

副本

平成28年(ワ)第289号, 平成28年(ワ)第902号, 平成29年(ワ)第447号, 平成29年(ワ)第1281号

原告 [REDACTED] 外

被告 四国電力株式会社

平成30年10月31日

準備書面 (11)

広島地方裁判所民事第2部 御中

被告訴訟代理人弁護士

田代



同弁護士

松繁



同弁護士

川本賢



同弁護士

水野絵里奈



同弁護士

福田



同弁護士

井家武



## 目 次

第1 本件発電所の近傍において、耐震安全性に影響を及ぼすような 大きな地震が繰り返し発生することは考え難いこと .....	2
第2 地震が繰り返し発生したとしても、本件3号機が耐震安全性を 確保できること .....	8
1 地震が繰り返し発生したとしても、本件3号機が耐震安全性を確保 できる設計となっていること .....	8
(1) 原子力発電所の施設は弾性設計がなされていることについて .....	8
(2) 原子力発電所の施設は耐震安全上の余裕を十分確保している ことについて .....	10
(3) 小括 .....	13
2 原告らの主張に対する反論 .....	13
(1) 原告らの建物・構築物に関する主張について .....	13
(2) 機器・配管系に関する主張の誤りについて .....	18
(3) 小括 .....	22
第3 本件発電所において座屈に関する評価を適切に行い、座屈が生 じないことを確認していること .....	22
1 被告による座屈に関する評価を適切に行っていること .....	23
(1) 蒸気発生器支持脚の座屈評価について .....	23
(2) 原子炉格納容器の座屈評価について .....	25
(3) 被告の座屈評価手法について .....	26
(4) 小括 .....	29
2 蒸気発生器支持脚及び原子炉格納容器が座屈に対して、十分な耐震 安全上の余裕を有していること .....	29



本書面は、原告らが平成30年6月8日付け原告ら準備書面17（繰り返し地震のリスク）（以下「原告ら準備書面17」という。）及び同年7月26日付け原告ら準備書面19（耐震安全性確認における1号機・2号機の問題、座屈の問題について）（以下「原告ら準備書面19」という。）において、本件発電所の耐震安全性について縷々主張していることに対して反論等を行うものである。

原告らは、原告ら準備書面17において、本件発電所の近傍において地震が繰り返し発生する可能性は否定できないにもかかわらず、新規制基準は繰り返し発生する地震への対応を求めているなどとして、また、原告ら準備書面19において、蒸気発生器の支持脚、原子炉格納容器等で地震動による座屈が生じる可能性があるとして、本件発電所が耐震安全性を確保できていないかのように主張する。

しかしながら、被告が本件発電所の耐震安全性を確保していることについては、答弁書「被告の主張」第7の2(4)（182頁以下）で詳しく述べたとおりである。本件発電所の敷地近傍において、耐震安全性に影響を及ぼすような大きな地震が繰り返し発生することは考え難く、原告らの主張は前提において誤りがあるし、仮に、大きな地震動に複数回見舞われたとしても、本件発電所の耐震安全性が損なわれることはない。また、座屈に関する評価も適切に行っており、座屈が生じないことを確認している。

そこで、以下、第1において、本件発電所の近傍において、耐震安全性に影響を及ぼすような大きな地震が繰り返し発生することは考え難いことについて、第2において、地震が繰り返し発生したとしても、本件3号機が耐震安全性を確保できることについて、第3において、座屈に関する評価を適切に行い、本件3号機で座屈が生じないことを確認していることについて、それぞれ述べる。

なお、原告らは、原告ら準備書面19第1（4頁以下）において、本件1・2号機の耐震安全性が確認されていないとも主張しているが、本件1号機については、平成28年5月10日付けで電気事業法上の発電事業の用に供する発電用の電気工作物として廃止しており（乙1）、同年12月26日付けで原子力規制委員会に対する廃止措置計画の認可申請を行った（乙107）。その後、平成29年6月28日付けで同計画の認可を得て（乙321）、同年9月12日より廃止措置作業を開始している（乙322）。また、本件2号機についても、平成30年5月23日付けで電気事業法上の発電事業の用に供する発電用の電気工作物として廃止しており（乙323）、同年10月10日付けで原子力規制委員会に対する廃止措置計画の認可申請を行った（乙324）。こうした状況を踏まえ、本件1・2号機については、別途、被告の主張を取りまとめる予定であり、本件1・2号機の耐震安全性に係る被告の主張及び原告らの主張への反論についても、その際に併せて行うこととする。

第1 本件発電所の近傍において、耐震安全性に影響を及ぼすような大きな地震が繰り返し発生することは考え難いこと

- 1 原告らは、熊本地震では3日間のうちに最大震度6弱以上を観測した地震が7回発生したことや女川原子力発電所において東北地方太平洋沖地震とその後の海洋プレート内地震とで基準地震動を超える地震動が発生したことを指摘し、本件発電所の敷地においても、南海トラフ巨大地震の震源域に位置していることや中央構造線断層帯の近傍に位置していることから、地震が繰り返し発生する可能性は否定できない旨主張する（原告ら準備書面17第1（4頁以下））。
- 2 そもそも、地震の大きさは小ささまざまであり、ごく小規模なものも含めれば日常的に発生しており、また、大規模な地震が発生した後、その震

源域において余震が多数発生することも事実であって、被告としても、そうした意味で、地震が繰り返し発生することは否定しない。しかし、本件発電所の敷地近傍において、耐震安全性に影響を及ぼすような地震が繰り返し発生することは考え難い。

すなわち、本件発電所の基準地震動  $S_s$  は、詳細な地質調査、地震に関する過去の知見等を踏まえ、さらに、不確かさを考慮した上で、十分保守的に設定していることから、本件発電所の敷地近傍において、基準地震動  $S_s$  クラスの地震動をもたらす地震が発生する可能性は十分に低いものとなっている。このことは、基準地震動  $S_s$  に係る年超過確率が  $10^{-4} \sim 10^{-6}$  と十分小さいことから分かる（答弁書「被告の主張」第7の2(3)オ（180頁以下）、被告準備書面（4）第1の2(4)（17頁以下））。したがって、本件発電所の耐震安全性に影響を及ぼすような地震、つまり、基準地震動  $S_s$  を超えるような地震動をもたらす地震が発生する可能性は十分低いのであるから、まして、そのような地震が繰り返し発生する可能性は極めて低い。

また、仮に、中央構造線断層帯が活動し（つまり、蓄積されたエネルギーや歪みが解放され）、基準地震動  $S_s$  クラスの地震動をもたらす地震が発生した後、再度、中央構造線断層帯において同程度の地震が発生するとすれば、改めて過去に蓄積されていたのと同程度のエネルギーや歪みが蓄積されることを要することになるが、内陸地殻内地震の場合、エネルギーや歪みが地震を発生させるまで蓄積されるのに要する期間、つまり、断層が再活動する周期は、千年程度から数万年ともいわれる（乙23（11頁））膨大な期間が必要となる。

中央構造線断層帯は、全体が同時に活動する（連動して活動する）可能

性だけでなく、最新の活動やさらに古い時期の活動を考慮すると7つないし10の区間に別れて活動する可能性、さらには、最新活動時とは異なる範囲が同時に活動する可能性が指摘されており（乙325（58頁））、複数の区間に分かれて活動することも考えられる。そして、中央構造線断層帯が複数の区間に分かれて活動する場合には、短期間に複数の地震が発生する可能性は否定できない。しかしながら、そのことも本件発電所の耐震安全性に影響を与えるような大規模な地震が繰り返し発生することの理由にはならない。

すなわち、断層モデルを用いた手法による地震動評価の結果、断層長さが約480km、約130km及び約54kmの各基本ケースでは、地震動の大きさはほぼ同等であり（乙37（180、183、186、189頁））、このことは、中央構造線断層帯で地震が発生した場合、最も大きな影響を与えるのは本件発電所の敷地前面海域の約54kmの区間における地震であることを示している。したがって、中央構造線断層帯において、任意の区間が単独又は連動して活動したとしても、本件発電所の敷地で基準地震動Ssクラスの地震動が発生するのは、約54kmの区間を含む区間が活動した場合の1回のみであって、約54kmの区間を含まない区間の活動による本件発電所の敷地への影響は極めて限定的となる。そして、地震調査委員会（2017）<sup>1</sup>が、本件発電所の敷地前面海域の約54kmの区間を含む伊予灘区間の活動間隔について、「平均活動間隔は約2千9百年－3千3百年の可能性がある。」と評価している（乙325（56頁））ことを踏まえても、敷地前面海域の約54kmの区間において、短期間のうちに、基準

---

1 「中央構造線断層帯（金剛山地東縁－由布院）の長期評価（第二版）」地震調査研究推進本部地震調査委員会，2017.

地震動 S s クラスの地震動をもたらす地震が繰り返し発生することはまず考えられない。

したがって、内陸地殻内地震の発生メカニズム等を考慮すれば、本件発電所の耐震安全性に影響を及ぼすような地震が短期間で繰り返し発生する可能性が極めて低いことは明らかである。

- 3 これに対し、原告らは、熊本地震を例に、平成28年4月14日と4月16日には熊本県益城町で震度7を観測する地震が発生し、両地震を含め、4月14日～16日の間に最大震度6弱以上を観測した地震が7回発生したとして、原子力発電所でも同様に地震が繰り返し発生すれば施設の損壊が生じ得るかのよう主張する(原告ら準備書面17第1の1(4頁以下))。

しかしながら、そもそも、熊本地震では、震度7の地震が数日の間に連続して発生したが、これらの地震は、震源とされる布田川断層帯・日奈久断層帯を構成する複数の活動区間のうち、異なる一部の区間が震源断層としてそれぞれ活動したことによって発生したもの(具体的には、4月14日のM6.5の地震は、日奈久断層帯の高野-白旗区間の活動によって、4月16日のM7.3の地震は、布田川断層帯の布田川区間の活動によってそれぞれ発生したもの)に過ぎない(乙326(3枚目の(2)ア))。つまり、熊本地震は、同じ震源断層で繰り返し大きな地震が発生した事例ではないのである。

また、熊本地震は、4月14日の前震の地震規模がM6.5であるのに対し、4月16日の本震ではM7.3であり、両者の地震エネルギーには約16倍もの差<sup>2</sup>があつて、同等の大きな地震が立て続けに発生したもので

---

2 地震が発するエネルギーの大きさをE(単位:ジュール)、マグニチュードをMとすると、 $\log_{10} E = 4.8 + 1.5M$ の関係がある。この関係から、マグニチュード(M)が1大きくなると $\log_{10} E$ は1.5増加し、エネルギー(E)は約32倍( $10^{1.5} =$



もない。

さらに、熊本地震で観測された震度7の地震は、軟弱な地盤によって地震動が増幅されたことによってもたらされたものであって、原子力発電所が設置されている硬質な地盤に対して熊本地震が及ぼす影響(地震動)は、それほど大きなものにはならない。すなわち、熊本地震において震度7を2回観測した熊本県上益城郡益城町にあるKiK-net<sup>3</sup>益城観測点(KMMH16)では、1000ガルを超える加速度を観測しており、例えば、4月14日に震度7を記録した地震では、地表の地震計で1399ガル(上下方向)を観測している(乙327(1~2頁))が、これらの観測記録は、火山灰質粘土や砂からなる軟弱な地盤(S波速度約100~200m/秒程度)の上(地表)に設置された地震計によるものである(乙328)。これに対し、同観測点の地下252mの硬質な岩盤(S波速度約2700m/秒)に設置された地震計で観測した加速度は、上下方向では最大で127ガル、水平方向でも南北方向で最大237ガル、東西方向で最大178ガルでしかなく、地表の軟弱な地盤の揺れと比較して数分の1にとどまっている(乙327(1頁, 3頁))。こうした観測記録から、熊本地震で観測された震度7の地震は、軟弱地盤で増幅されたものであることが分かる。本件発電所の安全上重要な施設を設置している地盤は、地下ではS波速度約3000m/秒、地表でも同約2600m/秒の極めて硬質な岩盤であり(乙13(6-3-103頁, 6-5-21頁))、益城観測点

---

≒31.62)大きくなることになる。同様にマグニチュードが0.8大きくなると地震のエネルギーは約16倍( $10^{1.5 \times 0.8} = 10^{1.2} \approx 15.85$ )大きくなる。

3 KiK-net(Kiban-Kyoshin Net:基盤強震観測網)は、全国にわたる総合的な地震防災対策を推進するために、政府の地震調査研究推進本部が推進している「地震に関する基盤的調査観測計画」の一環として、国立研究開発法人防災科学技術研究所が、高感度地震観測網(Hi-net)と共に整備した強震観測網。KiK-netの観測施設は、全国約700か所に配置され、各観測施設には観測用の井戸(観測井)が掘削されており地表と地中(井戸底)の双方に強震計が設置されている。

との差は歴然であるから、仮に、益城観測点と同じ地震動が本件発電所の敷地に到達したとしても、同観測点の地下で観測された加速度と同レベルのもの（最大で100～200ガル程度）にとどまることが予想される。

以上のとおり、熊本地震において、震度7の地震を含め、大きな揺れが観測された地震が短い期間で発生したことに基づき、原子力発電所の耐震安全性に影響を及ぼすような地震が繰り返し発生し得るかのような原告らの主張は、その前提を欠くものであり、失当である。

4 原告らは、女川原子力発電所において、東北地方太平洋沖地震から1か月ほど後に基準地震動を超える海洋プレート内地震が発生したこと、1854年安政南海地震の40時間後に海洋プレート内地震を誘発したことが知られていると指摘し、本件発電所が南海トラフの巨大地震の震源域に位置すること、中央構造線断層帯が近傍に位置することから、南海トラフや中央構造線断層帯による地震が立て続けに発生する可能性があるかのように主張する（原告ら準備書面17第1の2及び同3（5頁））。

しかしながら、プレート間地震である南海トラフの巨大地震と内陸地殻内地震である中央構造線断層帯による地震では、地震の発生メカニズムが異なるところ、両地震が関連して発生することについて、科学的な説明がなされているわけでもなく、結局のところ、原告らの主張は、南海トラフの巨大地震と中央構造線断層帯による地震とが立て続けに発生する抽象的な可能性を指摘するものに過ぎない。また、南海トラフの巨大地震によって本件発電所の敷地で想定される地震動は基準地震動 $S_s$ を十分に下回っている（乙13（6-5-236頁））ことから、仮に、南海トラフの巨大地震と中央構造線断層帯による地震とが短い期間で連続して発生したとしても、本件発電所の耐震安全性に影響を及ぼすような地震が繰り返し発

生したことはないのであり、原告らの主張は当を得ない。

第2 地震が繰り返し発生したとしても、本件3号機が耐震安全性を確保できること

1 地震が繰り返し発生したとしても、本件3号機が耐震安全性を確保できる設計となっていること

上記第1で述べたとおり、本件発電所の耐震安全性に影響を及ぼすような地震が繰り返し発生することは考え難く、原告らの主張は、前提において失当であるといわざるを得ないが、その点は措くとしても、原子力発電所は、地震が繰り返し発生したとしても安全性を確保することができる設計となっている。

すなわち、原子力発電所の施設は、耐震重要度分類におけるSクラスの施設では弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力又は静的地震力に対して施設全体としておおむね弾性<sup>4</sup>状態に留まる範囲（弾性範囲）で耐えられるように設計（弾性設計）することなどによって、十分な耐震安全上の余裕を確保しているため、仮に、地震が繰り返し発生したとしても耐震安全性を確保することができる。以下、詳述する。

(1) 原子力発電所の施設は弾性設計がなされていることについて

設置許可基準規則<sup>5</sup>4条1項は、耐震重要施設を含む「設計基準対象施設」について、「地震力に十分耐えることができるものでなければならない」ことを要求している。この「地震力に十分耐える」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」

---

4 物体に力（応力）を加えると変形する（歪みが生じる）が、加えられた力を除去すると、変形を残すことなく完全に元の形に戻る性質

5 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（原子力規制委員会、平成25年6月）

(設置許可基準規則解釈<sup>6</sup>別記2の1)とされる。すなわち、設置許可基準規則においては、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して、耐震重要度分類上の重要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の基本としつつ、さらに、基準地震動 $S_s$ 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、別途、弾性設計用地震動 $S_d$ を設定し、この弾性設計用地震動 $S_d$ 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留まっていることを確認することとしている。

一般的に、設備・構造物の弾性限界と破壊・破断が生じて要求される安全機能を失う限界(建物・構築物の終局耐力<sup>7</sup>及び機器・配管系の破断延性限界<sup>8</sup>)との間には大きな差(耐震安全上の余裕)があり、弾性設計された設備・構造物は、弾性設計で考慮した地震動を超える地震動に対しても耐えられる余裕を持った設計となる。また、弾性範囲では、入力する地震動と構造物の応答とが比例関係にあり、算定される応答値の精度も比較的高い。このため、弾性設計を行うことによって、安全機能の保持を高い精度で確認することができる。

さらに、耐震重要度分類におけるSクラスの施設については、弾性設計用地震動 $S_d$ 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が求められている(設置許可基準規則別記2の3-1)。静的地震力による設計手法は、一般建築物で広く用いられており、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で一般建築物の構造基準である建築基準法と

---

6 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の解釈(原子力規制委員会、平成25年6月)

7 弾性範囲を超えて構造物に加える力を漸次増加させていった際に、構造物の変形又はひずみが著しく増加し、構造物の機能を喪失する限界の荷重を終局耐力という。

8 金属は、伸びや絞りなどの著しい塑性変形を伴って破断に至るが、この破断に至る力を破断延性限界という。

の対比も分かりやすいことから、基準地震動  $S_s$  や弾性設計用地震動  $S_d$  による動的解析と併せて S クラス施設の耐震設計の信頼性を高める役割を担っている。

このように、耐震重要度分類における S クラスの施設は、弾性範囲の設計であることについて、厳格かつ重層的な検討が求められており、そうすることにより、高い耐震安全性を確保することになっている。

そして、本件 3 号機についても、弾性設計を行い、高い耐震安全性を確保している。すなわち、本件 3 号機の耐震重要度 S クラスの施設については、弾性設計用地震動  $S_d$  (基準地震動  $S_s$  に 0.5 を下回らない係数を乗じて設定するもの) による地震力又は建築基準法が定める 3 倍 (機器・配管系は 3.6 倍) の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られるものとし (乙 50 (資 13-1-12 頁, 資 13-1-10 ~ 資料 13-1-12 頁), 乙 333 (資 13-9-2 ~ 資 13-9-10 頁), 答弁書「被告の主張」第 7 の 2(4)ウ(ア) b (191 頁)), その上で、基準地震動  $S_s$  によってもその機能が失われないことを確認している。

(2) 原子力発電所の施設は耐震安全上の余裕を十分確保していることについて

新規制基準のもと、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。」と定められている (乙 67 (11 頁))。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、設置許可基準規則解釈別記2の6一では、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計にあたり、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、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」及び「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」が求められている（乙67（129～130頁））。これを受け、地震ガイド<sup>10</sup>では、Sクラスの建物・構築物について、「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」（地震ガイドⅡ6.1.1(1)）、Sクラスの機器・配管系について、「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」及び「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

---

9 弾性範囲の限界を超え、加えられた力を除いても元の形に戻らなくなる変形

10 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原子力規制委員会、平成25年6月）

能に影響を及ぼさないこと」(地震ガイドⅡ6. 2. 1(1))が求められている(乙44(17~18頁))。

そして、被告は、本件3号機が、新規制基準における上記の要求を満たすものであることを確認している。具体的には、本件3号機のSクラスの施設は、上記の地震ガイドの要求に沿って設定された耐震設計時の判定の基準である評価基準値を満足し、評価基準値に対しても余裕を確保している(例えば、答弁書の表11(197頁)及び表12(200頁)のとおり評価値<sup>11</sup>が評価基準値を下回り、評価値と評価基準値との間に余裕がある)ことを確認している。これにより、基準地震動Ssによる地震力によって塑性変形に至る場合でも、建物・構築物においては、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、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること、また、機器・配管系においては、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すことがないことを確認している(乙16(24~28頁))のである。

さらに、実際の設計においては、評価値の算出において、計算結果が保守的となるよう計算条件を設定していること、評価基準値も、要求される安全機能を失う限界となる終局耐力や破断延性限界に対して十分余裕を持った値を設定していること、設計、製作及び施工の各段階において、必要とされる強度を上回るよう材料の強度、寸法等に余裕を持たせていること(本件3号機は、認可を受けた工事計画通りに適切に施工し

---

11 原告の準備書面や被告の書証においては、「発生値」のように表記されることもあるが、同義である(例えば、乙60(資13-17-1-4-60頁)の表9-1では「発生値」と表記されている。)

(乙116), 耐震安全上の余裕を確保している。)により耐震安全上の余裕を確保していることは, 答弁書第7の2(4)エ(イ)ないし同(エ)(191頁以下)において述べたとおりである。

(3) 小括

以上のとおり, 原子力発電所における耐震設計では, 弾性設計を行うとともに, 様々な段階で耐震安全上の余裕を十分に確保することが求められており, このことによって, 仮に, 地震が繰り返し発生したとしても原子力発電所の耐震安全性が確保できる設計となっているのである。そして, 本件3号機についても, 新規制基準に則り, 弾性設計を行い, 十分に余裕を持った耐震設計をしていることから, 繰り返しの地震によってその安全性が損なわれることはない。

2 原告らの主張に対する反論

本件3号機が繰り返し発生する地震に対する安全性を確保していることは, 上述のとおりであることから, 原告ら準備書面17における原告らの主張に理由がないことは明らかである。以下では, 念のため, 必要な範囲で原告らの主張に反論する。

(1) 原告らの建物・構築物に関する主張について

ア 原告ら準備書面17における原告らの建物・構築物に関する主張は, 概ね, ①地震動に繰り返し見舞われることにより剛性の低下や塑性変形を起し, 損傷の可能性が大きくなり, そして, ②剛性の低下によって固有周期が変化して応答加速度が大きくなり, 安全性が損なわれる可能性があるというものである。

イ ①について, 原告らは, 本件3号機の基準地震動 $S_s$ に対する原子炉補助建屋におけるせん断力とせん断ひずみの関係を示したグラフ



(図1の下図)を示して、「S s ないしそれに近い揺れに襲われると、建屋の弾性範囲を超えて塑性変形が生じる可能性がある。そして、そこに再度激しい地震動に襲われれば、建屋が激しく損傷する可能性も大きくなる」旨主張する(原告ら準備書面17(13~14頁))。

しかしながら、上記1(1)で述べたとおり、一般に、建造物の弾性限界と終局耐力の間には大きな差が存在することから、塑性変形に至ったからといって、次の地震動によって損壊することは考え難い。実際、図1のグラフ(原子炉補助建屋のスケールトンカーブ<sup>12</sup>を評価部位ごとに折れ線で示し、基準地震動S sに対するそれぞれの評価値(せん断ひずみ)を水色の点で示したものは、基準地震動S sに対する本件3号機の建物・構築物に生じるせん断ひずみの値が評価基準値( $2 \times 10^{-3}$ )に十分な余裕があること、さらには、終局耐力とされる $4 \times 10^{-3}$ には遠く及ばないことを示している。そして、このことから、本件3号機の建物・構築物が、基準地震動S sクラスの大きな地震動に見舞われたとしても、施設の損壊に至るまでには極めて大きな余裕を有しており、その後発生する地震に対しても十分な耐力を有していることは明らかである。

したがって、「基準地震動S s ないしそれに近い揺れ」の後、「再度激しい地震動に襲われ」たとしても、本件3号機の「建屋が激しく損傷する」事態は考え難く、原告らの主張は誤りである。

---

12 一方向に荷重を漸増させたときの荷重と変形の関係

対象施設	対象部位	評価値（最大応答せん断ひずみ）	評価基準値
原子炉建屋	耐震壁	$0.65 \times 10^{-3}$	$\leq 2.0 \times 10^{-3}$
原子炉補助建屋		$1.01 \times 10^{-3}$	

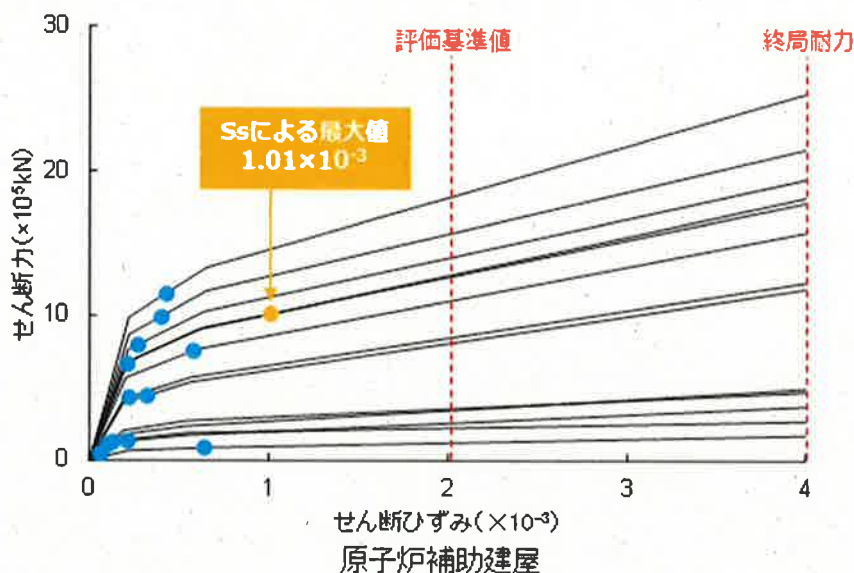


図1 本件3号機の建物・構築物の評価結果について

ウ ②について、基準地震動 S s クラスの地震動に対し、たとえ、本件3号機の建物・構築物の一部において、塑性変形が生じ、剛性が変化するとしても、基準地震動 S s クラスの地震動が繰り返し発生することが考え難いことは上記第1において述べたとおりであるし、安全余裕を十分に確保していることから、その後発生する地震に対しても耐震安全性を有することは、上記イのとおりである。

また、原告らは、建物・構築物のせん断ひずみが弾性範囲に留まるような地震によっても剛性の低下が生じ、固有周期が長周期側に变化することで最大応答加速度が大きくなるかのように主張し、弾性設計用地震動 S d の応答スペクトルを例に、「1度目の地震による剛性低

下により固有周期が0.06秒にシフトしたとすると、2度目の地震が同規模だったとしても応答（揺れ）が700ガル相当に達する。さらに2度目の地震による剛性低下により固有周期が0.08秒にシフトしたとすると、3度目の地震が同規模だったとしても応答（揺れ）が900ガル相当に達する」と指摘する（原告ら準備書面17（15頁））。

しかしながら、弾性範囲に留まるような地震動によって、必ずしも剛性の低下が生じるものではないし、原告らが述べるように都合よく（地震の回数に比例して）固有周期が変化するようなことも考え難い。そもそも、弾性設計用地震動 $S_d$ の応答スペクトルは、あくまで解放基盤表面の応答スペクトル、つまり、建物・構築物の地震動評価を行う際の入力地震動の応答スペクトルを示したものであって、建物・構築物の応答を示すものではない。建物・構築物が入力地震動に対してどのように応答するかは、それぞれの建物・構築物、さらには評価対象となる部位ごとに異なることから、弾性設計用地震動 $S_d$ の応答スペクトルをもとに、単純に建物・構築物の応答加速度の値を議論することはできないし、仮に、先の地震動により剛性の低下が起こり、固有周期が変化し、原告らが主張するように弾性設計用地震動 $S_d$ や基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルに対応した応答加速度の変化が生じるとしても、必ずしも応答加速度が大きくなるものでもない。例えば、本件3号機の原子炉建屋の外周コンクリート壁の固有周期は、0.1～0.2秒程度であり、原告らが例示する弾性設計用地震動 $S_d-1H$ でいえば、加速度の最も大きくなる領域であるが、これが長周期側に変化すると、それは加速度が小さくなることを意味するのである。

原告らの主張は、都合のよい仮定や憶測を重ねた抽象的なものに過ぎず、当を得たものではないが、いずれにせよ、原子力発電所の建物・構築物が、弾性設計を行うとともに、基準地震動  $S_s$  に対して十分な余裕を有していることから、たとえ、地震が繰り返し発生したとしても耐震安全性が確保できる設計となっていることは、上記 1 で述べたとおりである。

エ ちなみに、原告らは、東北電力株式会社の女川原子力発電所において、東北地方太平洋沖地震等の影響で原子炉建屋の剛性が低下した旨指摘する（原告ら準備書面 17（10～11頁））ところ、本件 3 号機については、これまでに耐震安全性に影響を及ぼすような大きな地震動に見舞われた経験はなく、また、女川原子力発電所とは建屋の構造等も異なることから、同発電所と同様の剛性の変化が生じ得るかのような指摘は当たらない。仮に、本件 3 号機が大きな地震動に見舞われた場合には、原子炉は自動停止することになり、運転を再開するにあたっては、当然ながら、女川原子力発電所の例と同様に、地震動の影響を検証し、耐震安全性が確保できることを十分に確認することになるので、その後の地震動によって安全性が損なわれることにもならない。

また、原告らは、多度津工学試験所における鉄筋コンクリート製格納容器（RCCV）の実証試験において、加振によって試験体の固有振動数が低下した、つまり、固有周期が長周期側にシフトした旨指摘する（原告ら準備書面 17（11～12頁））が、同試験の結果は、初期の加振によって固有振動数が低下した場合であっても、その後は、繰り返し加振しても固有振動数が急激に低下するものではないこと、

そして、基準地震動 S 2 の数倍の地震力<sup>13</sup>が繰り返し加わったとしても、十分耐え得る耐震裕度を有していることを示すものである（乙 7 3（117～118頁））。これは、上記 1 で述べた被告の主張と整合的であって、原子力発電所が、十分な裕度をもって耐震設計がなされている結果、地震動を繰り返し受けても直ちには安全性を損なうものではないことを裏付けるものである。

(2) 機器・配管系に関する主張の誤りについて

ア 原告ら準備書面 17 における原告らの機器・配管系に関する主張は、先の地震によって、①機器・配管系の剛性の低下や塑性変形した場合、そこに再び地震動が到来すれば、損傷の可能性が大きくなり、また、②原子炉建屋の剛性が低下し、固有周期が長周期側にシフトした場合、機器・配管系の揺れ方も変化し、想定していない揺れが発生するというものである。

イ ①について、原告らは、蒸気発生器伝熱管の基準地震動 S s に対する膜応力+曲げ応力の評価値が 440 MPa であり、弾性設計用地震動 S d に対する評価基準値 263 MPa を超えており、また、蒸気発生器伝熱管以外にも、炉内ラジアルサポート、蒸気発生器支持脚、使用済燃料ラック溶接部、原子炉格納容器胴部、アニュラスシール根太等、基準地震動 S s に対する 1 次応力の評価において評価基準値に対する評価値の余裕が小さいとして、これら機器・配管系の設備において、基準地震動 S s に対して塑性変形が生じる可能性があり、繰り返しの地震動によって損傷する可能性がある旨指摘する（原告ら準備書

---

13 原告ら準備書面 17 の 12 頁の図には、横軸に例えば「2 S 2 (H)」、「3 S 2 (H)」の記載があるが、これらの記載は、それぞれ S 2 の 2 倍、同 3 倍の地震力で加振したことを示している。同試験では、S 2 の 5 倍の地震力で加振しても損壊せず、最終的には S 2 の 9 倍の地震力で加振することによって損壊に至っている。

面17(16頁)。

しかしながら、弾性設計は、高い耐震安全性を確保するために行うものであって、仮に、基準地震動 $S_s$ に対する評価値が弾性設計用地震動 $S_d$ に対する評価基準値を上回ったからといって、直ちにその機能を失う(耐震安全性を失う)わけではないし、その後の地震に耐えられなくなることを意味するものではない。

そして、本件3号機の機器・配管系については、上記1(2)で述べたとおり、地震ガイドの要求に沿って設定された評価基準値を満足し、評価基準値に対しても余裕を確保し、基準地震動 $S_s$ により施設に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すことがないことを確認している。すなわち、本件3号機の機器・配管系は、評価値を基準地震動 $S_s$ の評価基準値以下に抑えることによって、仮に、1回目の地震動によって塑性ひずみが生じたとしても、その後の地震動に対しても弾性的挙動が期待でき、急激に塑性変形が進行し、破断延性限界に至ることのない設計となっているのである。

したがって、基準地震動 $S_s$ に対して塑性変形が生じる可能性があることをもって、本件3号機の機器・配管系がその後の地震によって損傷するかのような原告らの主張に理由はない。

なお、原告らが余裕が小さいと指摘する上記設備のうち、蒸気発生器支持脚、使用済燃料ラック溶接部、原子炉格納容器胴部については、基準地震動 $S_s$ に対する評価値が弾性範囲に収まっている(乙329(資13-17-3-2-1-195~資13-17-3-2-1-

196頁), 乙330(資13-17-2-4-49頁), 乙331(資13-17-7-5-56頁))。つまり, そもそも, これらの設備については, 基準地震動 $S_s$ によっても塑性変形には至らず, 原告らの指摘は当たらない。

ウ さらに, 原告らは, 基準地震動 $S_s$ に対する疲労評価について, 加圧器スプレイライン用管台の疲労累積係数が0.794であり評価基準値1.0に対する余裕が小さいとして, 「繰り返し地震により疲労損傷度が加わると, 疲労累積係数が評価基準値を超えて低サイクル疲労により健全性が損なわれる可能性がある」と主張する(原告ら準備書面17(16~17頁))。

しかしながら, 原告らの主張は, 「累積疲労係数(UF<sup>14</sup>)」が, 発電所の運転に伴う累積疲労を意味する「強度UF」と地震により生じる累積疲労を意味する「地震UF」との合計値であることを理解していない。表1には, 原告らが挙げる加圧器スプレイライン用管台(セーフエンド)に加え, 甲B136で指摘されている1次冷却材管3B安全注入管台, 1次冷却材設備配管本体, さらには, 甲B136では例示されていないが, UFが0.5を超える機器として, 1次冷却材ポンプ(吐出口付根部)及び1次冷却材ポンプ(脚部付根部)についての疲労評価の結果(評価値)を記載している。表1を見ると, 強度UFと地震UFの合計としては0.5を超えていることから, 強度UFと地震UFの合計の数値を単純に2倍すれば1を超えることになる。しかしながら, その内訳をみると, いずれも強度UFによる寄与が支

---

14 「Usage Factor」の略で, 累積疲労の大きさを表す係数

配的な設備であり，地震UFの寄与は小さい<sup>15</sup>。したがって，表1記載の各機器について，仮に，基準地震動S sクラスの地震動が2回続けて到来したとしても，地震UFの値が僅かに上昇するに過ぎず（地震UFが0の機器に至っては全く上昇せず），これらの機器が疲労破壊に至ることはない<sup>16</sup>。

なお，表1の右端に示した耐震裕度の値は，計算上，基準地震動S sに何回耐えられるかを示したものであり，いずれも繰り返し荷重に対して大きな余裕を有していることが分かる。

表1 本件3号機の機器・配管系に係る疲労評価の結果

機器名称	評価部位	S s 評価における疲労累積係数			耐震裕度 $\left[\frac{1-A}{B}\right]$
		強度UF [A]	地震UF [B]	合計UF [A+B]	
加圧器	スプレイライン用 管台セーフエンド	0.79393	0	0.794	$\infty$
1次冷却材管	3B安全注入管台	0.69009	0.01282	0.703	24.1
配管	1次冷却設備配管 配管本体	0.53354	0.00138	0.53492	338.0
1次冷却材ポンプ	吐出口付根部	0.570	0	0.570	$\infty$
	脚部付根部	0.568	0	0.568	$\infty$

15 地震UFの寄与が小さいということは，当該設備が，通常運転時から高温や高圧等の環境に耐える必要があり，疲労破壊に至らないよう強固な設計がなされているために，地震動により受ける影響は軽微であることを意味している。

16 表1の強度UFと地震UFの値は，運転状態の変化（原子炉トリップ等）の回数の想定や地震動の想定等に保守性を見込んで算定されたものである。具体的には，原子炉トリップの回数を運転期間中に起こる可能性のある回数より多めに見積もったり（本件3号機では，運転期間中の原子炉トリップ回数として400回を見積もっているが，実際の原子炉トリップ回数はこれまでに1回（試運転時の検査によるもの）である。），基準地震動S sの地震波（全11波）の大きい加速度同士を組み合わせたりして評価に保守性を持たせている。このため，実際には，表1に示した累積疲労係数には相応の余裕が存在している。



エ ②について、原告らは、地震が繰り返し発生すると、原子炉建屋の剛性低下により固有周期が長周期側にシフトし、原子炉建屋の揺れ方が変化すると、機器・配管系の揺れ方も変化し、設計時の耐震計算では想定していない揺れが発生し、塑性変形等を起こしてしまうリスクがある旨主張する（原告ら準備書面17（17頁））。

塑性変形を起こすこと自体が問題ではないことはこれまでも述べてきたところであるが、その点は措くとしても、機器・配管系の多くは、固有周期が短い（例えば、本件3号機の機器・配管系の固有周期は、乙332（添付-2（3/3）, 添付-3（3/3））ため、たとえ、原子炉建屋の固有周期が長周期側に变化したとしても、強い揺れが機器・配管系の固有周期と重なることは考え難い。また、答弁書「被告の主張」第7の2(4)エ(イ)a（209頁以下）でも述べたとおり、機器・配管系の耐震安全性評価に用いる床応答については、各階の床応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅することにより余裕を与えて設定している。つまり、設計の段階で、すでに床応答の値に余裕を考慮していることから、原子炉建屋の揺れ方が多少变化したとしても、機器・配管系の耐震安全性が損なわれることはない。もっとも、原子炉建屋において、原告らが想定するように都合よく固有周期が変化するものではないことは、上記(1)で述べたとおりである。

(3) 小括

以上のとおり、原告らの主張に理由はなく、仮に地震が繰り返し発生した場合であっても、本件3号機の耐震安全性が損なわれることはない。

第3 本件発電所において座屈に関する評価を適切に行い、座屈が生じないことを確認していること

原告らは、原告ら準備書面19において、本件3号機の蒸気発生器の支柱（本件3号機での呼称に合わせ、以下「支持脚」という。）及び原子炉格納容器について、座屈が生じる可能性がある旨縷々主張する（原告ら準備書面19（5頁以下））。原告らの主張は、大要、①座屈評価における評価値や評価基準値がどのように算出されたものであるかが明確ではなく、②耐震安全上の余裕が小さいというものである。

しかしながら、被告による座屈の評価は、適切な方法に則ったものであり、そして、その評価によって本件3号機の蒸気発生器の支持脚及び原子炉格納容器は十分な耐震安全性を有していることを確認しており、原告らの主張に理由はない。以下、具体的に述べる。

#### 1 被告による座屈に関する評価を適切に行っていること

上記①について、被告は、原告らが指摘するとおり、蒸気発生器の支持脚のサポートパイプ及び支持脚ブラケット並びに原子炉格納容器本体の弾性材充てん下端部<sup>17</sup>について、座屈評価を行っているが、その評価は、以下に述べるとおり適切な手法に則ったものである。

##### (1) 蒸気発生器支持脚の座屈評価について

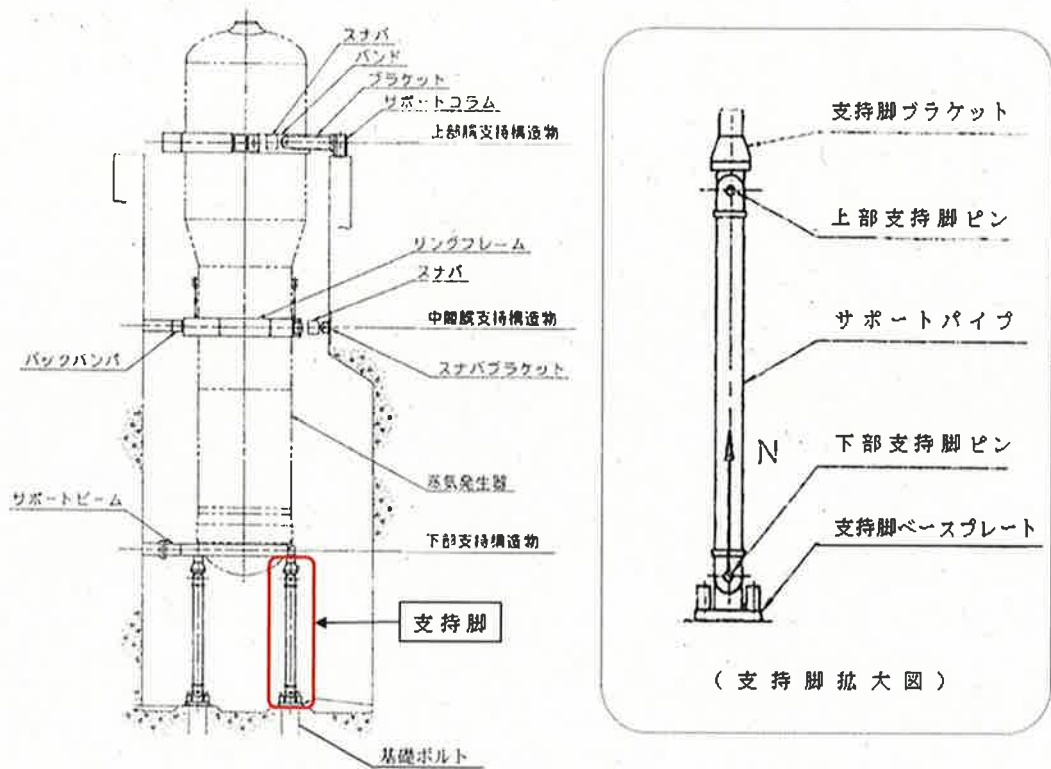
蒸気発生器の支持構造物は、地震等により各方向から圧縮、引張、曲げ等の様々な荷重が作用することを想定して設計しており、そのうち、支持脚は、蒸気発生器の自重及び地震による鉛直方向の荷重を支えるものである（図2）。支持脚は、その形状から、長い柱状の金属材料に両端から圧縮荷重が作用した場合にたわんで折れ曲がる可能性、つまり、圧縮による座屈が発生する可能性がある。このため、支持脚のうち、座

---

17 弾性材は、原子炉格納容器とこれを支える鉄筋コンクリートの基礎との接触箇所に充てんしている緩衝材（図3の拡大図）。原子炉格納容器とこれを支える鉄筋コンクリートの基礎との接触箇所に応力が集中するのを防止するため、接触箇所の基礎の角を取り、弾性材を充てんすることによって、原子炉格納容器に発生する応力緩和を図っている。

屈が発生する可能性があるサポートパイプ及び支持脚ブラケットについては、基準地震動  $S_s$  による鉛直方向の荷重を考慮して座屈評価を行い、座屈しないことを確認している。

具体的には、サポートパイプについて、評価値 (197 MPa) が評価基準値 (237 MPa) を上回らないこと (乙329 (資13-17-3-2-1-184頁))、また、支持脚ブラケットについて、評価値 (178 MPa) が評価基準値 (243 MPa) を上回らないこと (乙329 (資13-17-3-2-1-185頁)) をそれぞれ確認している。



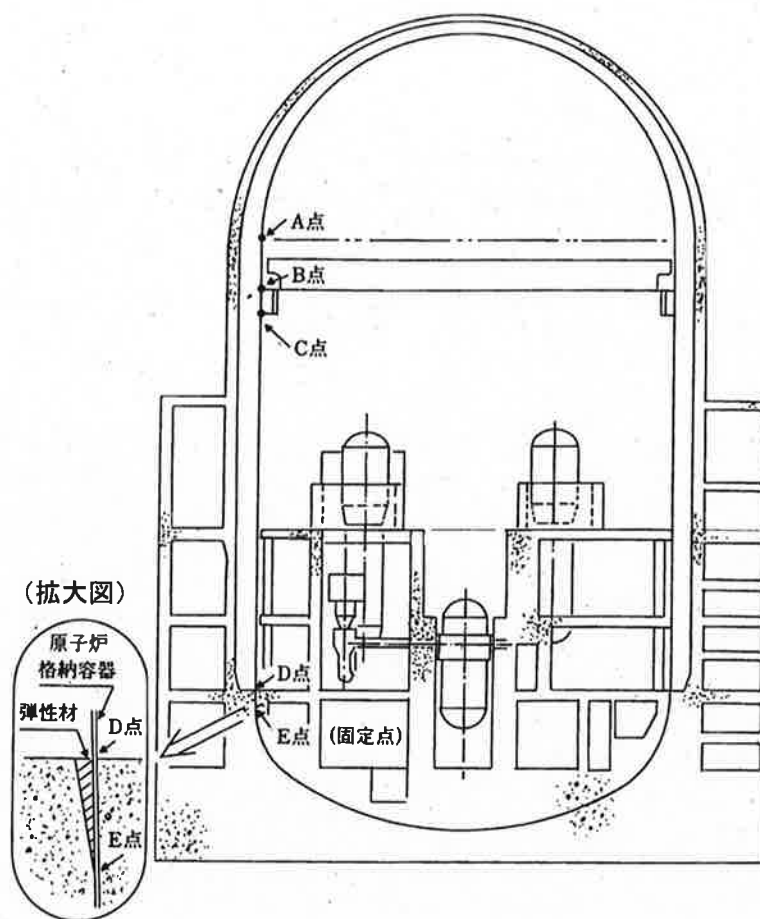
(乙329の図をもとに作成)

図2 蒸気発生器の支持構造物 (支持脚)

(2) 原子炉格納容器の座屈評価について

原子炉格納容器については、その形状（円筒形容器の半径に対する鋼板の板厚の比率が小さい）から、基礎部との固定点において座屈が発生する可能性があることを踏まえ、座屈防止の観点から、原子炉格納容器本体の弾性材充てん下端部（図3のE点）において座屈評価を行い、座屈しないことを確認している。

具体的には、原子炉格納容器本体の弾性材充てん下端部について、評価値（0.91）が評価基準値（1.0）を上回らないこと（乙331（資13-17-5-55頁））を確認している。



(JEAG4601-1987より(一部加筆))

A点：半球部と円筒部の接続点，B点：リングガータ上端部，C点：リングガータ  
 下端部，D点：弾性材充てん上端部，E点：弾性材充てん下端部

図3 原子炉格納容器本体の耐震評価部位

(3) 被告の座屈評価手法について

上記(1)及び(2)で述べた蒸気発生器支持脚及び原子炉格納容器の座屈評価については、一般社団法人日本電気協会の「原子力発電所電気技術指針 JEAG4601」(以下「JEAG4601」という。)及び一般社団法人日本機械学会の「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(以下「設計・建設規格」という。)に基づいたものである(乙333

(資13-9-16頁, 資13-9-42頁), 乙329 (資13-17-3-2-1-79頁), 乙331: CV計算書 (資13-17-7-5-16頁))。

このうち, JEAG4601は, 一般社団法人日本電気協会の原子力規格委員会が, 原子力施設の安全性と信頼性を確保する観点から, その設計・建設・運転等において実現することが適切と考えられる技術及び技術的活動の仕様として制定している原子力発電所電気技術指針 (JEAG) のうち, 原子力発電所の耐震設計技術に関するものである (耐震設計技術に関するものには「4601」という番号を付して呼称されている。)。そして, 工認審査ガイド<sup>18</sup>では, 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」, 「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」, 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」を総称して「JEAG4601」と呼称している (工認審査ガイド 1.3⑦ (乙334 (2頁)))。

また, 設計・建設規格は, 一般社団法人日本機械学会が, 平成13 (2001) 年, 通産省令告示501号<sup>19</sup>を基に, 国内の最新知見及び米国機械学会規格の「ASME Boiler and Pressure Vessel Code」の構成・内容等を取り込み, 原子力発電所における機器の構造設計等について取りまとめたものであり, 「JSMES NC1」とも表記される。設計・建設規格については, 2001年版のほか, 2005年版, 2007年版, 2008年版, 2012

---

18 耐震設計に係る工認審査ガイド (原子力規制委員会, 平成25年6月)

19 発電用原子力設備の構造等の技術基準 (昭和55年通商産業省告示第501号)

年版，2016年版等がそれぞれ発刊されている。

これらの民間規格については，大学，関係官庁，関係会社（電力会社，メーカー，建設会社等），各団体等の多くの学識経験者が参加して，議論を重ねた上で取りまとめられたものであって（例えば，J E A G 4 6 0 1につき，乙70），一般的にも合理性を有する評価方法として認められるものである。

そして，新規制基準においてもこれらに基づいた評価を行うことが求められている。すなわち，耐震設計の詳細な内容を含む工事計画認可申請についての審査基準である技術基準規則<sup>20</sup>は，その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施設すべきことを求め，技術基準規則解釈<sup>21</sup>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335（17頁））。これを受け，工認審査ガイドは，その4.6.1(1)において，「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，J E A G 4 6 0 1又は発電用原子力設備規格設計・建設規格（（社）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」（乙334（28頁））を要求している。つまり，被告による座屈評価は，新規制基準の要求にも適ったものとなっている。

原告らは，座屈評価の計算に必要なデータが明らかになっておらず，検証できないとも論難する（原告ら準備書面19（10頁，13頁））

---

20 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（原子力規制委員会，平成25年6月）

21 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の解釈（原子力規制委員会，平成25年6月）

が、評価内容の詳細については、被告において十分な検証を行っている（乙336）のはもちろんのこと、原子力規制委員会による審査を経て、工事計画の認可を得ている（乙62、乙88）のであるから、その妥当性は十分に担保されていることは明らかである。

(4) 小括

以上のとおり、被告による蒸気発生器支持脚及び原子炉格納容器の座屈評価は、適切な手法に則ったものであり、妥当であるから、上記①に関する原告らの主張に理由はない。

2 蒸気発生器支持脚及び原子炉格納容器が座屈に対して、十分な耐震安全上の余裕を有していること

上記②について、原告らは、(a)蒸気発生器支持脚及び原子炉格納容器の座屈評価の結果において評価値と評価基準値との差が小さいこと、(b)被告が策定した基準地震動 $S_s$ に疑義があること、(c)基準地震動 $S_s$ を超える地震動が発生していること、(d)被告による耐震安全性評価が基準地震動 $S_s$ を前提としたものであり、全ての地震動を評価できていないから、評価していない地震動によって損傷が生じ得ることを理由として、耐震安全上の余裕が小さいかのように主張するが、いずれも誤りである。

すなわち、(a)について、本件3号機が耐震安全上の余裕を確保していることは、上記第2の1で述べたとおりであって、蒸気発生器支持脚及び原子炉格納容器の座屈評価においても、評価値が評価基準値を下回っておれば、評価値と評価基準値との差が小さいとしても十分な余裕があるといえる。また、(b)について、被告が基準地震動 $S_s$ を適切に策定していることは、答弁書「被告の主張」第7の2(3)(122頁以下)、被告準備書面(4)で詳細に述べたとおりであるし、(c)について、原告らが指摘す



る過去に基準地震動を超える地震動が発生した事例が、本件3号機において基準地震動 $S_s$ を超過する地震動が発生することを示すものではないことは、答弁書「請求の原因に対する認否」第4の2(2)エ(302頁以下)で述べたとおりである。(d)については、将来、敷地に到達する可能性のある地震動とぴたりと一致する地震波を予め想定することは不可能であって、原告らが主張するように全ての地震波をもとに評価を行わなければ耐震安全性を確保していると言えないのであれば、あらゆる施設の耐震設計は不可能である。原子力発電所の安全上重要な設備は、基準地震動 $S_s$ を基準として設計、評価を行っているが、だからといって、基準地震動 $S_s$ と同じ地震波形の地震動以外の地震動に対して耐震安全性を有していないわけではない。すなわち、基準地震動 $S_s$ については、詳細な調査の結果を踏まえ、保守的なパラメータ設定を行った上で不確かさも考慮することで、将来活動する可能性がある活断層等による地震に対して、十分に余裕のある地震動として策定している。そして、そのような基準地震動 $S_s$ を策定し、設備を設計することによって、現実には発生する千差万別の地震動に対しても耐震安全性を確保することができるのである。原告らの主張は、基準地震動 $S_s$ に対する誤った理解に基づくものであり、失当である。

ちなみに、原告らは、蒸気発生器支持脚のサポートパイプの評価値が弾性範囲外である可能性が高いとして、複数回の地震動に耐えられるか疑問であると指摘する(原告ら準備書面19(13頁))が、蒸気発生器支持脚のサポートパイプの基準地震動 $S_s$ に対する評価値(引張応力:120MPa, 圧縮応力:186MPa)は、弾性設計用地震動 $S_d$ に対する評価基準値(引張応力:261MPa, 圧縮応力:237MPa)以下であり、弾性範囲に収まっている(乙329(資13-17-3-2-1-1

95頁) ) ことから、原告らの指摘は当たらない。また、原告らは、財団法人原子力発電技術機構による原子炉格納容器の振動試験で用いた鉛直動が本件3号機の基準地震動Ssを下回っていることを問題点として指摘する(原告ら準備書面19(14~15頁))が、同試験から得られた主たる成果は、原子炉格納容器が基準地震動に対して、耐震安全上の十分な余裕を有していることを確認したことであるから、同試験で用いた鉛直動が本件3号機の基準地震動Ssの鉛直動を下回っているかどうかは、その試験の信頼性を左右するものではないし、本件3号機が基準地震動Ssの鉛直動に対しても耐震安全性を有していることは、適切に評価し、確認しており(答弁書「被告の主張」第7の2(4)(182頁以下))、原告らの指摘は何ら意味を持たない。

したがって、本件3号機の蒸気発生器支持脚及び原子炉格納容器は、座屈に対して十分な耐震安全性を確保しており、耐震安全上の余裕が小さいとする上記②に関する原告らの主張に理由はない。

#### 第4 まとめ

以上のとおり、本件発電所の近傍において、耐震安全性に影響を及ぼすような地震が繰り返し発生することは考え難く、仮に、そのような地震が繰り返し発生したとしても本件発電所の安全性を確保できる。また、本件3号機の蒸気発生器支持脚及び原子炉格納容器において、座屈が生じることはない。したがって、原告らの主張に理由はない。

以上