



平成24年（行ウ）第117号 発電所運転停止命令義務付け請求事件

原告 134名

被告 国

参加人 関西電力株式会社

### 準備書面（3）

令和2年6月30日

大阪地方裁判所第2民事部合議2係 御中

参加人訴訟代理人 弁護士 小 原 正 敏

弁護士 田 中 宏

弁護士 西 出 智 幸

弁護士 神 原 浩

弁護士 原 井 大 介

弁護士 森 拓 也

弁護士 辰 田 淳

弁護士 畑 井 雅 史

弁護士 坂 井 俊 介

弁護士 谷 健 太 郎

弁護士 中 室 祐

弁護士 持 田 陽 一

## 目 次

第1	はじめに	4
第2	本件発電所の耐震安全性評価	5
1	設置許可基準規則等	5
2	耐震設計における基本的な考え方	6
3	耐震重要度分類	9
4	基準地震動に対する耐震安全性評価	12
	(1) 耐震安全性評価における解析	12
	(2) 建物・構築物の解析	13
	(3) 機器・配管系の解析	16
	(4) 小括	17
5	耐震安全性評価結果を踏まえた耐震補強工事	18
6	原子力規制委員会による審査	19
第3	本件発電所の耐震安全上の余裕	19
1	基準地震動による地震力に対して有する余裕	19
	(1) 評価基準値自体の持つ余裕（上記②の余裕）	21
	(2) 評価値の計算条件における余裕（上記③の余裕）	23
	(3) 小括	29
2	実験等による耐震安全上の余裕の実証	30

## 第1 はじめに

参加人は、平成30年6月6日付準備書面（1）（以下、「参加人準備書面（1）」  
といい、他の準備書面の略称もこの例による）で述べたとおり、設置許可基準  
規則<sup>1</sup>等の新規制基準の要求事項を踏まえ、最新の科学的・専門技術的知見を基  
に様々な保守性も考慮して、大飯発電所3号機及び4号機（以下、「本件発電所」  
という）の地震に対する安全性を確保するのに十分な大きさの基準地震動を策  
定している。

今般、被告第33準備書面において、被告により、「原子力発電所は、基準地  
震動クラスの地震による建物・構造物や機器・配管の地震応答に対して大きく  
余裕を持った設計がなされており、基準地震動を仮に超えるような地震が発生  
したとしても、即座に耐震重要施設の安全機能が喪失するということはない」  
（同25頁）ことが述べられた。

そこで、本書面においてこの点について敷衍する。具体的には、参加人は策  
定された基準地震動に対する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  
していること（下記第2）、及び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と（下記第3）  
を説明する。

---

<sup>1</sup> 正式には、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」である。

## 第2 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<sup>2</sup>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113、129～130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（設置許可基準規則解釈別記1第3条1項、乙113、127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113、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113、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ぬ」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、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

---

<sup>2</sup> 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113、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パ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113、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。

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113，136～137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113，11頁，129～131頁，乙147，236～238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<sup>3</sup>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113，131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<sup>4</sup>を求めている（同条3項2号及び3号，乙113，130～131頁）。

（以上1について，丙32，「原子力発電所の耐震安全性」11～12頁）

## 2 耐震設計における基本的な考え方

参加人は、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

---

<sup>3</sup> 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。

<sup>4</sup> 例えば、建物・構築物における耐震重要度分類Bクラス及びCクラスの設計基準対象施設については、静的地震力に対する評価を行うに際しては、それぞれ建築基準法で定められた基準値の1.5倍、1.0倍の水平地震力を設定することが求められており、最上位のSクラスの設計基準対象施設については3.0倍の水平地震力を設定することが求められている（同規則解釈別記2第4条4項2号，乙113，131～132頁，乙147，237～238頁）。

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、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、図表2）。

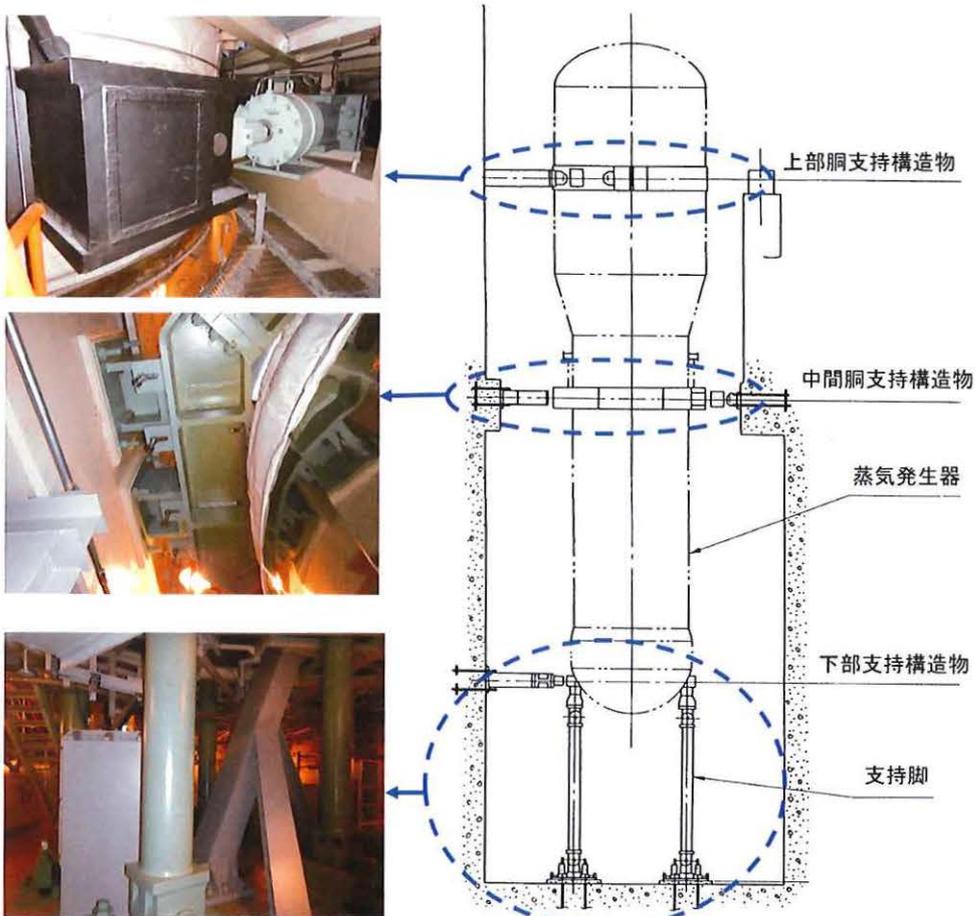


鉄筋の配置状況



基礎コンクリートの状況

【図表1 大飯発電所3号機 原子炉建屋 基礎工事状況】



蒸気発生器支持状況

【図表2 大飯発電所3号機 蒸気発生器支持構造物】

### 3 耐震重要度分類

- (1) 参加人は、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（丙33、「IAEA安全基準『原子力発電所の安全：設計』について」本文、別紙2，1/2頁）、この見直し後の安全基準においても、①全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2/2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。

(3) 各クラス分類は、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、参加人は、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、参加人は、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、参加人は、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3 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3で述べる。）

#### 4 基準地震動に対する耐震安全性評価

参加人は、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等）を算出して、これが評価基準値<sup>5</sup>を下回ることを確認した。

##### (1) 耐震安全性評価における解析

参加人は、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<sup>6</sup>。

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<sup>7</sup>のように、物体に対して外

---

<sup>5</sup> 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。

<sup>6</sup> 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、参加人は、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113、138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113、18頁）とされている。

上記の要求事項を踏まえ、参加人は、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81、101～102頁）。

<sup>7</sup> 地震時には、物体が揺すられることにより加速度（ $\alpha$ ）が生じ、物体の質量（M）に比例した地震

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。<sup>8</sup>

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、丙32，13～14頁）

以下では、参加人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）」（丙34。以下、「JEAG4601-1987」という）<sup>9</sup>に定める手法を用いて解析を行う（丙34，265頁，287～290頁，367～368頁）。

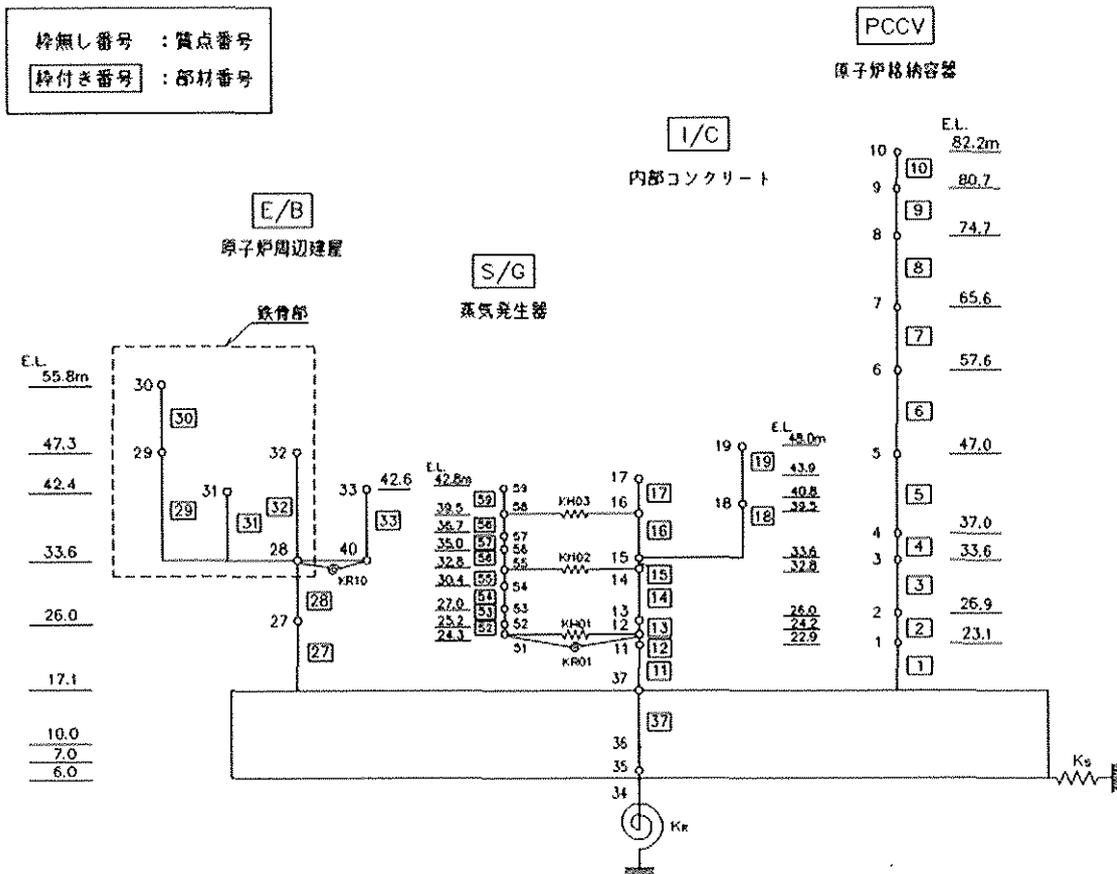
具体的には、構成部位ごとに質量・剛性・減衰を考慮して、水平2方向及び鉛直方向の方向ごとに適切な解析モデル（質点系モデル。図表4は原子炉建屋の例）を構築し、各モデルの方向に対応する基準地震動を入力するなどして解析を行い、算出された評価値が評価基準値を超えないことを確認する。

---

力（ $F=M \times \alpha$ ）が荷重として作用する。

<sup>8</sup> 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）。

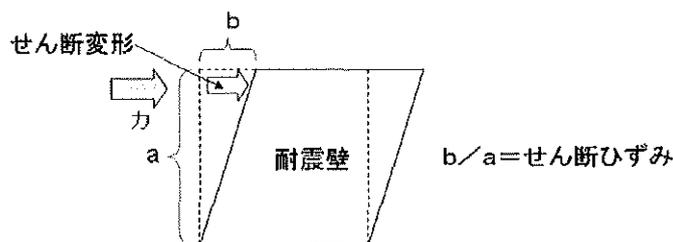
<sup>9</sup> このJEAG4601-1987は、設計及び工事計画認可に係る耐震設計に関わる審査において技術基準規則及び技術基準規則解釈への適合性を確認するために参照される、原子力規制委員会の「耐震設計に係る工認審査ガイド」（乙47）において、適用可能な規格として示されている（乙47，2頁，1.3の⑥～⑦）。



【図表4 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 参加人は、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6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5、「 $b/a = \text{せん断ひずみ}$ 」）。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  $1 \times 10^{-3}$  となる。



【図表5 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6に示すとおり、いずれもJEAG4601-1987に定める評価基準値 $2.0 \times 10^{-3}$ 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3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6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 $1.44 \times 10^{-3}$ であるが、評価基準値は $2.0 \times 10^{-3}$ であるから、 $2.0 \times 10^{-3}$ （評価基準値）を $1.44 \times 10^{-3}$ （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（①の余裕）を有していることになる。

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6 原子炉建屋及び制御建屋の耐震安全性評価結果<sup>10</sup>】

<sup>10</sup> 図表6は、平成29年8月25日に原子力規制委員会から工事計画の認可を受けた申請における評価結果である。

### (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<sup>11</sup>、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 参加人は、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。

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。

その代表的な評価結果を示したものが図表7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3の1で述べる①の余裕にあたる。図表7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、

---

<sup>11</sup> 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次元的に敷設され、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。

基準地震動による地震力に対して約2.0倍の余裕（①の余裕）を有していることになる。

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
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7 代表的な機器・配管系の耐震安全性評価結果<sup>12)</sup>】

#### (4) 小括

以上のとおり、参加人は、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

<sup>12)</sup> 図表7は、平成29年8月25日に原子力規制委員会から工事計画の認可を受けた申請における評価結果である。なお、図表7について、炉内構造物は、制御棒挿入経路の維持のために「止める」機能として分類しており、また、本件発電所の原子炉格納容器は、プレストレストコンクリート製であるため、原子炉建屋の一部として耐震安全性評価を行っている。

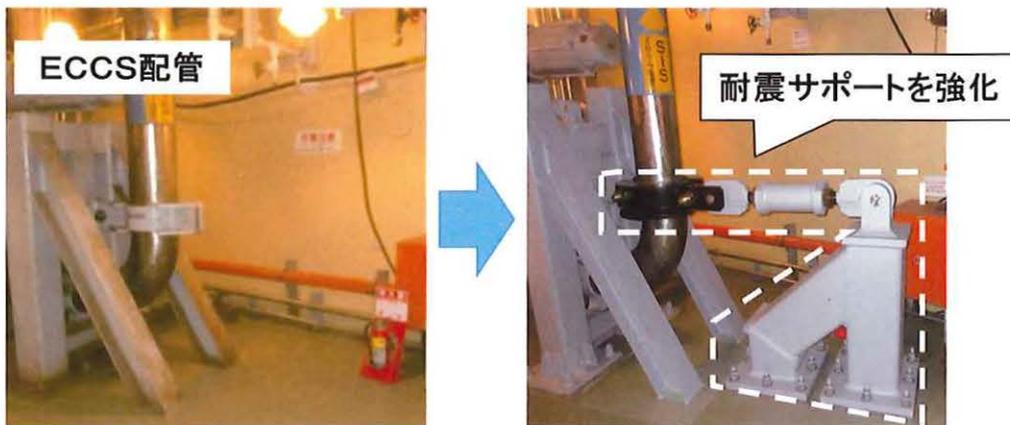
準値を下回ることを確認した。

## 5 耐震安全性評価結果を踏まえた耐震補強工事

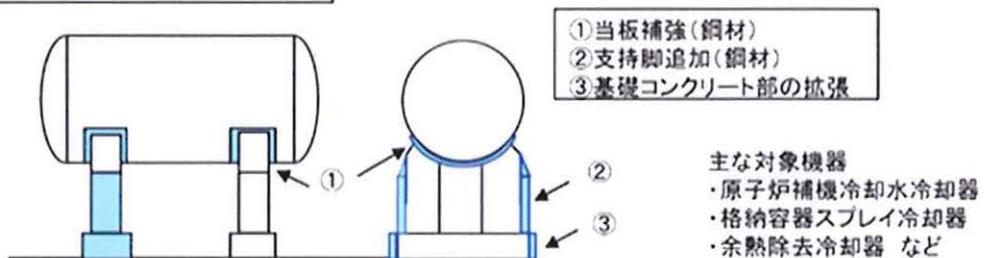
参加人は、基準地震動を見直した際には、必要に応じて耐震補強工事を行っており、工事後の設備状態を前提として上記4の耐震安全性評価を行うことで、耐震重要施設の安全性を確認している。

平成25年7月に新規制基準が施行された後、参加人は、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箇所にあつた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8）。

### 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)



【図表8 耐震補強工事の例】

## 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81，22頁）や地震応答解析による地震力の算定方針（乙81，23～25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ている。

なお、参加人は、詳細な耐震設計に関して、平成25年7月8日に工事計画認可申請（丙35，「プレスリリース『大飯発電所3，4号機および高浜発電所3，4号機の原子炉設置変更許可等の申請について』」）を行い、平成29年8月25日に同委員会から工事計画の認可を受け（丙36の1，「大飯発電所第3号機の工事の計画の認可について」，丙36の2，「大飯発電所第4号機の工事の計画の認可について」），当該工事を実施し、完了している。

## 第3 本件発電所の耐震安全上の余裕

上記第1のとおり、被告により、「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」（乙147）の281～288頁を基に「原子力発電所は、基準地震動クラスの地震による建物・構造物や機器・配管の地震応答に対して大きく余裕を持った設計がなされており、基準地震動を仮に超えるような地震が発生したとしても、即座に耐震重要施設の安全機能が喪失するということはない」（被告第3準備書面，25頁）ことが述べられた。

この点について、以下では、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く、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こと（下記2）を述べる。

### 1 基準地震動による地震力に対して有する余裕

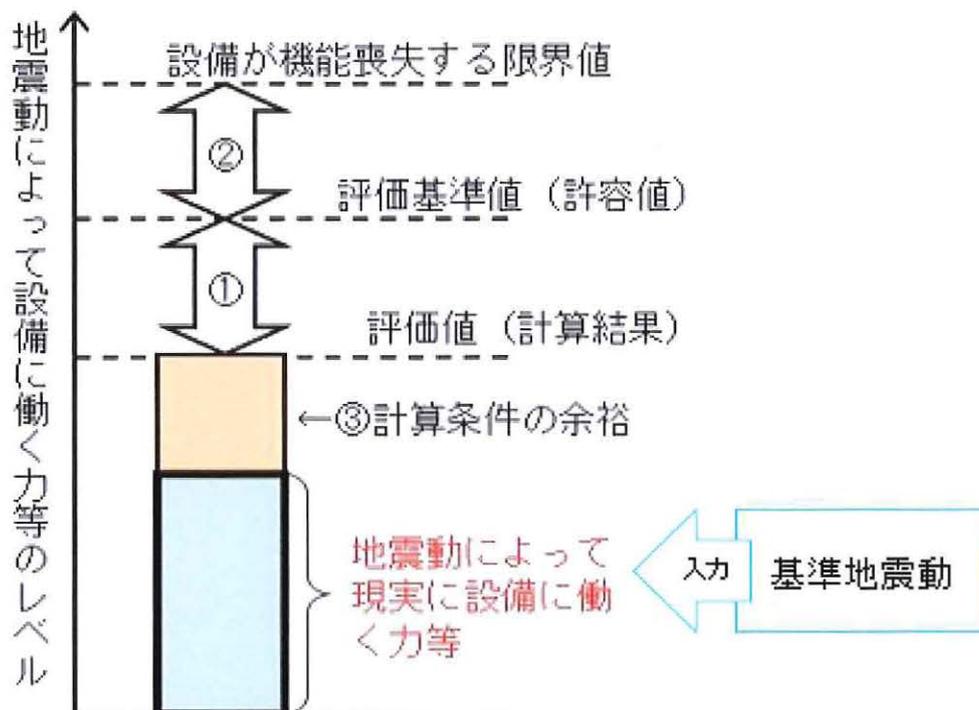
参加人は、本件発電所の各耐震重要施設について、耐震安全性評価を行い、

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、15～17頁参照）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9）。

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。

以下、上記②及び③の余裕について述べる。



【図表9 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。

ア 参加人は、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（丙34）及び JEAG4601-1984（丙37、「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984」）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、As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S<sub>2</sub>（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（丙34，265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<sup>13</sup>に対して安全余裕をもたせることとする」とされている（丙34，275頁）。

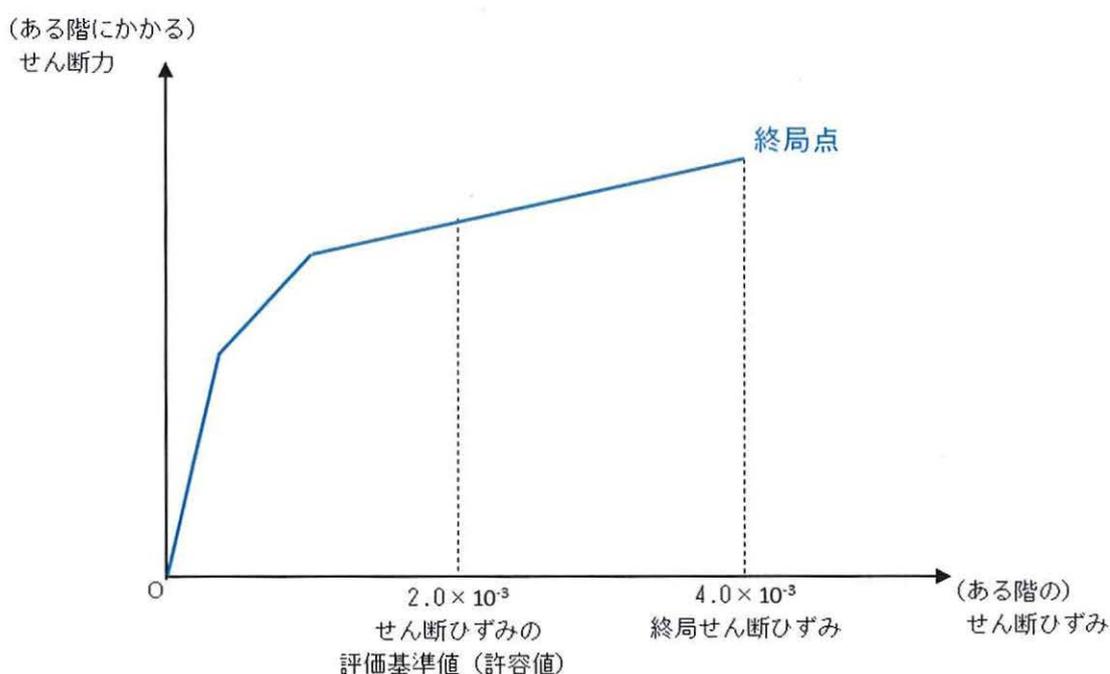
こうした方針や考え方を受けて、JEAG4601-1987では、例えば、鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみの評価基準値について、既往の実験結果のばらつきも考慮して評価した鉄筋コンクリート造耐震壁の終局せん断ひずみ「 $4.0 \times 10^{-3}$ 」に余裕を持たせて「 $2.0 \times 10^{-3}$ 」と設定されている（図表

---

<sup>13</sup> 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（丙34，275頁）。

10, 丙34, 392頁)<sup>14</sup>。

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。



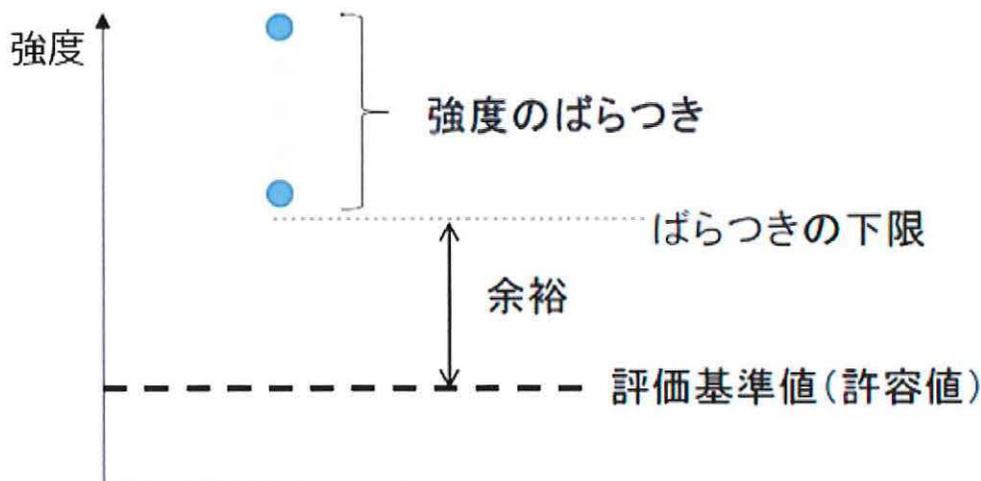
【図表10 せん断ひずみの評価基準値(許容値)と終局せん断ひずみ】

ウ また、機器・配管系の評価基準値は、JEG4601-1987に原則的事項が記載され、その詳細はJEG4601-1984に定められているが、機器・配管系に使わ

<sup>14</sup> 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2の4(2)イ)。

図表10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JEG4601-1987に示されている(丙34, 392頁)。

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基に、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11）。



【図表11 評価基準値（許容値）の設定における考慮】

なお、参加人は、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、適切に製造されたものであることや、そ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11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。

## (2) 評価値の計算条件における余裕（上記③の余裕）

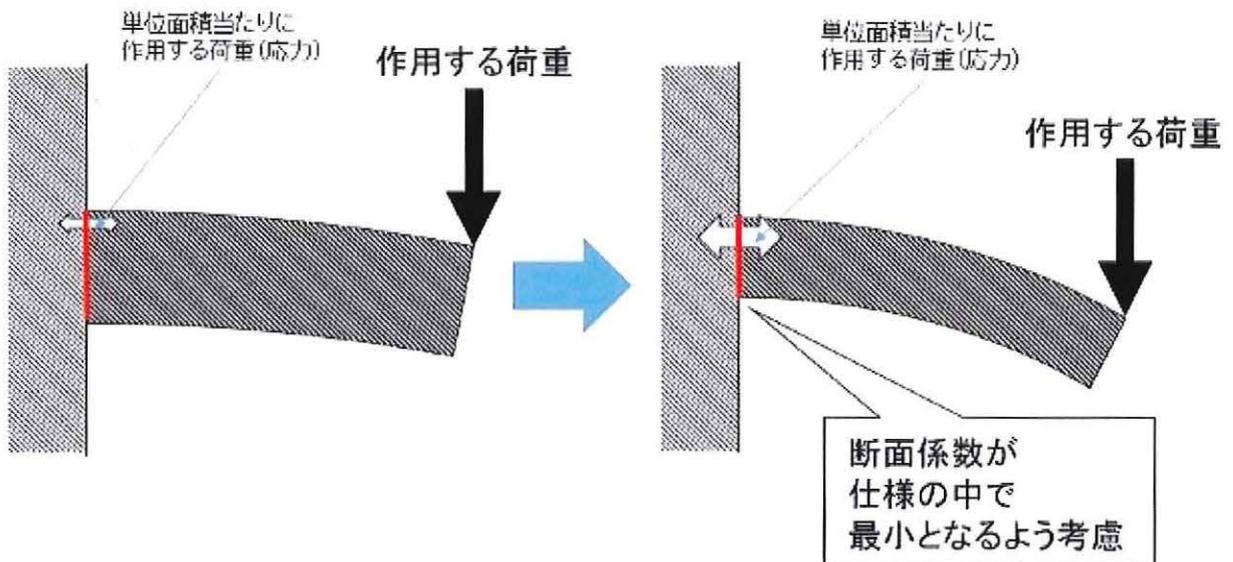
本件発電所の耐震安全性評価では、評価値を計算する過程、すなわち、地震応答解析及び応力解析を行う際にも、評価値の計算結果が保守的なものとなるよう、計算条件の設定等で様々な考慮を行っている。その結果、評価値にも余裕が存在している。

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。

#### ア 解析モデルを構築する段階での考慮

（ア）参加人は、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）<sup>15</sup>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12）。



【図表12 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

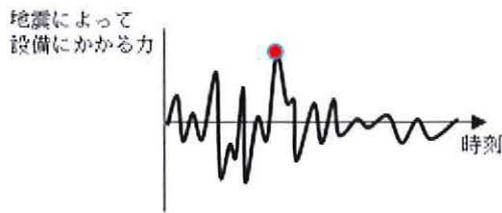
<sup>15</sup> 例えば、厚さ10mmの鋼板の場合、10mmが公称値であり、実際の製品にはその公差の範囲内での誤差が許容される。

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。

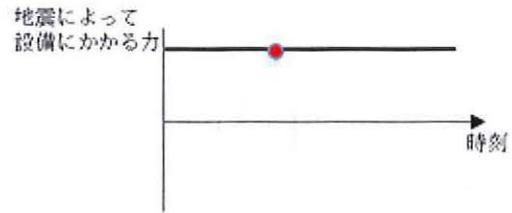
#### イ 地震応答解析及び応力解析を行う段階での考慮

（ア）参加人は、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。

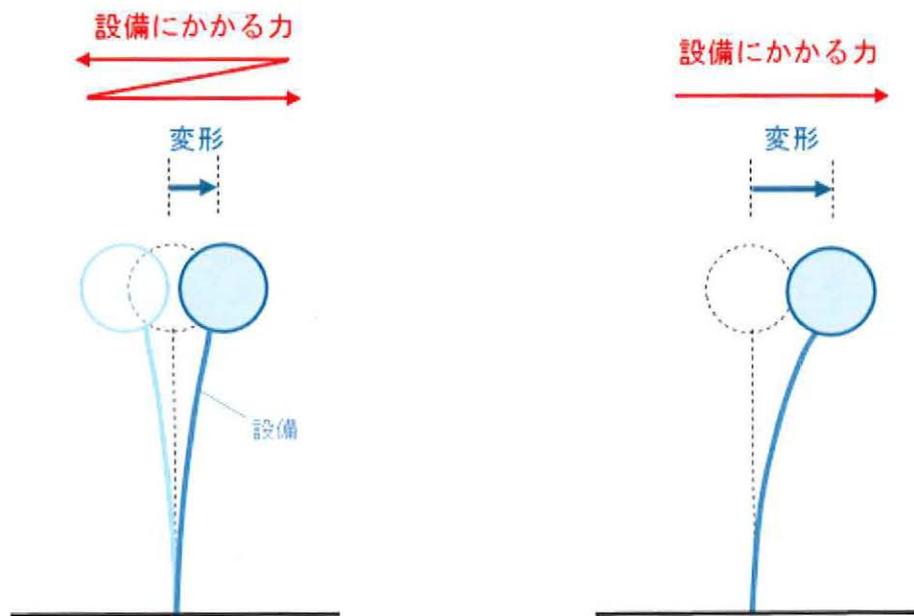
すなわち、実際の地震の揺れによる力は、特定の方向にかかり続けるものではなく、時々刻々別の方向に力がかかるようになるが、あえて、その地震の揺れによる最大の力が、機器・配管系にとって厳しい方向に一定してかかり続けると仮定して評価を行っているものであり、このような仮定は、評価値の計算において、保守的な取扱いとして余裕を生じさせることになる。（図表13）



実際の現象：  
最大の力がかかるのは一瞬



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



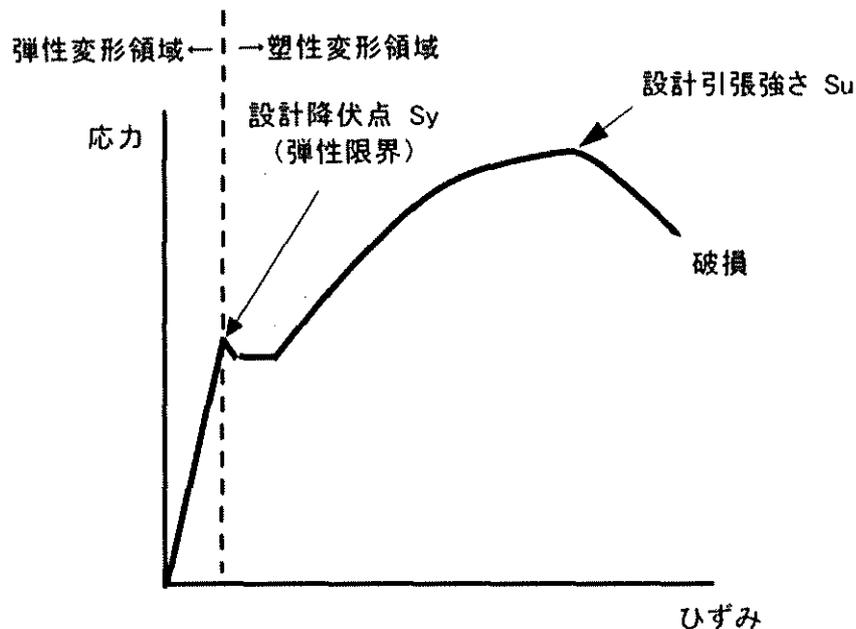
【図表 1 3 機器・配管系の評価における力の想定】

(イ) また、参加人は、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<sup>16</sup>）し、降伏点（弾性限界）を越えると、その変形は、

<sup>16</sup> 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。

弾性変形から塑性変形<sup>17</sup>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 4）<sup>18</sup>。



【図表 1 4 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

<sup>17</sup> 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。

<sup>18</sup> 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 4 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  $S_y$ 」）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  $S_u$ 」）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  $S_y$  及び設計引張強さ  $S_u$  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。

ルギーの一部が熱エネルギー等として消費される結果、振動エネルギーの総量が減少し（吸収され）<sup>19</sup>、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（当時）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<sup>20</sup>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<sup>21</sup>。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）」（丙38）においても、この効果が見込めることが紹介されている（同393頁）ところ、参加人は、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。

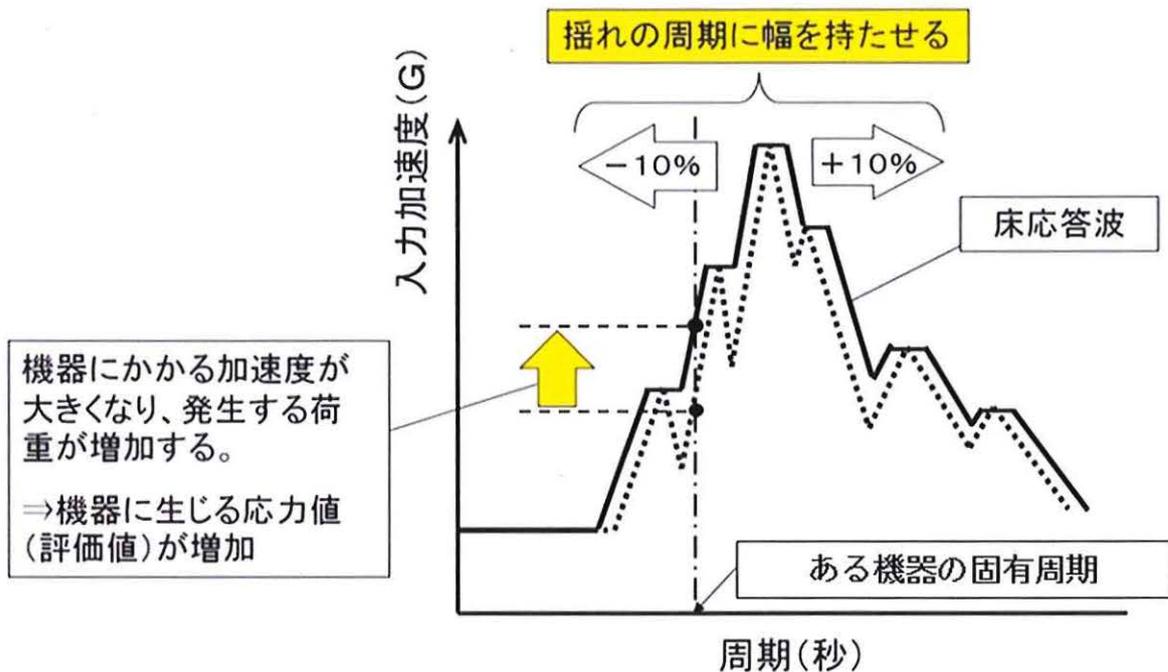
(ウ) さらに、参加人は、各階床に設置されている機器・配管系に生じる揺れ（床応答波）のスペクトル（床応答スペクトル）について、材質のばらつきを考慮し、全体的に拡張して大きくすることで、機器等にかかる荷重を保守的に見積もるようにしている（図表15）。

---

<sup>19</sup> 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。

<sup>20</sup> 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。

<sup>21</sup> 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。



【図表 1 5 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9)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9, 27頁）と明示されている。

## 2 実験等による耐震安全上の余裕の実証

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（図表9における①～③の余裕）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いるところ、これら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）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（丙39, 「原子力発電施設耐震信頼性実証試験の概要」まえがき）や、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こと（丙40, 「原子力安全白書（平成19・20年版）」13頁, 丙41, 「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」7-1頁）からも明らかになっている。

以 上