

|    |  |    |
|----|--|----|
| 第1 | はじめに   | 8  |
| 第2 | 繰り返し地震について                                   | 8  |
| 1  | 発電用原子炉施設の設置変更許可処分における耐震安全性評価に関する法令及び審査基準の定め等 | 8  |
|    | (1) 原子炉等規制法、設置許可基準規則                         | 8  |
|    | (2) 設計基準対象施設及び耐震重要施設の耐震性                     | 9  |
|    | ア 設計基準対象施設                                   | 10 |
|    | イ 耐震重要施設について                                 | 12 |
|    | ウ 「弾性範囲」及び「弾性状態に留まる」の意義                      | 13 |
|    | (ア) 応力とひずみ                                   | 14 |
|    | (イ) 応力とひずみの関係並びに「弾性範囲」及び「弾性範囲に留まる」の意味        | 14 |
|    | (3) 地震力の算定方法                                 | 16 |
|    | ア 基準地震動による地震力                                | 16 |
|    | イ 弾性設計用地震動による地震力                             | 17 |
|    | ウ 静的地震力                                      | 17 |
|    | (4) 荷重の組合せと許容限界                              | 18 |
| 2  | 原子力発電所の耐震安全性評価における機器・配管系の強度評価の概要             | 19 |
|    | (1) 耐震設計の概要等                                 | 19 |
|    | (2) 耐震安全性評価における機器・配管系の強度評価(応力評価及び疲労評価)の概要    | 22 |
|    | ア 強度評価の概要                                    | 22 |
|    | イ 応力評価の概要                                    | 23 |
|    | (ア) 発生応力について                                 | 24 |
|    | (イ) 許容応力について                                 | 24 |

|     |   |    |
|-----|---|----|
| ウ   | 疲労評価の概要   | 28 |
| 3   | 繰り返しの揺れを想定していないことをもって具体的審査基準に不合理な点があるとはいえないこと   | 30 |
| (1) | 平成28年の熊本地震の発生状況は、基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき根拠にはならず、基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき合理的理由はないこと | 30 |
| (2) | 発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系が合理的なものであること   | 32 |
| ア   | 発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系が我が国における構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿うものであること   | 33 |
| (ア) | 耐震設計の基本的考え方   | 34 |
| (イ) | 発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系が構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿うものであること  | 36 |
| イ   | 基準地震動は十分な保守性をもって策定されており、当該発電用原子炉施設の敷地において発生を想定し得る最大規模の地震動となること                                  | 37 |
| ウ   | 建物・構築物の耐震設計上の保守性  | 39 |
| エ   | 機器・配管系の応力評価における保守性  | 41 |
| (ア) | 発生応力の保守性  | 41 |
| (イ) | 許容応力の保守性  | 41 |
| (ウ) | 小括  | 42 |
| オ   | 機器・配管系の疲労評価における保守性  | 42 |
| (ア) | 設計疲労線図の設定における保守性  | 42 |
| (イ) | 地震動による疲れ累積係数の算定における保守性  | 43 |
| (ウ) | 小括  | 43 |
| カ   | 小括  | 43 |
| 4   | 原告らの主張に対する反論  | 44 |

|   |    |
|---|----|
| (1) 原告らの主張  | 44 |
| (2) 被告国の反論  | 44 |
| 5  まとめ  | 45 |
| 第3 クロスチェック解析に係る原告らの主張に理由がないこと   | 45 |
| 1  原告らの主張   | 45 |
| 2  被告国の反論   | 46 |
| (1) 「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の概要   | 46 |
| ア  重大事故等対策の規制の導入  | 46 |
| イ  「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」に係る設置許可基準規則の定め等  | 47 |
| (ア) 炉心損傷防止対策における有効性評価の手法  | 48 |
| (イ) 格納容器破損防止対策における有効性評価の手法  | 49 |
| (2) 申請者による「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の妥当性に係る審査の具体的方法・手段は、原子力規制委員会の専門技術的判断に委ねられていること              | 50 |
| (3) 原告らの主張に対する反論（「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の妥当性に係る審査において、原告らがいう「クロスチェック解析」を実施しないことは不合理なものではないこと | 51 |
| 3  まとめ  | 57 |

## 第1 はじめに

被告国は、本準備書面において、2021年（令和3年）7月20日付け原告ら準備書面79（以下「原告ら79準備書面」という。）のうち、激しい地震動の繰り返し（以下「繰り返し地震」という。）を想定していない点に不備があり新規制基準が不合理である旨の主張（原告ら79準備書面第五・23ないし26ページ）及び新規制基準の下においてクロスチェック解析を実施しておらず、適合性審査の過程において合理性を欠いている旨の主張（原告ら準備書面79第六の2・34ないし38ページ）に対して必要な限度で反論する。

なお、略語等は、本準備書面で新たに用いるもののほか、従前の例による。

## 第2 繰り返し地震について

### 1 発電用原子炉施設の設置変更許可処分における耐震安全性評価に関する法令及び審査基準の定め等

本件設置変更許可処分が行われた当時の耐震安全性評価に関する法令及び審査基準の定め等は、以下のとおりである。

#### (1) 原子炉等規制法、設置許可基準規則（乙ロ第172号証<sup>\*1</sup>）

原子炉等規制法43条の3の6第1項4号は、発電用原子炉の設置許可の要件として、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであ

---

\*1 設置許可基準規則については乙ロ第8号証（令和2年1月23日改正版）を提出しているが、今般、本件適合性審査当時のもの（平成28年1月12日改正版）として乙ロ第172号証を提出する。

ること。」と規定している。

そして、同号による委任を受けた設置許可基準規則は、発電用原子炉施設の事故防止対策のうち地震に関する基本設計ないし基本的設計方針について、①「設計基準対象施設<sup>\*2</sup>は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。」と定め（4条1項）、その「地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。」と定める（同条2項）。また、設置許可基準規則は、②「耐震重要施設<sup>\*3</sup>は、そ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（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なければならない。」と定めている（同条3項）。

## (2) 設計基準対象施設及び耐震重要施設の耐震性

前記(1)の設置許可基準規則の定めに関し、設置許可基準規則の解釈は、設計基準対象施設及び耐震重要施設の耐震性について、以下のとおり定めている。

---

\*2 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（設置許可基準規則2条2項3号）又は設計基準事故（同項4号）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（同項7号）。

\*3 耐震重要施設とは、設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいものをいい（設置許可基準規則3条1項）、具体的には、設計基準対象施設のうち耐震重要度分類Sクラスに属する施設をいう（設置許可基準規則の解釈別記1の1・乙口第158号証120ページ）。

## ア 設計基準対象施設

前記(1)のとおり、設置許可基準規則4条1項は、設計基準対象施設について、地震力に十分に耐えることができることを求めているところ、設置許可基準規則の解釈別記2の1は、この「地震力に十分に耐える」とは、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいうものとし、「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいい、「許容限界」とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ることをいうとしている（乙ロ第158号証122ページ）。

また、設置許可基準規則4条2項は、設計基準対象施設が耐えなければならない地震力について、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならないものとしているところ、設置許可基準規則の解釈別記2の2は、この「地震の発生によって生ずる恐れがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度」を、地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（耐震重要度）をいうものとし、設計基準対象施設をSクラス、Bクラス及びCクラスの3クラスに分類している（乙ロ第158号証122及び123ページ）。すなわち、より上位のクラスには、より大きい地震力を設定し、それぞれのクラスごとに設定される地震力に十分に耐えることができるように設計することが求められている（求められる耐震性の程度が最も高いのがSクラスである。）。

そして、設置許可基準規則の解釈別記2の4は、設置許可基準規則4条

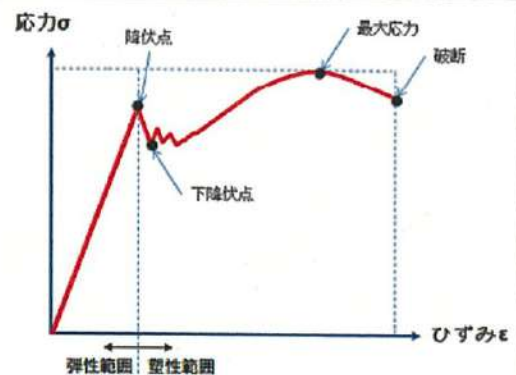
2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、「弾性設計用地震動<sup>\*4</sup>による地震力」及び「静的地震力<sup>\*5</sup>」によることとした上で、同解釈別記2の4一は、弾性設計用地震動について、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定することを求めている（乙ロ第158号証124及び125ページ並びに乙ロ第10号証237ページ）。

設置許可基準規則の解釈別記2の3一は、設置許可基準規則4条1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類Sクラスの施設（原告らが問題としている耐震重要施設に相当する。脚注3参照）については、「弾性設計用地震動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対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。」を求め、「建物・構築物については、常時作用している荷重及

\*4 弾性設計用地震動とは、施設が地震力に対して耐えるために、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲にとどまるよう設計する際に用いる地震動をいう（乙ロ第10号証235ページ・注釈18）。

ここでいう弾性範囲とは、物体に力（応力）を加えると変形する（歪みが生じる）が、力を除くと元の状態に戻る力の範囲をいう。なお、弾性範囲の限界を降伏点といい、これを超えると、物体は変形したままで元の状態に戻らなくなる。この範囲を塑性範囲という（上図参照）。（乙ロ第10号証229ページ・注釈6）

\*5 静的地震力とは、時間とともに変化する地震力（動的な力）を、時間的に変化しない力に置き換えて耐震設計を行う際に用いる地震力をいう（乙ロ第10号証226ページ・注釈1）。



び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の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こと。」「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>\*6</sup>及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態<sup>\*7</sup>にとどまること。」を求めている（乙ロ第158号証123及び124ページ）。

#### イ 耐震重要施設について

設計基準対象施設のうち耐震重要施設については、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なければならないことが求められるところ（設置許可基準規則4条3項）、設置許可基準規則の解釈別記2の6一は、設置許可基準規則4条3項に規定する「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」ことを満たすために、耐震重要施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物以外のものについて、「基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。」を求め、「建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用

---

\*6 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（設置許可基準規則2条2項3号）。

\*7 おおむね弾性状態とは、局部的に弾性範囲の限界を超えたとしても施設全体としては、弾性範囲にとどまることをいう（乙ロ第10号証235ページ）。



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<sup>\*8</sup>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。」「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<sup>\*9</sup>が生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界<sup>\*10</sup>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。また、動的機器<sup>\*11</sup>等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。」を求めている（乙ロ第158号証129及び130ページ）。

#### ウ 「弾性範囲」及び「弾性状態に留まる」の意義

前記ア（10ページ以下）のとおり、設置許可基準規則4条1項が設計

---

\*8 構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態といい、終局耐力とは、構造物の終局状態に至る限界の最大荷重負荷をいう（乙ロ第10号証238ページ・注釈20）。

\*9 塑性ひずみとは、降伏点（弾性範囲の限界）を超える範囲におけるひずみのことをいう（乙ロ第10号証240ページ・注釈24）。

\*10 鋼構造物の破壊モード（現象）は、塑性ひずみによる延性破壊（延性破壊については脚注12参照）であり、材料等の変形が微小なレベルにとどまり延性破壊に至らない限界をいう（同ページ・注釈25）。

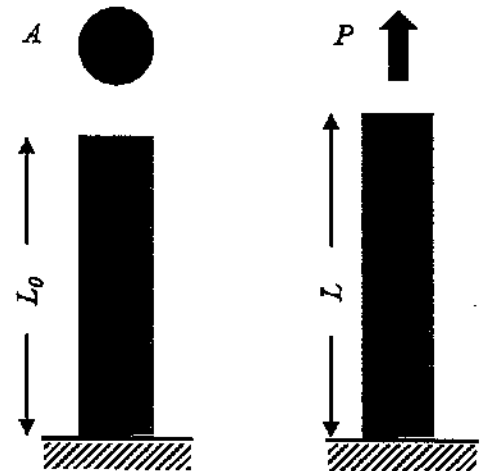
\*11 動的機器とは、ポンプ、弁、モーター等の作動要素を含む機器をいう（同ページ・注釈26）。

基準対象施設について要求する「地震力に十分に耐える」ことについて、設置許可基準規則の解釈は、「施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされること」や「応答が全体的におおむね弾性状態に留まること」を求めている。

この「弾性範囲」及び「弾性状態に留まる」の意味は、以下のとおりである。

(7) 応力とひずみ（乙口第173号証2ページ）

例えば、棒を引っ張る方向に、ある荷重（図1右の矢印Pで示す。）をかけると、棒は伸びる（図1左では、棒の長さは $L_0$ だが、図1右では、棒が外力Pで引っ張られているため、棒の長さは $L$ となっており、 $L_0$ より僅かに伸びている。）。



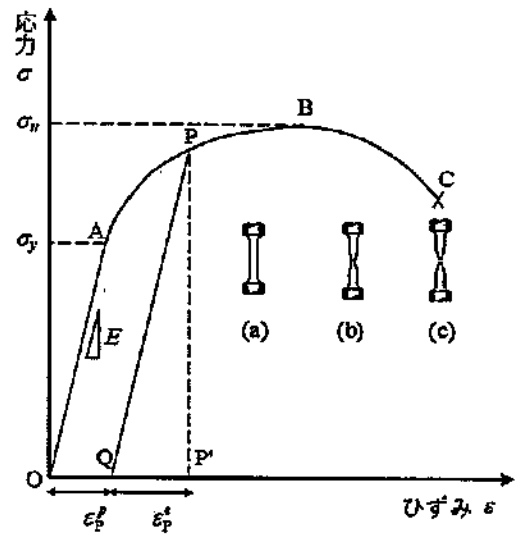
【図1】 棒の伸びとひずみ

このように、ある荷重を物体にかけたときに生じる物体の変形の割合（例えば、元の長さ $L_0$ から何%伸びたか）のことを、「ひずみ」( $\epsilon$ )という。

また、物体の内部には外力Pと釣り合う力が発生している。この力を物体の断面積（例えば、図1左のAのように、棒を地面と水平に断った面の面積）で割ると、単位断面積当たりの力（例えば、断面 $1\text{ cm}^2$ 当たりにかかる力）を計算することができる。この単位断面積当たりの力を「応力」( $\sigma$ )という。

(4) 応力とひずみの関係並びに「弾性範囲」及び「弾性範囲に留まる」の意味（乙口第173号証3及び4ページ）

例えば、棒を引っ張り続けた場合の様子を具体的に説明すると、縦軸を応力、横軸をひずみとした図2中の点Oから点Bまでは、応力が大きくなるに伴い、棒が伸びる（ひずみが大きくなる）が（図2中の(a)の棒の図）、応力—ひずみ関係における応力の最大値（点Bでの応力値。このときの応力〔 $\sigma_u$ 〕を「引張強さ」という。）を超えると、棒にくびれが生じ（図2中の(b)の棒の図）、より小さな応力しか発生しないにもかかわらずひずみが大きくなり続け、やがて棒は破断に至る（図2中の(c)の棒の図）。このときのひずみを「破断延性」と呼ぶ。



【図2】 応力とひずみの関係

「弾性範囲」、「弾性状態に留まる」とは、図2中の点Aを超えないこと、つまり、応力が $\sigma_y$ の範囲にとどまることを意味する。すなわち、縦軸の応力が0から $\sigma_y$ までの間は、応力が大きくなれば、その分一定の割合で横軸のひずみが大きくなるという直線の関係（比例関係）があり、このような状態を「弾性状態」という。応力が0から $\sigma_y$ までの間は、応力がなくなれば、ひずみも0に戻り、棒は元の形に戻る（応力とひずみはいずれも図2中の点Oから点Aの範囲で変化するにすぎない）。このように、降伏点（応力—ひずみ関係が比例関係を保つ限界点）Aに対応する $\sigma_y$ の応力以下の応力が繰り返し発生したとしても、

弾性範囲に収まるものであって、物体の延性破壊<sup>\*12</sup>又は塑性崩壊<sup>\*13</sup>には至らない。

### (3) 地震力の算定方法

原子力施設の耐震設計に用いる地震力の算定は、主に以下の三つの方法によることが求められている。

#### ア 基準地震動による地震力（設置許可基準規則4条3項）

基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定されなければならない（設置許可基準規則の解釈別記2の5）。この基準地震動による地震力に対して耐震安全上重要な施設の安全機能が保持されることが、耐震安全上の要求事項とし

---

\*12 延性破壊とは、構造物に引張の外荷重を負荷したとき、材料に降伏点を超える大きな延性変形（ひずみ）が生じた後に破壊に至ることをいう。引張り荷重を負荷された棒がくびれを生じた後に破断する場合や、過大な内圧を負荷された管が、経が膨張した後に破裂する場合が典型例である。原子力プラントの機器・配管には十分大きな延性を有する材料の使用が求められており、また内圧等の延性破断を引き起こす可能性のある荷重については極めて大きな裕度を持った設計が行われる。（乙ロ第173号証11ページ）

\*13 応力やひずみは、構造物に引張の外荷重を負荷したときのみではなく、横からの荷重（曲げ荷重）が加わった場合にも同様に生じる。構造物に横荷重を負荷すると、最初は弾性挙動を示すが、荷重を徐々に大きくすると、構造物の一部に変形が生じる。変形した部分が構造物の一部に留まっている間は、構造物には耐荷能力（荷重を支える能力）があるが、ある荷重に達すると、構造物は耐荷能力を失い、わずかな荷重の増加により、構造物の変形が著しく増加し、崩壊に至る。このような破損の様式を荷性崩壊という。（乙ロ第173号証11ページ）

て基本となる考え方である。

具体的には、基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定することなどが求められる（設置許可基準規則規則の解釈別記2の7）。

イ 弾性設計用地震動による地震力（設置許可基準規則4条2項、同規則の解釈別記2の4一）

また、基準地震動に対する施設の安全機能保持をより高い精度で確認するため、前記アの基準地震動とは別途、弾性設計用地震動を設定し、この弾性設計用地震動による地震力に対し施設全体としておおむね弾性範囲にとどまっていることを確認することとされている。構造物を弾性範囲に留まるように設計した場合（弾性設計）、地震力とそれを受けた構造物の応答との関係は比例関係にあり、算定される応答値の精度も比較的高い。一般的に構造物の弾性限界（弾性範囲の限界）と終局耐力（脚注8参照）の間には大きな差があり、弾性設計された構造物は、その際考慮した地震動を超える地震動に対しても余裕を持った設計となり、これにより基準地震動による解析結果の信頼性を担保し、安全機能の保持を高い精度で確認することができる。

具体的には、弾性設計用地震動は、基準地震動に対する施設の安全機能の保持をより高い精度で確認するためのものとして、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定すること等が求められる。

ウ 静的地震力（設置許可基準規則4条2項、同規則の解釈別記2の4二）

さらに、一般建築物で広く用いられている静的地震力による設計手法がある。この手法は、原子力施設の設計においても古くから用いられ、設計実績も豊富にあり、一般建築物の構造基準である建築基準法との対比も容易であることから、基準地震動や弾性設計用地震動による動的な解析と併

せてSクラスの施設の耐震設計の信頼性を高める役割を担っている。原子力施設では、耐震重要度に応じて、上位のクラスにはより大きい静的地震力を設定しており、静的地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲にとどまるように設計している。

具体的には、静的地震力は、建物・構築物の振動特性、地盤の種類、施設の耐震設計上の重要度等を踏まえて設計すること等が求められる。一般産業施設と同等の安全性が要求されるCクラス施設には一般産業施設と同じ水平地震力（水平方向の揺れによって施設に作用する力（水平方向の加速度を重力加速度で除したものに施設の重量を掛け合わせたもの）をいう。）を、より上位のBクラス及びSクラスには、それぞれ1.5倍、3倍の地震力を設定することが求められる。（以上につき、設置許可基準規則4条2項、同規則の解釈別記2の4二）

#### (4) 荷重の組合せと許容限界

地震は、他の外部事象と異なり、建物の躯体だけでなくその内部の機器・配管系にも地震による荷重が作用する。一方、それぞれの施設には、プラントの状態によって地震以外の荷重も生じている。そのため、耐震設計方針の妥当性の評価に当たっては、地震により施設に作用する荷重のみならず、プラントの状態による荷重も考慮する必要がある。

これを耐震重要度分類Sクラスの機器・配管系についてみると、まず、基準地震動との組合せと許容限界については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生ず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が求められる。なお、前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とど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が求められる。また、動的機器等については、基準地震動を受けても、その施設に要求され

る機能を保持することが求められる。(以上につき、設置許可基準規則4条3項、同規則の解釈別記2の6一)

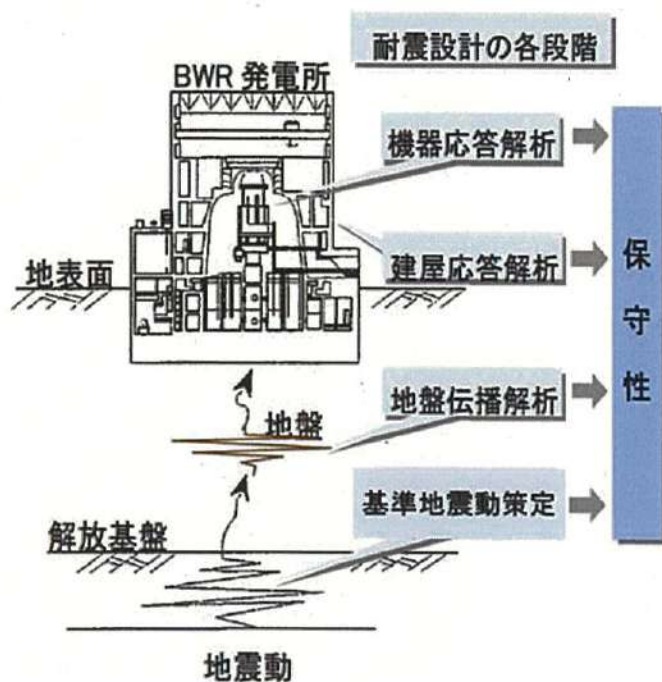
次に、弾性設計用地震動等との組合せと許容限界については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、施設全体としておおむね弾性状態にとどまることが求められる(設置許可基準規則4条1項、同規則の解釈別記2の3一)。

## 2 原子力発電所の耐震安全性評価における機器・配管系の強度評価の概要

### (1) 耐震設計の概要等

ア 我が国は、地震の発生頻度が大きいことを踏まえ、外部事象の中でも地震は、発電用原子炉施設やその機器等への影響が想定される事象として、特に考慮が必要であると従来から考えられてきた。そのため、多量の放射性物質を内包する施設である発電用原子炉施設は、その潜在的危険性を考慮して保守的に耐震設計を講じさせるため、耐震重要度分類Sクラスの施設及び設備に対し、建築基準法の要求を大幅に超える厳しい条件で耐震設計をすることを求めている。ここにいう「耐震設計」とは、設計基準対象施設が、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定された地震力に十分に耐えられるよう設計すること(設置許可基準規則4条1項及び2項)、耐震重要施設が、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切な地震動として選定した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よう設計すること(同条3項、設置許可基準規則解釈別記2の5)をいう。(以上につき、乙ロ第10号証238及び239ページ)

イ 原子力発電所における基本的な耐震設計の概略の流れを図3に示す。



【図3】原子力発電所における基本的な耐震設計の流れ

まず、基準地震動は、解放基盤表面<sup>\*14</sup>における地震動として策定されたものであることから、解放基盤表面より上の地盤における増幅特性等を反映する必要がある。そのため、まず、①地盤伝播解析を行い、建屋設置位置で働く地震力による揺れ（地震応答）を求め、これを建屋・地盤系モデルへの入力地震動として決定する。

\*14 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、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される基盤の表面をいう（設置許可基準規則の解釈別記2の5-乙ロ第158号証126ページ）。なお、基準地震動策定過程の概要については、被告国準備書面9の第3（20ないし31ページ）を参照。



次に、建屋及び建屋周辺の地盤についてモデル化し、②そのモデルを用いて入力地震動による建屋応答解析を行い、建屋の地震応答を求める。また、格納容器、圧力容器等の大型機器については、前記の建屋・地盤系モデルに連成させてモデル化し、同様に入力地震動による応答解析を行い、大型機器の地震応答を求める。建屋及び大型機器についてはこうした解析によって求められた地震応答の最大値（部分的に、周期帯によっては数千Galに達する。）に耐えられるよう設計する。

さらに、③個別の機器・配管の地震応答の最大値を求めるため、前記の建屋・地盤系の応答解析から得られた建屋の各床での応答（揺れ）に基づき、機器・配管そのものの応答増幅特性等を加味してそれぞれの機器・配管の地震応答の最大値を決定する（機器・配管地震応答解析）。機器・配管についてはこうした解析によって求められた地震応答の最大値（部分的に、周期帯によっては数千Galに達する。）に耐えられるよう設計する。このように、建物・構築物や機器・配管の耐震設計は、基準地震動を用いた地震応答解析によって求められた各々の部位における最大応答値（基準地震動よりも増幅する場合が多い。）に対して行われる。

そして、以上の各段階において、独立して保守性を保つように設計がなされる。例えば、①地盤伝播解析では保守的な減衰定数<sup>\*15</sup>、②建屋応答解析で

---

\*15 「減衰」とは、地盤、建物や機器等が振動するエネルギーを吸収・消散し、時間の経過とともに揺れの大きさ（振幅）を小さくしていく効果のことをいう。「減衰定数」とは、この揺れの大きさ（振幅）が減少する割合を表す指標であり、減衰定数の値が大きいほど、振幅の減少の程度が大きくなる。

は保守的な荷重の組合せや非線形特性\*16、③機器応答解析では保守的な減衰定数や周期方向に拡幅した設計用床応答スペクトル\*17をそれぞれ採用している。このような各段階での保守性（余裕）が集積され、その結果、建物・構築物や機器・配管の地震応答の最大値が保守的なものになる。

したがって、基準地震動クラスの地震による建物・構築物や機器・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。

（以上につき、乙ロ第10号証281ないし284ページ）

## (2) 耐震安全性評価における機器・配管系の強度評価（応力評価及び疲労評価）の概要

発電用原子炉施設の耐震安全性評価においては、構造強度について応力評価、疲労評価等により確認することとされている（乙ロ第174号証）。そこで、以下では、機器・配管系における応力評価、疲労評価等について説明する。

### ア 強度評価の概要

耐震設計において想定すべき主な破損様式として延性破壊、塑性崩壊及び疲労破損の三つが挙げられる（乙ロ第173号証11ないし13ページ）。

---

\*16 非線形特性とは、力と変形の関係、すなわち応力とひずみの関係が比例関係にない状態をいう。

\*17 設計用床応答スペクトルとは、建屋の床面毎に減衰定数や固有周期の拡幅を考慮して作成された設計用の応答スペクトルであり、建物内に設置される機器や構築物の耐震設計に用いられる。

一般に、物体に力（荷重）がかかると、物体内部にそれに対応する力、応力が発生する。この応力には、一次応力、二次応力及びピーク応力が存在する。一次応力は、内圧や地震力などの外荷重により機器内部に発生する応力であり、一次応力は更に膜応力（外力によって断面に発生する平均応力）と曲げ応力（モーメントによって断面内で引張りから圧縮に変化する応力）に分けられる。この一次応力は、機器の変形やひずみにかかわらず一定の力でかかり続けることから、降伏点を越えた過大な一次応力が発生すると、延性破壊（一次膜応力によって生じる。）や塑性崩壊（一次膜応力＋一次曲げ応力によって生じる。）を引き起こすおそれがある。他方、二次応力とは、例えば物体が熱により膨張しようとする際に支持金具で拘束されることによって発生する応力であり、ピーク応力とは、物体の断面などが変化する部分に発生する応力集中により、一次応力又は二次応力に付加される応力である。二次応力やピーク応力は、大きな変形を起こすものではないが、繰り返し発生する場合には、疲労破損を引き起こすおそれがある。（以上につき、乙ロ第175号証82ページ）

応力評価とは、延性破壊防止及び塑性崩壊防止の観点から行われるものであり、一次応力により評価される（乙ロ第173号証24、25及び31ページ）。これに対し、疲労評価とは、疲労破損防止の観点から行われるものであり、一次応力のほか、二次応力及びピーク応力をも考慮して評価される（同号証29及び31ページ）。

#### イ 応力評価の概要

前記アのとおり、降伏点を越えた過大な一次応力が発生すると延性破壊や塑性崩壊を引き起こすおそれがあることから、J E A G 4 6 0 1 ・ 補 1 1 9 8 4（乙ロ第176号証）では、延性破壊及び塑性崩壊の防止は、機器等に発生する一次応力を許容応力以下に制限することにより行われる。すなわち、延性破壊や塑性崩壊の防止の観点から行われる応力評価とは、

一次応力に関し発生応力が許容応力を下回ることを確認するものである。

(7) 発生応力について

耐震重要度分類Sクラスの機器・配管系について、まず、①設計基準対象施設の耐震性に関する要求事項としては、「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、弾性設計用地震動による地震力（中略）を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。」とされており（設置許可基準規則解釈別記2の3一・乙ロ第158号証123及び124ページ）、かかる荷重条件により発生する応力が発生応力となる。また、②耐震重要施設の耐震性に関する要求事項としては、「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。」とされており（設置許可基準規則解釈別記2の6一・乙ロ第158号証129及び130ページ）、かかる荷重条件により発生する応力が発生応力となる。

(イ) 許容応力について

- a 一方、許容応力については、J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1 9 8 4 では、例えば、最も重要な設備である原子炉圧力容器を含む第1種容器（現行の区分でいう「クラス1容器」）については、弾性設計用地震動と

運転状態Ⅰ、Ⅱ又はⅢ<sup>\*18</sup>による荷重の組合せに対応する許容応力区分はいずれもⅢ<sub>A</sub>S（運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態）とされ（乙ロ第177号証82ページの「第1種容器」の表の地震動「S<sub>1</sub>」欄参照。なお、J E A G 4 6 0 1の基準地震動S<sub>1</sub>は弾性設計用地震動S<sub>d</sub>に読み替えられる〔耐震工認審査ガイド4.3の【確認内容】(2)・乙ロ第174号証23ページ〕。）、この許容応力区分Ⅲ<sub>A</sub>Sに対する一次一般膜応力（一次膜応力のうち構造上の不連続性及び応力集中のない部分のもの）についての許容応力は、S<sub>y</sub>（S<sub>y</sub>とは設計降伏点をいい、前記図2のσ<sub>y</sub>と同じである。）と2/3 S<sub>u</sub>（S<sub>u</sub>とは設計引張強さをいい、前記図2のσ<sub>u</sub>と同じである。）のいずれか小さい方とされている（乙ロ第176号証87ページの表）。

そして、このようにして定められた許容応力を発生応力が上回らないことを確認することにより、「応答が全体的におおむね弾性状態に

---

\*18 運転状態Ⅰとは、発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう（技術基準規則2条2項45号）。

運転状態Ⅱとは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ及び試験状態以外の状態をいう（同項46号）。

運転状態Ⅲとは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の故障、誤作動その他の異常により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう（同項47号）。

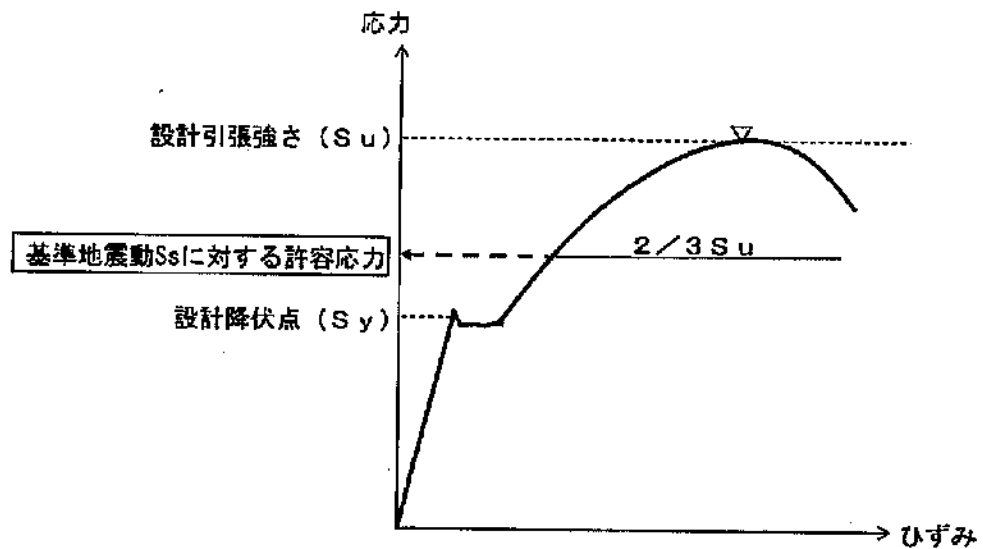
運転状態Ⅳとは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう（同項48号）。

試験状態とは、耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう（同項54号）。

留まること」(設置許可基準規則解釈別記2の3一・乙口第158号証123及び124ページ)という基準要求を満たすこととなる。

このように、第1種容器(原子炉压力容器)における応力評価(一次応力制限)において、弾性設計用地震動にその他の荷重とを組み合わせた荷重条件に対する許容限界は、設計降伏点 $S_y$ を下回らないとされていることから、材料のばらつきを考慮しても、弾性設計用地震動と同等かそれ以下の繰り返しの揺れに対しては、構造強度が確保されていることとなる。

- b また、基準地震動と運転状態による荷重の組合せに対する一次一般膜応力についての許容応力は、例えば、J E A G 4 6 0 1・補-1984では、第1種容器について、基準地震動と運転状態Ⅰ、Ⅱ又はⅢによる荷重の組合せに対応する許容応力区分はいずれもⅣ<sub>A</sub> S (運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生ずる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態)とされ(乙口第177号証82ページの「第1種容器」の表の地震動「 $S_2$ 」欄参照。なお、J E A G 4 6 0 1の基準地震動 $S_2$ は弾性設計用地震動 $S_s$ に読み替えられる〔耐震工認審査ガイド4.3の【確認内容】(2)・乙口第174号証23ページ〕)、この許容応力区分Ⅳ<sub>A</sub> Sに対する一次一般膜応力についての許容応力は $2/3 S_u$ とされており(乙口第176号証87ページの表)、設計引張強さ $S_u$ に対し保守的に設定されている(乙口第173号証24及び25ページ)。後記図4は、かかる許容応力の設定について図示したものである(乙口第175号証83ページ)。



【図4】原子炉圧力容器の鋼材に対する応力-ひずみ関係と許容応力の設定

そして、このようにして設定された許容応力を発生応力が上回らないことを確認することにより、「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」する（設計許可基準規則解釈別記2の6一・乙ロ第158号証129及び130ページ）という基準要求を満たすこととなる。

- c. なお、具体的な一次応力の許容応力の値は、多数の実験を経て得られた材料の強度（降伏応力  $\sigma_y$ 、引張強さ  $\sigma_u$  等）にそれぞれ所定の安全率を乗じる等の方法により算定されているものであり、構造や寸法に左右されるものではない（乙ロ第173号証24ページ）。そして、一次応力における許容応力の算定方法は、耐震工認審査ガイドにおいて耐震設計に関し適用可能な規格及び基準等として掲げられている、日本電気協会が発行する JEAG 4601・補-1984（乙ロ第176号証、同第177号証）や、日本機械学会が発行する「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格」において定められている一般的

かつ合理的なものである。

#### ウ 疲労評価の概要

(7) 疲労破損とは、一回の負荷では物体が破損しない程度の荷重でも、それが繰り返し加わると、まず最初に物体中に不可逆な塑性変形により微小な亀裂が発生し、更に荷重が繰り返し加わり続けると、この亀裂が成長して、やがて物体が破損に至る破損様式をいう。

破断寿命が $10^4$ 回から $10^8$ 回の繰り返し回数を境にして、低繰り返し数による疲労破損の場合を低サイクル疲労、高繰り返し数による疲労破損の場合を高サイクル疲労と区別するのが一般的である。低サイクル疲労では降伏点を越えた塑性ひずみが繰り返されるので、塑性疲労とも呼ばれる。この点、機器・配管系の耐震設計において考慮する地震荷重の繰り返し数は最大でも $10^3$ 回の単位程度であるから、繰り返しの揺れに対する原子力施設の健全性に関する検討においては、主に塑性ひずみの繰り返しを伴う低サイクル疲労領域がその検討対象となる。

(以上につき、乙ロ第173号証13ページ)

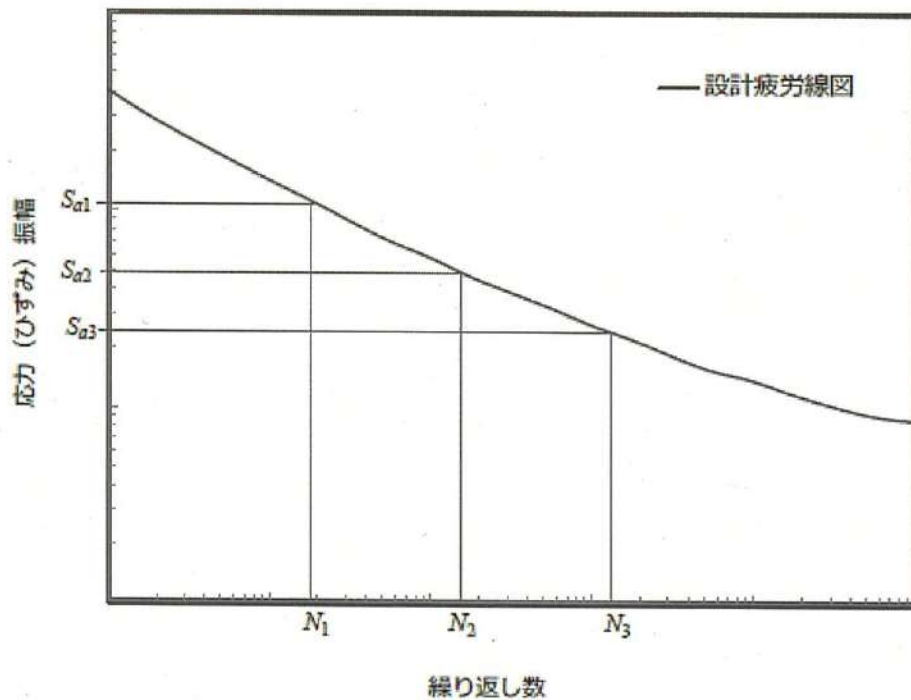
(イ) 疲労評価（一次応力+二次応力+ピーク応力の制限）は、基準地震動又は弾性設計用地震動のみによる疲れ解析を行って疲れ累積係数（疲労累積係数）を求め、これと運転状態Ⅰ、Ⅱにおける疲れ累積係数との和が1.0以下であることを求めるものである（乙ロ第176号証87及び94ページ）。耐震安全性評価における疲労評価としては、後述する関係式により算出された疲れ累積係数の和が1.0以下となることで、疲労破損の防止がなされることを意味する。



後記図5（設計疲労線図<sup>\*19</sup>）は、縦軸を応力の振幅 $S_a$ 、横軸を破損までの繰り返し回数 $N$ として、応力の振幅 $S_a$ に対する疲労寿命を示したものであり、例えば、 $S_{a1}$ の応力の振幅に対しては繰り返し回数が $N_1$ に達すると疲労寿命となる。この設計疲労線図は、材料ごとに実験を経て設定される。疲れ累積係数は、疲労評価の対象とする構造物に複数の振幅の繰り返し応力が生じたとした場合に、各々の応力の繰り返し回数を分子とし、設計疲労線図上の各々の応力の振幅 $S_a$ に対する破損までの繰り返し回数 $N$ を分母として求めた比の総和で算出される（乙ロ第173号証14ページ。例えば、 $S_{a1}$ の応力の振幅及び $S_{a2}$ の応力の振幅がそれぞれ50回繰り返された場合、疲れ累積係数は $50/N_1$ と $50/N_2$ の和となる。）。

---

\*19 設計疲労線図とは、縦軸に応力又はひずみの振幅、横軸に応力又はひずみの繰り返し数をとったグラフのことをいう。これは、応力又はひずみ振幅と疲労寿命の関係を表しており、右下がりの曲線になる。（以上につき、乙ロ第173号証14ページ）



【図5】設計疲労線図

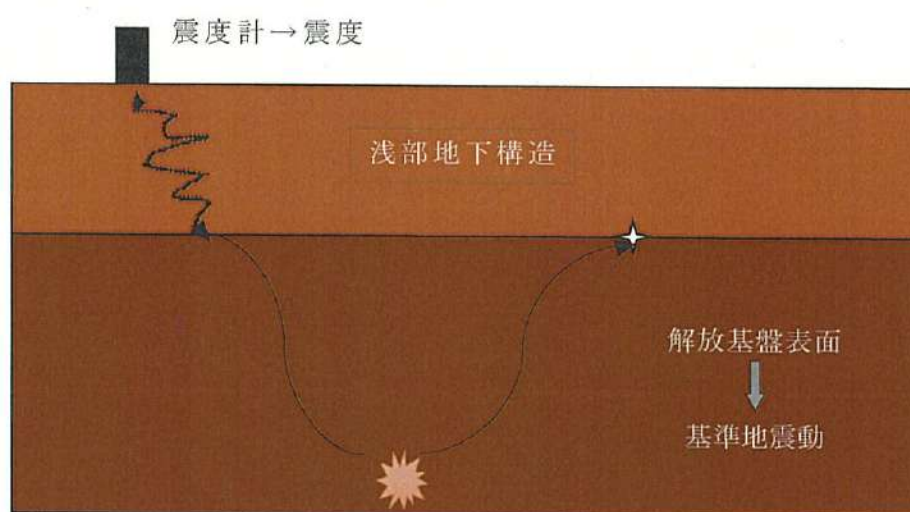
3 繰返し揺れを想定していないことをもって具体的審査基準に不合理な点があるとはいえないこと

(1) 平成28年の熊本地震の発生状況は、基準地震動に匹敵する地震動が繰返し発生する場合を想定すべき根拠にはならず、基準地震動に匹敵する地震動が繰返し発生する場合を想定すべき合理的理由はないこと

ア 平成28年の熊本地震の際には同じ地域（熊本県益城町）の観測点において、同年4月14日のいわゆる“前震”でも、同月16日のいわゆる“本震”でも、震度7が観測されたが、その観測された震度7の地震（あるいは大加速度の地震動）は、軟弱地盤で増幅されたものであり、硬質地盤において比較すると、発電用原子炉施設の耐震設計に当たって策定される基準地震動に匹敵するほど大きな地震動ではない。

すなわち、気象庁が発表している震度は、原則として、地表や低層建物の一階に設置した震度計による観測値であり、ある震度が観測された場合、

その周辺で実際にどのような現象や被害が発生するかを示す指標となるものである（気象庁震度階級表参照）。このような地表等に設置された震度計では、当然、設置場所の浅部地下構造などの影響を受けて地震波が増幅し、大きな震度が観測されることもある（乙ロ第178号証参考1の5ページ）。これに対し、前記2(1)イのとおり、発電用原子炉施設の規制において問題となる基準地震動は、浅部地下構造より下の解放基盤表面における、浅部地下構造による影響がない地震動として定義されるものである（設置許可基準規則の解釈別記2の5一（乙ロ第158号証126ページ））。



【図6】地表の軟弱地盤における地震動と解放基板表面における地震動

イ そして、地震動は軟弱な表層地盤で増幅される性質があるところ、熊本地震において最大の加速度を観測した平成28年4月14日の“前震”におけるKiK-net益城観測点（KMMH16）の観測記録（最大1399Gal〔UD：上下方向〕）は、火山灰質粘土や砂から成る軟弱な地盤（S波速度約0.1～0.2km/s程度）における地表観測記録である。

他方、同観測点の地下-252mの地震基盤<sup>\*20</sup>相当の硬質な岩盤（S波速度約2.7km/s）に設置された地震計では、UD（上下方向）で最大127Gal、水平方向でもNS（北-南方向）最大237Gal、EW（東-西方向）最大178Galしか計測されておらず、上記地表観測記録の数分の1にとどまっている。（以上につき、乙ロ第178号証参考1の1ページ、乙ロ第179号証）

ウ このように、平成28年の熊本地震で観測された震度7の地震（あるいは大加速度の地震動）は、おおむね軟弱地盤で増幅されたものといえ、地下の硬い地盤において比較すると、発電用原子炉施設の耐震設計に当たって策定される基準地震動に匹敵するほど大きな地震動ではなかった。したがって、平成28年の熊本地震の発生状況は、基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき根拠にはならないというべきである。

エ 以上のとおり、発電用原子炉施設の耐震設計において基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき合理的理由があるとはいえない。

(2) 発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系が合理的なものであること

以上の点をおくとしても、前記1のとおり、発電用原子炉施設の耐震安全

---

\*20 地震波は、地盤の特性によりその大きさが大きく変化するため、強震動を予測する場合には、まず、地盤の影響を大きく受けないところまでの地震動を設定し、次に地盤による増幅特性を別の方法で評価するという方法が用いられる。この地盤の影響を大きく受けない地盤を地下のある深さのところに面的に想定したものを「地震基盤」という。具体的には、S波速度が3km/s程度以上の地層をいうものとされる（地震ガイド1.3(3)参照（乙ロ第160号証2ページ））。

性評価においては、基準地震動と弾性設計用地震動という二つの地震動を策定した上で、基準地震動による地震力に対して安全機能を保持できるものであることを求めるとともに、弾性設計用地震動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対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えることなどを求めている。このような耐震安全性評価の体系は我が国における構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿うものである。その上、発電用原子炉施設の耐震設計に用いられる基準地震動は、合理性を有する地震学等の科学的根拠に基づくことを前提としつつも、安全確保の見地から十分な保守性をもって策定されるものであり、その結果、想定し得る最大規模の地震動が策定されることとなる（そのため、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が目安として0.5を下回らないような値で設定される弾性設計用地震動についても相当程度強い地震動となる。）。そして、このようにして策定される基準地震動に対しては、耐震設計においても各種の保守性が確保され、基準地震動に対して大きく余裕を持った設計がされるため、基準地震動を超える地震が発生した場合であっても、直ちに原子炉施設の安全機能が喪失することはない。これらの点からすると、発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系は合理的なものである。

以下、詳述する。

#### ア 発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系が我が国における構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿うものであること

我が国における構造物の耐震設計においては、基本的には、①供用期間中に数度は発生すると評価される地震動レベル、②供用期間中に発生するのは「まれ」であると評価される地震動レベル、③供用期間中に発生するのは「ごくまれ」であると評価される地震動レベル等を設定した上で、それぞれの地震動レベルに対応する形で求められる耐震性能が定められている。そして、前記③の地震動レベルについては、供用期間中に繰り返し発

生することは想定されていない。

発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系は、このような構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿うものである。

#### (7) 耐震設計の基本的考え方

国土交通省は、分野・構造種別を超えた構造物の「設計にかかる基本」を取りまとめるために、土木・建築の各分野の学識者等から成る委員会及び幹事会を平成10年12月に設立し、以降3年間にわたる議論を経て、その議論を取りまとめた「土木・建設にかかる設計の基本」（乙ロ第180号証。以下「設計の基本」という。）を公表している。

そして、この「設計の基本」においては、「耐震設計では、設定した耐震性能を明示し、それに対応する地震動レベルを設定する」とした上で、「設定する耐震性能は、設計対象とする構造物の目的等に応じて、（中略）限界状態の内から、適切なものを一つあるいは複数選択するものとする。これに対応させる地震動レベルは、重要度を含む構造物特性を考慮して決定するものとし、（中略）標準的な耐震性能マトリクス of 何れかに該当するものであることを基本とする。地震動のレベルは、対象構造物が設計供用期間中に経験する目安の頻度として評価した結果で示すことを基本とする（変動作用としての扱い）が、対象構造物が設計供用期間中に経験する目安の頻度として示すことが不適切な場合はこの限りではない（偶発作用としての扱い）」とした。その「標準的な耐震性能マトリクス」においては、①「耐震性能」について、②「構造物の設置目的を達成するための機能が確保されている（使用限界状態）」、③「適用可能な技術でかつ妥当な経費および期間の範囲で修復を行えば、構造物の継続使用が可能となる（修復限界状態）」及び④「構造物の安定性が損なわれず、その内外の人命に対する安全性等が確保されている（終局限界状態）」の3段階を示し、これに対応する②「地震動レベル」



について、㉗「変動作用としての扱い」として、㉓「対象構造物がその設計供用期間中に数度は経験すると評価される地震動」(傍点は引用者)、㉔「対象構造物がその設計供用期間中に経験するのはまれであると評価される地震動」(傍点は引用者)及び㉕「対象構造物がその設計供用期間中に経験するのはごくまれであると評価される地震動」(傍点は引用者)を、㉖「偶発作用としての扱い」として、「対象構造物が経験するものとして最大級と評価される地震動」をそれぞれ挙げている。(以上につき、乙ロ第180号証18ページ)このような考え方は、諸外国で採用されている考え方とも合致する(乙ロ第180号証25ページ参考4)。

そして、前記のうち「対象構造物がその設計供用期間中に経験するのはごくまれであると評価される地震動」や「対象物が経験するものとして最大級と評価される地震動」については、対象構造物の設計供用期間中に繰り返し発生することが想定されているものとは解し難い。

このことは、例えば、一般建築物の耐震設計を定めた建築基準法及び同法施行令が、耐震基準として、以下の図7(乙ロ第181号証)で示すように、①建築物の存在期間中に数度遭遇することを考慮すべきまれに発生する地震動(震度5強程度の“中規模地震”)に対しては、許容応力度計算(一次設計)により、ほとんど損傷が生ずるおそれのないことを求めるとともに、②建築物の存在期間中に1度は遭遇することを考慮すべき極めてまれに発生する地震動(震度6強～7程度の“大規模地震”)に対しては、保有水平耐力計算(二次設計)により、倒壊・崩壊

するおそれのないことが求められていることから裏付けられる。

## 建築基準法の耐震基準の概要

### ○許容応力度計算（一次設計）

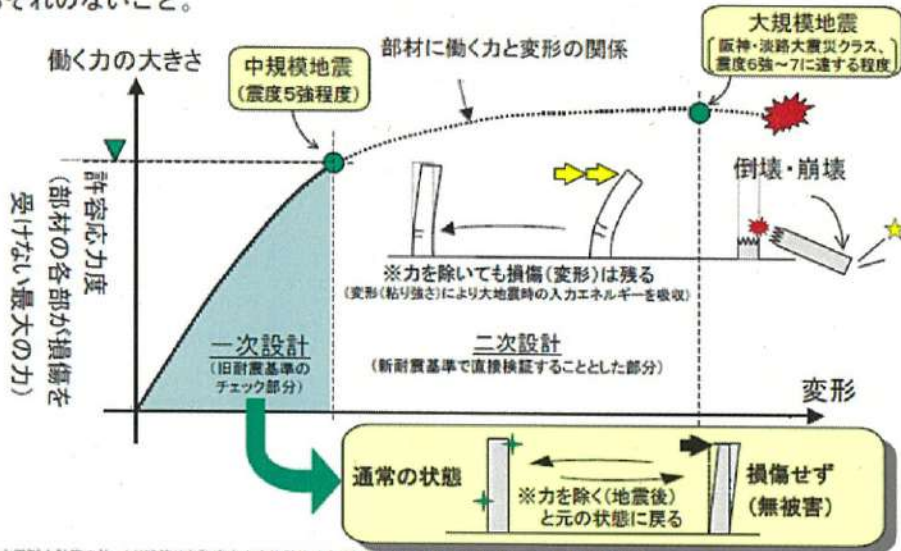
特徴「中規模の地震動でほとんど損傷しない」ことの検証を行う。（部材の各部に働く力 $\leq$ 許容応力度）

⇒建築物の存在期間中に数度遭遇することを考慮すべき稀に発生する地震動に対してほとんど損傷が生ずるおそれのないこと。

### ○保有水平耐力計算（二次設計）※

特徴「大規模の地震動で倒壊・崩壊しない」ことの検証を行う。（保有水平耐力比  $Q_u/Q_{un} \geq 1$ ）

⇒建築物の存在期間中に1度は遭遇することを考慮すべき極めて稀に発生する地震動に対して倒壊・崩壊するおそれのないこと。



※ 二次設計には、保有水平耐力計算の他、より簡易的な許容応力度等計算やより高度な構造計算方法である境界耐力計算等がある。

【図7】建築基準法の耐震基準の概要（乙ロ第181号証）

(イ) 発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系が構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿うものであること

前記(ア)のとおり、我が国における構造物の耐震設計においては、基本的には、①供用期間中に数度は遭遇すると評価される地震動レベル、②供用期間中に遭遇するのは「まれ」として評価される地震動レベル、及び③供用期間中に遭遇するのは「ごくまれ」として評価される地震動レベル等を設定した上で、それぞれの地震動レベルに対応する形で耐震性能の要求を課しているところ、前記③の地震動レベルについて、構造物の供用期間中において繰り返し遭遇することは想定されていない。

また、前記1のとおり、発電用原子炉施設の耐震安全性評価において



は、基準地震動と弾性設計用地震動という二つの地震動を策定した上で、基準地震動による地震力に対して安全機能を保持できるものであることを求めるとともに、弾性設計用地震動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対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えることなどを求めている。このような耐震安全性評価の体系は、発電用原子炉施設では放射線影響の観点から耐震要求事項を定めているという相違はあるものの、上述した我が国における構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿うものである。

イ 基準地震動は十分な保守性をもって策定されており、当該発電用原子炉施設の敷地において発生を想定し得る最大規模の地震動となること

そして、発電用原子炉施設の耐震安全性評価においては、前記アのとおり構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿いつつも、発電用原子炉施設の安全確保の見地から、十分な保守性をもって基準地震動を策定することを求めており、その結果、基準地震動は想定し得る最大規模の地震動が策定されることとなる。

(7) すなわち、現行の新規制基準は、東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえて平成18年改訂後の耐震設計審査指針を更に改訂したものであり、発電用原子炉施設の耐震安全性を確保する上での基準となる地震動である基準地震動の策定に当たっては、発電用原子炉施設の敷地及び敷地周辺の調査を徹底的に行い、最新の科学的技術的知見を踏まえ、各種不確実さも考慮した上で、複数の手法を用いて評価した地震動を多角的に検討し、これらに基づき当該発電用原子炉施設の敷地において発生を想定し得る最大規模の地震動の策定を要求するものである。

ふえんすると、被告国準備書面9及び被告国準備書面12において詳論したとおり、現行の新規制基準の下では、基準地震動の策定に当たっては、①各種地質調査を行い断層の位置、長さ等を決定した上で、②応

答スペクトルに基づく地震動評価及び③断層モデルを用いた手法による地震動評価の双方を行って敷地ごとに震源を特定して策定する地震動を策定するとともに、別途、④震源を特定せず策定する地震動も策定する。そして、これらの過程一つ一つにおいて、それぞれ不確かさを考慮したパラメータ設定をするなどして保守的評価を行うことが求められているため、策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなる。(以上につき、乙ロ第10号証281ページ) 例えば、基準地震動の策定に必要な各種パラメータを設定するに当たっては、保守性を確保するため、各種調査によって得られた断層の長さや幅の値をより長く設定するなど、合理性を有する地震学等の科学的根拠に基づき十分な不確かさを考慮した数値を設定することとなる。その結果、前記のとおり、合理的な科学的根拠に基づくことを前提としつつも、高い安全性が求められる発電用原子炉施設に用いられることを踏まえ、安全確保の見地から、想定し得る最大規模の地震動を策定することとなるのである。

このように、現行の新規制基準に基づく基準地震動は、十分な保守性をもって策定されており、当該発電用原子炉施設の敷地において発生を想定し得る最大規模の地震動として策定されることとなる。

そして、このように基準地震動が十分な保守性をもって策定される結果、「基準地震動(中略)との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定すること。」

(設置許可基準規則の解釈別記2の4一・乙ロ第158号証125ページ)とされている弾性設計用地震動についても十分な保守性をもって策定されることとなり、弾性設計用地震動それ自体も相当程度強い地震動となる。

(イ) さらに、前記のように策定される基準地震動に対しては、以下に述べるとおり、耐震設計において各種の保守性が確保され、基準地震動に対

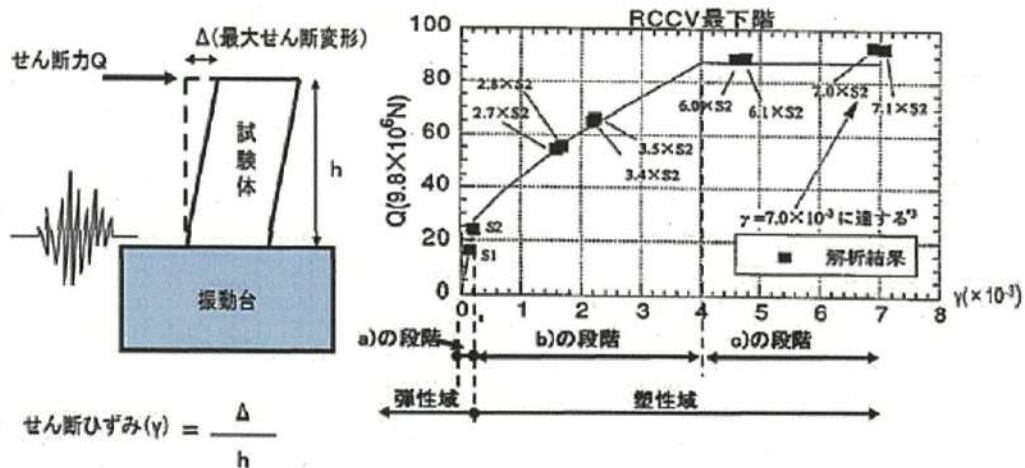
して大きく余裕を持った設計がされることとなる。そのため、仮に、基準地震動を超えるような地震が発生した場合であっても、直ちに耐震重要施設の安全性が喪失することはない。

#### ウ 建物・構築物の耐震設計上の保守性

(7) 前記1(1)及び(2)(8ページ以下)のとおり、設置許可基準規則4条3項では、「耐震重要施設は、そ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(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して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。」とされ、この「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」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たって、「建物・構築物については、常時作用している荷重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。」が求められている(設置許可基準規則解釈別記2の6一・乙ロ第158号証129ページ)。

(イ) ここでいう終局耐力とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態(構造物の終局状態)に至る限界の最大荷重負荷をいう(乙ロ第10号証238ページ・注釈20)。後記図8は、建物・構築物の構造部材(鉄筋コンクリート造耐震壁)の骨格曲線(構造物に荷重を加えた際のせん断ひずみ $[\gamma]$ とせん断力 $[Q]$ との関係〔横軸に $\gamma$ 、縦軸に $Q$ 〕を示したものである。)の一例である。左側の弾性域ではせん断ひずみの増大とともに直線的にせん断力も増大していくが、ひび割れなどが生じ始めると徐々に水平に近づいていき、終局耐力に至るということを示している。すなわち、骨格曲線を読むこ

とで、縦軸にとった荷重を徐々に大きくしていった場合に、建物・構築物の損傷状態やひずみの大きさがどのようになるかを把握することができるのである。



【図8】建物・構築物の構造部材（鉄筋コンクリート造耐震壁）の骨格曲線の一例

具体的には、①ある程度の荷重までは直線的に右上に骨格曲線が伸びていく。この段階は弾性域と呼ばれ、建物・構築物に損傷が起こらず、荷重を取り除いた場合にはひずみも解消される。②さらに荷重をかけた場合、骨格曲線はa)の段階よりも徐々に水平に近づくようになる。この段階は塑性域と呼ばれ、建物・構築物の構造部材内にひび割れが生じ始めるため、荷重を取り除いてもひずみが残ることがある。③さらに荷重をかけた場合、骨格曲線はほぼ水平になり、建物・構築物は損壊してしまう。この②と③の境目である、ひずみが急増する直前の荷重のことを終局耐力という。

(ウ) そして、J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7では、例えば「鉄筋コンクリート造耐震壁」については、終局耐力とされるせん断ひずみ度が  $4.0 \times 10^{-3}$ であるのに対し、許容限界は  $2.0 \times 10^{-3}$ と定められており、



地震時でもこの許容限界を下回るよう設計することが求められている（乙ロ第182号証392ページ）。このように、建物・構築物の耐震設計においては、終局耐力に対して余裕を持った許容限界が定められることによって保守性が確保されている。

## エ 機器・配管系の応力評価における保守性

### (7) 発生応力の保守性

機器・配管系の地震応答解析においては、機器・配管系の設置位置の加速度応答波を基に設計用床応答スペクトルを設定するが、建物の地震応答解析モデルの各種物性値の不確かさを考慮するため、床応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅したいわゆる拡幅スペクトルを設定することによって、設計用床応答スペクトルの保守性が確保されている（乙ロ第183号証516ページ）。

また、機器・配管系の地震応答解析の結果は、解析に用いる減衰定数に大きく影響されることから、地震応答解析において応答が大きくなるように、機器・配管系の設計用減衰定数として、J E A G 4 6 0 1 - 1 9 9 1 追補版を参考に、配管系の振動試験データの下限值に更に余裕を考慮して保守的に設定された値が適用されている（乙ロ第184号証167ページ）。

以上に挙げたような耐震設計上の様々な配慮から、機器・配管系の地震応答解析においては、発生応力の算出において応答が大きくなるように、塑性崩壊防止の観点から多くの保守性が考慮されている。

### (イ) 許容応力の保守性

塑性崩壊における許容応力は、材料の強度（降伏点〔降伏応力〕、引張強さ等）にそれぞれ所定の安全率を乗じる等の方法により算出される。

設計引張強さ  $S_u$  や設計降伏応力  $S_y$  は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 材料規格」に規定されているところ、材料の各温度におけ

る引張試験データの下限值（例えばデータの99%信頼幅の下限值）として設定されており（乙ロ第173号証24ページ）、現実の材料の降伏点、引張強さに対して保守性を有している。

そして、前記2(2)イ(イ) b（26ページ以下）のとおり、基準地震動と運転状態による荷重の組合せに対する一次一般膜応力の許容応力は、 $2/3 S_u$ とされており、設計引張強さ $S_u$ に対し保守的に設定されている。すなわち、前記のとおり保守的に設定された設計引張強さ $S_u$ に対し、許容応力は更に保守的に設定されているのである。

#### (ウ) 小括

以上のとおり、応力評価においては、まず、発生応力の算出において、応答が大きくなるように保守性が考慮され、他方、許容応力の設定においても、試験によって得られた材料の強度よりも低く設定することによって保守性が考慮されている。

#### オ 機器・配管系の疲労評価における保守性

前記2(2)ウ（28ページ以下）のとおり、疲労評価においては、①まず材料ごとに設計疲労線図を設定し、この設計疲労線図を基に、②基準地震動又は弾性設計用地震動による疲れ累積係数及び③運転状態における疲れ累積係数をそれぞれ算定し、これらの和が1.0以下であることを確認することとなる。そして、これらの①設計疲労線図の設定、②基準地震動又は弾性設計用地震動による疲れ累積係数の算定及び③運転状態における疲れ累積係数の算定のそれぞれにおいて、保守性が確保されている。

#### (7) 設計疲労線図の設定における保守性

前記2(2)ウ(イ)（28ページ以下）のとおり、疲労評価においては設計疲労線図に基づいて応力の振幅 $S_a$ から許容繰返し回数 $N$ を求めるところ、設計疲労線図については、最適疲労曲線（試験データに基づいてその回帰分析を行って設定した曲線）を、環境効果、寸法効果及びデ



ータのばらつきを考慮して、最適疲労曲線に対して繰り返し回数方向(横軸)に $1/20$ 、応力振幅方向(縦軸)に $1/2$ の安全率を乗じて設定される。すなわち、設計疲労線図は実際の疲労試験データに対して十分な余裕を持つよう設定されるのである。(以上につき、乙口第173号証15ページ)

#### (イ) 地震動による疲れ累積係数の算定における保守性

また、基準地震動による疲れ累積係数を算定するに当たっては、前記エ(ア)と同様、床応答スペクトルを周期軸方向に $\pm 10\%$ 拡幅したいわゆる拡幅スペクトルを用いることが原則とされており(乙口第183号証516ページ)、基準地震動により機器等に繰り返し加わる荷重が保守的に算定されている。

#### (ウ) 小括

以上のとおり、疲労評価においては、設計疲労線図を保守的に設定することにより、材料ごとの許容繰り返し回数(疲労寿命)をより少なく設定する一方(前記(ア))、基準地震動又は弾性設計用地震動による疲れ累積係数について、基準地震動により機器等に繰り返し加わる荷重を保守的に算定することや、保守的に疲れ累積係数が算出されていることなどにより(前記(イ))、その保守性は確保されている。

#### カ 小括

以上のとおり、発電用原子炉施設の耐震安全性評価においては、基準地震動と弾性設計用地震動という二つの地震動を策定した上で、基準地震動による地震力に対して安全機能を保持できるものであることを求めるとともに、弾性設計用地震動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対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えることなどを求めているところ、このような耐震安全性評価の体系は我が国における構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿うものである上、発電用原子炉施

設の耐震安全性評価においては、まず、発電用原子炉施設の耐震安全性を確保する上での基準となる地震動である基準地震動が、合理性を有する地震学等の科学的根拠に基づくことを前提としつつも、安全確保の見地から十分な保守性をもって策定されるものであり、その結果、想定し得る最大規模の地震動が策定されることとなる（なお、そのため、基準地震動を基に策定される弾性設計用地震動についても、相当程度強い地震動として策定されることとなる。）。そして、このようにして策定される基準地震動（や弾性設計用地震動）に対しては、耐震設計においても各種の保守性が確保され、基準地震動に対して大きく余裕を持った設計がされることとなる。

以上の点を踏まえると、前記の発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系は合理的なものである。

#### 4 原告らの主張に対する反論

##### (1) 原告らの主張

原告らは、平成28年の熊本地震の際には同じ地域で立て続けに最大震度7の繰り返しの揺れが観測されたことを根拠に、繰り返し地震を想定していない新規基準が不合理である旨主張する（原告ら準備書面79第五（23ないし26ページ））。

##### (2) 被告国の反論

しかしながら、前記3(1)（30ページ以下）のとおり、平成28年の熊本地震の発生状況は、基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき根拠になるとはいえず、かつ、繰り返しの揺れにより発電用原子炉施設の安全性に直ちに問題が生じると解すべき根拠もない。

また、前記3(2)（32ページ以下）のとおり、発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系は我が国における構造物の耐震設計に係る一般的な考え方に沿うものである上、発電用原子炉施設の耐震設計に用いられる基準地震動



は、安全確保の観点から想定し得る最大規模の地震動が策定されることとなり、このようにして策定される基準地震動に対しては、耐震設計においても各種の保守性が確保され、基準地震動に対して大きく余裕を持った設計がされることとなる。これらの点からすると、前記の発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系は合理的なものである。

結局、繰り返しの揺れを想定すべきとする原告らの主張は、平成28年の熊本地震において短期間に震度7の地震が2回観測されたことのみに着目し、何ら合理的な根拠を示すことなく、前記のとおり合理性が認められる現行の発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系を論難しているにすぎないものであり、理由がない。

## 5 まとめ

以上によれば、繰り返しの揺れにより発電用原子炉施設の安全性に直ちに問題が生じると解すべき根拠があるとはいえない。

## 第3 クロスチェック解析に係る原告らの主張に理由がないこと

### 1 原告らの主張

原告らは、新規制基準適合性審査において、新たに規制上の要求事項となった重大事故等対策のうち、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」について、「クロスチェック解析を実施していないことは、原子力規制委員会が事業者の解析結果の定量的な検証から逃げて、事業者の解析結果を鵜呑みする杜撰な審査をしていることの証左であり、新規制基準は、その適合性審査の過程において合理性を欠いている。」などと主張する（原告ら準備書面79の第六の2（34ないし38ページ））。この原告らの主張は、「クロスチェック解析」を「申請者が用いた解析コードとは別の解析コードを用いて、同じ解析ケース、解析条件で規制者自らが解析を行い、その結果を申請者の結果と綿密に照らし合わせて、申請者の解析結果の妥当性を検証すること」（原

告ら準備書面79の第六の2(2)ア(34ページ))と定義した上で、新規制基準適合性審査における「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」に当たって、原告らがいう「クロスチェック解析」を実施することが必要不可欠であり、これを実施していない審査は不合理であって本件各原子炉の安全性に問題がある旨を主張するものと解される。

## 2 被告国の反論

しかしながら、申請者による「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の妥当性に係る審査の具体的方法・手段は原子力規制委員会の専門技術的判断に委ねられているところ、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」において、原子力規制委員会の行っている審査に不合理な点はなく、申請者が用いた解析コードとは別の解析コードを用いた再現解析が必要不可欠であるとする原告らの主張には理由がない。

以下、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の概要について述べるとともに(後記(1))、申請者による「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の妥当性に係る審査が原子力規制委員会の専門技術的判断に委ねられていることを主張した上で(後記(2))、原告らの前記各主張に対して反論し、原告らの主張に理由がないことを明らかにする(後記(3))。

### (1) 「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の概要

#### ア 重大事故等対策の規制の導入

新規制基準策定以前は、原子炉等規制法及び原子力安全委員会指針等において、設計基準事故が生じた場合、「炉心は著しい損傷に至ること無く、かつ、十分な冷却が可能であること」のみが要求されていた。

これに対して、新規制基準においては、福島第一原発事故を踏まえ、前記に加えて設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合及び更に事態が進展して炉心の著しい損傷が発生した場合をも想定した対策を求



めることとした。具体的には、諸外国で行っている設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合における炉心の著しい損傷防止対策と格納容器破損防止対策だけでなく、日本独自のものとして、格納容器が破損した場合を想定した対策を求めるなどし、その他、テロリズム対策も要求することとした。(以上につき、乙ロ第10号証138ページ)

重大事故等対策は、平成24年の原子炉等規制法の改正により新たに法的規制の要求事項とされ、設置許可基準規則の第3章において、その内容が規定された。具体的には、設置許可基準規則は、発電用原子炉施設は重大事故等の発生や拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならず(同規則37条)、重大事故等対策に係る重大事故等対処施設と重大事故等対処設備について、その基本設計ないし基本的設計方針に係る事項の妥当性を要求している(同規則38条から62条)。

#### イ 「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」に係る設置許可基準規則の定め等

「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」は、前記アの重大事故等対策のうち、設置許可基準規則37条の要求事項として位置づけられる。すなわち、設置許可基準規則37条は、発電用原子炉施設は、重大事故等の発生や拡大を防止するために必要な措置を講じたものであることを求めているところ、これは、設置(変更)許可申請者において、それぞれの重大事故等において、網羅的・体系的に事故の原因と事故に至るまでの進展(事故シーケンス)を想定し、当該事故の発生を防止するための対策や拡大を防止するための対策を立案し、その対策の有効性を確認することを求めるものである(同規則37条の解釈。乙ロ第158号証71ないし79ページ、乙ロ第10号証140ページ)。

具体的には、以下の(ア)及び(イ)のとおり、設置(変更)許可申請者は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい

損傷を防止するための必要な措置（以下「炉心損傷防止対策」という。）の有効性があることを確認し（同規則37条1項の解釈）、さらに、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するための必要な措置（以下「格納容器破損防止対策」という。）の有効性があることを確認することとされている（同条2項の解釈）。これら各措置の有効性の評価が「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」と呼ばれるものである。

#### (7) 炉心損傷防止対策における有効性評価の手法

設置許可基準規則37条1項の解釈は、炉心の著しい損傷の防止対策について、事故シーケンスグループごとに、その対策に有効性があることを確認することを求めている。事故シーケンスとは、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故のシナリオを、起因事象、安全設備や緩和操作の成功・失敗、物理現象の発生の有無等の組合せとして表したものである。そして、著しい炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態、対策の共通点に着目して類型化したものが事故シーケンスグループである。

炉心損傷防止対策における有効性評価に当たっては、想定する事故シーケンスグループごとに、同時に機能喪失する設備の数、対策を実施するまでの余裕時間の長短、炉心損傷防止に必要な設備容量の程度、当該事故シーケンスグループ内の特徴を代表しているかどうかを着眼点として、重要事故シーケンスを選定する。

その上で、重大事故等対策として要求される設備等により、当該重要事故シーケンスに対して炉心の著しい損傷を防ぐことができるかについて、計算シミュレーション等により評価の要件をおおむね満足することを確認するほか、当該計算シミュレーションの結果に照らし、対応手順や所要時間の設定が実行可能なものであること、必要な要員及び燃料等



について計画が十分なものであること等を確認する。これらの計算シミュレーションによる解析の実施、解析結果に照らした対応手順や所要時間の設定の実行可能性、要員及び燃料等に係る計画の十分性の確認等により、事業者が立案した炉心損傷防止対策の実効性を確認することを炉心損傷防止対策の有効性評価と呼んでいる。

(以上につき、乙ロ第10号証150ないし155ページ)

#### (4) 格納容器破損防止対策における有効性評価の手法

設置許可基準規則37条2項の解釈は、格納容器破損防止対策について、格納容器破損モードごとにその有効性があることを確認することを求めている。格納容器破損モードとは、著しい炉心損傷後等に格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出に至る可能性のある事象を、格納容器への負荷の種類に着目して類型化したものであり、有効性評価の前提として、格納容器破損モードを網羅的に抽出する必要がある。

そして、想定する格納容器破損モードごとに、格納容器に対する負荷などの観点から厳しい事故シーケンスを、評価事故シーケンスとして選定する。

その上で、炉心損傷防止対策の有効性評価と同様に、重大事故等対策として要求される設備等により、当該評価事故シーケンスに対して格納容器の破損を防ぐことができるかについて、計算シミュレーション等により評価項目をおおむね満足することを確認するほか、当該計算シミュレーションの結果に照らし、対応手順や所要時間の設定が実行可能なものであること、必要な要員及び燃料等について計画が十分なものであること等を確認する。これらの計算シミュレーションによる解析の実施、解析結果に照らした対応手順や所要時間の設定の実行可能性、要員及び燃料等に係る計画の十分性の確認等により、格納容器破損防止対策の実

効性を確認することを格納容器破損防止対策の有効性評価と呼んでいる。

(以上につき、乙ロ第10号証155及び156ページ)

(2) 申請者による「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の妥当性に係る審査の具体的方法・手段は、原子力規制委員会の専門技術的判断に委ねられていること

「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」は、前記(1)のとおり、重大事故等対処施設や重大事故等対処設備により、炉心損傷や格納容器破損を防止することが可能か、対策の対応手順や所要時間の設定が実行可能なものとなっているか、必要な要員や燃料等の計画が十分であるかなどを含めて当該原子炉施設の重大事故等対策の実効性を総合的に確認するための一手法である。

もともと、原子力規制委員会が重大事故等対策の実効性を確認するに当たってどのような手法を用いるかについては、具体的な定めはなく、その手法の選択も原子力規制委員会の専門技術的判断に委ねられている。

このうち、申請者により行われる計算シミュレーションによる解析評価は、重大事故という、様々な事象が複雑に重なり合って生じ、その進展具合には相当程度の不確かさを伴うものを対象とするものである。そのため、当該計算シミュレーションによって、現実にかかる可能性のあるシビアアクシデント（重大事故等）の条件を網羅した状況を精緻に再現することはそもそも困難である。むしろ、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」において解析評価を実施することの意義は、当該計算シミュレーション解析を行うことで、重大事故等対策として要求される設備等により、当該重要事故シーケンス及び評価事故シーケンスに対して炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防ぐことができるかどうか、その評価の要件をおおむね満足することを確認することのほか、特に格納容器破損防止対策の観点からは、



重大事故に至る基本的な事象進展の流れ、主要な物理現象の規模と発生タイミングを概括的に把握した上で、重大事故に至る一連の事象のうち、不確かさの要因となる事象を把握し、その結果を重大事故等対策における対応手順及び所要時間の設定や必要な要員及び燃料等の計画の策定に反映することにある。

そのため、原子力規制委員会は、重大事故は複雑な事象が重なり合って生じるものであり、相当程度の不確かさが存在することを当然の前提として、申請者が用いた解析コードが、重大事故に至る各事象のうち重要な物理現象を表現するモデルを備えていること及び当該解析コードの適用実績等の信頼性を確認した上で、申請者が計算シミュレーションの解析評価の結果から不確かさの要因を適切に抽出し、適切な評価を行っているか、それに基づいて立案した重大事故等対策が当該評価を踏まえた十分なものとなっているかを確認することなどにより、申請者による「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の妥当性を確認することとしている（乙口第185号証30及び31ページ参照）。

- (3) 原告らの主張に対する反論（「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の妥当性に係る審査において、原告らがいう「クロスチェック解析」を実施しないことは不合理なものではないこと

前記(2)で述べたとおり、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」は、重大事故等対策の実効性を確認する一手法であるところ、原子力規制委員会が、申請者が講じた重大事故対策等の実効性の審査に当たってどのような手法を用いるかについて、具体的な定めはなく、その手法の選択は原子力規制委員会の専門技術的判断に委ねられているところである。そのため、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」に当たり、特定の方法を用いなければならないものではなく、原告らがいう「クロスチェック解析」、すなわち、申請者が用いた解析コードとは別の解

析コードを用いて、同じ解析ケース、解析条件で規制者自らが解析を行い、その結果を申請者の結果と綿密に照らし合わせて申請者の解析結果の妥当性の検証を行わなければならないものではないから、原告らのいう「クロスチェック解析」を行っていないことをもって適合性審査に過誤、欠落があり、発電用原子炉施設の安全性に問題がある旨をいう原告らの主張は、理由がない。

そして、前記(2)のとおり、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」における解析評価の意義は、当該計算シミュレーション解析により、重大事故に至る一連の事象の中から不確かさの要因となる事象を把握し、その影響を考慮した評価を行うことで対策の有効性を確認することであり、原子力規制委員会においては、このような観点から、申請者が用いた解析コードが、重大事故に至る事象のうち重要な物理現象を表現するモデルを備えていること及び当該解析コードの適用実績等の信頼性を確認の上、申請者において、解析評価結果から不確かさ要因を適切に抽出し、適切な不確かさ評価を行っているか、申請者が立案した重大事故等対策が、当該不確かさを踏まえた十分なものとなっているかを確認することに重点を置いた審査を行っている。

実際、原子力規制委員会は、本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査においても、重大事故の解析には比較的大きな不確かさを伴うことを踏まえ、申請者が実施した重大事故の解析の妥当性に関しては、単に結果の定量的な比較を行うのではなく、①炉心損傷後を含めた事象進展に係る重要現象の解析モデルが説明されていること、②国際的に利用されている代表的なコードであり、豊富な適用実績があるとともに、他のシビアアクシデント



コードとのベンチマーク計算<sup>\*21</sup>により、一定の信頼性が確認されていること、  
③不確かさにも適切に対応できるような考え方に基づいて対策を要求していること、すなわち、申請者が計画している対策の有効性評価について、解析コード及び解析結果の不確かさを考慮しても、解析結果は評価項目をおおむね満足することに変わりがないことを確認している（乙ロ第185号証30及び31ページ）。ここに、前記①は、申請者が用いた解析コード「MAAP」<sup>\*22</sup>が、シビアアクシデント時に、原子炉、1次冷却系<sup>\*23</sup>、格納容器内などで起こると考えられる重要な物理現象（例えば、燃料内の温度変化、燃料被覆管<sup>\*24</sup>の酸化や変形、原子炉格納容器内での溶けた燃料とコンクリートの化学反応、水素ガスの発生等の個々の物理現象）を表現するモデルを備えて

---

\*21 ベンチマーク計算とは、一般的に、コンピュータのハードウェアやソフトウェアの性能の評価手法の一つであり、同種のハードウェアやソフトウェアを用いて、同じ条件で測定値を求めて性能の相対的な比較を行うことをいう。もっとも、ここにおける「他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算」とは、被告会社が用いた解析コードである「MAAP」の性能そのものを確認することを目的とするものではなく、「MAAP」が備える個々の重要な物理現象のモデルが実際に起こった事象と整合することを確認するため、個々の重要な物理現象ごとに、実際に起こった事故の再現解析との比較を行うことを意味する。

\*22 米国電力研究所（EPR I）が所有するシビアアクシデント解析コード。シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重大事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である（乙ロ第131号証236ページ）。

\*23 一次冷却系とは、原子炉の炉心で発生する熱を原子炉冷却材で除去するための閉回路で、原子炉を含めた冷却回路のことをいう。

\*24 核燃料物質を燃料ペレットという固体に固め、それを棒状にして並べたものを覆う金属の管のことをいう。

いることを確認したことを意味する。前記②は、申請者が用いた解析コード「MAAP」の国内外での適用実績を確認することのほか、「MAAP」が備える重要な物理現象を表現するモデルが、実際に起こった事故で生じた事象と整合することを確認するため、個々の重要な物理現象ごとに（例えば、燃料内の温度変化、燃料被覆管の酸化や変形等の個々の物理現象）、実際に起こった事故であるTMI事故<sup>\*25</sup>の再現解析との比較を行い、「MAAP」が備える個々の重要な物理現象を表現するモデルが、実際の事故時に生じる物理現象とおおむね整合することを確認することにより、申請者が用いた解析コード「MAAP」の信頼性が確保されていることを確認したことを意味する（なお、このTMI事故の再現解析との比較は、重大事故に至る一連の事象を個々の物理現象に分けて、TMI事故との比較が可能な物理現象について個別に比較を行うものであり<sup>\*26</sup>、原告らがいう「クロスチェック解析」とは異なる。）。そして、申請者において、解析評価結果から不確かさ要因を適切に抽出し、適切な不確かさ評価を行っているか、申請者が立案した重大事故等対策が、当該不確かさを踏まえた十分なものとなっているかを確認することが前記③である。

このように、原子力規制委員会は、申請者による解析結果に対して、申請者が用いた解析コードとは別の解析コードを用いて、同じ解析ケース、解析条件で解析を行いその解析結果の正確性を確認するのではなく、①申請者が

---

\*25 アメリカのペンシルバニア州スリーマイルアイランド原子力発電所の2号炉で、1979年3月28日に発生した原子力事故のことをいう。炉心の一部が溶融し、周辺に放射性物質が放出され、住民の一部が避難する事態となった。

\*26 TMI事故時には生じなかった物理現象については、TMI事故の再現解析との比較ができないため、その他の実験結果等との比較により、「MAAP」が備えるモデルの妥当性を確認している。



用いた解析コードが重大事故に至る事象のうち重要な物理現象を表現するモデルを備えていることを確認するとともに、②当該解析コードの運用実績を確認するほか、当該解析コードが備える重要な物理現象を表現するモデルが、実際の事故時に生じる物理現象とおおむね整合することを確認することにより、当該解析コードの信頼性が確保されていることを確認した上で、③申請者において、解析評価結果から不確かさ要因を適切に抽出し、適切な不確かさ評価を行っているか、申請者が立案した重大事故等対策が、当該不確かさを踏まえた十分なものとなっているかという観点から審査を行っている。これは、解析評価を行う対象が、複雑な事象が重なり合い、相当程度の不確かさを伴う重大事故であるという特殊性を踏まえたものであり、このような審査方法は、万一重大事故が発生した場合でも、迅速な事故収束に向けた対応を行い、放射性物質の放出による周辺環境への影響を抑制することができるか、すなわち炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性を確認するという審査の目的に沿うものである。

したがって、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」の妥当性に係る審査において、原告らがいう「クロスチェック解析」を実施しないことは何ら不合理なものではない。

なお、原子力規制委員会は、「MELCOR」を用いた再現解析は行っていないが、各原子炉の新規制基準への適合性審査とは別に、独自に、解析コード「MELCOR」を用いて、モデルプラントでの解析を実施し、特に格納容器破損防止対策の有効性評価を行っている（乙ロ第186号証）。原子力規制庁は、これにより、事故シーケンスの特徴を整理し、格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理現象の抽出及び不確かさ要因を特定し、その影響について検討を行っているほか、解析コードにより判断材料が十分に得られない不確かさ要因については、既往の研究結果等に基づき考察しているところである（乙ロ第186号証1ページ参照）。そして、原子力規制委

員会は、その後の申請者による格納容器破損防止対策の有効性評価の審査に当たっては、申請者が選定し、「MAAP」を用いて解析を行った各事故シーケンスにおいて、申請者が抽出した不確かさの要因が適切であるか、申請者による不確かさを踏まえた対策が、当該不確かさに対して十分なものであるかを判断するに当たっては、前記の「MELCOR」を用いた解析により得られた各事故シーケンスの特徴、重要な物理現象及び不確かさ要因やその影響などの情報を加味しながら判断を行っている。

実際、原子力規制庁による「MELCOR」を用いた独自の解析結果は、本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査においても、被告会社による格納容器破損防止対策が、解析コード「MAAP」を用いた解析結果を踏まえた各事象の不確かさを適切に評価した上で、十分な余裕を持った対策であることを確認するために用いられている。このことは、本件各原子炉に係る設置変更許可処分の審査書案に対する意見募集結果に係る、「なお、規制委員会はMELCORによる解析結果とMAAP解析結果とが同様の傾向であることを確認するとともに、MELCORによる解析で同定された不確かさ要因がMAAPによる解析においても考慮されていることも確認しています。」（乙ロ第185号証31ページ。傍点は引用者）との回答にも示されているところである。

このように、原子力規制委員会による「MELCOR」を用いた解析は、原子力規制委員会が、格納容器破損防止対策の有効性評価の審査において、申請者の解析コードが複雑な事象のうち重要なものを表現できているか、更に、解析結果から不確かさ要因を把握し、それらを踏まえた対策が立案されているかという観点から審査を行うに当たり、申請者による不確かさ要因の抽出及びその評価の妥当性を判断するために基礎となる情報を規制側として把握しておくという意味において、特に格納容器破損防止対策の有効性評価に係る規制上意義があるものである。

### 3 まとめ

以上に述べたとおり、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」において、原子力規制委員会が行っている審査に過誤、欠落はないのであって、原告らがいう「クロスチェック解析」の実施が必要不可欠であり、これを実施していない審査は不合理であって本件各原子炉の安全性に問題があると主張する原告らの主張には理由がない。

以 上