

b 建物・構築物の評価基準値は、JEAG4601-1987（乙177）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S2に基づいた動的解析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。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、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする」とされている。

すなわち、上記評価基準値は、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。

c 機器・配管系の評価基準値は、JEAG4601-1987（乙177）に原則的事項が記載され、その詳細はJEAG4601-1984（乙178）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値を考慮して、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。

なお、抗告人は、本件各原子力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、所定の「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（乙179）。

（イ） 評価値の計算条件における余裕（③の耐震余裕）

抗告人は、本件各原子力発電所の耐震安全性評価において、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、下記のと

おり、計算条件の設定等で考慮を加えた。

a 解析モデルを構築する段階では、原子炉容器等の重要な機器等をモデル化する際に、材料の公称値を用いず、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た。（乙180）。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、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った（乙181の1、乙181の2）。

b 地震応答解析を行う段階においては、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）を全体的に拡張して大きくし、機器等にかかる荷重を保守的に見積もるようにした（乙179、乙182の1、乙182の2）。

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直ちに生じるわけではない。応力解析において、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あえて仮定して評価を行った（乙16）。

c 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）を考慮しなかった（乙179）。

すなわち、機器・配管系に力が加わることで、これらを構成する材料が変形するが、材料に発生する応力が降伏点（弾性限界）を越えると、変形は、弾性変形から塑性変形に変わる。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（エネルギー吸収効果）が生じる。この効果は、建設省告示（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として表されるが、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。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。

本件各原子力発電所の機器・配管系の解析に際しては、このようなエネルギー吸収効果を織り込んでおらず、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。

(3) 原子力規制委員会による審査

原子力規制委員会は、本件各原子力発電所の耐震設計方針に関して、地震応答解析による地震力の算定方針が設置許可基準規則解釈別記2等に適合すること(乙14の2)を確認した。

また、原子力規制委員会は本件各原子力発電所の詳細な耐震設計に関して、地震力の算定方針が技術基準規則及び同規則解釈に適合すること等を確認し(乙100の2, 乙109の2)、本件各原子力発電所の工事計画について認可した(乙100の1, 乙109の1)。

なお、原子力規制委員会は、上記耐震安全上の余裕についても、「建物・構築物、機器・配管系のそれぞれの強度評価における許容限界については、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき、施設の機能を維持又は構造強度を確保できる設定としていること・・・を確認した」(乙100の2, 乙109の2)、「動的地震力の算定に当たって、建物・構築物の剛性及び地盤の剛性のばらつき等を適切に考慮していることを確認した」(乙100の2, 乙109の2)などと評価し、評価基準値(許容限界)が安全上適切な規格・基準の下で余裕を持たせて設定されていることや、評価値(動的地震力)が種々のばらつきを考慮して適切に算出されていることを確認した。

(4) まとめ

以上によれば、抗告人は、本件各原子力発電所の「耐震安全性」に関する新規制基準適合性について、新規制基準の策定内容を含めて、不合理な点がないことを、相当の根拠及び資料に基づいて疎明したものと見える。

そこで、相手方らの主張について次に検討する。

(5) 耐震安全性評価について

ア 相手方らの主張

本件各原子力発電所に②及び③の耐震余裕があるとはいえない。

また、①の耐震余裕は、本来必要がない余分なものではなく、様々な不確実な要素を吸収するための「必要不可欠な安全代」であり、安全率が高いということは、安全であることを意味するのではなく、むしろ不確実な要素（材料の品質、施工精度、腐食や老朽化、想定外の地震）が多いことを示している。

イ 検討

(ア) ①の耐震余裕

a 甲第144号証には、「もはやその余裕は真の余裕ではなく、さまざまな「不確実な要素」を吸収するための見かけの余裕ということにならないか。」（30頁）と記載されている一方で、「法的に根拠をもつ安全余裕とはどのようなものか。法的に定められている材料の許容応力と、構造設計者が詳細な応力解析によって理論的に推定している応力との差、である。それは、設計技術者が社会に対して責任をもって量的に提示できる唯一の安全余裕である。」「そしてこれが、・・・『発生応力が許容力に対して有する余裕』でもある。これに関してのみ、異存はない」と記載されている（68頁）。

上記「法的に定められている材料の許容応力」とは評価基準値（許容値）のことであり、上記「構造設計者が詳細な応力解析によって理論的に推定している応力」とは評価値のことである。そうであるから、上記「法的に定められている材

料の許容応力と、構造設計者が詳細な応力解析によって理論的に推定している応力との差」とは、評価値の評価基準値（許容値）に対する耐震余裕（①の耐震余裕）に該当する。

そうすると、甲第144号証は、評価値の評価基準値（許容値）に対する耐震余裕（①の耐震余裕）が不確定要素を含まない余裕であることを否定する趣旨のものとはいえない。

b 「材料の品質」

原子力発電所の機器等に用いられる材料は、高品質のものが用いられるものの、その強度等にばらつきが存在する。そこで、抗告人は、材質のばらつきについて、機器等の評価基準値（許容値）に影響を与える不確定要素として、評価基準値（許容値）の設定過程で考慮している。すなわち、本件各原子力発電所の機器・配管系については、そこで用いられている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値を考慮した上で、これに余裕を見込んだ数値を評価基準値（許容値）として設定しており、材料の品質のばらつきの考慮は、実験値のばらつきや実験値の下限値の考慮によってなされている（乙179）。

c 「施工精度」

抗告人は、機器等の施工の際に生じうるばらつきについては、機器等の評価値に影響を与える不確定要素として、評価値の計算過程において考慮している。原子炉機器等の重要な機器等をモデル化するに当たっては、公称値を用いず、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が大きくなるよう、保守的な考慮を行っているのは、その一例である（乙179）。

d 「腐食や老朽化」

抗告人は、機器等の劣化等に対する保守管理について、機器等の性能が維持されるよう、機器等の性質に応じた保守管理方針とそれに基づく目標、実施計画を定め、定期的な検査等を実施し、必要に応じて修繕や取替えを行っている。

抗告人は、このようにして、劣化等が機器等の健全性に影響を与えていないことを確認し、技術基準に適合した状態を維持している。

また、上記の保守管理のプロセスについては、品質保証活動をすることにより、保守管理の不備による影響を排除している（乙179）。

（イ） ②及び③の耐震余裕

本件各原子力発電所においては、材料のばらつき等も考慮して限界値を判断した上、さらに保守的に余裕を持たせて評価基準値（許容値）を設定しているから、機器等が機能喪失する限界値に対して評価基準値（許容値）が持つ耐震余裕（②の耐震余裕）が存在するといえる。

また、評価値を計算する過程においても、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保守的な評価を行っているから、評価値を計算する過程の耐震余裕（③の耐震余裕）が存在するといえる。

（ウ） 以上のような耐震余裕は、本件各原子力発電所に限らず、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9月に作成した「関西電力（株）高浜発電所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）に関する審査結果取りまとめ」においても、「設備等の応答評価（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保守的に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（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101）と明示されている。

（エ） 耐震安全上の余裕を実証した事例

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、及び平

成19年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、「安全上重要な施設・設備」の健全性に特段の問題が生じていない事実からも明らかにされている。

a 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

(a) 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実験（原子力発電施設耐震信頼性実証試験）により、「安全上重要な施設・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35，乙106，乙107）。

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，大型高性能振動台に原子力発電所の実機に近い縮尺模型試験体を設置して，強度実証試験，設計手法確認試験，限界加振試験等が行われた。

(b) 試験対象設備には，110万kW級の加圧水型（PWR）及び沸騰水型（BWR）原子力発電所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（乙106）。

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（PWR）原子力発電所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S1及び基準地震動S2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。

以上をもとに，強度実証試験において，基準地震動S1及び基準地震動S2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S2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。

(c) 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加振試験の結果、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S2を超える地震動に対しても十分な耐震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106）。

b 平成19年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

(a) 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

① 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、基準地震動を超える大きな地震動を受けたにもかかわらず、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113）である。

② 上記報告書では、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かかわらず、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」とされている（乙113）。

(b) 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・設備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102）。

(オ) 以上によれば、本件各原子力発電所の耐震重要施設について、評価値の評価基準値（許容値）に対する耐震余裕（①の耐震余裕）に加えて、実際に機器等が機能喪失する限界値に対して評価基準値（許容値）が有する耐震余裕（②の耐震余裕）、評価値を計算する過程の耐震余裕（③の耐震余裕）が存在するといえる。

(カ) 本件各原子力発電所の耐震重要施設に係る評価基準値（許容値）や評価値の算出に当たって不確定要素が適切に考慮されていることは、原子力規制委員会による新規制基準適合性審査において確認されている。

(キ) したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(6) 耐震補強工事について

ア 相手方らの主張

平成18年9月19日改訂前の耐震設計審査指針に基づいて策定された本件各原子力発電所の基準地震動S2の最大加速度は370ガルであり、平成18年耐震設計審査指針に基づいて実施された耐震バックチェックの結果、基準地震動Ssの最大加速度は550ガルとなった。そうであるのに、抗告人は、計算上550ガルでも耐えられることを確認したにすぎず、何らの耐震補強工事をしていな

い。

イ 検討

(ア) 抗告人は、新規制基準を踏まえ、本件各原子力発電所の新たな基準地震動（最大加速度700ガル）を策定し、その策定に伴い耐震補強が必要となるもの等について、平成25年から、同発電所の配管サポート類、原子炉補機冷却水冷却器、使用済燃料ピット冷却器等、合計約830箇所について補強工事を実施しており、これらの工事は、平成27年秋に完了している（乙247）。

また、抗告人は、平成18年9月19日の耐震設計審査指針の改訂を受けた耐震バックチェックの実施に際して、本件各原子力発電所の基準地震動 S_s （最大加速度550ガル）を策定したときにも、平成20年から21年にかけて、本件各原子力発電所の配管サポート類約50箇所について補強工事を実施している（乙248、乙249）。

(イ) 抗告人は、上記の工事を含ま、新規制基準を踏まえた本件各原子力発電所の工事計画について、平成25年7月に原子力規制委員会にその認可を申請し、その後、平成27年8月、本件原子力発電所3号機の工事計画について、同年10月、本件各原子力発電所4号機の工事計画について、それぞれ、設置変更許可において確認された、新たな基準地震動とそれに基づく基本設計に整合したものであることが確認され、原子力規制委員会の認可を受けた（乙76、乙100の1・2、乙109の1・2）。

(ウ) 以上のとおり、抗告人は、基準地震動の見直しの際に、新たな基準地震動による耐震安全性評価を実施し、その評価結果を踏まえて、必要に応じて耐震補強工事を行い、安全上重要な施設・設備の耐震安全性を確保している。

(エ) したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(7) 塑性変形の繰り返しについて

ア 相手方らの主張

地震動による応力が弾性限界を超え、設備が塑性変形を起こした場合に、その応力がある一定の範囲内（安全機能限界内）であっても、弾性限界を超える力が複数回かかり塑性変形が繰り返されれば、その部分の強度は弱くなり、想定外の機能喪失が起こる可能性がある。

イ 検討

一般に、物の疲労破壊は、一定量以上の応力が一定回数以上繰り返しかかる場合に発生することが知られている。「耐震設計に係る工認審査ガイド」（乙99，以下「工認審査ガイド」という。）では、耐震重要度分類Sクラスの機器の構造強度に関する耐震設計について、評価対象部位の疲労評価を行うことが求められており（工認審査ガイド4.6.1の確認内容(1)）、評価に当たって参照すべき民間規格（日本電気協会のJEAG4601-1987等又は一般社団法人日本機械学会（以下「日本機械学会」という。）の「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」）が示されている。

抗告人は、工認審査ガイドの要求事項に基づき、各機器に生じる応力が上記民間規格に定める評価基準値を下回ることを確認するなどして、適切に疲労評価を行っており、各機器が疲労破壊しないことを確認している。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(8) 基準地震動と弾性設計用地震動の応答スペクトルの比率について

ア 相手方らの主張

本件各原子力発電所の基準地震動と弾性設計用地震動の応答スペクトル比率について、従来0.58としていたのを、基準地震動の引き上げに伴って、基準で定められた最下限の0.5に引き下げているが、原子力発電所の安全性を考えるのであれば、この比率を引き下げるべきでなかった。

イ 検討

弾性設計用地震動については、設置許可基準規則解釈及び地震ガイドにおいて、

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が要求されている（設置許可基準規則解釈別記2第4条4項1号、地震ガイドⅡ4）ところ、工学的判断として、原子炉施設の安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率が0.5程度であるという技術的知見があることからすると、上記基準が不合理であるとはいえない。

抗告人は、上記要求事項及び上記技術的知見を踏まえ、本件各原子力発電所の弾性設計用地震動について、昭和56年耐震設計審査指針における本件各原子力発電所の基準地震動S1の応答スペクトルをおおむね下回らないよう配慮して余裕を持たせた値とすることとし、基準地震動に係数0.5を乗じて設定することとした（乙76、添付資料八8-1-126）。

原子力規制委員会は、弾性設計用地震動と基準地震動の比率を0.5とすることについて、設置許可基準規則解釈及び地震ガイドに適合することを確認した（乙14の2）。

以上によれば、新規制基準の基準が不合理であるとはいえないし、抗告人は、本件各原子力発電所の弾性設計用地震動を適切に設定しているといえる。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(9) 評価基準値（許容値）の定め方について

ア 相手方らの主張

設置許可基準規則解釈は、許容限界について、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（同規則解釈別記2第4条1項）と定めている。

上記定めは、設置許可基準規則4条1項「設計基準対象施設は、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。」と規定し、原子炉等規制法43条の3の6第1項4号が「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っ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ること。」としていることに違反するし、「おおむね弾性範囲に留まり得ること」という要件も不明確である。

イ 検討

(ア) 設置許可基準規則4条3項は、耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に「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。

設置許可基準規則解釈は、「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」を要求し、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」等を要求している（同別記2第4条6項1号）。

(イ) 前記のとおり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も行うものとされている（設置許可基準規則4条1項及び2項、同規則解釈別記2第4条1項～3項）。

弾性設計用地震動とは、発電用原子炉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建物・構築物及び機器・配管系がおおむね弾性範囲になるように設計する際に用いる地震動をいい、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が求められている（同規則解釈別記2第4条4項1号）。また、静的地震力とは、発電

用原子炉施設に作用する地震力を一定の力（静的な力）として考え、その地震力に対して建物・構築物及び機器・配管系がおおむね弾性範囲になるように設計する際に用いる地震力をいい、一般建築物の設計に適用される層せん断力係数 C_i に耐震重要度分類に応じた所定の係数等を用いて算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）。

そして、設置許可基準規則解釈別記2第4条1項は、「4条1項に規定する『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。この場合、上記の『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う。また、この場合、上記の『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。」と規定している。

（ウ）前記のとおり、新規制基準は、最新の科学的・技術的知見を踏まえて策定される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を、耐震安全上の要求事項としている。

設置許可基準規則解釈は、このような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、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て施設全体としておおむね弾性範囲に留まっていることを要求している。すなわち、構造物の弾性設計では、地震入力と構造物の応答は比例関係にあり、算定される応答値の精度も比較的高い上、構造物の弾性限界と終局強度との間には大きな差があるため、弾性設計された構造物は、弾性設計で考慮した地震動を超過する地震動に対しても余裕をもった設計となるところ、これにより基準地震動による弾塑性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といえる。

また、設置許可基準規則解釈は、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、原子力施設の設計においても古くから用いられており、設計実績

も豊富であり、一般建築物の構造基準である建築基準法との対比をすること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クラス施設の耐震設計の信頼性を高める役割を担わせることとし、耐震重要度に応じて、上位のクラスには大きい静的地震力を設定し、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留まるように設計することを求めている。

(エ) 前記のとおり、新規制基準は、設計基準対象施設（建物・構築物及び機器・配管系）について、各施設の耐震重要度分類や当該施設の有する具体的な機能に応じて、検討を要すべき地震力についても定めた上、耐震性の確認をすることを定めている。

原子力発電所施設は、様々な施設が有機的一体となった構造物であるところ、同施設の安全性について、地震の発生によって生ずるおそれがある安全機能の喪失に起因する放射線の放出を防止する機能を有するという観点から検討すべきであることを考慮すると、その耐震性については、施設全体としての安全機能を維持することが求められているといえる。

そうであるから、施設全体としての安全機能を維持するためには、施設の全部について厳密に弾性限界の範囲内である必要はなく、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力について、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要求するのが合理的であるといえる。

(オ) 以上によれば、設置許可基準規則解釈別記2第4条1項の定めが、設置許可基準規則4条1項又は原子炉等規制法43条の3の6第1項4号に違反するとはいえないし、「おおむね弾性範囲に留まり得ること」という要件が不明確であり、不合理であるともいえない。

(カ) したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(10) 耐震重要度分類Bクラスの施設に係る影響について

ア 相手方らの主張

耐震重要度分類Bクラスの施設に係る設置許可基準規則解釈では、共振のおそれのある施設のみ共振による影響を検討することとされており、影響の検討に当たって弾性範囲内にとどまることを要求していない。また、影響の検討に用いる地震動は弾性設計用地震動に2分の1を乗じたもの（つまり、基準地震動に4分の1を乗じたもの）としている。

上記定め等は、設置許可基準規則4条1項の解釈として許されない。

イ 検討

(ア) 設置許可基準規則解釈別記2第4条3項2号は、耐震重要度分類Bクラスの施設について、静的地震力に対しておおむね弾性範囲にとどまる範囲で耐えることを求めるとともに、共振するおそれのあるBクラスの施設については、その影響について検討することを求め、その検討において用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものであることを要求している。

相手方は、上記要求事項が設置許可基準4条1項の「設計基準対象施設は、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。」の解釈として許されないと主張するが、その根拠が明らかでなく、採用することができない。

(イ) 抗告人は、共振による影響の検討対象に関して、共振のおそれがない施設はそもそも影響の検討の必要性がないために、その検討をしていないところ、相手方は、共振のおそれがない施設についてまで共振による影響を検討すべきであることについて、その具体的な理由を疎明しない。

なお、静的地震力に対しておおむね弾性範囲にとどまる範囲で耐えるべきとの要求事項については、耐震重要度分類Bクラスの全ての施設が対象となっている（設置許可基準規則解釈別記2第4条3項2号）。

(ウ) 弾性設計用地震動に2分の1を乗じた地震動による共振の影響の検討に当たって、当該施設が弾性範囲内にとどまるべきことについては、工認審査ガイドにおいて参照されている日本電気協会のJEAG4601-1984（乙178）では、「耐

震Bクラスの設計地震荷重に対して弾性設計をすることを前提として、許容応力を定めた」(乙178)とした上で、個別の施設の許容応力(応力についての評価基準値〔許容値〕のこと)についても、例えば容器について「 S_y 」(降伏点〔弾性限界〕のこと)としており(乙178)、実際の新規制基準適合性審査においては、弾性範囲にとどまることが要求されている。

(エ) したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(11) 耐震重要度分類B, Cクラスの施設に係る設計について

ア 相手方らの主張

耐震重要度分類B, Cクラスの施設について、そもそもその分類に問題がある上、静的地震力のみで設計を行うのではなく、Sクラスの施設と同様に弾性設計用地震動を用いて設計すべきである。

イ 検討

(ア) 相手方らの上記主張は、本件各原子力発電所の耐震性に係る具体的危険性を根拠付けるものとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(イ) なお、抗告人は、設置許可基準規則及び同規則解釈、並びに地震ガイド等の要求事項を踏まえ、本件各原子力発電所の設計基準対象施設について、各機能の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて耐震重要度分類を行い、原子力発電所の安全確保のために必要な機能を持つ施設については、耐震重要度分類Sクラスに分類している。

その上で、耐震重要度分類Sクラスの各施設が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おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えること、並びに耐震重要度分類B, Cクラスの設備が静的地震力に対しておおむね弾性範囲にとどまる範囲で耐えることを確認することで、本件各原子力発電所の耐震安全性を確認している。

このように、原子炉の安全性を確保するのに重要な役割を果たすものと、原子炉の通常運転に必要であるがその安全性確保に不可欠とはいえないものを区別し、前者を耐震重要度分類Sクラスとして高度の耐震安全性を持たせるという考え方は、原子力発電所全体の安全性を確保するという観点から十分な合理性があるものといえる。

(12) 設計基準対象施設内の機器・構造物の材料・構造について

ア 相手方らの主張

原子炉等規制法43条の3の14及び43条の3の23により、いわゆるバックフィットが規定され、原子力規制委員会で定める技術上の基準に適合していない発電用原子炉施設については、原子力規制委員会が使用の停止等を命ずることができるようになっている。

そうであるのに、設計基準対象施設の機器・構造物の材料及び構造について定めた技術基準規則17条1～7号及び15号は使用前に適用が限定されており、また、同規則解釈17条10号は、「この規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格（「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」等）によること」と定めており、設置時の基準を満たせば良いとされているから、上記のバックフィット規定が適用されないことになり、安全性が確保されていない。

イ 検討

(ア) 原子炉等規制法43条の3の23第1項は、発電用原子炉施設が同法43条の3の14の技術上の基準に適合していないと認める場合等に、原子力規制委員会が、その発電用原子炉設置者に対し、当該発電用原子炉施設の使用の停止等、保安のために必要な措置を命ずることができるとしており、これがバックフィット規定である

また、同法43条の3の14は、発電用原子炉設置者に対し、発電用原子炉施

設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持すべきことを義務づけているところ、この原子力規制委員会規則で定める技術上の基準が技術基準規則（原子力規制委員会規則）であり、その解釈として技術基準規則解釈（原子力規制委員会決定）が定められている。

（イ） 技術基準規則 17 条は、設計基準対象施設（一部の例外を除く）に属する容器、管、ポンプ、弁やこれらの支持構造物等の材料及び構造に関し、1～7 号でそれらの材料について、8～14 号でそれらの構造及び強度について、15 号でそれらの溶接部について、それぞれ要求事項を定めている。

同条 1～7 号及び 15 号については、使用前のものに適用することとされている。

技術基準規則解釈 17 条 10 号及び 14 号は、同規則 17 条 1～14 号の規定に適合する材料及び構造について参照すべき規格を示した上で、同規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格によることとしている。

（乙 184）

（ウ） 相手方は、原子炉等規制法 43 条の 3 の 23 第 1 項のバックフィット規定が、技術基準規則 17 条及び同規則解釈 17 条に対しては適用が除外されていると主張する。

しかし、バックフィット規定の適用が除外されるのは、技術基準規則 53 条（特定重大事故等対処施設に係る要求事項）及び技術基準規則 72 条 2 項（重大事故等対処施設における常設の直流電源設備に係る要求事項）のみとされており（技術基準規則附則 4 項）、技術基準規則 17 条及び同規則解釈 17 条は、バックフィット規定の適用除外とされていない。

（エ） 確かに、技術基準規則 17 条及び同規則解釈 17 条は、新規制基準の施行前から設置されている原子力発電所（以下「既設の発電所」という）と施行後に新

たに設置される原子力発電所（以下「新設の発電所」という）について、機器等の材料及び構造物に関する要求事項について、異なる規定をしている。

そして、技術基準規則解釈17条10号及び14号は、既設の発電所に対しては「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」（以下「告示501号」という。）等の規格によることを求め、新設の発電所に対しては日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。）」（JSME S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格2005」という。）等の規格によることを要求している（乙184）。

しかし、設計・建設規格2005は、国による告示501号に相当するものとして平成13年に制定され、平成17年に改訂されたものであるところ、設計・建設規格2005を経済産業省令（現「技術基準規則」）で引用した国（原子力安全・保安院）は、平成13年の制定当初の規格について、「設計・建設規格2005における各項目の細部においては、ASME Code Section IIIの最新情報や国内における試験研究の成果を取り込んだ規定であり、『告示501号』と異なる部分があるものの、基本的な考え方は『告示501号』と同様であり、技術的に妥当であると判断できる」（乙185）とした上で、平成17年の改訂版（設計・建設規格2005）について、「2001年版で告示501号との対応関係を確認していることから、規制の要求範囲との整合性は確保されている」と評価していることが認められる（乙185）。

そうすると、既設の発電所に対して新設の発電所と異なる規格を適用する定めをしていることが不合理であるとはいえない。

なお、技術基準規則解釈17条の規定について、原子力規制委員会は、同規則解釈に係るパブリックコメントにおいて、「現行の技術基準をバックフィットし、補強などの対策を加えて、現行基準相当の強度に達していることを証明すべき」との意見に対し、「適用する規格については施設時のものとなりますが、設計基準

地震動の見直し等により設備に対する入力に変更になった場合には、それに対し基準を満足することの評価が求められます」と回答している（乙186）。

（オ） したがって、相手方らの主張を採用することができない。

（13） 基準地震動に相当する地震の連続発生について

ア 相手方らの主張

平成28年熊本地震は、震度7の地震が連続して一定の地域を襲う可能性があることを明らかにした。そうであるのに、新規制基準及び本件各原子力発電所の耐震安全性の審査において、基準地震動に相当する揺れが連続して発生する事態は全く想定されておらず、本件各原子力発電所の耐震安全性が確保されていない。

イ 検討

（ア） 平成28年熊本地震

a 平成28年熊本地震とは、同年4月14日に発生したM6.5の地震（以下「前震」という。）以降の一連の地震活動を指し、前震の2日後の同月16日には、M7.3の地震（以下「本震」という。）が発生した。今回の一連の地震活動領域には、布田川断層帯、日奈久断層帯等が存在するが、地震調査研究推進本部は、前震が日奈久断層帯（高野－白旗区間、日奈久区間、八代海区間の3区間によって構成される。）の高野－白旗区間の活動によるもの、本震が布田川断層帯（布田川区間、宇土区間、宇土半島北岸区間の3区間から構成される。）の布田川区間の活動によるものと評価した（乙323）。

また、地震調査研究推進本部は、平成28年熊本地震発生前の平成25年に公表した布田川断層帯及び日奈久断層帯の長期評価において、「本評価では、各断層帯の活動区間が同時に活動する場合や布田川断層帯の布田川区間と日奈久断層帯の全体が同時に活動する場合が否定できないことから、複数の活動区間が連動した場合の地震規模を評価した」とし、日奈久断層帯及び布田川断層帯を構成する各区間の断層長さや地震規模を想定するだけでなく、日奈久断層帯の全体（長さ約81km）及び布田川断層帯の布田川区間（長さ約19km）が同時に活動して、震源断層の長

さが合計約100kmに達する場合も想定しており、その場合の地震規模について、「M7.8-8.2程度の地震が発生する可能性がある」と評価していた(乙324)。

b 平成28年熊本地震の前震において、KMMH16(益城)観測点の「地表」の地震計で1580ガルが観測されたが、「地表」の地震計は、表層の柔らかい地盤(S波速度110m/s程度)の上に設置されているものである(乙329、「土質図」)。

上記観測点には、地下252m付近の固い岩盤にも地震計が設置されており(乙330、KiK-net観測点一覧)、上記地震計での観測値は約237ガル(南北方向)であり、「地表」における観測値と比較して、小さい値であった(乙331、「2016年4月14日熊本県熊本地方の地震による強震動」)。

以上によれば、上記観測点において「地表」と「地下」で観測値の差異が生じたのは、地震波が地盤の相対的に固いところから柔らかいところへ伝わる際に増幅されて大きくなるという特性(地盤の増幅特性[サイト特性])の現れと考えられる(乙16)。

(イ) 本件各原子力発電所において基準地震動に相当する地震が連続発生する危険性

(a) 抗告人は、本件各原子力発電所の基準地震動の策定に当たって、詳細な調査に基づき十分に保守的な条件設定の下で地震動評価を行った。

その結果、FO-A~FO-B~熊川断層による地震及び上林川断層による地震をもとにした基準地震動は、十分な大きさとなっている。

そのため、基準地震動(Ss-1)の年超過確率は 10^{-4} ~ 10^{-5} と非常に低い。また、本件各原子力発電所の「震源を特定せず策定する地震動」の基準地震動(Ss-6, Ss-7)についても、その年超過確率は 10^{-4} ~ 10^{-5} と非常に低い。

以上によれば、本件各原子力発電所が基準地震動に相当する大きさの地震動に襲われる可能性は非常に低いといえるし、さらに、短期間のうちに再び基準地震動に相当する地震動が本件各原子力発電所を襲うことは、ほぼ考えられない。

(b) 大地震は、長期間にわたって岩盤に蓄えられたひずみが限界に達して、断層面を境にしてずれることによって生じる。地震が発生するとひずみに蓄えられていたエネルギーが解放されることから、次にひずみが限界に達するまでには長期間を要する。

本件各原子力発電所の基準地震動は、FO-A～FO-B～熊川断層による地震と上林川断層による地震を想定することにより策定されているところ、この想定に際しては、保守的な評価とするために、地震発生層全体に広がった断層面全体が一度にずれ動くものと想定している。

以上によれば、基準地震動を生じさせる地震が生じた場合、その際に当該規模の地震が発生させるのに必要なエネルギーが解放されるため、同一の活断層で次に基準地震動を生じさせる地震が発生するためには、同程度のエネルギーが蓄積するために相当の長期間を要することになる。そうすると、同一の活断層に起因して、基準地震動と同等程度の地震動が短期間に続けて発生することは、ほぼ考えられない。

(c) 平成28年熊本地震は、布田川・日奈久断層帯の一部が震源となって発生したものであり、断層面全体が強い地震を複数回惹き起こした事例ではない。

前記のとおり、地震調査研究推進本部は、平成28年熊本地震発生前の時期における布田川断層帯及び日奈久断層帯の長期評価において、「本評価では、各断層帯の活動区間が同時に活動する場合や布田川断層帯の布田川区間と日奈久断層帯の全体が同時に活動する場合が否定できないことから、複数の活動区間が連動した場合の地震規模を評価した」とし、両断層帯を一連の断層として評価していた。

平成28年熊本地震では、前震(M6.5)と本震(M7.3)が短い間隔をおいて発生したものの、それらは、布田川・日奈久断層帯の一部が震源となって発生したものである。すなわち、一連のものと評価されている活断層の一部がそれぞれ破壊されたものであり、本件各原子力発電所の基準地震動の策定で想定しているような、活断層の全体が一度にエネルギーを放出するような地震が短期間に続けて発生したものであるといえる。

(d) 相手方らは、平成28年熊本地震の際、益城町において震度7の揺れが2回発生したことを指摘するが、前記のとおり、震度7が観測されたのは、KMMH16（益城）観測点の地震計のうち、表層の柔らかい（S波速度約110m/s程度）地盤上の地震計であり、地下252m付近の硬い岩盤に設置された地震計の観測値は、約237ガル（南北方向）と、地上における観測値より小さい値であった。

本件各原子力発電所が、硬質な（S波速度約2200m/s）岩盤上に直接施設されていることからすると、KMMH16（益城）観測点のように柔らかい地盤上において震度7の揺れが観測されたという事実は、硬質な岩盤上に施設されている本件各原子力発電所の地震に対する安全性の判断に影響を及ぼすべきものとはいえない。

(e) 前記のとおり、地震調査研究推進本部は、布田川・日奈久断層帯を一連の断層として評価しているところ、九州電力も、川内原子力発電所の基準地震動の評価において、震源として考慮する活断層として、布田川・日奈久断層帯を、長さ約92kmの一続きの断層として（しかも全体が一度にずれるものとして）評価しており、その結果、同断層帯の地震の規模としてM8.1（前震のM6.5の約250倍、本震のM7.3の約16倍のエネルギーに相当する。）を想定している（乙336、「平成28年熊本地震における九州電力川内原子力発電所への影響と見解について（1）」）。

前記のとおり、平成28年熊本地震における前震と本震は、川内原子力発電所の基準地震動の策定に当たって想定していた地震よりも規模の小さなものであった。

原子力規制委員会は、前記のとおり検討をした結果、川内原子力発電所の基準地震動の策定方法を見直す必要はないと判断している（乙337）。

(f) 本件各原子力発電所では、詳細な調査により断層活動を示す痕跡が明確になくなる地点を端部と評価するなど、断層の長さを保守的に評価し、F O - A ~ F O - B断層と熊川断層については、連動するものと条件設定して、規模の大きな地震を想定し、これらを基準地震動の策定に反映している。

そうすると、平成28年熊本地震のように、地震動評価上、ひと続きのものとし

ている断層の一部が破壊される場合に発生する地震は、想定している検討用地震よりも規模の小さいものになるといえる。

(g) 以上によれば、抗告人が本件各原子力発電所について策定した基準地震動は、本件各原子力発電所敷地周辺の地域性を踏まえ、詳細な調査をもとに保守的な条件設定の下で策定したものであることから、そのような基準地震動が連続して発生することは、ほぼあり得ないといえる。

(ウ) 本件各原子力発電所の耐震安全性

前記のとおり、本件各原子力発電所が基準地震動に連続して襲われることは、ほぼあり得ないところであるが、大きな地震動に連続して襲われたとしても、次のとおり、本件各原子力発電所の安全性は確保されるといえる。

a 機器・配管系

(a) 新規制基準における要求事項等

新規制基準において、疲労評価については、以下のとおり要求されている。

① 工事計画認可申請にかかる審査基準である「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（技術基準規則）は、5条2項において、耐震重要施設につき、基準地震動による地震力に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設すべきことを求め、技術基準規則解釈5条2項は、耐震重要施設が基準地震動の地震力に対して施設の機能を維持していること又は構造強度を有していることを求めている（乙290）。

② これを受けて、「耐震設計に係る工認審査ガイド」（工認審査ガイド）は、「機器・配管系の構造強度に関する耐震設計においては、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601又は発電用原子力設備規格 設計・建設規格（日本機械学会，2005/2007）の規定を参考に、評価対象部位の応力評価、疲労評価及び座屈評価を行っていること」（4.6.1(1)，乙99）を要求し、参照すべき民間規格として、日本機械学会の「発電用原子力設備規格設計・建設規格」（乙338、「繰返し地震に対する耐震安全性確認結果（機器・配管系の耐震安全性評価結果）」添付資料1，

以下「設計・建設規格」という。)並びに日本電気協会の「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)」（乙338, 添付資料2, JEAG4601-1987)及び「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)」（乙338, 添付資料2及び乙178, JEAG4601-1984, JEAG4601-1987とJEAG4601-1984を合わせて「JEAG4601」という)を示している。

③ 設計・建設規格では, 運転状態Ⅰ(発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。)及び運転状態Ⅱ(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〔発電用原子炉施設の故障, 誤動作等により原子炉の停止が緊急に必要とされる状態〕, 運転状態Ⅳ〔異常な事態が生じている状態〕及び試験状態以外の状態をいう。)における疲労累積係数(以下「強度UF」という。)を評価することが求められている(乙338, 添付資料1)。また, JEAG4601では, 基準地震動1回あたりの疲労累積係数(「疲れ累積係数」, 以下「地震UF」という。)を評価することが求められている(乙338, 添付資料2)。

疲労累積係数(強度UF, 地震UF)とは, 機器・配管系に加えられる荷重(地震力等)の実際の繰返し回数(想定繰返し回数)と, 繰返しピーク応力強さ(地震等によって生じる一次応力, 二次応力及びピーク応力の和を基に得られる応力振幅の, プラス方向の最大値とマイナス方向の最大値を足して半分の値としたものをいう。)に対応する許容繰返し回数の比である。耐震安全性評価では, 強度UFと地震UFの合計の疲労累積係数(以下「UF」という。)が評価基準値1.0を超えないことが求められている。

(b) 抗告人による評価(乙338, 乙339)

上記要求事項を踏まえ, 抗告人は, 次のとおり本件各原子力発電所の「疲労評価」を行っている。

① 疲労評価の概要

[i] 想定繰返し回数の設定の考え方

強度UFについては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおける設計過渡条件（建設時の機器設計において運転状態〔起動や停止、異常な過渡等〕ごとに想定する、1次冷却材等の温度・圧力の推移をいい、構造強度に関する評価において入力条件として用いられる。）のうち、構造強度の評価の観点から考慮すべき各設計過渡条件を選定し、それぞれの設計過渡条件に対して繰返し回数（想定繰返し回数）を設定している。

選定した各設計過渡条件における繰返し回数（想定繰返し回数）は、発電所の供用期間を考慮した疲労評価に対して安全側の回数となるように設定する必要がある。

本件各原子力発電所の設計過渡条件における想定繰返し回数は、例えばプラントの起動及び停止については、本件原子力発電所3号機における実績が29回、本件原子力発電所4号機における実績が27回であるのに対して、各々120回と想定し、原子炉の自動停止については、同じく実績が3回、2回であるのに対して各々400回と想定するなど、実績に対して安全側の回数としている。

また、地震UFについては、想定繰返し回数が基準地震動 $S_s - 1 \sim S_s - 7$ に基づく最大の繰返しピーク応力強さの発生回数を包絡するように設定しており、安全側の回数（200回）としている。

[ii] 許容繰返し回数の設定の考え方

許容繰返し回数の設定については、まず、各機器・配管系に生じる応力等から繰返しピーク応力強さを算定し、その上で、設計疲労線図から、上記で算定した繰返しピーク応力強さに対応する値を読み取ることで設定する。

設計疲労線図は、機器の設計において疲労破壊を防止するため、設計・建設規格において材料に応じて規定されている線図であり、繰返しピーク応力強さと許容繰返し回数の関係が示されている。

[iii] 疲労評価（疲労累積係数）の考え方

疲労評価では、上記で求められた設計過渡条件における繰返し回数（想定繰返し回数）を、その事象の許容繰返し回数で除することにより、疲労係数を求める。

このようにして求めた各設計過渡条件に対する各々の疲労係数を合計したものが強度UFであり、これに地震UFを加算したものが、耐震安全性評価で確認する疲労累積係数（UF）であり、これが1.0を超えないことを確認している。

② 疲労評価の結果

本件各原子力発電所の機器・配管系の、工事計画認可申請に対する審査に係る疲労評価の結果によると、疲労累積係数（UF）は、全ての機器・配管系について1.0以下となり、評価基準値を満たすことが確認された。

また、上記評価結果によると、「加圧器安全弁及び逃がし弁用管台」以外の全ての機器・配管系について、「基準地震動に相当する揺れが連続して2度も襲う事態」においても（すなわち、強度UFに地震UFの2倍の値を合算しても）、疲労累積係数（UF）が1.0を超えることはなく、2回の基準地震動に耐えることが確認できる。

なお、「加圧器安全弁及び逃がし弁用管台」とは、加圧器と加圧器逃がし弁（又は加圧器安全弁）とを結ぶ配管を、加圧器の本体に接続するために設けている、加圧器の頂部に溶接構造で取り付けられた台座である。

加圧器とは、高温の1次冷却材が沸騰しないよう高い圧力をかけ、かつ、1次冷却材の圧力変動を調整し、1次冷却材の圧力を一定に制御するための設備であり、加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁とは、いずれも、1次冷却材圧力が過度に高くなった場合に開いて、過圧による設備の損傷を防止する機能を持つ弁である。

(c) 原子力規制委員会による確認

原子力規制委員会は、抗告人が行った上記疲労評価を含む本件各原子力発電所の詳細な耐震設計に関して、工事計画認可申請に係る審査を経ることで、技術基準規則及び同規則解釈に適合すること等の確認をし（乙100の2、乙109の2）、本件各原子力発電所の工事計画について認可をした（乙100の1、乙109の1）。

(d) 地震時の疲労評価における保守的な考慮

前記のとおり、疲労評価は、基準地震動1回を想定した疲労累積係数（UF、強度UFと地震UFとの和）が評価基準値1.0を超えないことを確認するものであるところ、その評価に際しては、解析を効率的に行うため、多数の機器・配管系の評価条件を包絡できるように保守的にパラメータを設定しており、疲労累積係数（UF）の評価値は大きな値となっている。

下記のとおり、地震UFの評価に当たって、繰返しピーク応力強さを大きく想定することで許容繰返し回数を小さく想定したり、想定繰返し回数を大きな値としたりする評価条件の保守的な考慮により、地震UFの評価値が大きくなり、疲労累積係数（UF）の評価値は大きく算定される。

① 許容繰返し回数設定における保守的な考慮

地震UFの評価においては、地震動により各機器・配管系に生じる応力から繰返しピーク応力強さを評価し、設計疲労線図から、その繰返しピーク応力強さに対応する許容繰返し回数を得て、これを評価に用いている。

抗告人は、この繰返しピーク応力強さについて、複数の基準地震動の応答スペクトル（床応答スペクトル）を包絡した床応答スペクトルを用いて評価するなどして、保守的に大きな値となるようにしている。これにより、設計疲労線図から求められる許容繰返し回数は、実際の許容繰返し回数に比べて小さく算出され、地震UFを大きく評価することになる。

② 想定繰返し回数設定における保守的な考慮

抗告人は、想定繰返し回数について、1回の地震で、前記のとおり評価した繰返しピーク応力強さが200回繰返すものと設定している。

この設定回数については、本件各原子力発電所の機器・配管系が基準地震動により揺すられた場合に想定される繰返し回数を上回る値となっており、これにより、地震UFを大きく評価することになる。

基準地震動により機器・配管系に生じる揺れ（応答）の振幅には大小があるが、その床応答波形をもとに最大の繰返しピーク応力強さの回数に換算すると、その回

数は200回を下回ることから、一律200回との設定は保守的な取扱いとなるといえる。

③ 以上のとおり、抗告人は、本件各原子力発電所の機器・配管系について、保守的な条件設定で疲労評価を行っており、疲労累積係数（UF）の評価値が大きく算定されるが、このような評価においても、前記のとおり、「加圧器安全弁及び逃がし弁用管台」以外の全ての機器・配管系について、「基準地震動に相当する揺れが連続して2度も襲う事態」においても（すなわち、強度UFに地震UFの2倍の値を合算しても）、疲労累積係数（UF）が1.0を超えることはなく、2回の基準地震動に耐えることを確認している。

(e) 実際の状況により近づけた方法による疲労累積係数の算定

① 前記のとおり、本件各原子力発電所の機器・配管系のうち、「加圧器安全弁及び逃がし弁用管台」のみ、疲労評価上、2回の基準地震動に耐えることまでは確認できなかった（強度UFに地震UFの2倍の値を合算すると、疲労累積係数〔UF〕が1.0を超えた。本件原子力発電所3号機については1.02135、本件原子力発電所4号機については1.05618。）。

そこで、抗告人は、工事計画認可申請に当たって用いた疲労評価手法に基づき、各機器・配管系が実際に置かれる状況により近づけた方法で疲労累積係数（UF）を算定した。

具体的には、地震UFの許容繰返し回数を実際の状況により近づけて評価し、それを基に疲労累積係数（UF）を算定した（なお、前記のとおり、本件原子力発電所4号機の「加圧器安全弁及び逃がし弁用管台」の方が本件原子力発電所3号機と同設備より地震UFの値が大きいため、本件原子力発電所4号機について算定した。）。

その結果、抗告人は、下記のとおり、複数回の基準地震動に耐えることを確認した。

② 前記のとおり、繰返しピーク応力強さの評価に必要な応力の算出に当たって