基準地震動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の変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、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」を求め、また、機器・配管系については、「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による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと」等を求めている（同規則解釈別記2第4条6項1号、乙65、129～130頁）。

（3）なお、設置許可基準規則及び同規則解釈は、上記のような基準地震動に対する耐震安全性評価に加えて、弾性設計用地震動及び静的地震力に対する耐震安全性評価を行うことも求めている（同規則4条1項及び2項、同規則解釈別記2第4条1項ないし3項、乙65、11頁、122～124頁、乙113、203頁）。

また、弾性設計用地震動及び静的地震力は、耐震重要施設以外の耐震安全性評価にも用いられている。具体的には、耐震重要度分類Bクラスの設計基

準対象施設であって共振¹⁰⁶のおそれのあるものについて、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたもので評価することを求めており（同規則解釈別記2第4条3項2号、乙65、124頁）、また、耐震重要度分類Bクラス及びCクラスの設計基準対象施設についても、静的地震力に対する評価を求めている（同条3項2号及び3号、乙65、123～124頁）。

（以上1について、乙3、11～12頁）

2 耐震設計における基本的な考え方

1 審被告は、本件発電所の設計における基本方針として、建物・構築物は、原則として鉄筋コンクリート造等の剛構造（地震力等の外部から作用する力を受けても変形しにくい構造）とし、重要な建物・構築物は地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に直接支持させることとして、原子炉建屋等の重要な建物・構築物については、堅固な岩盤に直接コンクリート基礎を構築した（大飯発電所3号機の原子炉建屋の基礎工事状況について、乙246、「大飯発電所3号機及び4号機における耐震安全性について」2頁、図表1）。これは、表層地盤による地震動の増幅を回避し、地震時に重要な建物・構築物や機器・配管系の変形をできる限り抑え、かつ、地盤破壊や不等沈下による影響を避けるためである。

また、機器・配管系は、地震力に対して構造強度を有するように設計した。配置に自由度があるものは、できるだけ重心位置を低くして、安定性のある据付け状態となるよう配置し、大型の機器のように配置に自由度がないものは、十分な支持機能を有するように設計上配慮した。そして、地震動による揺れを小さくするために、機器については、これを支持するのに十分な基礎ボルトで構築物に取り付け、配管についても、十分なサポートにより構築物に支持させ

¹⁰⁶ 共振とは、振動系（一体となって振動する部分の総称）の固有周期と外部からの振動の周期が一致したとき、その振動系の振幅が大きくなる現象をいう。

ている。例えば、蒸気発生器については、複数の高さ位置に設置した、非常に大きく強固な支持構造物で支えることで、地震による変形を抑えることとしている（大飯発電所3号機の蒸気発生器の支持構造について、乙246，2頁，図表2）。

（以上について、乙246，1～2頁）

3 耐震重要度分類

（1）1審被告は、上記1の要求事項を踏まえ、本件発電所の建物・構築物及び機器・配管系について、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点、すなわち、原子力発電所の安全を確保する上での重要度に応じて、Sクラス，Bクラス又はCクラスに分類し、この分類に応じて耐震設計している。

（2）このように、原子力発電所の多様な設備について、その重要度に応じて、重要なものほどより厳格な基準を適用するということは、原子力発電所の基本設計において一般的に採用されている考え方によるものである。

原子力発電所のプラント全体としての安全性を確保するためには、重要度に応じて要求の程度を変化させる方法（グレーディッドアプローチ）が有効であり、このような安全規制の方法は、国際原子力機関（IAEA）の安全基準や米国の安全規制等、多くの国で広く採用されている。

国際原子力機関（IAEA）が定める安全基準類のうち原子力安全の要件を規定しているIAEA安全基準「原子力発電所の安全：設計」は、福島第一原子力発電所事故から得られた教訓・知見を基に、従前のものからの見直しが行われ、2016年2月に改訂版が発行されているところ（乙142，本文，別紙2，1/3頁），この見直し後の安全基準においても，①すべての安全上重要な機器等は特定され，それらの機能と安全上の重要度に基づいて分類されなければならないこと（同2/3頁，要件22），②安全上重要な機器等は，危険要

因の影響に耐えるように設計され配置されなければならないこと（同頁，5.15A）等が求められている。すなわち，より重要な対象により厳しい基準を適用し，より厳密にこれを確認することで，より高い安全性を確保できるという一般的な経験則が，重要度に応じた分類を行う際の根底にある科学的理念となっており，この理念は，福島第一原子力発電所事故の教訓・知見を踏まえてもなお変わらないものである。

（以上（２）について，１審被告準備書面（３１）59～60頁，同（１８）101～103頁）

（３）各クラスの分類は，図表９０（乙246，4頁，図表３）のとおりであるが，これを敷衍すると以下のとおりである。

ア Ｓクラスの施設とは，地震により発生するおそれがある事象に対して，原子炉を停止し，炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設，自ら放射性物質を内蔵している施設，当該施設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拡散する可能性のある施設等であって，機能喪失による影響が大きい施設である。

つまり，これらの施設の安全性さえ維持できれば，本件発電所の原子炉を「止める」「冷やす」，放射性物質を「閉じ込める」という安全機能を確保できるというものであり，１審被告は，制御棒駆動装置や非常用炉心冷却設備，原子炉格納容器等をＳクラスに分類している。

また，使用済燃料ピット等の使用済燃料の貯蔵のための施設や，非常用ディーゼル発電機，補助給水ポンプ等の非常時の電源確保・冷却のための施設もＳクラスに分類している。

イ Ｂクラスの施設とは，安全機能を有する施設のうち，機能喪失した場合の影響がＳクラスの施設と比べて小さい施設をいい，１審被告は，放射性廃棄物処理施設，使用済燃料ピットクレーン，使用済燃料ピットポンプ等をＢクラスに分類している。

ウ Cクラスの施設とは、Sクラスの施設及びBクラスの施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいい、1審被告は、発電機、主給水ポンプ等の2次冷却設備、「外部電源」と送受電するための主変圧器等をCクラスに分類している。

	求められる機能	具体例
Sクラス	【止める】 ・制御棒の挿入 ・ほう酸水の注入	・制御棒駆動装置 等 ・ほう酸タンク，ほう酸ポンプ 等
	【冷やす】 ・冷却材の注入	・非常用炉心冷却設備（蓄圧タンク，高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ等）
	【閉じ込める】 ・圧力障壁	・1次冷却材圧力バウンダリ（1次冷却材管等），原子炉格納容器，原子炉格納容器スプレイ設備 等
	【その他】 ・使用済燃料の貯蔵 ・非常時の電源・冷却	・使用済燃料ピット 等 ・非常用ディーゼル発電機，補助給水ポンプ 等
Bクラス	機能喪失した場合の影響がSクラスと比べて小さいもの	・放射性廃棄物処理施設 ・使用済燃料ピットクレーン ・使用済燃料ピットポンプ 等
Cクラス	Sクラス及びBクラス以外のもの	・発電機 ・2次冷却設備（タービン，主給水ポンプ等） ・主変圧器，開閉所 等

【図表 9 0 耐震重要度分類】

（４）なお，本件発電所の施設は，耐震重要度分類に応じた地震力に対する安全性が確保できるよう耐震設計を行っているが，これは，各々の施設がそれぞれの耐震重要度分類に応じた地震力を超える地震力に対してただちにその安全機能を失うことを意味するものではない。すなわち，各施設は，それぞれ上記の地震力に対して十分な余裕をもって設計を行うため，例えば，基準地

震動を超える地震動に襲われることがあったとしても、当該施設がただちに安全機能を失うわけではないのである。（耐震安全上の余裕については、下記第2で述べる。）

（以上3について、乙246、3～4頁）

4 基準地震動に対する耐震安全性評価

1 審被告は、上記のとおり耐震重要度分類Sクラスに分類したもの（耐震重要施設）について、基準地震動に対する耐震安全性評価を行い、基準地震動による地震力が各設備に作用した際の評価値（建物・構築物の耐震壁のせん断ひずみや機器・配管系に生じる応力の値など）を算出して、これが評価基準値¹⁰⁷を下回ることを確認した（1 審被告準備書面（33）117～121頁，同（18）103～109頁）。

（1）耐震安全性評価における解析

1 審被告は、本件発電所の耐震重要施設について、基準地震動 $S_s - 1 \sim S_s - 19$ に対する耐震安全性評価を行った。この評価においては、地震応答解析及び応力解析を行い、その結果得られた評価値が、基準・規格等に基づいて定められている評価基準値を超えないことを確認している¹⁰⁸。

¹⁰⁷ 評価基準値に相当する用語として「許容値」，「許容限界」，「許容応力」といった用語も用いられるが、本書面においては、引用部分を除き、全て「評価基準値」という。

¹⁰⁸ なお、耐震重要施設以外の設備でも、その設備が損傷すると耐震重要施設の機能に影響を及ぼすと考えられるものがあり、1 審被告は、各設備の位置関係・構造等を踏まえ、そのような影響を及ぼす設備については全て、基準地震動による評価を行っている。

例えば、設置許可基準規則解釈では、「耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること」（同規則解釈別記2第4条6項，乙65，130頁）とされている。また、設置許可基準規則では、「安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない」（同規則9条1項，乙65，17頁）とされている。

上記の要求事項を踏まえ、1 審被告は、ある設備が地震によって損傷して設備に内包している水等が流出し、その水等が耐震重要施設にかかるなどして機能に影響を及ぼすと考えられる場合において、当該設備が基準地震動による地震力によって損傷し、水等が流出することがない（溢水源とならない）ことを確認している（乙235，101～102頁）。

地震応答解析とは、地震動に対して構造物がどのように揺れるかを評価するために、構造物を適切なモデル（解析モデル）に置き換え、このモデルに地震動を入力して、地震動によって構造物に作用する荷重を求める解析方法をいう。

ここで、荷重とは、物体の自重、内圧、地震力¹⁰⁹のように、物体に対して外部から作用する力をいう。一方、物体の内部では、このような荷重と釣り合いを保とうとする力が発生するところ、この物体内部で発生する力を応力という。¹¹⁰

応力解析とは、地震応答解析により得られた構造物に作用する荷重によって、当該構造物を構成する各部位に発生する応力を求める解析方法をいう。

このような解析を各耐震重要施設について行い、評価値（建物・構築物の耐震壁のせん断ひずみや機器・配管系に生じる応力値等）が評価基準値を超えないことをもって、耐震重要施設の耐震安全性を確認している。

（以上について、乙3、13～14頁、乙246、6～7頁）

以下では、1 審被告が本件発電所の耐震重要施設に対して実施している解析について、建物・構築物と機器・配管系に分けて述べる。

（2）建物・構築物の解析

ア 建物・構築物については、日本電気協会が策定した民間規格である「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」（乙246添付資料1。以下、「JEAG4601-1987」という）¹¹¹に定める手法を用いて解析を行う（乙246添付

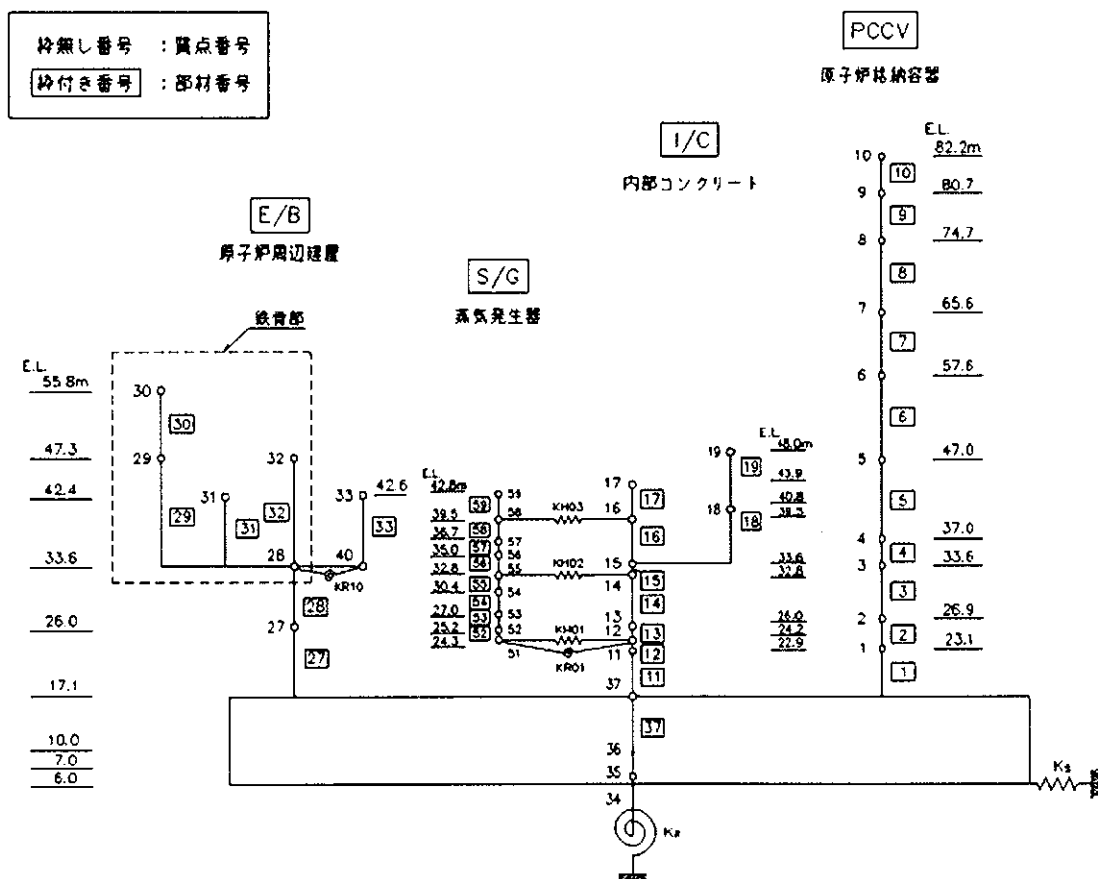
¹⁰⁹ 地震時には、物体が揺すられることにより加速度（ α ）が生じ、物体の質量（ M ）に比例した地震力（ $F=M \times \alpha$ ）が荷重として作用する（乙246、6頁）。

¹¹⁰ なお、荷重は、作用する力の総量として示される（単位はkN（キロニュートン）である）のに対し、応力は、単位面積当たりの量として示される（単位はMPa（メガパスカル）である）。

¹¹¹ このJEAG4601-1987等は、工事計画認可に係る耐震設計に関わる審査において技術基準規則及び技術基準規則解釈への適合性を確認するために参照される、原子力規制委員会の「耐震設計に係る工認審査ガイド」（乙185）において、適用可能な規格として示されている（乙185、2～3頁、1.3の⑥～⑧）。

資料 1，265頁，287～290頁，367～368頁）。

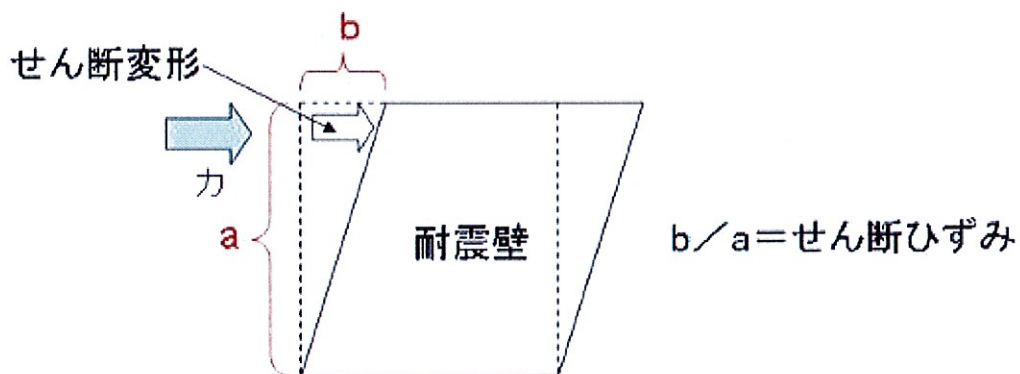
具体的には，構成部位ごとに質量・剛性・減衰を考慮して，水平 2 方向及び鉛直方向の方向ごとに適切な解析モデル（質点系モデル。図表 9 1 は原子炉建屋の例。乙246，9頁，図表 8）を構築し，各モデルの方向に対応する基準地震動を入力するなどして解析を行い，算出された評価値が評価基準値を超えないことを確認する。



【図表 9 1 原子炉建屋の地震応答解析モデル（質点系モデル）（水平方向）】

イ 1 審被告は，本件発電所の原子炉建屋及び制御建屋について，基準地震動 $S_s - 1 \sim S_s - 19$ による解析を行った。その結果得られた各建屋の耐震壁（鉄筋コンクリート造）の評価値（せん断ひずみの最大値）を示したものが図表 9 3（乙246，10頁，図表 1 0）である。

ここで、せん断ひずみとは、外力を受けて物体内部で生じる、ずれを生じさせる力（せん断力）によって変形（せん断変形）する際の変形の割合をいい、耐震壁のせん断変形（長さ）を高さで除すことで求められる（図表 9 2、「 $b/a = \text{せん断ひずみ}$ 」）。例えば、高さ10mの耐震壁でせん断変形が1cmであれば、せん断ひずみは 1×10^{-3} となる。



【図表 9 2 せん断変形とせん断ひずみ】

各建屋のせん断ひずみの最大値（評価値）は、図表 9 3 に示すとおり、いずれも JEAG4601-1987 に定める評価基準値 2.0×10^{-3} を下回っており、各建屋が基準地震動に対して耐震安全性を有することが確認されている。

なお、このように評価値が評価基準値を下回っていることが、後記第 2 の 1 で述べる耐震安全上の余裕のうち、①の余裕にあたる。図表 9 3 の最上段の、大飯発電所 3 号機の原子炉建屋を例に説明すると、同建屋の耐震壁の評価値は 1.44×10^{-3} であるが、評価基準値は 2.0×10^{-3} であるから、 2.0×10^{-3} （評価基準値）を 1.44×10^{-3} （評価値）で除して、原子炉建屋の耐震壁の耐震性は、基準地震動による地震力に対して約 1.4 倍の余裕を有していることになる。

（以上（2）について、乙246、8～10頁）

評価対象建屋		対象部位	評価値 (せん断ひずみの 最大値) ($\times 10^{-3}$)	評価基準値 ($\times 10^{-3}$)
3号機	原子炉建屋	耐震壁	1.44	2.0
	制御建屋		1.04	
4号機	原子炉建屋	耐震壁	1.44	
	制御建屋		3号機と共用	

【図表 9 3 原子炉建屋及び制御建屋の耐震安全性評価結果¹¹²⁾】

(3) 機器・配管系の解析

ア 機器・配管系については、各機器等の振動性状に応じて1次元又は3次元の解析モデルを構築し¹¹³⁾、この解析モデルに水平2方向及び鉛直方向の方向ごとに基準地震動を入力するなどして解析を行い、算出された評価値が評価基準値を超えないことを確認する、構造強度評価を行う。このような評価手法は、JEAG4601-1987等に沿うものである。

また、上記の構造強度評価に加えて、ポンプ、制御棒等の動的機器については、地震により発生する加速度又は荷重に対して、当該設備が要求される機能を保持すること（動的機能維持）を確認する、動的機能維持評価も行う。例えば、ポンプであれば、所定の送水機能が確保されていることを確認する。

イ 1 審被告は、本件発電所の安全上重要な機器・配管系について、構造強度評価及び動的機能維持評価を行った。

¹¹²⁾ 1 審被告準備書面（18）107頁の図表53は、同書面提出当時の評価結果であったところ、上記の図表93は、平成29年4月26日の工事計画認可の補正申請における評価結果を示したものである。（乙246、10頁）

¹¹³⁾ 例えば、その構造上、左右方向等の一定の方向に揺れやすいことが明らかな機器については、地震動によるその一定の方向の振動を表現できればよいことから、その方向に対応する1次元の解析モデルを構築する。他方、配管のように、建屋内に3次的に敷設され、その形状が対称ではない設備については、揺れやすい方向が必ずしも明らかではないため、これを適切に模擬するために3次元の解析モデルを構築する。

その結果、発生応力値等の評価値は、いずれも評価基準値を下回っており、本件発電所の安全上重要な機器・配管系が、基準地震動に対して機能が損なわれない（耐震安全性を有する）ことを確認した¹¹⁴。

その代表的な評価結果を示したものが図表 9 4（乙246，10頁，図表 1 0，16頁，図表 1 7¹¹⁵）である。

そして、上記（2）イと同じく、このように評価値が評価基準値を下回っていることが、後記第 2 の 1 で述べる①の余裕にあたる。図表 9 4 の最上段の、大飯発電所 3 号機の炉内構造物（ラジアルサポート）を例に説明すると、同設備の評価値は184MPaであるが、評価基準値は372MPaであるから、372MPa（評価基準値）を184MPa（評価値）で除して、同設備の耐震性は、基準地震動による地震力に対して約2.0倍の余裕を有していることになる。

（以上（3）について、乙246，11～16頁）

¹¹⁴ 動的機能維持評価の対象設備のうち、制御棒については、地震時においても原子炉内へ評価基準値以内の時間で挿入されることを確認した。なお、挿入時間に係る評価基準値は、安全設計評価（1 審被告準備書面（3 1）39～42頁，乙65，29頁，乙130）での条件を用いている。

¹¹⁵ 評価対象設備のうち原子炉格納容器について、鋼製のものは「機器」として耐震安全性評価を行うが、本件発電所のようにプレストレストコンクリート製のものは「建物」（原子炉建屋の一部）として評価を行うため、乙246号証においては、16頁の図表 1 7（機器・配管系の耐震安全性評価結果）ではなく、10頁の図表 1 0（建屋の耐震安全性評価結果）に記載されている。

区分	評価対象設備	評価項目	3号機		4号機	
			評価値	評価基準値	評価値	評価基準値
止める	炉内構造物	ラジアルサポートの構造強度（応力：MPa）	184	372	184	372
	制御棒	挿入性（挿入時間：秒）	2.07	2.2	2.07	2.2
冷やす	余熱除去ポンプ	基礎ボルトの構造強度（応力：MPa）	38	210	38	210
	余熱除去配管	配管本体の構造強度（応力：MPa）	153	344	153	344
閉じ込める	原子炉容器	支持構造物埋込金物の構造強度（荷重：kN）	29,335	41,530	29,335	41,530
	1次冷却材管	配管本体の構造強度（応力：MPa）	77	86	77	86
	蒸気発生器	伝熱管の構造強度（応力：MPa）	469	481	469	481
	原子炉格納容器	耐震壁（せん断ひずみ）（ $\times 10^{-3}$ ）	1.25	2.0	1.25	2.0

【図表 9 4 代表的な機器・配管系の耐震安全性評価結果¹¹⁶⁾】

（４）小括

以上のとおり，１審被告は，本件発電所の耐震重要施設について，基準地震動に対する耐震安全性評価を行い，基準地震動による地震力が各設備に作用した際の評価値が評価基準値を下回ることを確認した。

なお，上記１（３）で述べた弾性設計用地震動及び静的地震力についても，JEAG4601-1987等に定める手法を用いて耐震安全性評価を行い，対象となる全ての建物・構築物及び機器・配管系について，評価値が弾性設計用の評価基

¹¹⁶⁾ １審被告準備書面（１８）109頁の図表５５は，同書面提出当時の評価結果であったところ，上記の図表 9 4 は，平成29年4月26日の工事計画認可の補正申請における評価結果である。なお，１審被告準備書面（１８）の図表５５と比べると，評価基準値，評価項目又は評価基準値が変わったものがあるが，これは，上記の詳細な評価における，評価対象設備ごとの全評価結果のうち，最も厳しい結果となったもの（評価基準値を評価値で除した値（裕度）が最も小さいもの）を代表例として記載しているためである。（乙246，16頁）

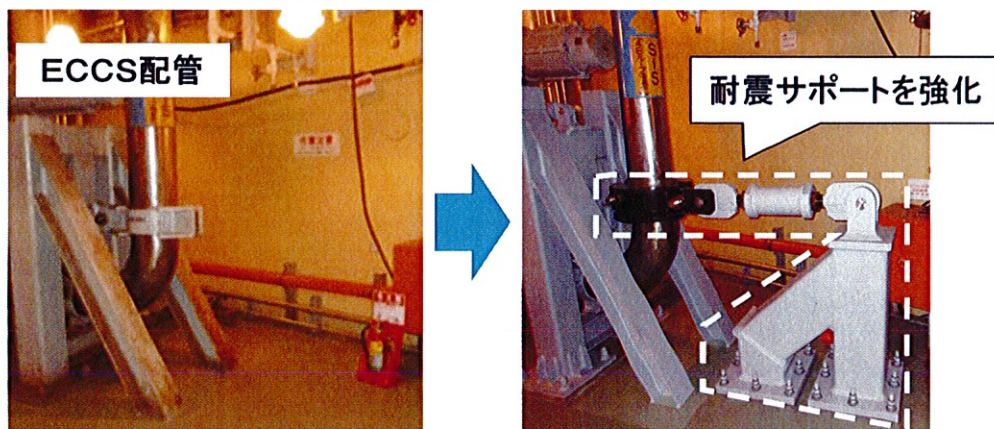
準値を下回ることを確認した。

5 耐震安全性評価結果を踏まえた耐震補強工事

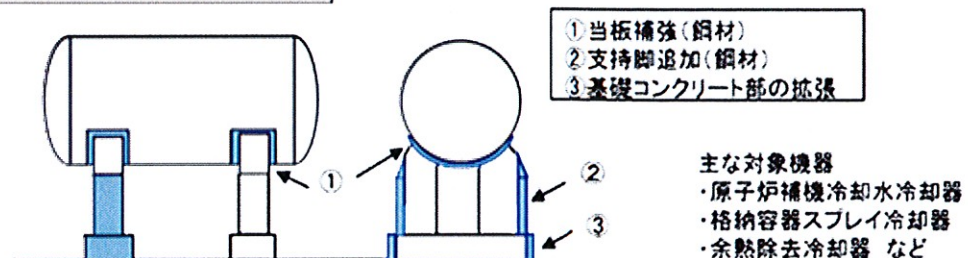
1 審被告は、基準地震動を見直した際には、必要に応じて耐震補強工事を行っており、工事後の設備状態を前提として上記4の耐震安全性評価を行うことで、耐震重要施設の安全性を確認している。

今般、新規制基準施行に伴い、1 審被告は、本件発電所の新たな基準地震動（最大加速度856ガル）を策定したが、その策定に伴って耐震補強が必要となるもの等について、平成25年から、本件発電所の配管サポート類、原子炉補機冷却水冷却器等、合計約1200箇所にあぶ補強工事を実施しており、平成28年12月に全ての工事が完了している（図表95）。

配管サポートの耐震性補強(例)



冷却器支持脚の耐震性補強(例)



(乙246, 17頁, 図表18)

【図表95 耐震補強工事の例】

なお、1 審被告は、耐震バックチェックの実施に際して本件発電所の基準地震動 S_s （最大加速度700ガル）を策定したときにも、平成20年から24年にかけて、本件発電所の配管サポート類など約250箇所について補強工事を実施している。

（以上について、1 審被告準備書面（2 1）4～5頁，同（2 3）5～6頁，同（3 3）121～122頁，乙246，17頁）

6 原子力規制委員会による審査

原子力規制委員会は、本件発電所の耐震設計方針に関して、耐震重要度分類の方針（乙235，22頁）や地震応答解析による地震力の算定方針（同23～25頁）等が設置許可基準規則解釈別記2等に適合していることを確認したとしている。

なお、現在は、本件発電所の詳細な耐震設計に関して、工事計画認可申請（乙42）に対する審査において確認を受けているところである。

第2 本件発電所の耐震安全上の余裕

本章の冒頭箇所で述べたとおり，本件発電所の耐震安全性評価に含まれる余裕（下記1）により，仮に，基準地震動を超える地震動に襲われることがあったとしても，ただちに本件発電所の安全性が損なわれることはない。そして，このような余裕の存在は，実験によって実証されるなどしている（下記2）。

1 基準地震動による地震力に対して有する余裕

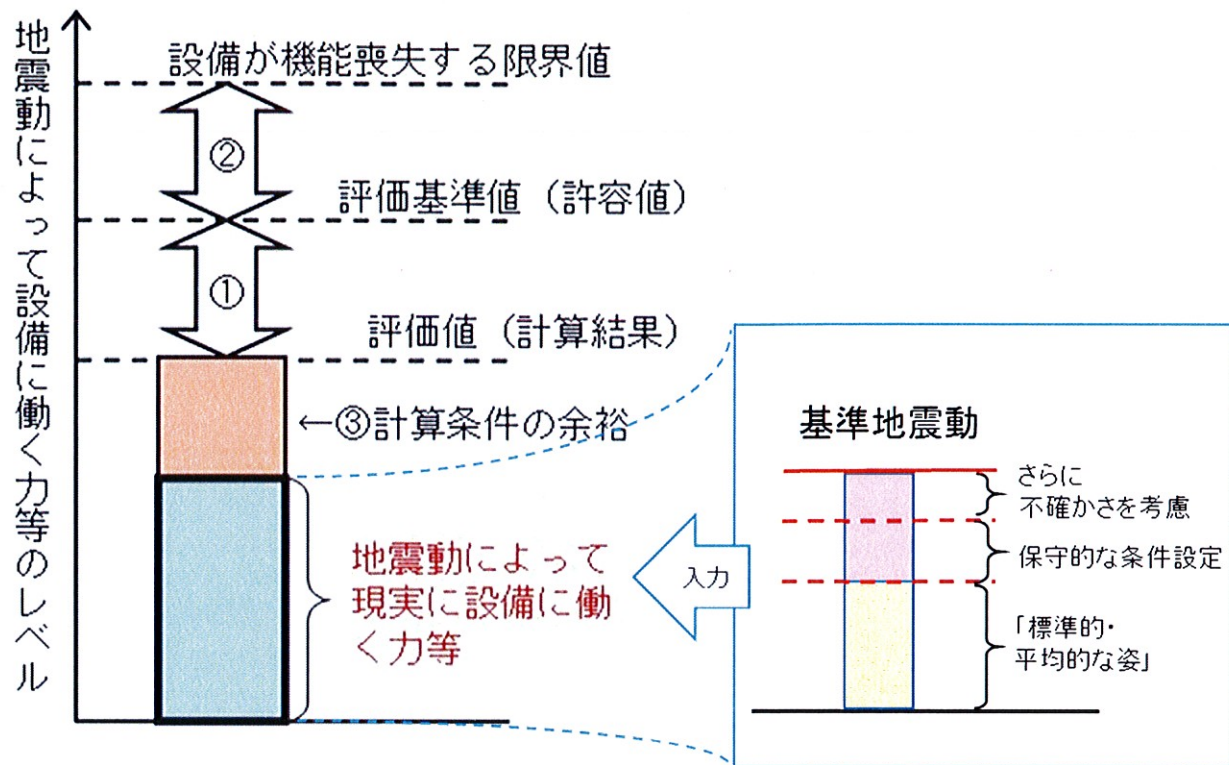
1 審被告は，本件発電所の各耐震重要施設について，耐震安全性評価を行い，これによって得られた評価値が評価基準値を下回ることを確認したものであるところ，この耐震安全性評価においては，耐震安全上の余裕として3つの余裕が存在する。

すなわち，評価値の評価基準値に対する余裕（①の余裕）に加えて，評価基準値自体が，実際に機器等が機能喪失する限界値に対して余裕を持った値に設定されており（②の余裕），また，評価値を計算する過程においても，計算結果が保守的なものとなるよう，計算条件の設定等で余裕を持たせている（③の余裕）（図表96）。

したがって，万一，本件発電所において基準地震動を超える地震動が生じることがあったとしても，耐震重要施設がただちに安全機能を失うものではない。

（1 審被告準備書面（33）122～123頁，同（18）109～110頁，乙50，68～70頁，乙180，本文第1，乙246，18頁）

以下，上記②及び③の余裕について述べる。



【図表 9 6 耐震安全上の様々な余裕のイメージ】

(1) 評価基準値自体の持つ余裕（上記②の余裕）

本件発電所の耐震安全性評価では、評価基準値自体が、実際に機器等が機能喪失する限界値に対して余裕を持った値に設定されている。以下、説明する。（1 審被告準備書面（3 3）123～124頁，同（1 8）111頁，乙180，本文第2の1，添付資料2頁，乙246，18～20頁）

ア 1 審被告は、本件発電所の耐震安全性評価に用いている評価基準値を、日本電気協会が策定した民間規格である JEAG4601-1987（乙246添付資料1）及び JEAG4601-1984（同添付資料2）に基づいて設定している。

イ まず、建物・構築物の評価基準値は、JEAG4601-1987に定められているところ、同指針には、A s クラス（新規制基準における耐震重要度分類 S クラスに相当）の施設に係る耐震設計の基本方針として、「基準地震動 S₂

（引用者注：新規制基準における基準地震動に相当）に基づいた動的解析（同：地震応答解析のこと）から求められる地震力に対して、その安全機能が保持できるように設計する」と定められている（乙246添付資料1，265頁）。そして、評価基準値については、地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対し、「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、終局耐力¹¹⁷に対して安全余裕をもたせることとする」とされている（同275頁）。

こうした方針や考え方を受けて、JEAG4601-1987では、例えば、鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみの評価基準値について、既往の実験結果のばらつきも考慮して評価した鉄筋コンクリート造耐震壁の終局せん断ひずみ「 4.0×10^{-3} 」に余裕を持たせて「 2.0×10^{-3} 」と設定されている（図表97，同392頁）¹¹⁸。

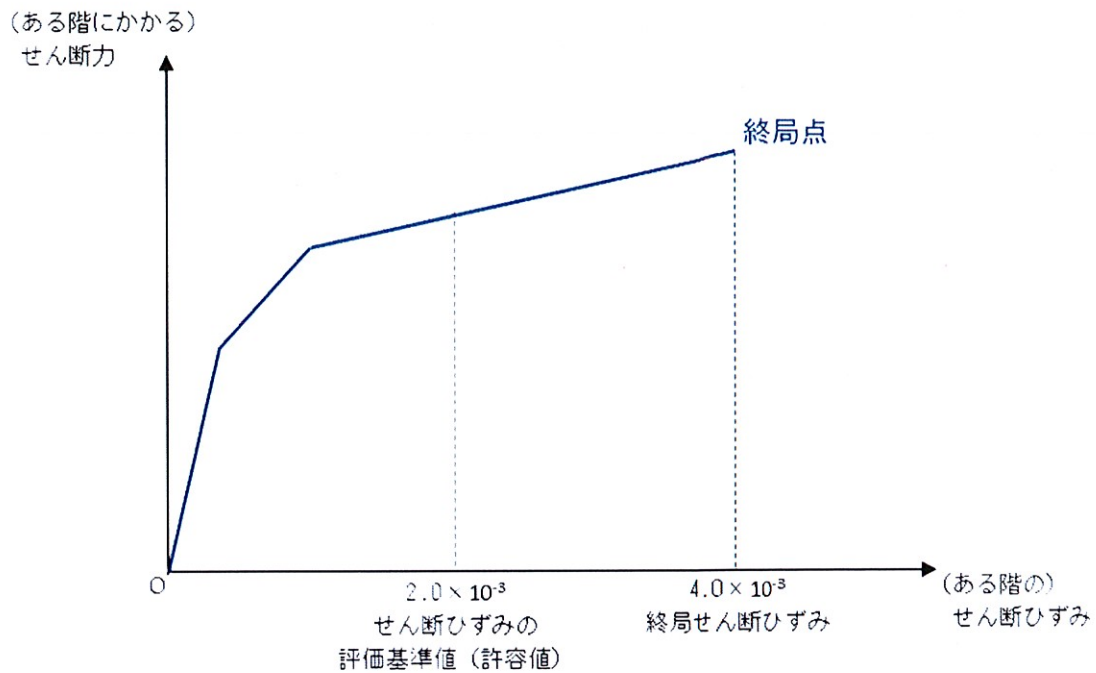
すなわち、この評価基準値は、終局せん断ひずみに対して余裕を持たせた値であり、仮に基準地震動による地震力が作用した際の評価値がこの評価基準値に等しくても、実際に耐震壁がせん断力により破壊に至る限界値までにはなお余裕が存在することとなる。

（以上イについて、乙246，18～19頁）

¹¹⁷ 終局耐力とは、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力をいう（乙246添付資料1，275頁）。

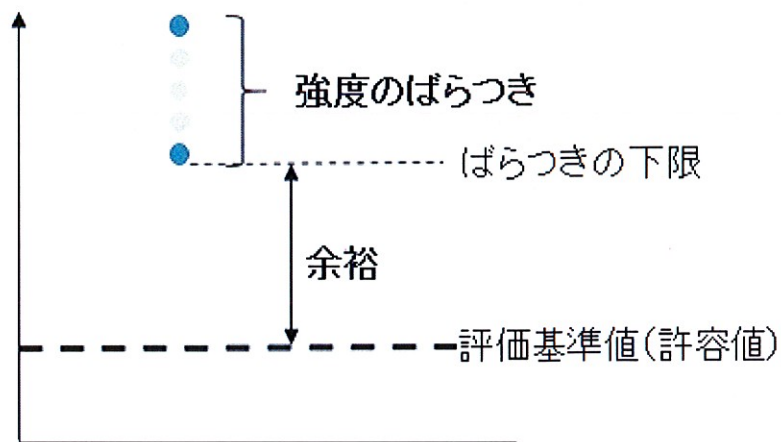
¹¹⁸ 建物の部材（鉄筋コンクリート造耐震壁）に水平方向の力（地震力）が加わると、部材にはせん断力がかかって、せん断変形し、せん断ひずみが増していく（上記第1の4（2）イ）。

図表97は、耐震壁にかかるせん断力を次第に増やしていったときのせん断ひずみの増加を概念的に示したものである。せん断ひずみが大きくなるに従って鉄筋コンクリートの力学的な性質は変わるので、（一本の直線ではなく）同図のように折れ線で表現される。せん断ひずみが終局点を越えて進行するとコンクリートに大きなひび割れが生じて耐震壁の性能が大幅に低下することから、せん断ひずみが終局点を越えないようにする必要がある。この終局点におけるひずみを終局せん断ひずみといい、その値はJEAG4601-1987に示されている（乙246添付資料1，392頁）。



【図表 9 7 せん断ひずみの評価基準値（許容値）と終局せん断ひずみ】

ウ また、機器・配管系の評価基準値は、JEAG4601-1987に原則的事項が記載され、その詳細はJEAG4601-1984に定められているが、機器・配管系に使われる材料の材質のばらつきについては、その材料の破壊実験結果をもとに、実験値のばらつきや実験値の下限值を考慮して、これに余裕を見込んだ保守的な値が評価基準値として設定されている（図表 9 8）。



【図表 9 8 評価基準値（許容値）の設定における考慮】

なお，1 審被告は，本件発電所の機器等に用いられる材料について，材料メーカーが発行する材料証明書により，適切に製造された材料であることや，その材料の品質が規格等により定められた範囲内であることを確認することによって，図表 9 8 の「ばらつきの下限」を上回るものであることを確認している。

（以上ウについて，乙180，本文第2の1，添付資料2頁，乙246，19～20頁，）

（2）評価値の計算条件における余裕（上記③の余裕）

本件発電所の耐震安全性評価では，評価値を計算する過程，すなわち，地震応答解析及び応力解析を行う際にも，評価値の計算結果が保守的なものとなるよう，計算条件の設定等で様々な考慮を行っている。その結果，評価値にも余裕が存在している。

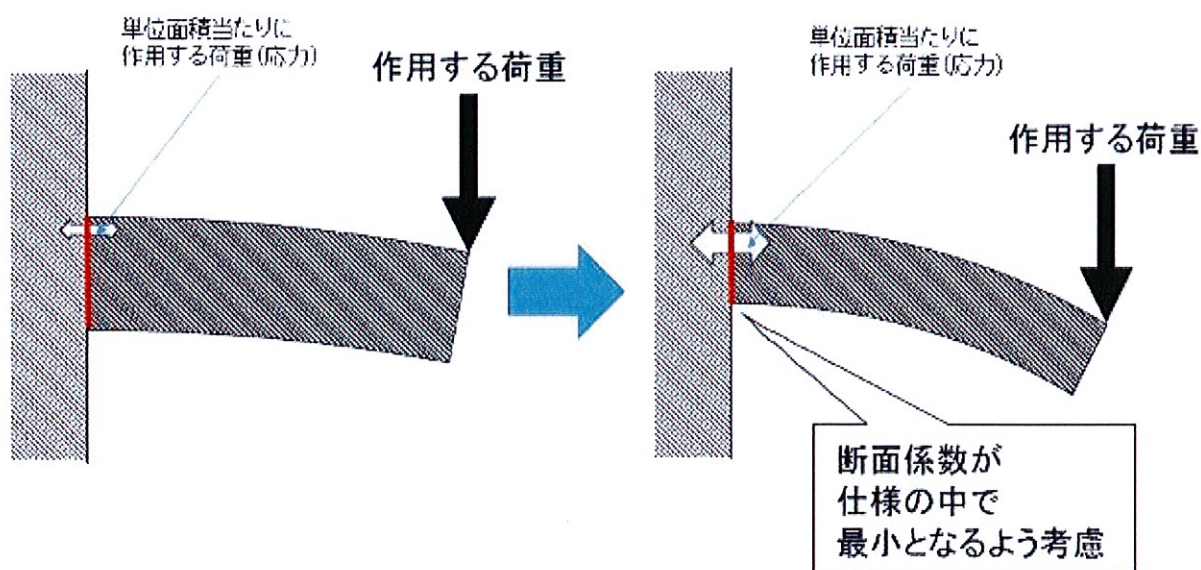
このような考慮の具体例を，解析モデルを構築する段階（下記ア）と，地震応答解析及び応力解析を行う段階（下記イ）とに分けて説明する。

（1 審被告準備書面（3 3）124～125頁，同（1 8）111～112頁，乙180，

本文第2の2，添付資料3～4頁，乙246，11頁，14～15頁，20～23頁）

ア 解析モデルを構築する段階での考慮

（ア） 1 審被告は，原子炉容器等の重要な機器等をモデル化する際に，公称値（材料の製品としての名目上の値）¹¹⁹を用いず，製造上定められた仕様の中で最小となるような寸法を設定することで，応力解析で求める応力（単位面積当たりに作用する荷重）が大きくなるようにしている。すなわち，応力解析では，機器等に作用する荷重を断面係数（荷重を受ける断面の形状と面積により定まる値）で除して応力を求めるため，断面係数の値を小さく見積もることで応力は大きくなり，機器等にとって厳しい条件になる（図表 9 9。乙180，本文第2の2(1)，添付資料3頁，乙246，14～15頁，23頁）。



【図表 9 9 評価値の計算過程における機器等のモデル化に際しての考慮】

（イ） また，タンク等の機器の解析モデルを構築する際に，その重量について

¹¹⁹ 例えば，厚さ10mmの鋼板の場合，10mmが公称値であり，実際の製品にはその公差の範囲内での誤差が許容される。

て、最大重量（満水時重量）を用いることで重心を高くし、機器に作用する応力を大きく見積もることも行っている（乙246，15頁，23頁）。

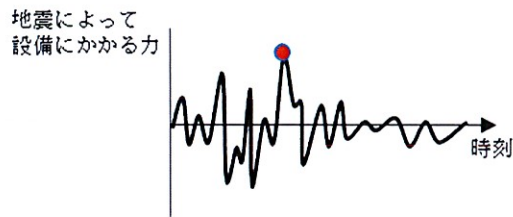
イ 地震応答解析及び応力解析を行う段階での考慮

（ア） 1 審被告は、応力解析において、実際の地震動による地震力と異なり、地震の揺れによって瞬間的に作用する最大の力（により設備に発生する応力）が、機器・配管系にとって厳しい方向に一定してかかり続けるとあえて仮定して評価を行っている。

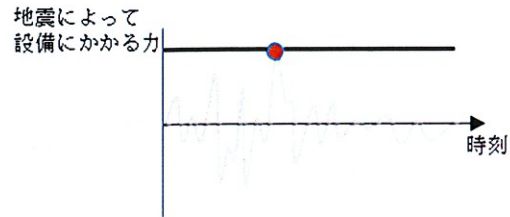
すなわち、実際の地震の揺れによる力は、特定の方向にかかり続けるものではなく、また、瞬間的に大きな力がかかることがあっても、それで機器・配管系が破損に至るほどの大きな変形がただちに生じるわけではない。実際は、機器・配管系が破損するような大きな変形を起こす前に、別の方向に力がかかるようになるが、あえて、その地震の揺れによる最大の力が、機器・配管系にとって厳しい方向に一定してかかり続けると仮定して評価を行っているものであり、このような仮定は、評価値の計算において、保守的な取扱いとして余裕を生じさせることになる。

（図表100）

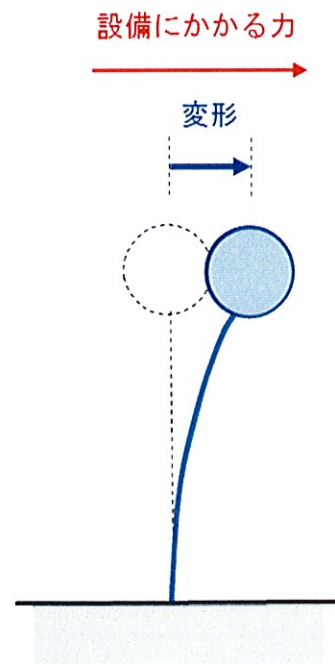
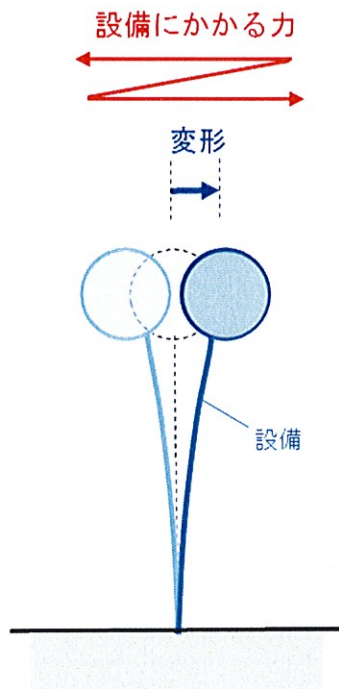
（以上（ア）について、乙50，69頁，乙180，本文第2の2(3)，乙246，20～21頁）



実際の現象：
最大の力がかかるのは一瞬
⇒大きく変形する前に力は弱まる



耐震安全性評価での想定：
最大の力がかかり続けると仮定
⇒大きく変形すると想定



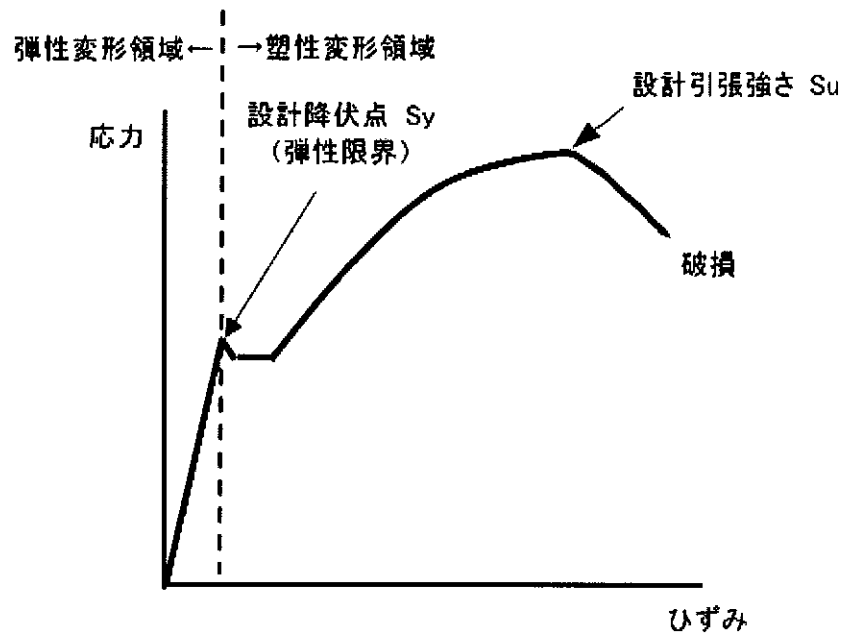
【図表 1 0 0 機器・配管系の評価における力の想定】

(イ) また、1 審被告は、機器・配管系の解析に際し、材料が塑性変形することによりエネルギーが吸収され、設備の揺れが抑制される効果（エネルギー吸収効果）を考慮していない。

機器・配管系に外部から力（荷重）を加えると、これらを構成する材料は変形（弾性変形¹²⁰）し、降伏点（弾性限界）を越えると、その変形は、

¹²⁰ 物体に加わって変形を生じさせる外力が取り除かれると元に戻る変形のことを弾性変形という（1 審被告準備書面（1 8）111頁，脚注156）。

弾性変形から塑性変形¹²¹⁾に変わる（なお、機器・配管系は、塑性変形を始めてもただちに安全機能を失うわけではなく、さらに一定の荷重を加えて塑性変形が進むことではじめて機能を失うに至る）（図表 1 0 1）¹²²⁾。



【図表 1 0 1 機器・配管系に関する応力ひずみ線図の一例】

そして、材料が塑性変形した場合、より大きなエネルギー吸収が期待でき、機器・配管系の揺れを抑制する効果が生じる。これをエネルギー吸収効果という。つまり、エネルギー吸収効果とは、地震動により機器・配管系が塑性変形した場合に、その結果として、地震動の振動エネルギーの一部が熱エネルギー等として消費される結果、振動エネルギー

¹²¹⁾ 物体に加わっている外力が取り除かれた後も元に戻らずに残る変形のことを塑性変形という（1 審被告準備書面（1 8）111頁，脚注156）。

¹²²⁾ 原子力発電所の機器・配管系の設計における材料の応力とひずみとの関係を図示した一例が図表 1 0 1 である。機器・配管系に外部から荷重を加えていくと、降伏点（弾性限界。「設計降伏点 Sy」）を超えて塑性変形領域に入り、そこからさらに荷重を加えていくと応力が最大値に達し、最終的には破損する。この応力の最大値を、引張強さ（「設計引張強さ Su」）という。

原子力発電所の機器・配管系の設計に用いる降伏点及び引張強さは、それぞれ設計降伏点 Sy 及び設計引張強さ Su として規格（一般社団法人日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」及び「発電用原子力設備規格 材料規格」）に定められており、これらの値は、材料の破壊実験結果から導出されている。

の総量が減少し（吸収され）¹²³，機器・配管系の揺れが抑制される効果が生じるというものである。この効果は，建設省の「D s 及びF e s を算出する方法を定める件」（昭和55年建設省告示第1792号）において採用され，建築物では活用可能な知見として考慮されている。

エネルギー吸収効果の程度は，塑性エネルギー吸収係数¹²⁴として表されるところ，例えば，配管等を支える支持構造物で用いられる一般鋼材については，塑性エネルギー吸収係数は約2と評価される¹²⁵。これは，塑性エネルギー吸収係数を考慮した場合には，考慮しない場合に比べて，応力は約2分の1と評価できることを示している。

この点，「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）」（乙179）においても，この効果が見込めることが紹介されている（乙179，393頁）ところ，1審被告は，本件発電所の機器・配管系の解析に際して，この効果を織り込んでいない。このような保守的な取扱いは，計算される評価値に余裕を生じさせることになる。

（以上（イ）について，乙180，本文第2の2(3)，乙246，21～23頁）

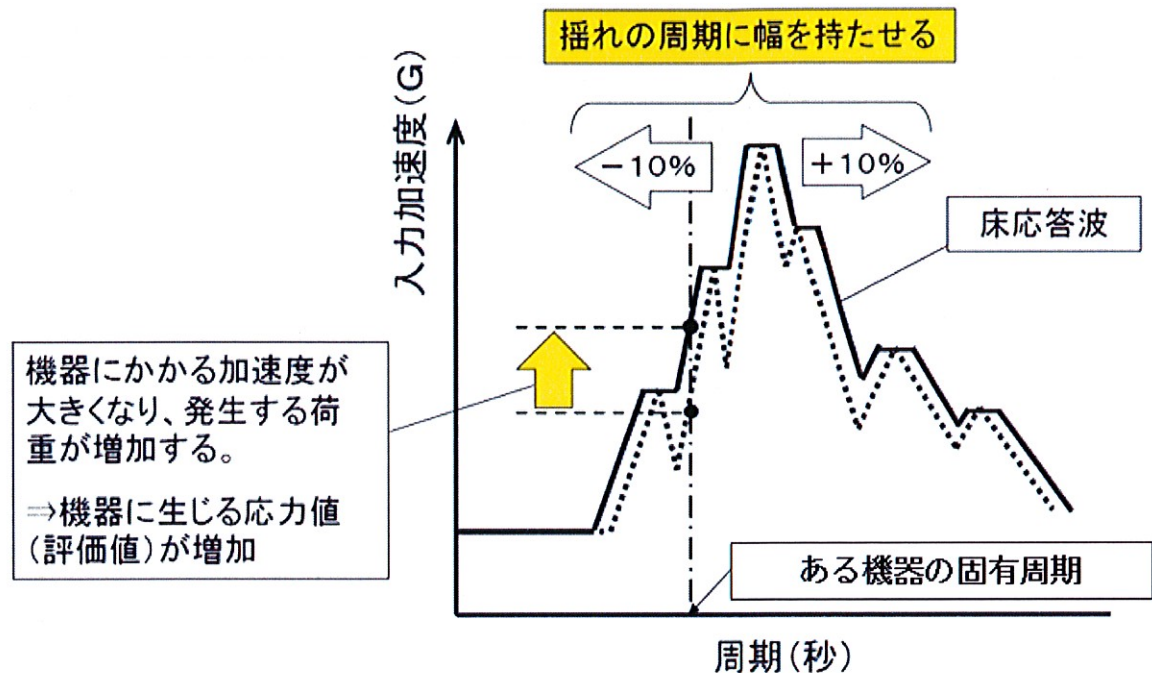
（ウ）さらに，1審被告は，各階床に設置されている機器・配管系に生じる揺れ（床応答波）のスペクトル（床応答スペクトル）について，材質のばらつきを考慮し，全体的に拡張して大きくすることで，機器等にかかる荷重を保守的に見積もるようにしている（図表102。乙180，本文第

¹²³ 例えば，針金を繰り返し手で曲げたり伸ばしたりしていると，次第に屈曲部が熱を帯びてくる。これは，針金に加わる力のエネルギーの一部が熱エネルギーに変わる（針金を変形させる力としては働かない）形で吸収されるからである。

¹²⁴ 建設省告示においては，建築物の塑性変形能力等に応じ，塑性エネルギー吸収係数の逆数に相当する構造特性係数（Ds）が定められている。

¹²⁵ 塑性エネルギー吸収係数の評価方法は複数存在するが，ここではNewmarkが提案したエネルギー等価式により算出している。また，地震のように揺れが行ったり来たりすることで生じる塑性変形による破損形態は疲労破損であるとの知見があるが，そのような疲労破損は生じない程度の変形量での評価である。

2の2(2)，添付資料4頁，乙246，11頁，23頁)。



【図表102 評価値の計算過程における床応答スペクトルの拡幅による考慮】

(3) 小括

以上のとおり，本件発電所においては，評価値の評価基準値に対する余裕に加えて，評価基準値自体が，実際に機器等が機能喪失する限界値に対して余裕を持った値に設定されており，評価値を計算する過程においても，計算結果が保守的なものとなるよう，計算条件の設定等で余裕を持たせていることから，万一，本件発電所において基準地震動を超える地震動が生じることがあったとしても，耐震重要施設がただちに安全機能を失うものではない。

このような余裕は，本件発電所に限らず，原子力施設の耐震設計体系において一般的に認められており，原子力安全・保安院が平成24年2月に作成した「関西電力（株）大飯発電所3号機及び4号機の安全性に関する総合的評価（一次評価）に関する審査書」（乙10）においても，「設備等の応答評価（引用者注：地震応答解析及び応力解析）の段階では，入力する地震動に対

して応答を大きく算出するような評価方法，評価条件が採用されていることに，また，許容限界（同：評価基準値）の設定の段階では，実際に機能喪失する限界に対して相当の裕度をもった限界が設定されていることに，保守性が存在する」（乙10，27頁）と明示されている。

2 耐震安全上の余裕の実証例等

上記1で述べた，原子力発電所における耐震安全上の余裕が現実存在することについては，財団法人原子力発電技術機構（当時。以下，「原子力発電技術機構」という）の多度津工学試験センターにおける原子力発電施設耐震信頼性実証試験の結果（下記（1）），及び新潟県中越沖地震により当時の基準地震動を超える地震動を受けた柏崎刈羽原子力発電所において，「安全上重要な設備」の健全性に特段の問題が生じていない事実（下記（2））等からも明らかになっている（1 審被告準備書面（33）125～127頁，同（18）113～117頁）。

（1）多度津工学試験センターでの原子力発電施設耐震信頼性実証試験

原子力発電技術機構の多度津工学試験センターにおいて1982年度から2004年度まで実施された実証試験（「原子力発電施設耐震信頼性実証試験」）により，「安全上重要な設備」の耐震安全性評価における余裕の存在が実証されている（乙3，20頁，乙58，乙59，2頁，乙246，25～27頁）。

ア 実証試験の概要

（ア）この実証試験では，耐震設計上の余裕の確認，巨大地震の際に所要の機能が発揮できることの実証，耐震設計手法の妥当性の確認のため，大型高性能振動台¹²⁶（以下，「振動台」という）に原子力発電所の実機に

¹²⁶ この振動台は，最大積載質量1,000トン，振動台（テーブル）寸法縦15m×横15mであり，水平加振機7基と垂直加振機12基によって水平・鉛直の2方向を同時に加振できる（乙58，9～10頁）。

近い縮尺模型試験体を設置して、強度実証試験¹²⁷、設計手法確認試験¹²⁸、限界加振試験¹²⁹等が行われた（乙58，1～4頁）。

（イ）大型の機器等を対象としたこのような実証試験では、一般に、実物大の試験体を用いることが試験施設の制約等から困難な場合には実物の挙動を模擬できるよう工夫された縮尺模型等を用いた実験が行われている。

この実証試験においても、学識者及び電力業界や重電機工業会、建設業界等の専門技術者等により、試験体の設計・製作・取付けや、試験方法、試験結果の評価方法等について、詳細な検討が行われている。試験体についても、実物大の試験が可能な場合は実物大の試験体を用いるが、振動台の制約から実物大の試験ができない場合には、実物大の試験と同様の試験結果が得られるよう、縮尺モデルの寸法や適用する地震力等の試験条件を適切に設定することで、実機を極力模擬した試験が実施されている。

（以上（イ）について、乙246，26頁）

イ 実証試験の方法

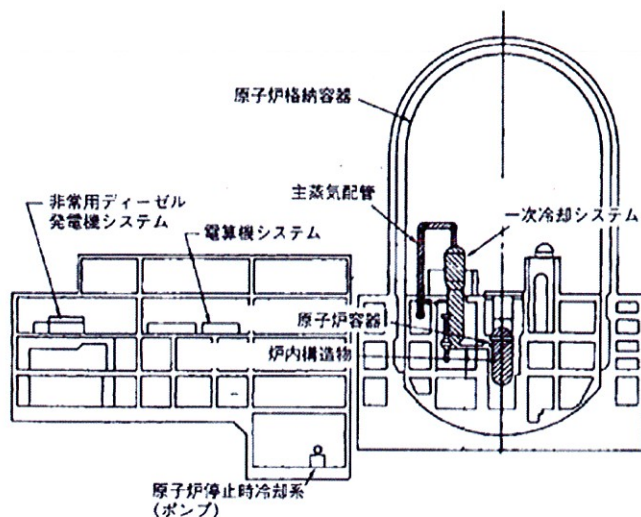
試験対象設備には、110万kW級の加圧水型原子炉（PWR）及び沸騰水型原子炉（BWR）¹³⁰における原子炉格納容器、一次冷却設備（蒸気発生器等）、原子炉容器、炉内構造物（燃料集合体等）、非常用ディーゼル発電機等が選定された（図表103を参照。乙58，5～6頁）。

¹²⁷ 実証試験用試験体を対象として、基準地震動 S_1 、 S_2 に対する強度、機能の健全性を確認する試験。

¹²⁸ 耐震設計手法や地震応答解析手法の妥当性を確認するための試験。

¹²⁹ 実証試験用試験体を対象として、基準地震動 S_1 、 S_2 を超える地震力で加振し、耐震裕度を確認する試験。

¹³⁰ PWR及びBWRについては、1審被告準備書面（17）23～24頁を参照。



PWR原子炉格納容器 鋼製
〔縮尺:1/3.7, 重量:350㌧(実機:約3,800㌧)〕

【図表103 PWRの試験対象設備の位置及び試験体の例】

また、試験用の揺れ（入力波）については、試験体に最も大きい応答を与え、より厳しい試験が期待できる地震波が選定された。例えば、加圧水型原子炉（PWR）の原子炉格納容器については、当時運転中の全原子力発電所の基準地震動 S_1 及び基準地震動 S_2 ¹³¹を踏まえて設定された地震動による原子炉格納容器基礎における応答波とされた（乙58, 25頁, 27頁）。

以上をもとに、強度実証試験において、基準地震動 S_1 及び基準地震動 S_2 をもとにした揺れにより加振して、各機器の強度、機能の健全性を確認した上で、限界加振試験では、強度実証試験で用いた揺れから加速度を上げて加振し、基準地震動 S_2 を超える地震動に対する各機器の余裕について確認した。

ウ 実証試験の結果

加圧水型（PWR）原子力発電所の設備に関する強度実証試験及び限界

¹³¹ 基準地震動 S_1 及び基準地震動 S_2 については、1審被告準備書面（18）25頁を参照。

加振試験の主なものの結果は図表 1 0 4（乙246，26頁，図表 2 4）のとおりである。

試験の結果，いずれの機器も地震時に強度及び機能が維持されていること，基準地震動 S_2 を超える地震動に対しても十分な余裕を持っていること，原子力発電所の設計手法の妥当性が確認できたとされている（乙58，157頁）。

対象設備	強度実証試験（注2）	限界加振試験（注2）
原子炉格納容器（鋼製） ＜1/3.7，350t，約3,800t＞（注1）	591ガル	887ガル [1.5倍]（注3）
炉内構造物 ＜1/1，555t，約500t＞	729ガル	1,094ガル [1.5倍]
1次冷却システム ＜1/2.5，525t，約1,000t＞	1,433ガル	2,866ガル [2.0倍]
原子炉容器 ＜1/1.5，700t，約850t＞	714ガル	961ガル [1.3倍]
非常用ディーゼル発電機システム ※クランク軸等の部分試験を実施	1,360ガル	1,770ガル [1.3倍]
電算機システム ＜1/1，81t，約300t＞	526ガル	2,262ガル [4.3倍]
原子炉停止時冷却系 ＜1/1，294t，約300t＞	1,800ガル	2,700ガル [1.5倍]
主蒸気系 ＜1/2.5，190t，約200t＞	1,940ガル	4,850ガル [2.5倍]
プレストレストコンクリート製原子炉格納容器 ＜1/10，757t，約27,000t＞	557ガル	3,398ガル（機能喪失） [6.1倍]

（注1）＜ ＞内は，縮尺，試験体重量（支持構造物の重量含む），実機重量を示す。

（注2）記載値は，縮尺比や付加質量等に基づく相似則により試算した，実機相当の最大加速度を示す。

強度実証試験：試験用の揺れ（入力波）の最大加速度

限界加振試験：振動台加振性能限界時又は試験体機能喪失時における最大加速度

（注3）[]内は，強度実証試験の揺れ（入力波）の最大加速度に対する比率を示す。

【図表 1 0 4 PWR 試験対象設備に関する試験結果】

なお，図表 1 0 4 の「限界加振試験」の欄において「機能喪失」と記載していないものについては，試験体が機能喪失した際の最大加速度ではなく，振動台が加振性能限界に達した際の最大加速度であり，当該試験体がそれ以上の耐震安全上の余裕を有していることを示している。これは，できるだけ実機に近い大規模な試験体での試験が指向されたため，振動台の加振性能限界から，強度実証試験の揺れ（入力波）の最大4倍程度までの加

振が限度となったが、この程度の揺れでは試験体が機能喪失しなかったのである。

この試験において、プレストレストコンクリート製原子炉格納容器（実機重量：約27000トン）は、実機を1/10に縮尺した試験体（重量：757トン）の限界加振試験で試験体が機能喪失するまで加振したところ、3398ガルで機能喪失した。これは、強度実証試験における入力波の最大加速度557ガルの約6倍である。

エ 小括

以上のとおり、実証試験は、試験体、試験方法、試験結果の評価方法等について有識者による詳細な検討を経た上で実施・評価されたものである。そして、その結果は、原子力発電所の安全上重要な設備が、十分な耐震安全上の余裕を有していることを示しており、評価基準値（許容値）と算定された評価値の差による余裕だけでなく、評価基準値の設定や評価値の算定といった規格、基準自体に定められている方法の中にあらかじめ見込まれている余裕の中に、耐震安全上の余裕として期待できるものがあることが実証されたのである。

この点、原子力安全基盤機構の報告書（乙58）においても、「大型高性能振動台を用いて・・・実施した原子力発電施設耐震信頼性実証試験は、実機に近い縮尺模型試験体を用いて設備の耐震安全性及び耐震裕度を確認した試験として有意義である」（乙58、まえがき）とされている（乙246、27頁）。

（２）新潟県中越沖地震における柏崎刈羽原子力発電所の原子炉機器の健全性

ア 有限責任中間法人日本原子力技術協会（現一般社団法人原子力安全推進協会。以下、「日本原子力技術協会」という）による原子炉機器の健全性評

価

(ア) 平成19年7月，新潟県中越沖で地震が発生し，北陸地方を中心に，東北地方から近畿・中国地方にかけての広い範囲で地震動が観測された。震源距離約23kmに位置する柏崎刈羽原子力発電所（同地震の際，運転開始後約10～22年を経ていた）は，この地震発生により，当時の基準地震動を超える大きな地震動を受けた¹³²にもかかわらず，安全上の重要機器に外観上の大きな損傷は認められなかった。

しかし，設計基準を超える地震荷重を受けた重要機器の健全性を確認し，対策を着実に実施するとともに，災害から得られた教訓を関係者が広く共有するため，平成19年9月，構造強度・検査・耐震等を専門的分野とする学識経験者及び電力・メーカー等の関係者によって，日本原子力技術協会に「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」が発足し，地震荷重を受けた機器の健全性評価について，解析的評価と点検結果との両面から検討が行われた。

この検討のうち，平成20年度の検討成果を中間的な報告として取りまとめたのが「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価 平成20年度中間報告」（乙246添付資料6）である。

(イ) この報告書では，東京電力が実施した地震応答解析に関して，解析の有する保守性の評価結果とともに，「新潟県中越沖地震により，柏崎刈羽原子力発電所は設計用地震動を超える地震動を受けたにも関わらず，重要設備に有意な損傷は認められなかった。この結果は，原子力発電設備の耐震設計の有する裕度が大きいことを示すものである」と述べられている（乙246添付資料6，7-1頁）。

（以上アについて，乙246，27頁）

¹³² 例えば，柏崎刈羽原子力発電所1号機では，設計時の基準地震動 S_2 による原子炉建屋基礎版上の最大応答加速度が273ガル（東西方向）であったのに対し，実際に観測された最大応答加速度は680ガル（東西方向）であった。

イ 国際原子力機関（ＩＡＥＡ）の調査報告書

柏崎刈羽原子力発電所については、国際原子力機関（ＩＡＥＡ）の調査報告書においても、同発電所の安全上重要な施設に被害が見られなかったことに関し、「安全に関連する構造、システム及び機器は大地震であったにも関わらず、予想より非常に良い状態であり、目に見える損害はなかった。この理由として、設計プロセスの様々な段階で設計余裕が加えられていることに起因していると考えられる」との見解が示されている。（乙60, 13頁, 乙246, 27頁）

（３）ストレステスト

ア 本件発電所に生じる地震動の大きさを、仮想的に基準地震動をも超過させて評価していった場合に、どの程度の大きさの地震動までなら本件発電所の燃料の重大な損傷が生じないか、という観点から、基準地震動に対するプラントの総合的な余裕を、一定の前提の下で定量的に評価するために実施されたのが、ストレステスト¹³³である。

ストレステストの結果、本件発電所の地震に係るクリフエッジ（それを超えると燃料の重大な損傷に至る可能性が生じる地震動のレベル）は基準地震動 S_s （最大加速度700ガル）の1.80倍と評価された（大飯発電所4号機につき、甲14, 乙33）。

イ ただし、このストレステストは、あくまでも一定の前提の下で、プラントの耐震安全上の余裕を評価したものにとどまる。例えば、各機器の耐震裕度を評価するに際しては、原則として評価基準値（許容値）を評価値で除した値（前述の①の余裕に相当する）がそのまま利用されているに過ぎ

¹³³ 正式には、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価」である。

ず、前述の「評価基準値（許容値）の持つ余裕（②の余裕）」や「計算条件の余裕（③の余裕）」は含まれていない。つまり、本件発電所が有する耐震安全上の余裕の一部について（一定の前提の下で）定量的な評価を試みたものに過ぎないのであり、全ての余裕が定量的に評価されたものではない。

よって、そのような前提の下で評価されたクリフエッジを超える地震動に襲われた場合でも、本件発電所がただちに燃料の重大な損傷に至ることはない。

ウ もっとも、ストレステストは、福島第一原子力発電所事故を受けて平成23年から24年にかけて行われたものであり、上記の結果は、当時の基準地震動を基礎とした、当時の施設状態における値である。その後、1審被告は、新規制基準を踏まえて基準地震動を見直し、耐震補強工事も実施していることから、当時のクリフエッジの値は、現在の本件発電所の耐震安全上の余裕の程度を示すものではない。

（以上（3）について、乙246，28頁）

（4）まとめ

以上のとおり、原子力発電所において耐震安全上の余裕が現実に存在することは、実証試験の結果や、実際に大きな地震動を受けた発電所の事例等において明らかにされている。

第4章 結語

以上のとおり，1 審被告は，最新の科学的・専門技術的知見を基に様々な保守性を考慮して十分な大きさの基準地震動を策定し，耐震安全性評価を行っており，本件発電所の地震に対する安全性は確保されている。

以 上

別紙1：地震及び地震動に関する基本的事項について

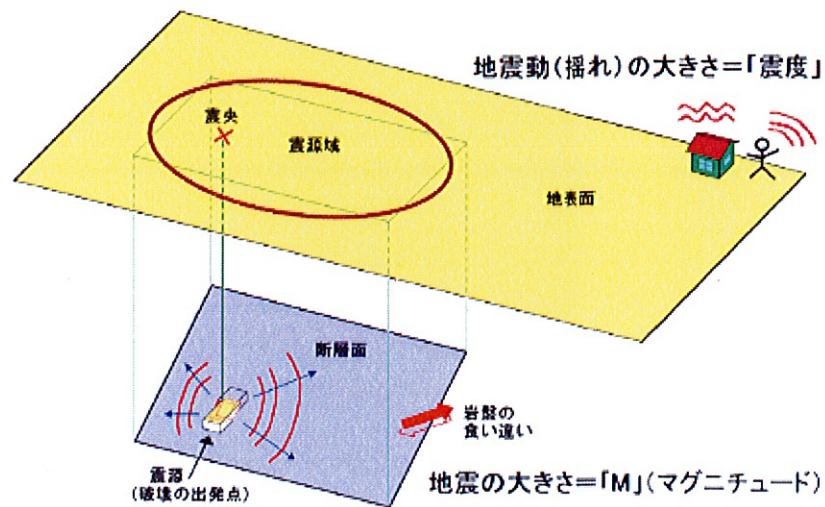
1 「地震」と「地震動」

「地震」とは、地下の岩盤が周囲から力を受けることによってある面を境としてずれる現象のことである。この「地震」の発生によって放出されたエネルギーは、地震波として震源から地殻内のあらゆる方向に伝わっていき、ある特定の地点に到達するとその地盤を揺らすことになるが、この特定の地点における地盤の揺れのことを「地震動」といい、「地震」と区別される。

「地震」そのものの規模を表す指標は「マグニチュード」である。これに対し、「地震動」（特定の地点における揺れ）の程度を表す指標は「震度¹³⁴」であり（別紙図表1－1）、また、「地震動」を加速度で表す場合の単位は「ガル」である。1ガルは 1cm/s^2 に相当する。つまり、ある地震について、「地震」の規模を表す「マグニチュード」は特定の（1つの）値が定められるのに対して、「地震動」（特定の地点における揺れ）の大きさに係る「震度」及び「加速度」については、観測する地点ごとに値が異なってくるのであり、観測する地点の数に応じていくつもの値が存在することになる。

（以上について、1審被告準備書面（18）10～11頁）

¹³⁴ 気象庁の震度階級は平成8年（1996年）に改訂されており、それまで震度0～Ⅶ（ローマ数字）の8段階で表されていたものが、震度0～7で表されるようになり、さらに震度5と震度6が「弱」「強」の2段階に分けられたことで、合計10段階となった。



(国立研究開発法人防災科学技術研究所ウェブサイトより)

【別紙図表 1－1 「震度」と「マグニチュード」】

2 地震発生様式による地震の分類

- (1) 地球の表面は、十数枚のプレート（固い岩盤）で覆われている。プレートは、その下にあるマンツルの対流によって、年間数cm程度の速さで移動しているが、それぞれ移動方向が異なっているため、プレート同士が衝突したり、一方のプレートがもう一方のプレートの下に沈み込んだりすることで、プレート同士の間に押し合う力が働く。この押し合う力が、地震を引き起こす原動力となっている。

日本の周辺には、海のプレートである太平洋プレート及びフィリピン海プレート、並びに陸のプレートであるユーラシアプレート及び北米プレートがある（別紙図表 1－2）。



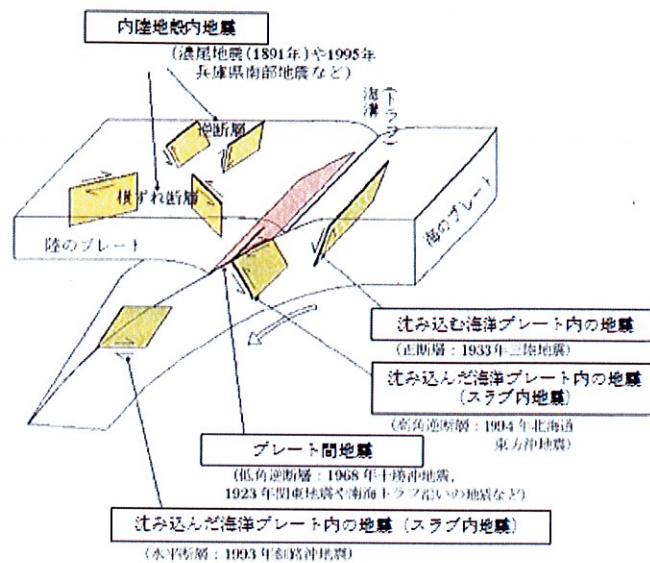
【別紙図表 1－2 日本列島周辺のプレート】

(2) 地震発生様式とは、地震が発生する場所やメカニズム（地震の起こり方）の違いによる地震の分類をいい、大きく、「内陸地殻内地震」、「プレート間地震」、「海洋プレート内地震」に分類される。

海岸のやや沖合いで起こるものも含め、陸のプレートの内部で発生する地震を「内陸地殻内地震」、陸のプレートと海のプレートの境界で発生する地震を「プレート間地震」、海のプレートの内部で発生する地震を「海洋プレート内地震¹³⁵」という（別紙図表 1－3）。

（以上 2 について、1 審被告準備書面（18）11～12頁）

¹³⁵ 海洋プレート内地震については、海溝軸付近ないしその沖合いで発生する「沈み込む海洋プレート内の地震（アウターライズ地震）」と、海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」の 2 種類に分けられる。



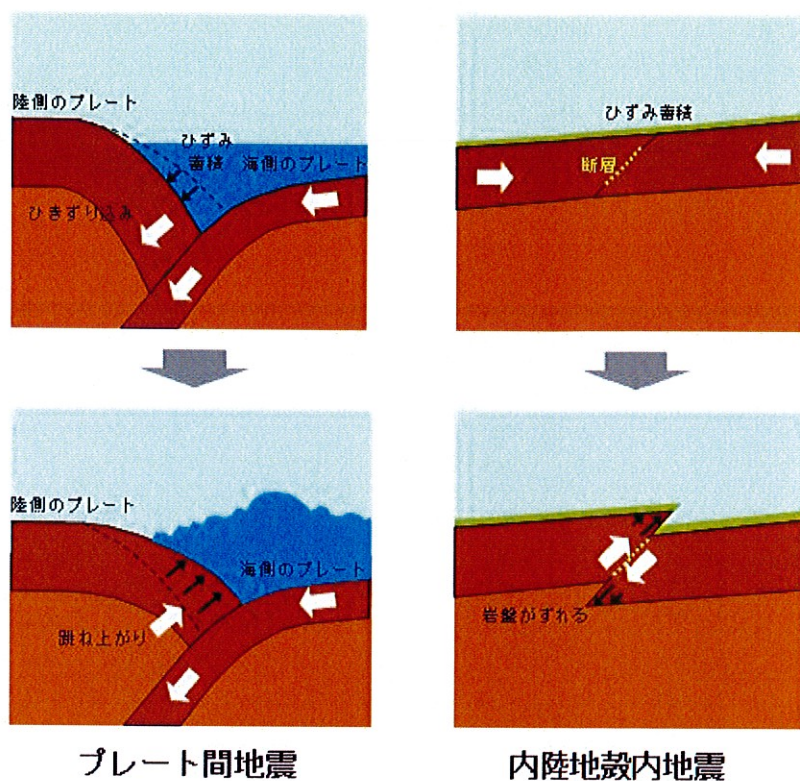
【別紙図表 1－3 地震発生様式による地震の分類】

3 地震（特に内陸地殻内地震）の発生のメカニズム

- (1) プレートの動きによって蓄積されたひずみが限界を超えると、プレート境界部やプレート内の弱い場所（断層）がずれ動き、地震が発生する（別紙図表 1－4）。

地震発生のメカニズムについて、内陸地殻内地震を例に敷衍すると、①プレートの移動により、プレート同士の間に押し合う力が働く。②それを受けて、プレートを構成する岩盤に力（プレート同士の圧縮又は引っ張りの力。これを応力という）が伝わり、岩盤内にひずみが生じる。③岩盤は変形するなどしてひずみを解消するが、変形することでは解消できず、一部ひずみとして力を溜め込む部分が生じる。④このひずみが限界に達すると、比較的弱い岩盤部（断層）が破壊されてずれ動き（断層運動）、内陸地殻内地震が発生する。

（以上（1）について、1 審被告準備書面（18）13頁）



プレート間地震

内陸地殻内地震

【別紙図表 1－4 地震発生メカニズム】

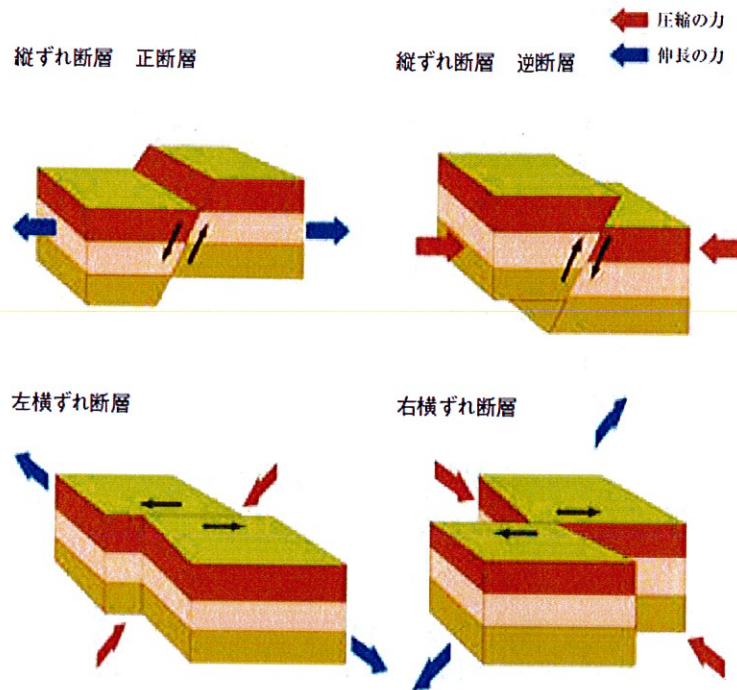
(2) 内陸地殻内地震をもたらす断層運動には、岩盤が破壊されてずれが生じる面（震源断層面）に働く力の向きの組合せにより、様々なタイプが存在する（別紙図表 1－5）。

断層面を境として両側のブロックが上下方向に動く場合を「縦ずれ断層」といい、特に、傾斜している断層面の上に乗っている岩盤（上盤）がずり下がる場合を「正断層¹³⁶」（別紙図表 1－5，左上），上盤が乗り上がる場合を「逆断層」（同，右上）という。他方、両側のブロックが水平方向に動く場合を「横ずれ断層」といい、特に、断層面の手前から見て相手側のブロックが左に動く場合を「左横ずれ断層」（同，左下），右に動く場合を「右横ずれ断層」（同，右

¹³⁶ 日本列島は、海のプレート（太平洋プレートやフィリピン海プレート）が陸のプレートを押す形で（陸のプレートの下に）沈みこんでいるため、列島全体に東西方向ないし北西－南東方向の圧縮の力（応力）が働いている（上記第 2 章第 1 の 3（2）イ（イ）a を参照）。このため、日本の内陸地殻内地震は、多くが逆断層型あるいは横ずれ型の地震であり、正断層型の地震は、九州等の一部の地域を除いてあまり見られない。

下) という。

(以上 (2) について, 1 審被告準備書面 (18) 13~14頁)



(地震本部ウェブサイトより)

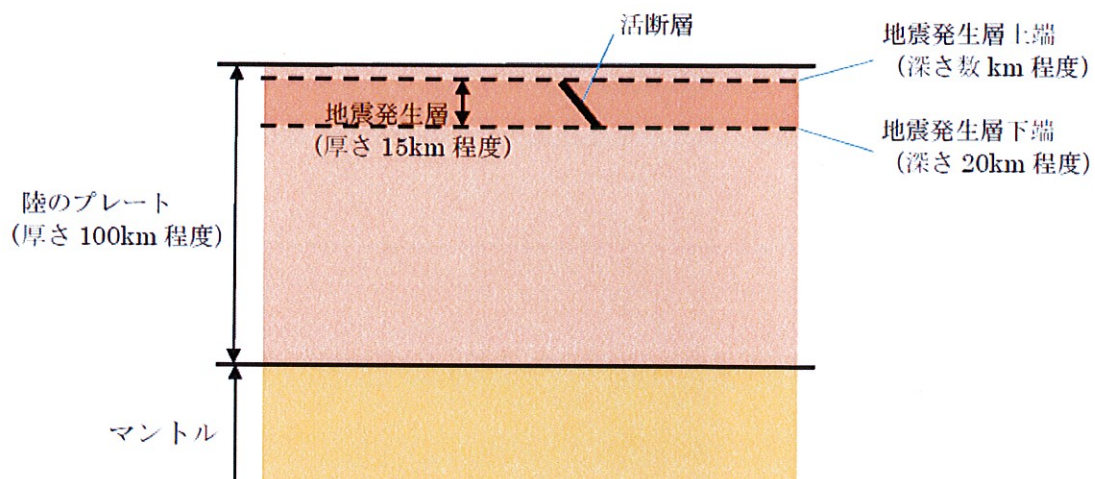
【別紙図表 1 - 5 断層運動のタイプ】

(3) なお, プレート間地震と内陸地殻内地震とでは, 発生する地震の規模等にも差があるとされており, プレート間地震については, 時としてマグニチュード8級に達する海溝型巨大地震が生起しているのに対し, 内陸地殻内地震については通常マグニチュード7級どまりであるとされている(乙38, 「地震の基礎知識とその観測」 「第1部 地震の基礎知識」 「4.2 地震の発生様式と火山」)。

これは, プレート間地震が発生するプレートとプレートの境界では, ずれ動くことにより地震が発生する領域の面積が広く, 大きなひずみが蓄積されるのに対して, 内陸地殻内地震が発生するプレート内部では, ずれ動くことにより地震が発生する領域の面積が小さく, 大きなひずみが蓄積されないことに起因すると考えられる。

すなわち、内陸地殻内地震は、岩盤がずれ動くことにより発生するものであるから、地震波を放出するためのエネルギー（ひずみ）が蓄えられる環境でなければ発生しない。この点、地盤の表層部分（地表から深さ数km程度まで）は比較的軟らかいため、ひずみを蓄えることができず、他方、ある程度以上（深さ20km程度以上）に深い地盤になると、温度が高く岩石が軟らかくなっている（液体に近い振る舞いをする）ため、同じくひずみを蓄えることができない。そのため、内陸地殻内地震が発生する深さは、プレート内部の厚さ15km程度の範囲（地震発生層）に限られる（別紙図表1－6）。

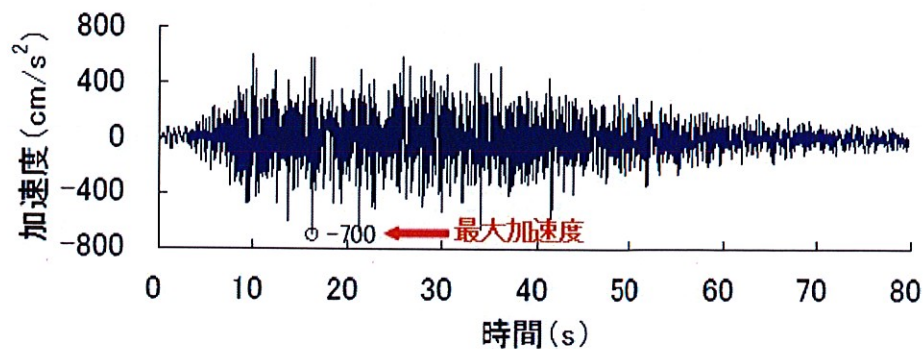
（以上（3）について、1審被告準備書面（18）14～15頁、51頁の脚注80，乙152，5頁）



【別紙図表1－6 内陸地殻内地震の地震発生層】

4 基準地震動と時刻歴波形

（1）ある地震によって放出された地震波が発電所敷地に達した際の時々刻々の地盤の揺れは、「時刻歴波形」によって表現される。時刻歴波形は、横軸に時間を取り、縦軸には加速度、速度又は変位をとる。1審被告が用いているのは縦軸に加速度をとった「加速度時刻歴波形」である。（別紙図表1－7）（1審被告準備書面（18）17～18頁）



【別紙図表 1－7 加速度時刻歴波形の例】

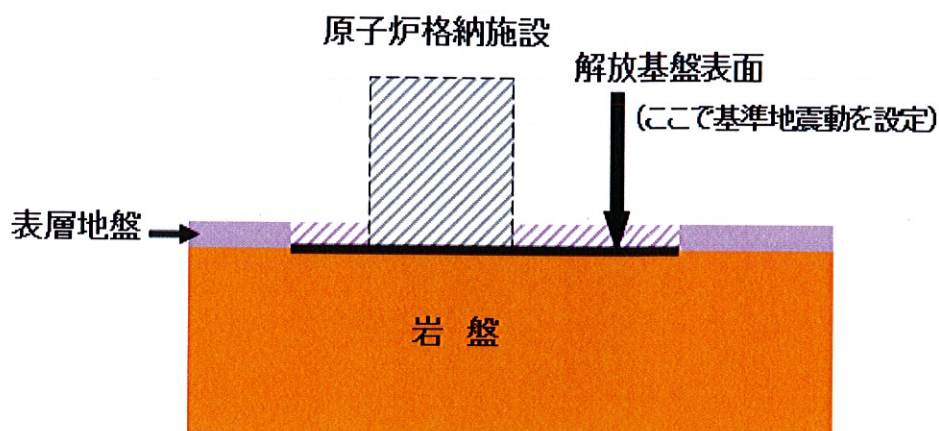
(2) ここで、上記の「地盤の揺れ」とは、原子力発電所の基準地震動においては、解放基盤表面における揺れのことをいう。すなわち、基準地震動は、各々の原子力発電所ごとに、解放基盤表面における（水平方向及び鉛直方向の）地震動として策定される。

解放基盤表面とは、「基準地震動を策定するために、基盤面上の表層及び構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される基盤の表面をいう。ここでいう上記の「基盤」とは、おおむねせん断波速度 $V_s = 700\text{m/s}$ 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないもの」とされている（設置許可基準規則解釈別記2第4条5項1号、乙65、126頁）。

解放基盤表面の設定位置（深さ）は原子力発電所によって異なるが¹³⁷、本件発電所においては、地表面付近にS波速度2.2km/s程度の硬質な岩盤がほぼ均質に広がっていることから、原子炉格納施設直下に解放基盤表面を設定している（別紙図表 1－8）。

（以上（2）について、1 審被告準備書面（18）18～19頁）

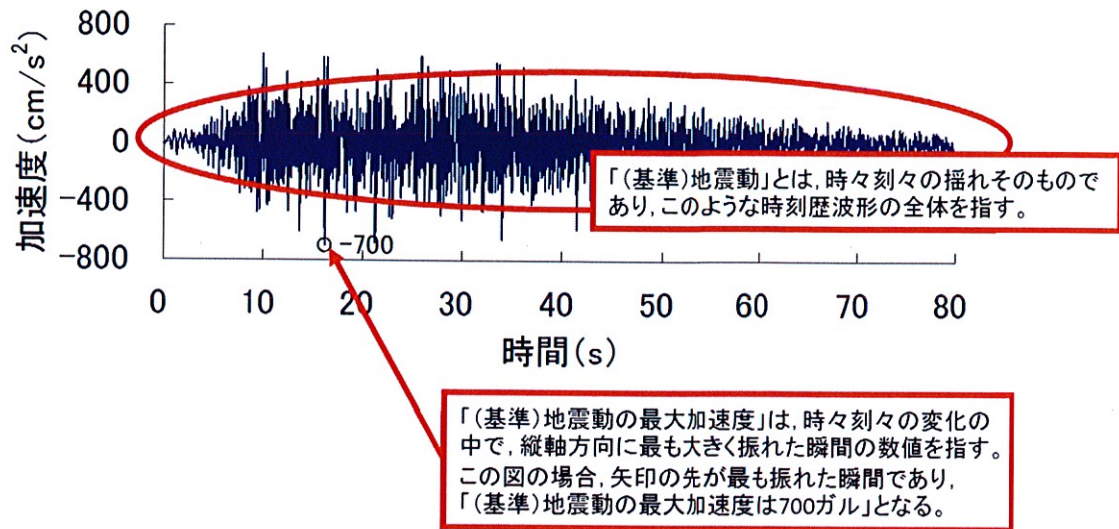
¹³⁷ 例えば、柏崎刈羽原子力発電所では、地表面付近から深さ150～300m程度までは比較的軟らかい地盤が分布しており、解放基盤表面に該当する岩盤は、それ以深に存在している。なお、同発電所の解放基盤表面は、S波速度700m/s～730m/s程度の岩盤に設定されている。



【別紙図表 1－8 本件発電所の解放基盤表面の模式図】

(3) 上記(1)で述べた時刻歴波形において、基準地震動の最大加速度は、縦軸方向に最も大きく振れた瞬間の数値を指す。下の別紙図表 1－9 の時刻歴波形（本件発電所の基準地震動 $S_s - 1$ （水平方向）の時刻歴波形）では、揺れが始まってから15秒付近で瞬間的に700ガルとなり、これがこの基準地震動における最大加速度となる。

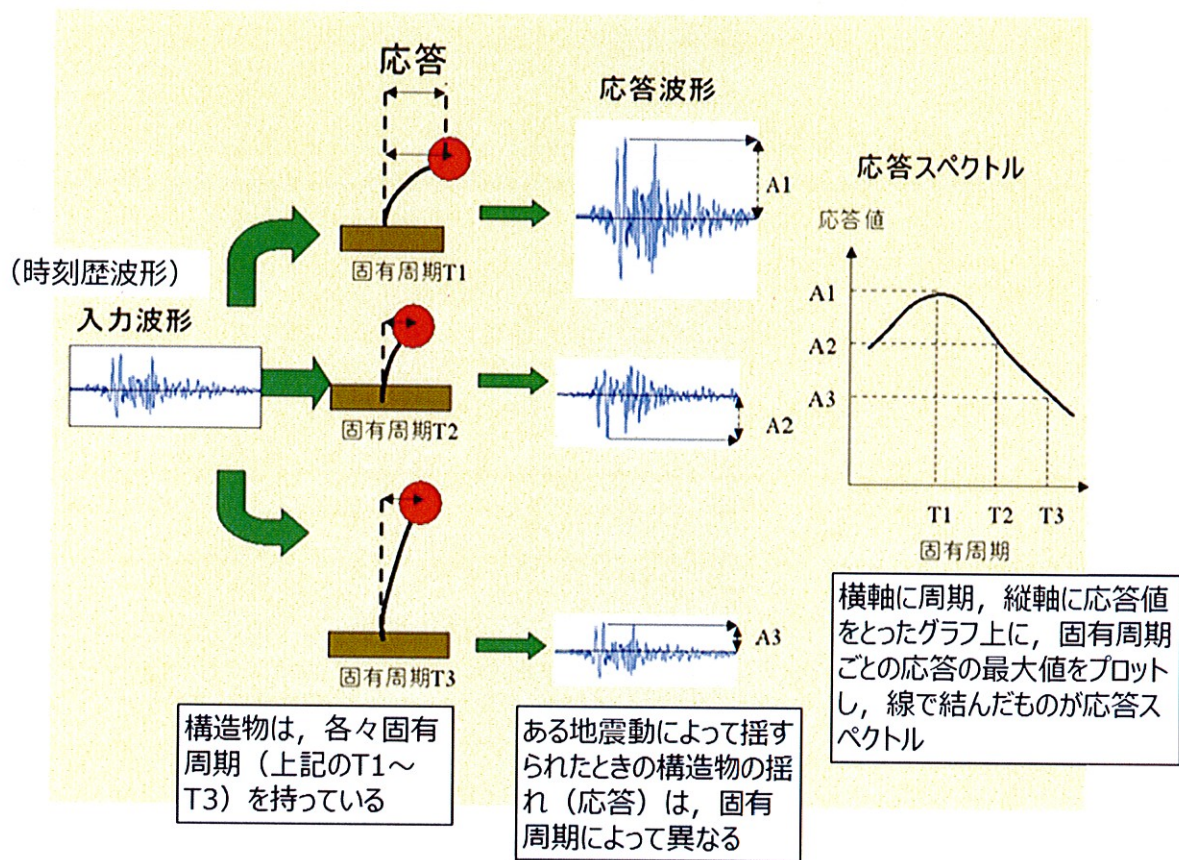
しかし、同図表から明らかなとおり、最大加速度を観測する時間の前後で数十秒間揺れが生じており、これらの揺れも原子力発電所に影響を与える。耐震安全性評価に用いる基準地震動は、この揺れ全体を指すのであり、「基準地震動の最大加速度」は、基準地震動の姿を評価するための数値の一つに過ぎない。



【別紙図表 1－9 基準地震動の時刻歴波形と最大加速度】

5 基準地震動と応答スペクトル

- (1) 上記 4 で述べた時刻歴波形で表現される基準地震動は、短周期の波から長周期の波まで、様々な周期の波が含まれた複雑な波である。一方、建物等の構造物はそれぞれ特定の揺れやすい周期（固有周期）を持っている。そこで、原子力発電所の耐震安全性の評価にあたっては、ある一つの基準地震動の時刻歴波形が与えられた場合に、各々固有周期を持つ様々な構造物等が揺すられる際の加速度・速度・変位を、固有周期を横軸にとって並べた「応答スペクトル」（別紙図表 1－10）を利用している（1 審被告準備書面（18）19～20頁）。



（気象庁ウェブサイトの一部加筆）

【別紙図表 1－10 応答スペクトル】

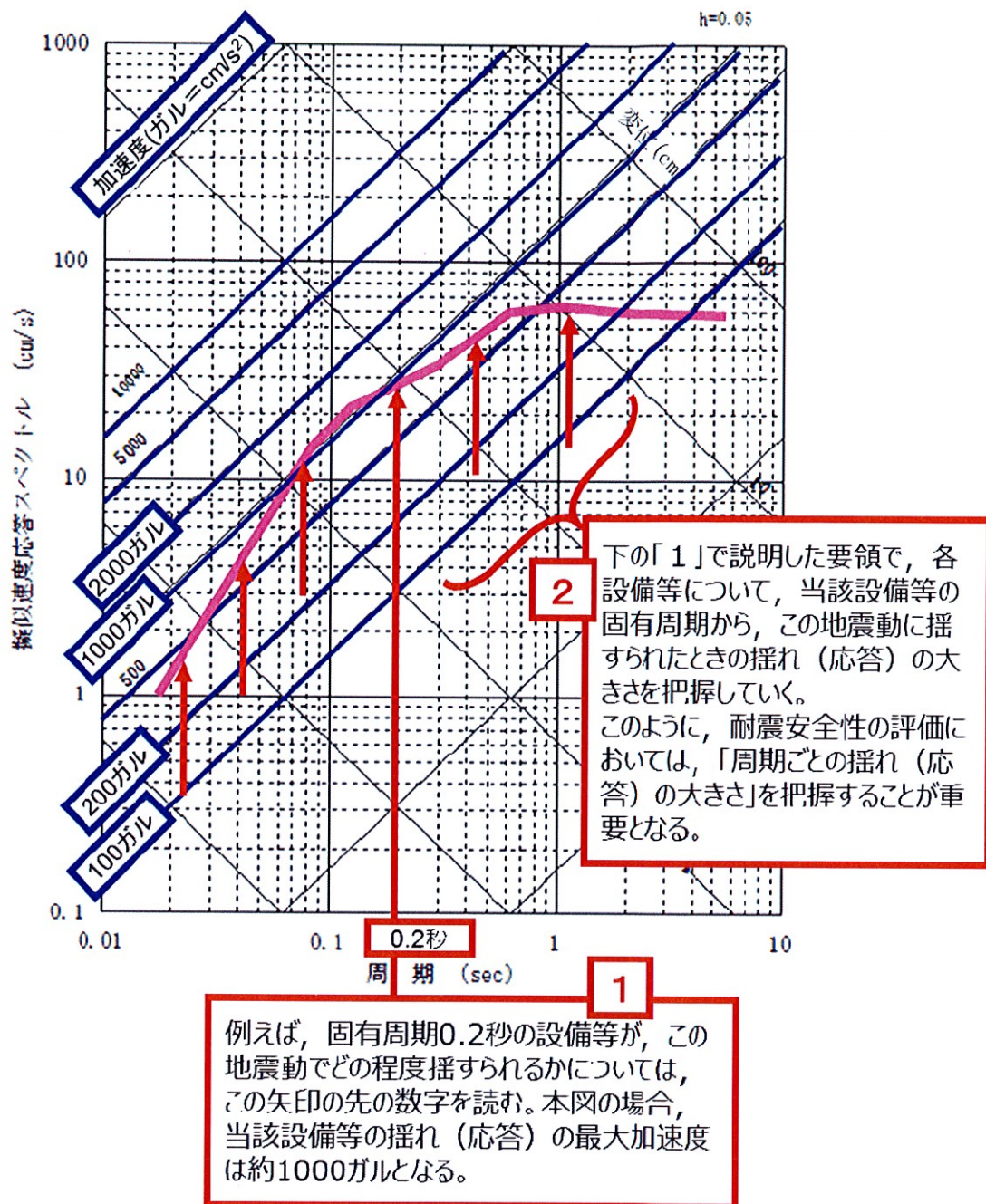
（２）応答スペクトルの一例を別紙図表 1－11 のとおり示す。横軸は構造物の固有周期（単位：秒（sec）），縦軸は構造物の揺れの速度（単位：cm/s），右上がりの斜線は構造物の揺れの加速度（単位：ガル＝ cm/s^2 ），右下がりの斜線は構造物の揺れの変位（揺れ幅，単位：cm）の目盛りである。同図のように，1枚の図で，構造物の揺れ（応答）の大きさとして，加速度，速度，変位それぞれの最大値が分かるようにしたグラフを「トリパタイト図」という。

例えば，固有周期0.2秒の設備等が，この地震動でどの程度揺すられるかについては，横軸の0.2秒のところから伸びる赤色の長い矢印の先の値を読む。この場合，当該設備等の揺れ（応答）の最大加速度は約1000ガルとなる。耐震安全性評価にあたっては，これと同じ要領で，各設備等について，当該設備等の固

有周期から、この地震動に揺すられたときの揺れ（応答）の大きさを把握していくことになる。

このように、原子力発電所の耐震安全性の確認にあたっては、各々固有周期を持つ建物等の構造物が、当該基準地震動によってどの程度揺すられるのかをこの「応答スペクトル」により把握すること、すなわち、応答スペクトル上の、周期ごとの揺れ（応答）の値の大小を読み取ることが重要となる。

（以上（２）について、１審被告準備書面（１８）20～23頁）

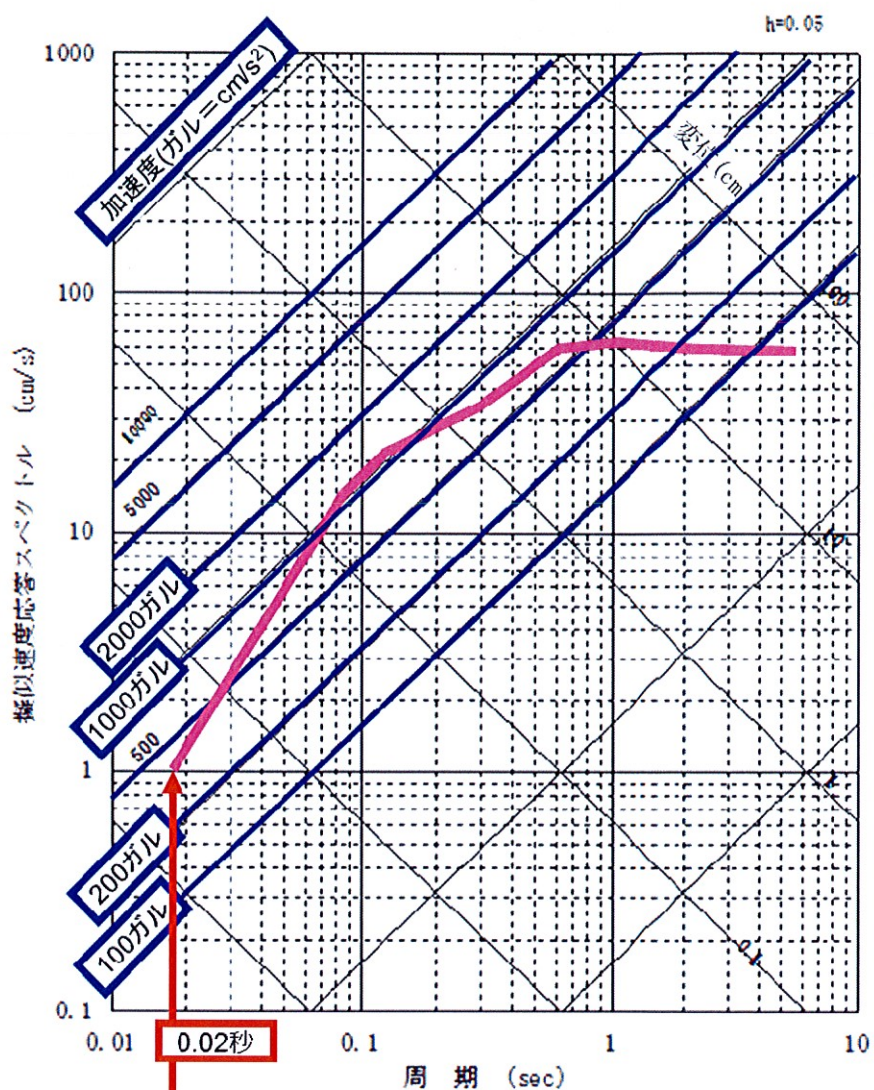


【別紙図表 1－1 1 周期ごとの揺れ（応答）の値の読み取り】

(3) なお、前述のとおり、「基準地震動の最大加速度」は、評価対象となる発電所敷地における地盤（解放基盤表面）の揺れの最大加速度を意味し、別紙図表 1－9 の時刻歴波形においては縦軸方向に最も振れた瞬間として示されていたところ、応答スペクトルにおいては、最も短い周期（別紙図表 1－1 2 の横軸の

左端，周期0.02秒）での加速度の値とほぼ一致する。すなわち，応答スペクトルの一番短い周期（応答スペクトルの曲線の左端）での揺れは，極めて堅固な構造物の揺れを示しているところ，極めて堅固な構造物は，それが建っている地盤の揺れ（地震動）とほぼ一致した揺れを見せるため，この周期（一番短い周期）の加速度の最大値は，当該地震動の最大加速度とほぼ一致する。（1 審被告準備書面（18）23頁）

基準地震動の最大加速度の値は，固有周期0.02秒の構造物等の最大応答加速度とほぼ一致するため，当該固有周期の構造物等の耐震安全性を評価するという点では意義を有しているが，原子力発電所全体の耐震安全性評価のためには，上記（2）で述べたとおり，応答スペクトル全体の，周期ごとの揺れ（応答）の値の大小を読み取ることが重要である。



地震動そのものの最大加速度は、この矢印の先、最も短周期側（周期0.02秒）の値を読む。本図の場合、この地震動の最大加速度は約400ガルとなる。例えば「基準地震動の最大加速度700ガル」「新潟県中越沖地震の1699ガル」といった値は、ここの値のことである。

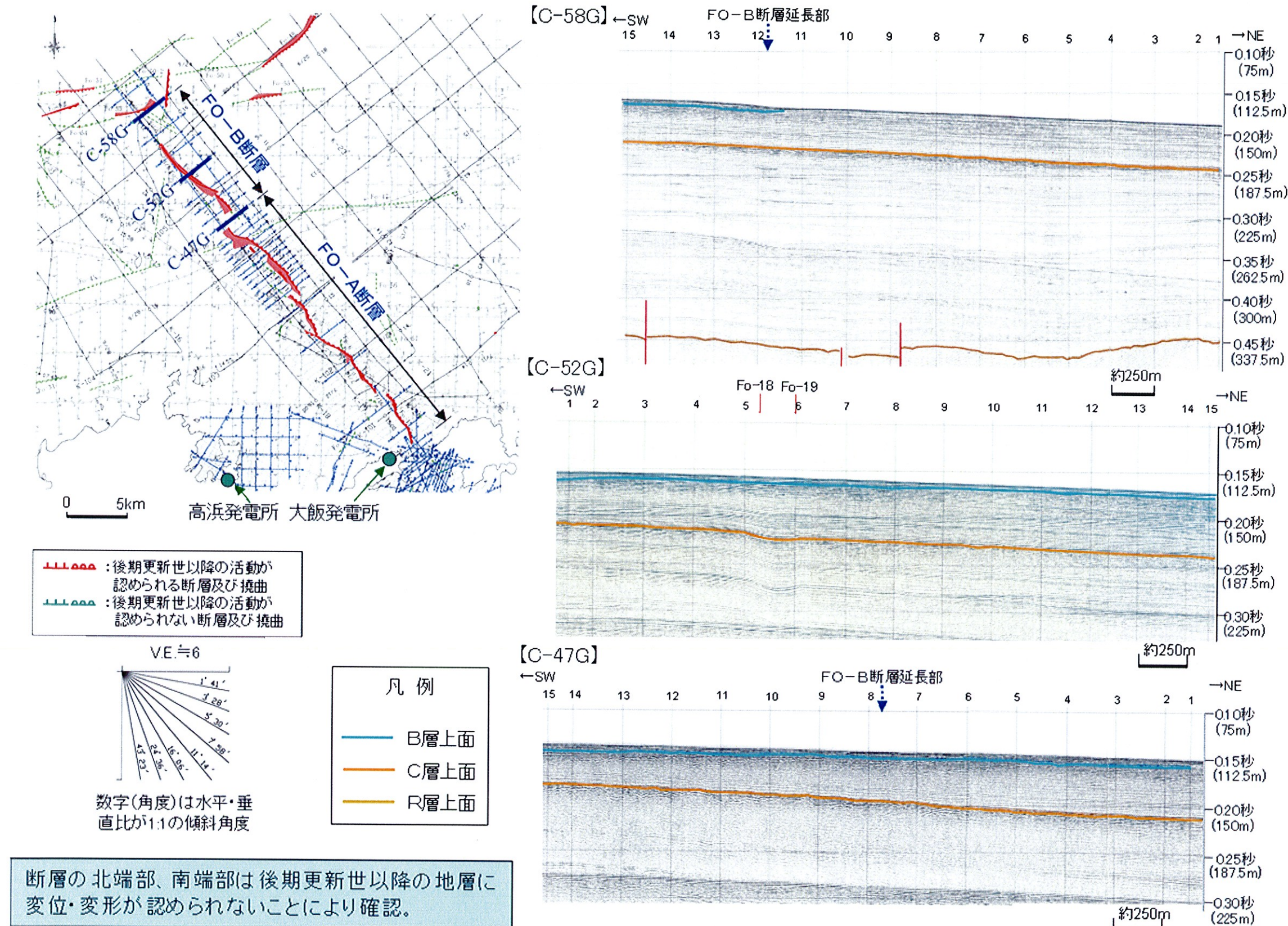
【別紙図表 1 - 1 2 基準地震動の最大加速度の読み取り】

別紙 2 : F O - A 断層及びF O - B 断層の調査・評価についての拡大図

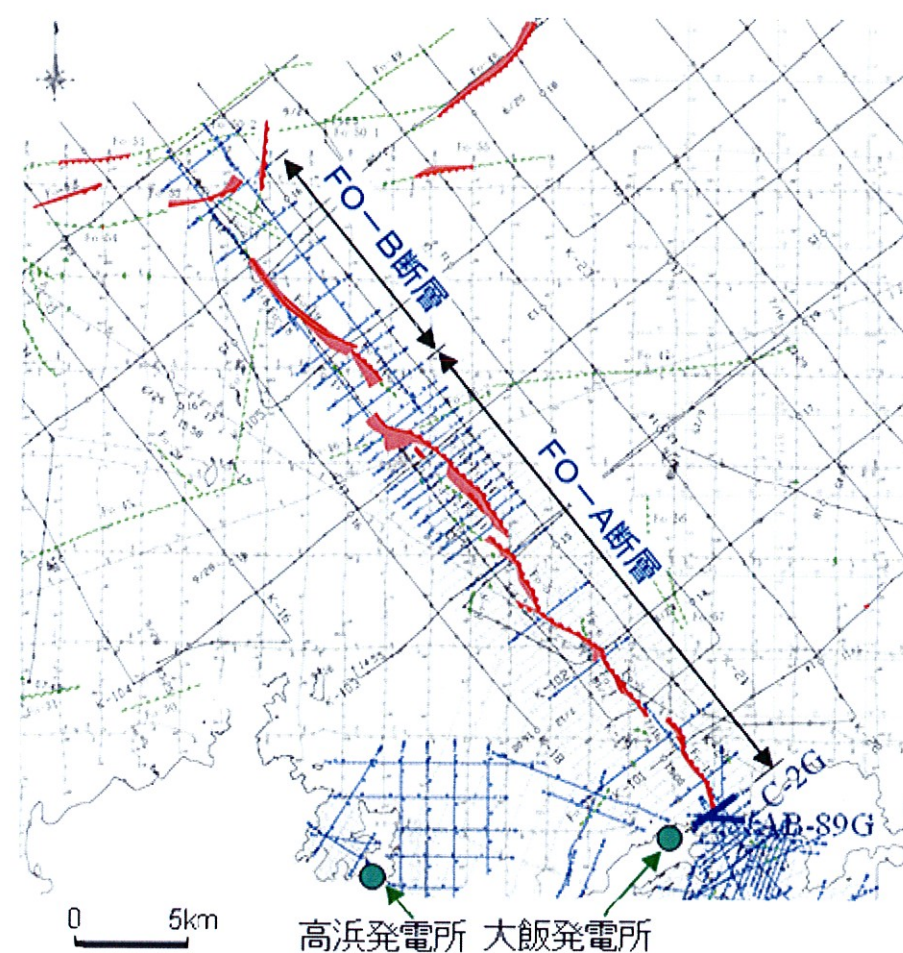
別紙図表 2 - 1 F O - B 断層に関する調査結果（乙87号証176頁の図）
（第 2 章第 1 の 2 （ 3 ） アの図表 1 6 を拡大したもの）

別紙図表 2 - 2 F O - A 断層に関する調査結果（同172頁の図）
（同アの図表 1 7 を拡大したもの）

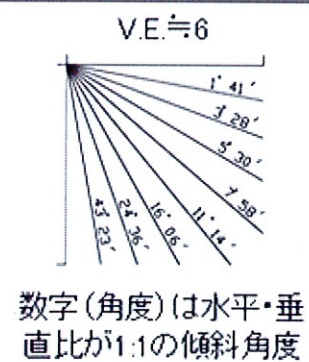
別紙図表 2 - 3 F O - A 断層及びF O - B 断層の評価（同177頁の図）
（同アの図表 1 8 を拡大したもの）



【別紙図表 2 - 1 FO-B断層に関する調査結果 (乙87号証176頁の図)】



■■■■■ : 後期更新世以降の活動が認められる断層及び撓曲
 ■■■■■ : 後期更新世以降の活動が認められない断層及び撓曲

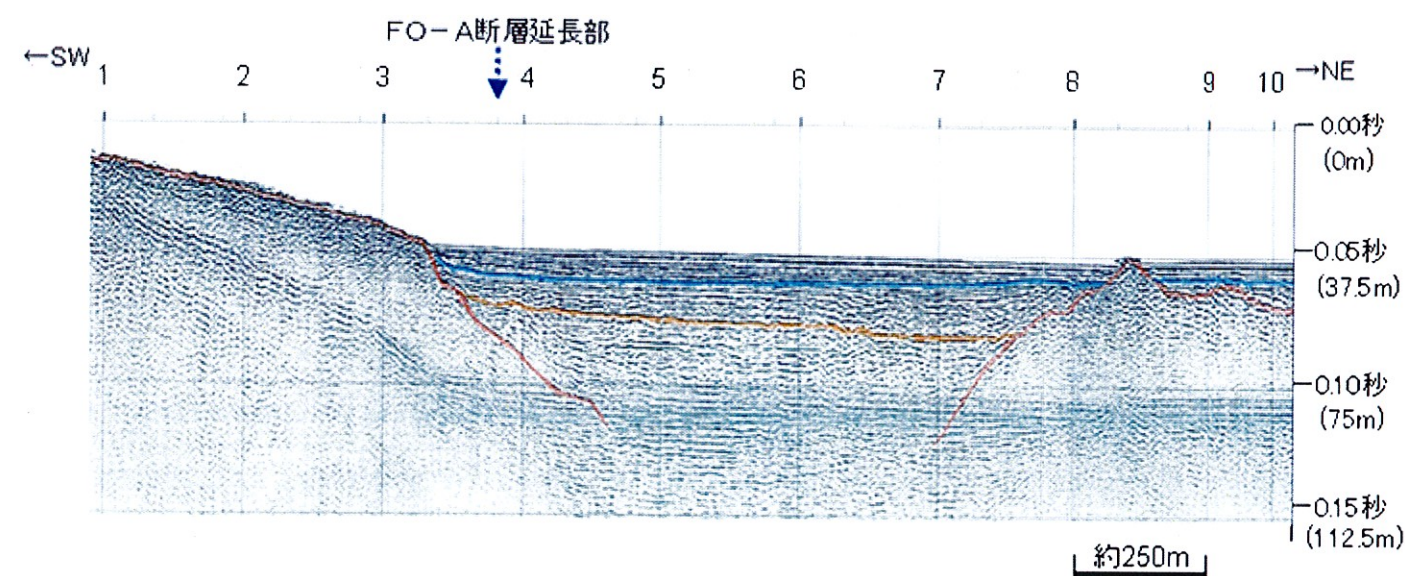


凡 例

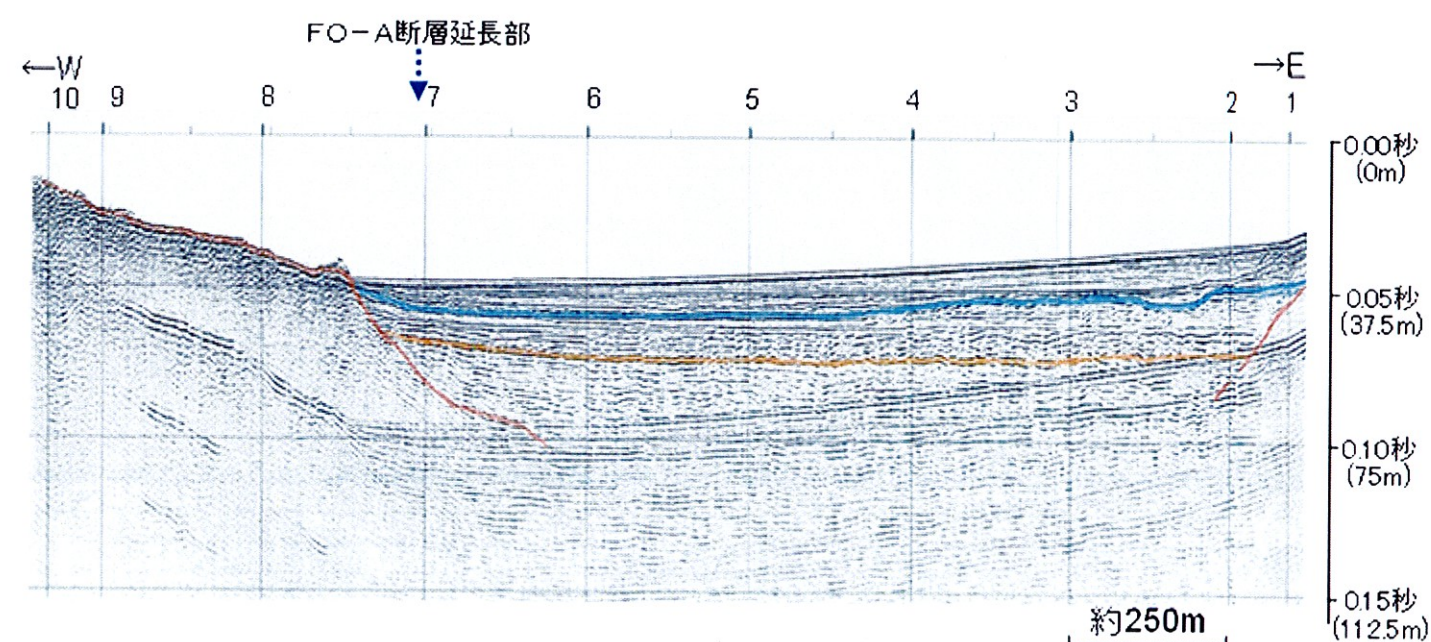
— B層上面
 — C層上面
 — R層上面

断層の北端部、南端部は後期更新世以降の地層に変位・変形が認められないことにより確認。

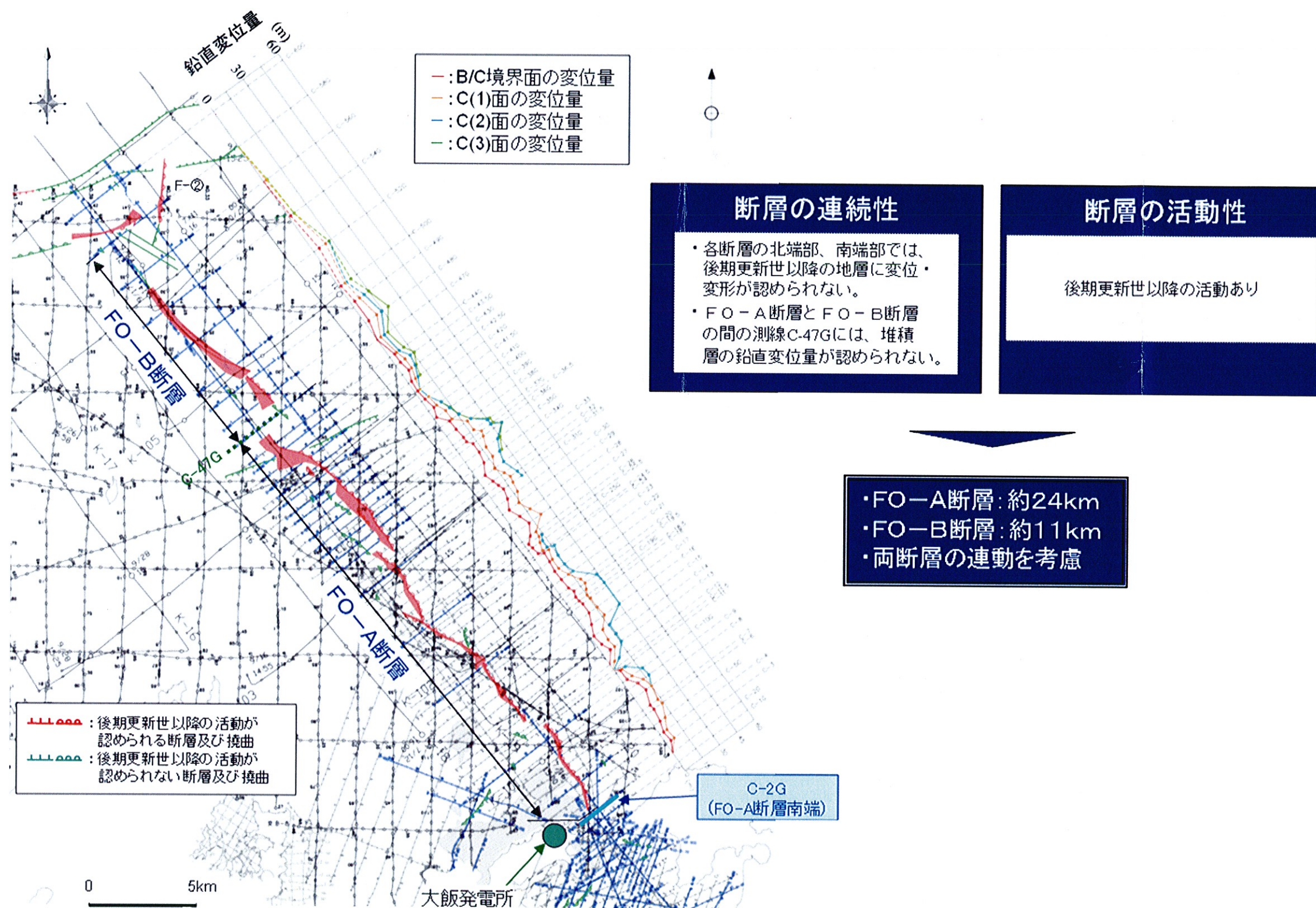
【C-2G (再処理後) Mig】



【AB-89G (再処理後) Mig】



【別紙図表 2-2 FO-A断層に関する調査結果 (乙87号証172頁の図)】



【別紙図表 2 - 3 FO-A断層及びFO-B断層の評価 (乙87号証177頁の図)】