



平成28年(ワ)第677号 仮処分命令認可決定に対する保全抗告事件

(原審・大津地方裁判所平成28年(ワ)第12号)

(基本事件・同裁判所平成27年(ワ)第6号)

決 定

当事者の表示 別紙当事者目録記載のとおり

平成28年7月12日付け原決定に対する保全抗告につき、当裁判所は次のとおり決定する。

主 文

原決定を取り消す。

上記当事者間の大津地方裁判所平成27年(ワ)第6号原発再稼働禁止仮処分申立事件について、同裁判所が平成28年3月9日にした決定を取り消す。

相手方らの本件仮処分命令申立てを却下する。

手続費用は、原審及び当審を通じて、相手方らの負担とする。

理 由

第1 抗告の趣旨

主文同旨

第2 事案の概要

1 保全手続の経過

(1) 本件は、相手方らが、原子力発電所である高浜発電所3号機及び4号機(以下、3号機を「本件原子力発電所3号機」、4号機を「本件原子力発電所4号機」といい、3号機及び4号機を「本件各原子力発電所」という。)を設置している原告人に対し、人格権に基づく妨害(予防)排除請求権に基づき、本件各原子

力発電所の運転を仮に差し止める仮処分命令申立て（本件仮処分命令申立て）をした事案である。

(2) 大津地方裁判所は、平成28年3月9日、相手方らの本件仮処分命令申立てを相当と認め、本件各原子力発電所の運転を仮に差し止める決定をした（以下「本件仮処分決定」という。）。

(3) 抗告人が本件仮処分決定に対し異議を申し立てたところ、大津地方裁判所は、平成28年7月12日、本件仮処分決定を認可する決定をした（原決定）。

(4) 抗告人は、原決定に対して、保全抗告をし、原決定及び本件仮処分決定の取消しと本件仮処分命令申立ての却下を求めた。

2 前提事実

疎明資料（乙21ないし23，乙76，乙273の1），下記疎明資料及び審尋の全趣旨によると次の事実を認めることができる。

(1) 当事者

ア 抗告人は、大阪府，京都府，兵庫県（一部を除く。），奈良県，滋賀県，和歌山県，三重県の一部，岐阜県の一部及び福井県の一部に，発電，送電，配電等による電力供給を行う一般電気事業者である。

イ 相手方らの住所地は別紙当事者目録記載のとおりである。相手方らは、本件各原子力発電所から70km以内の距離に居住している。

(2) 本件各原子力発電所

ア 抗告人は、福井県大飯郡高浜町田ノ浦1に高浜発電所（以下「高浜原子力発電所」という。）の原子力発電所1号機ないし4号機（加圧水型原子炉）を設置している。このうち、本件原子力発電所3号機及び4号機が「本件各原子力発電所」である。

本件各原子力発電所の原子炉設置変更許可年月日は、いずれも昭和55年8月4日であり、営業運転開始年月日は、本件原子力発電所3号機が昭和60年1月

17日、本件原子力発電所4号機が同年6月5日である。

イ 高浜原子力発電所の所在地は福井県の音海半島の根元部に位置する。敷地の北側及び南側は標高100mから200mの山に囲まれ、西側は内浦湾に、東側は若狭湾にそれぞれ面している。

(3) 原子力発電

ア 仕組み

原子力発電は、核分裂反応により発生するエネルギーを熱エネルギーに転換した上、熱エネルギーにより蒸気を発生させ、蒸気でタービンを回転させることによる発電方法である。

イ 核分裂の原理

物質は、原子で構成され、原子は原子核（陽子と中性子の集合体）と電子から構成されている。重い原子核の中には、分裂して軽い原子核に変化しやすい傾向を有しているものがあり、中性子を吸収すると、原子核は不安定な状態となり、分裂して2ないし3個の異なる原子核（核分裂生成物）に分かれるという核分裂を起こす（例えばウラン235）。核分裂が起きる際に、大きなエネルギーが発生し、核分裂生成物（核分裂により生み出される物質をいい、その大部分は放射性物質である。例えば、ウラン235が核分裂すると、放射性物質であるセシウム137、ヨウ素131等が生じる。）及び2ないし3個の速度の速い中性子が生じる。この中性子の一部が他のウラン235等の原子核に吸収されて次の核分裂を起こし、連鎖的に核分裂が維持される現象を核分裂連鎖反応という。

核分裂を起こす物質として、ウラン、プルトニウム等がある。ウラン鉱石から取り出した状態のウランには核分裂しやすい性質を有するウラン235が約0.7%しか含まれておらず、残りの約99.3%は核分裂しにくい性質を有するウラン238である。本件各原子力発電所では、ウラン235の比率を3ないし5%程度に高めた低濃縮ウランのほか、プルトニウムとウランを混ぜ合わせた燃料

(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料・Mixed Oxide Fuel, 以下「MOX燃料」という。)が使用されている。

核分裂連鎖反応を制御するためには、核分裂を起こす中性子の数を調整することが必要であり、中性子を吸収しやすい性質を持つ制御材を用いて中性子の数を調整する。

ウ 原子炉の種類

原子炉には、減速材及び冷却材の組合せによって次のとおりの種類がある。

減速材及び冷却材の両者の役割を果たすものとして軽水（普通の水）を用いるものを軽水型原子炉という。

軽水型原子炉には沸騰水型原子炉（BWR）と加圧水型原子炉（PWR）の2種類がある。

沸騰水型原子炉は、原子炉内で冷却材を沸騰させ、そこで発生した蒸気を直接タービンに送って発電する。

加圧水型原子炉は、1次冷却設備を流れる高圧の1次冷却材を原子炉で高温水とし、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器において、高温水の持つ熱エネルギーを2次冷却設備を流れている2次冷却材に伝えて蒸気を発生させ、この蒸気をタービンに送って発電する。

(4) 本件各原子力発電所の構造等

ア 施設の概要

(ア) 発電用原子炉施設

本件各原子力発電所は、加圧水型原子炉であり、1次冷却設備（原子炉、蒸気発生器、1次冷却材管等）、原子炉格納容器、2次冷却設備、電気施設、補助給水設備、工学的安全施設、使用済燃料ピット（使用済燃料貯蔵槽）等により構成される（以下、上記の原子炉及びその附属施設を併せて「発電用原子炉施設」という。）。

(イ) 1次冷却設備

1次冷却設備は、原子炉、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材管等から構成される。原子炉内で生じたウラン235等の核分裂による熱エネルギーで1次冷却材を高温水とした上、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器内において2次冷却材に熱を伝えて蒸気にする機能を果たしている。

a 原子炉

原子炉は、原子炉容器、燃料集合体、制御材（制御棒及びぼう素）、1次冷却材等から構成されている。原子炉は、核分裂連鎖反応を制御しながら安定的に持続させ、それにより発生する熱エネルギーを安全かつ有効に取り出す設備である。

(a) 原子炉容器

原子炉容器は、上部及び底部が半球状の縦置き円筒型の容器である。内部には、燃料集合体、制御棒等が配置され、1次冷却材で満たされている。

原子炉容器内の燃料集合体が存在する部分を炉心という。

(b) 燃料集合体

燃料集合体は、燃料被覆管の中にペレット（低濃縮ウラン燃料のペレットは二酸化ウランを小さな円柱形に焼き固めたものであり、MOX燃料のペレットは二酸化プルトニウムと二酸化ウランを混合して小さな円柱形に焼き固めたものである。）を詰めた燃料棒を束ねたものである。

燃料棒は、ペレットを、長さ約4mのジルコニウム基合金製の燃料被覆管の中に縦に積み重ね、密封溶接したものである。

本件各原子力発電所で用いる燃料集合体には、ウラン燃料集合体とMOX燃料集合体とがある。ウラン燃料集合体は、ウラン燃料棒264本を17行17列の正方格子状に配列したものである。また、MOX燃料集合体は、ウラン燃料集合体と同様に、MOX燃料棒264本を17行17列の正方格子状に配列したものである。

ウラン燃料棒は、ウランペレットを使用している。ウランペレットは、ウランと酸素の化合物である二酸化ウランの粉末を、直径約8mm、高さ約10mmに焼き固めたものである。

MOX燃料棒はMOXペレットを使用している。MOXペレットは、プルトニウムと酸素の化合物である二酸化プルトニウムと、二酸化ウランの粉末を、直径約8mm、高さ約10mmに焼き固めたものである。

ウラン燃料は、ウラン235（核分裂しやすい性質を有する）を約4%含み、その余はウラン238（核分裂しにくい性質を有する）で構成されている。

MOX燃料は、プルトニウム239（核分裂しやすい性質を有する）等を含んだプルトニウムを約10%含み、その余はウラン238等で構成されている。

ペレットは、高温で焼き固めたセラミックであるため、化学的に安定しており、放射性物質の大部分をその中に閉じ込める機能を有している。

燃料被覆管は、ペレット外に一部出てくる気体状の放射性物質（FPガス）をその中に閉じ込める機能を有している。

(c) 制御材（制御棒及びほう素）

原子炉において核分裂連鎖反応を安定的に持続させ制御するためには、核分裂を起こす中性子の数を調整することが必要であり、制御材はこの調整に用いられる。本件各原子力発電所では、制御材として制御棒及びほう素を用いている。

① 制御棒（制御棒クラスタ）

制御棒には、中性子を吸収しやすい性質を有する合金が用いられている。本件各原子力発電所では、24本の制御棒を束ねて制御棒クラスタ（以下、単に「制御棒」という）とし、この制御棒を、原子炉容器の上部にある制御棒駆動装置により、炉心に出し入れできるように配置している。

本件各原子力発電所の通常運転時には、制御棒駆動装置により、制御棒を炉心からほぼ全部引き抜いた状態で保持しているが、緊急時には、自重で炉心に落下する

ことで、速やかに原子炉を自動で停止できる仕組みとなっている。

② ほう素

ほう素（ほう酸）は、中性子を吸収しやすい性質を有している。ほう素（ほう酸）を1次冷却材に添加し、その濃度を調整することによって中性子の数を調整し、核分裂連鎖反応を制御することができる。

(d) 1次冷却材

1次冷却材は、核分裂により生じた熱エネルギーを吸収して高温水となり、蒸気発生器に導かれた上で、その熱エネルギーを2次冷却材に伝達している。

b 加圧器

加圧器は、原子炉で高温（約300℃）になった1次冷却材が沸騰しないよう高い圧力をかけ、かつ、1次冷却材の熱膨張及び収縮による圧力変動を調整し、1次冷却材の圧力を一定に制御するための設備であり、1次冷却材管に接続されている。

c 蒸気発生器

蒸気発生器は、1次冷却材の熱エネルギーを2次冷却材に伝えるための熱交換器である。蒸気発生器の内部にある伝熱管内を流れている1次冷却材が、伝熱管の外側の2次冷却材を熱し、2次冷却材が蒸気となってタービンに導かれる。

d 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプは、1次冷却材を循環させるための設備であり、蒸気発生器の1次冷却材出口側に設置される。蒸気発生器において2次冷却材に熱エネルギーを伝え終えた1次冷却材は、このポンプにより再び原子炉に送られる。

e 1次冷却材管

1次冷却材管は、1次冷却材が通るステンレス鋼製配管である。原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプを相互に連絡し、回路を形成している。

(ウ) 2次冷却設備

2次冷却設備は、タービン、復水器、主給水ポンプ、及びそれらを接続する配管

等（主蒸気管等）から構成されている。

2次冷却設備では、蒸気発生器で蒸気となった2次冷却材をタービンに導き、蒸気力でタービンを回転させて発電する。また、タービンを回転させた蒸気を復水器において海水で冷却して水に戻し、主給水ポンプ等で再び蒸気発生器に送っている。復水器で蒸気から熱を伝えられた海水は、放水口から海に放出される。

なお、2次冷却材は、放射性物質を含む1次冷却材とは隔離されているため、放射性物質を含んでいない。

（エ） 電気施設

電気施設は、常用電源設備として発電機及び外部電源を備えるとともに、常用電源を喪失した場合の非常用電源設備として、非常用ディーゼル発電機を備えている。

a 常用電源設備（発電機、外部電源）

（a） 発電機

発電機は、タービンの回転エネルギーをもとに電気を発生させる設備であり、発生した電気は、変圧器を通じて原子力発電所外の送電線に送られるほか、原子力発電所内の各設備にも供給される。

（b） 外部電源

原子力発電所は、変圧器を通じて原子力発電所外の送電線につながっており、これにより原子力発電所外から電力の供給を受けることができる。この原子力発電所外から供給される電源を「外部電源」という。

原子力発電所内の機器を作動させるために必要な電力は、通常は原子力発電所内の発電機から供給されるが、発電機が停止している場合には、外部電源から供給される。

本件各原子力発電所に接続する送電線については、送電及び受電が可能な500kV（キロボルト）送電線を青葉線及び高浜線の2ルートで4回線、受電専用の77kV送電線を高浜連絡線の1ルートで1回線、合計で3ルート5回線を確保し

ている。また、500kV送電線は約30km離れた新綾部変電所に連系し、77kV送電線は約9km離れた高浜変電所に連系する（さらに嶺南変電所を経由するルートとする）ことで各々独立性を持たせるとともに、地すべり等で電力の供給が全て同時に停止しないよう、送電線を同一の送電鉄塔に架設しないこととしている。

b 非常用電源設備（非常用ディーゼル発電機）

非常用の電源設備である非常用ディーゼル発電機は、原子力発電所の発電機が停止し、かつ外部電源を喪失した場合に、原子炉を安全に停止した状態で維持するために必要な電力を供給し、後記の工学的安全施設を作動させるための電力も供給する。

本件各原子力発電所では、1台で必要な電力を供給できる容量を持つ非常用ディーゼル発電機を各号機に2台ずつ備え、それぞれ独立した区画に分離して設置している。

(オ) 原子炉停止の際に原子炉内の熱を除去する設備

原子炉が停止し、核分裂連鎖反応が止まった後も、燃料集合体に内包される放射性物質の発熱は継続するため、原子炉停止後も冷却手段を確保する必要がある。

原子炉を停止する初期段階では主給水設備（主給水設備が機能喪失した場合等は補助給水設備）により冷却する。そして、1次冷却材の圧力及び温度が所定のレベルまで低下した段階で余熱除去設備による冷却に切り替えて原子炉内の残留熱を除去する。

a 主給水設備及び補助給水設備

(a) 主給水設備

原子炉停止の際は、まず2次冷却設備の主給水ポンプ等で蒸気発生器への給水を継続することにより、蒸気発生器で1次冷却材の熱を2次冷却材に伝えて原子炉内の熱（残留熱を含む）を除去する。熱を伝えられて蒸気となった2次冷却材は、復水器において海水に熱を伝えて（海水で冷却されて）水に戻り、熱を伝えられた海

水は、放水口から海に放出される。

(b) 補助給水設備（電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ）

主給水ポンプ等による給水機能が故障その他何らかの原因で失われた場合等には、補助給水設備を用いて、復水タンクを水源として蒸気発生器への給水を維持する。

補助給水設備には、電動機により駆動する電動補助給水ポンプと、動力源として電力を必要とせず蒸気タービンにより駆動するタービン動補助給水ポンプとがあり、本件各原子力発電所の各号機には、それぞれ電動補助給水ポンプが2台、タービン動補助給水ポンプが1台設置されている。

電動補助給水ポンプの電動機は、外部電源が失われた場合でも、非常用ディーゼル発電機により電力の供給を受ける。タービン動補助給水ポンプは、動力源として電力を必要とせず、2次冷却設備である主蒸気管から分岐して取り出した蒸気力で駆動する。

補助給水設備によって蒸気発生器に送られ、1次冷却材の熱を伝えられて蒸気となった2次冷却材（前記のとおり放射性物質を含まない）は、これを主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁から大気に直接放出することによって熱を排出する設計としている。主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は設定圧力に達すると自動的に作動する（主蒸気逃がし弁は手動で開閉することも可能である。）。

b 余熱除去設備

余熱除去設備は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器等から構成される。

余熱除去設備では、原子炉で残留熱を伝えられた1次冷却材の一部が、余熱除去ポンプによって1次冷却材管から余熱除去冷却器へ送られ、余熱除去冷却器で冷却されてから1次冷却材管へ戻される。

原子炉の残留熱は、余熱除去冷却器で除去された後、最終的に海水に伝えられ、熱を伝えられた海水は放水口から海に放出される。

(カ) 工学的安全施設

原子炉施設の故障や破損等による、炉心の著しい損傷及びそれに伴う多量の放射性物質放出の防止又は抑制のため、非常用炉心冷却設備（Emergency Core Cooling System, 以下「ECCS」という。）、原子炉格納施設、原子炉格納容器スプレイ設備等の工学的安全施設が設置されている。

工学的安全施設の各設備には、多重性、独立性を持たせ、互いに独立した2系統以上の設備で構成させることにより、同時にその機能を喪失しない設計としている。

多重性とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理等を有する設備（系統又は機器）が2つ以上あることをいう。

独立性とは、2つ以上の設備（系統又は機器）を、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通の要因又は従属的な要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

例えば、ECCSの高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプは、1台で必要な能力を有するものを2台分離して設置し、また、ポンプの電動機は各々独立した電気系統に接続している。

外部電源が喪失した場合でも、非常用ディーゼル発電機により電力が供給される仕組みとしている。

a 非常用炉心冷却設備（ECCS）

ECCSは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成され、万一、1次冷却材管の破断等により1次冷却材の喪失（Loss of Coolant Accident, 以下「LOCA」という。）等が発生した場合であっても、ほう酸水を原子炉容器内に注入して原子炉を冷却することで、炉心の著しい損傷を防止できる。

b 原子炉格納施設

原子炉格納施設は、原子炉格納容器及びアニュラス部で構成されている。

1次冷却設備を格納する原子炉格納容器は、気密性が確保されていることから、

LOCAが発生した場合等において圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放出に対する障壁ともなる。本件各原子力発電所においては、原子炉格納容器の本体部は半球形ドームを有する円筒形の炭素鋼製であり、そのさらに外側には、鉄筋コンクリート造の外側遮へい建屋が設けられている。

アニュラス部は、原子炉格納容器の配管等貫通部の外側に設けられた密閉された空間であり、LOCAが発生した場合等に、原子炉格納容器に設けられた配管等の貫通部から漏えいした放射性物質を含む空気を閉じ込める機能を持つ。

c. 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ、スプレイリング等で構成されている。LOCAが発生した場合等に、核分裂により生成した放射性よう素を吸収しやすくする薬剤をほう酸水に添加しながら、原子炉格納容器内に水を噴霧して圧力上昇を抑えるとともに、原子炉格納容器内に浮遊する放射性よう素等を除去する機能を持つ。

(キ) 使用済燃料ピット（使用済燃料貯蔵槽）

本件各原子力発電所の原子炉から取り出された使用済燃料を貯蔵する設備である「使用済燃料ピット」は、使用済燃料の冷却に十分な量の使用済燃料ピット水で満たされており（水深は約12m）、貯蔵した使用済燃料（長さ約4m）の上端から水面まで十分な深さを確保している。

使用済燃料ピット水は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備により、継続的に浄化及び冷却されており、その水温は、通常約40℃以下に保たれている（冷却機能）。

また、その水位及び水温は常時監視されていることに加え、仮に冷却機能を喪失するなどして水位が低下した場合に、使用済燃料ピット水を補給するための設備も設けられている（補給機能）。

使用済燃料ピットに接続される配管は、全て使用済燃料の上端よりも高い位置で接続され、万一、これらの配管が破断しても、その配管の接続位置より水位が低

下することではなく、使用済燃料の冠水状態は維持される。

使用済燃料は、適切な間隔を空けて保管し、冠水状態を維持さえしていれば残留熱（崩壊熱）が十分除去され、放射性物質を閉じ込める役割を果たす燃料被覆管の損傷に至ることではなく、安全性を確保することができる。

(5) 新規制基準以前の本件各原子力発電所の安全性審査（乙21ないし23，乙36，乙37）

ア 規制の概要

昭和30年12月19日、原子力基本法が制定された。同時に原子力委員会設置法が制定され、原子力の研究、開発及び利用に関する行政の民主的運営を図るため総理府（当時）に原子力委員会が設置された。

原子力委員会は昭和53年9月「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を制定し、その翌月原子力基本法の改正により総理府（当時）の審議会として原子力安全委員会が設置された。

イ 経緯

(ア) 原子力安全委員会は、核燃料物質及び原子炉に関する規制のうち、安全確保のための規制等の企画、審議、決定等を所掌事務としていた。

原子力安全委員会は、安全審査において、同委員会が策定した各種の指針等を適用し、耐震設計の妥当性に関しては耐震設計審査指針を適用した。

耐震設計審査指針は、耐震設計において基準とすべき地震動（地震の発生によって放出されたエネルギーが特定の地点に到達し同地点の地盤を揺らす場合の当該揺れのこと。以下「基準地震動」という。）を定義した。

(イ) 原子力安全委員会は、平成18年9月19日、耐震設計審査指針を始めとする安全審査指針類を改訂した。

(ウ) 平成18年9月19日改訂前の耐震設計審査指針

平成18年9月19日改訂前の耐震設計審査指針では、耐震設計において基準

とすべき地震動（基準地震動）とした上、次のとおり、「設計用最強地震」に対応する地震動を「基準地震動 S 1」, 「設計用限界地震」に対応する地震動を「基準地震動 S 2」として、それぞれ策定することとした。

「設計用最強地震」は、歴史的証拠から過去において敷地又はその近傍に影響を与えたと考えられる地震が近い将来再び起こり、敷地及びその周辺に同様の影響を与えるおそれのある地震、並びに近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震のうちから、敷地の基盤に最大の地震動を与える地震を想定したものである（基準地震動 S 1）。

「設計用限界地震」は、地震学的見地に立てば、設計用最強地震を超える地震の発生が否定できない場合があるので、地震学上「設計用最強地震」を上回る地震が比較的近い時代に発生したことがあると判断される場合に、さらに過去の地震の発生状況、敷地周辺の活断層及び地震地体構造に基づく工学的見地からの検討を加えて、敷地の基盤に最大の地震動を与える地震を想定したものである（基準地震動 S 2）。

平成 18 年 9 月 19 日改訂前の耐震設計審査指針は、原子炉の安全性確保のために重要な役割を果たす安全上重要な施設・設備が基準地震動 S 1 に対して損傷や塑性変形をしないこと、また、基準地震動 S 2 に対して機能喪失しないことを確認するよう指示した。

(エ) 平成 18 年 9 月 19 日改訂後の耐震設計審査指針（以下「平成 18 年耐震設計審査指針」という。）

平成 18 年耐震設計審査指針では、基準地震動 S 1 及び基準地震動 S 2 が基準地震動 S_s に一本化され、基準地震動の策定の際に震源として考慮する活断層の活動時期の範囲が拡張されるとともに、基準地震動の策定方法が当時の科学的・技術的知見に基づいてされ、安全上重要な施設・設備の耐震設計において基準とする地震動として、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学的及

び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切なものを策定しなければならないと定められた（基準地震動 S_s ）。

発電用原子炉施設のうち重要施設（耐震重要度分類がSクラスの施設）は、基準地震動 S_s に対してその安全機能を保持できることが必要である旨定められた。

（オ）耐震設計審査指針の上記改訂を受け、原子力安全・保安院は、平成18年9月20日、「新耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価及び確認に当たっての基本的な考え方並びに評価手法及び確認基準について」（以下「バックチェックルール」という。）を策定した。

原子力安全・保安院は、平成18年9月20日付けで、抗告人を含む各原子力事業者に対し、本件各原子力発電所を含む稼働中及び建設中の発電用原子炉施設等について、平成18年耐震設計審査指針及びバックチェックルールによる耐震安全性評価（以下「耐震バックチェック」という。）を実施するよう指示した。

（カ）本件各原子力発電所の基準地震動は、平成18年9月19日改訂前の耐震設計審査指針により、基準地震動 S_1 の最大加速度（地震によって地盤が振動する速度の単位時間当たりの変化の割合のうち最大のもの）が270ガル（水平方向）、基準地震動 S_2 の最大加速度が360ガル（水平方向）及び370ガル（直下地震、水平方向）とされていた。

抗告人は、耐震バックチェックの実施指示に基づき、本件各原子力発電所敷地周辺及び敷地の敷地調査、地下構造の評価検討等を行い、本件各原子力発電所の基準地震動 S_s を新たに550ガル（水平方向）と策定した。なお、基準地震動の加速度は、固有周期（構造物が一揺れするのに要する時間であり、特定の揺れやすい周期）が最も短周期側の地震動（周期0.02秒）で表記される。

原子力安全・保安院及び原子力委員会は、抗告人の基準地震動策定を適切なものであるとして確認した。

(キ) 平成23年3月11日に東北地方太平洋沖で発生した地震（以下「東北地方太平洋沖地震」という。）及びこれに伴う東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）福島第一原子力発電所事故（以下「福島第一原子力発電所事故」という。）を受け、原子力安全委員会は、経済産業大臣に対し、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して総合的に評価することなどを要請した。

内閣官房長官、経済産業大臣及び内閣府特命担当大臣は、上記要請を受け、同年7月11日、新たな安全評価を実施することとし、これを受け、原子力安全・保安院は、同月22日、抗告人を含む各原子力発電事業者等に対し、福島第一原子力発電所事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価（以下「ストレステスト」という。）を行い、その結果について報告をするよう求めた。

抗告人は、本件各原子力発電所についてのストレステスト（以下「本件ストレステスト」という。）を実施し、原子力安全・保安院に対し、平成24年4月、本件各原子力発電所の安全性に関する一次評価の結果の報告書を提出した。

ウ 本件ストレステストの内容

(ア) クリフエッジ及び耐震裕度

抗告人は、地震、津波、地震と津波の重畳、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失（燃料体等から除熱するための海水を取水できない場合）の各評価項目に関し、炉心の燃料集合体及び本件各原子力発電所の使用済燃料ピットにある使用済燃料（以下「燃料体等」という。）について、本件各原子力発電所の安全上重要な施設・設備によって燃料体等の重大な損傷の発生を回避できるかを検討し、上記各評価項目に係るクリフエッジ（原子力発電所の状況が急変する地震、津波等の負荷のレベル）を特定した。

抗告人は、本件各原子力発電所の安全上重要な施設・設備の耐震性が基準地震

動 S_s に対して余裕を有しており、その余裕の大きさ（以下「耐震裕度」という。）は個々の施設ごとに異なることを前提に、本件ストレステストの前に行われた緊急安全対策の結果も踏まえ、安全上重要な施設・設備が基準地震動 S_s の何倍の地震動を受ければその機能を喪失し、事態を収束させることが不可能となるかを検討した。

その結果、抗告人は、地震による炉心損傷に係るクリフエッジを基準地震動 S_s に係る最大加速度の 1.77 倍である 973.5 ガルと特定した。また、津波による炉心損傷に係るクリフエッジを津波の高さ 10.8 m、炉心の燃料集合体についての全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に係るクリフエッジを約 18 ないし 19 日と特定した。

抗告人は、本件ストレステストに際し、上記のとおり、地震と津波とが重畳する場合その他のシビアアクシデント（過酷事故）・マネジメントについても検討し、地震と津波との重畳については、基準地震動 S_s の 1.77 倍の大きさの地震と高さ 10.8 m の津波とが同時に発生した場合を想定しても炉心損傷に至ることはないと判断した。

（イ） 抗告人は、上記各評価項目について、起因事象（機器の損傷等に起因して生じ、有効な収束手段がとられなければ燃料体等の重大な損傷に至る可能性のある事象）を選定し、当該起因事象の影響緩和に必要な機能を抽出してイベントツリーを作成し、当該起因事象の進展を収束させる手順（以下「収束シナリオ」という。）を特定し、各収束シナリオごとにクリフエッジを検討した上、その最小のものを踏まえ、前記（ア）のクリフエッジの特定ないし判断を行った。

（6） 新規制基準及び再稼働申請（乙 251 の 1, 2）

ア 新規制基準

（ア） 福島第一原子力発電所事故を契機に、原子力規制委員会設置法（以下「設置法」という。）が平成 24 年 6 月 27 日に制定され、原子力規制委員会の組

織及び権能が規定された。

(イ) 核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）が改正された（平成24年6月27日法律第47号，以下，同法律を，改正の前後を通じて「原子炉等規制法」という。）。

そして，改正された原子炉等規制法の施行に伴い，別紙「規則・告示・内規一覧表」のとおり，原子力規制委員会規則，告示及び内規等が制定又は改正され，その後も必要に応じ，内規等が制定されている（以下，これらのうち行政手続法上の命令等に該当するものを「新規制基準」という。）。

(ウ) 改正後の原子炉等規制法は，「発電用原子炉を設置しようとする者は，政令で定めるところにより，原子力規制委員会の許可を受けなければならない。」

（同法43条の3の5第1項）と規定し（以下，上記許可を「原子炉設置許可」という。），原子炉設置許可を受けた者（以下「発電用原子炉設置者」という。）が同条2項2号から5号まで又は8号から10号までに掲げる事項を変更しようとするときについても，「政令で定めるところにより，原子力規制委員会の許可を受けなければならない。」（同法43条の3の8第1項）と規定した（以下，上記変更許可を「設置変更許可」という。）。

同法43条の3の6第1項4号及び同号を準用する同法43条の3の8第2項は，原子炉設置許可又は設置変更許可の要件の一つとして「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」を挙げている。

上記「原子力規制委員会規則」が「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」（以下「設置許可基準規則」という。）であり，その解釈を示す規程が「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」と題する規程（以下「設置許可基準規則解釈」と

いう。)である。

イ 用語

新規制基準（設置許可基準規則，設置許可基準規則解釈等）で用いられている用語の意義は次のとおりである。

（ア）通常運転（設置許可基準規則 2 条 2 項 2 号）

設計基準対象施設において計画的に行われる発電用原子炉の起動，停止，出力運転，高温待機，燃料体の取替えその他の発電用原子炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。

（イ）運転時の異常な過渡変化（同 3 号）

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。

（ウ）設計基準事故（同 4 号）

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。

（エ）安全機能（同 5 号）

発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって，次に掲げるものをいう。

a その機能の喪失により発電用原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し，これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能

b 発電用原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止

し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射線物質が発電用原子炉を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能

(オ) 安全機能の重要度 (同 6 号)

発電用原子炉施設の安全性の確保のために必要な安全機能の重要性の程度をいう。

(カ) 設計基準対象施設 (同 7 号)

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。

(キ) 安全施設 (同 8 号)

設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものをいう。

(ク) 重要安全施設 (同 9 号)

安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。

(ケ) 工学的安全施設 (同 10 号)

発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射線物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するための機能を有する設計基準対象施設をいう。

(コ) 重大事故等対処施設 (同 11 号)

重大事故に至るおそれがある事故 (運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。) 又は重大事故に対処するための機能を有する施設をいう。

(サ) 特定重大事故等対処施設 (同 12 号)

重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射線物質の異

常な水準の放出を抑制するためのものをいう。

(シ) 設計基準事故対処設備 (同 1 3 号)

設計基準事故に対処するための安全機能を有する設備をいう。

(ス) 重大事故等対処設備 (同 1 4 号)

重大事故等に対処するための機能を有する設備をいう。

(セ) 重大事故防止設備 (同 1 5 号)

重大事故等対処施設のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備をいう。

(ソ) 重大事故緩和設備 (同 1 6 号)

重大事故等対処施設のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備をいう。

(タ) 一次冷却材 (同 3 1 号)

炉心において発生した熱を発電用原子炉から直接に取り出すことを目的とする流体をいう。

(チ) 二次冷却材 (同 3 2 号)

一次冷却材の熱を熱交換器により取り出すための流体であって、蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体をいう。

(ツ) 一次冷却系統 (同 3 3 号)

炉心を直接冷却する冷却材が循環する回路をいう。

(テ) 最終ヒートシンク (同 3 4 号)

発電用原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。

(ト) 原子炉冷却材圧力バウンダリ (同 3 5 号)

発電用原子炉のうち、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となる部分をいう。

(ナ) 原子炉格納容器 (同 3 6 号)

一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の容器内の機械又は器具から放出される放射線物質の漏えいを防止するために設けられる容器をいう。

(ニ) 原子炉格納容器バウンダリ (同 3 7 号)

発電用原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定される事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分をいう。

(ヌ) 耐震重要施設 (設置許可基準規則 3 条 1 項)

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う。

(ネ) 基準地震動による地震力 (同 4 条 3 項)

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をいう。

(ノ) 基準津波 (同 5 条)

設計基準対象施設の供用中に、当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波をいう。

ウ 再稼働申請

(ア) 発電用原子炉設置者が発電用原子炉施設の設置又は変更の工事をしようとする場合には、「原子力規制委員会規則で定めるところにより、当該工事に着手する前に、その工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならない」(原子炉等規制法 4 3 条の 3 の 9 第 1 項)(以下、上記認可を「工事計画認可」という。)

工事計画認可を受けて工事をする発電用原子炉施設は、「その工事について原子力規制委員会規則で定めるところにより原子力規制委員会の検査を受け、これに

合格した後でなければ、これを使用してはならない」(同法43条の3の11第1項)(以下、上記検査を「使用前検査」という。)

発電用原子炉設置者は、「原子力規制委員会規則で定めるところにより、保安規定(中略)を定め、発電用原子炉の運転開始前に、原子力規制委員会の認可を受けなければならない」とされ、「これを変更しようとするときも、同様とする」(同法43条の3の24第1項)とされている(以下、上記変更認可を「保安規定変更認可」という。)

(イ) 停止中の原子炉を再稼働させるには、当該原子炉が新規制基準に適合することが必要となる。

発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会に対し、設置変更許可の申請を行い、同委員会による新規制基準への適合性審査を経た上で設置変更許可を受けるとともに、工事計画認可及び保安規定変更認可の各申請を行ってこれらの認可を受け、さらに、工事計画認可を受けて工事をした施設について使用前検査に合格する必要がある(以下、設置変更許可、工事計画認可及び保安規定変更認可の各申請を併せて「再稼働申請」という。)

エ 本件各原子力発電所の稼働状況

(ア) 本件各原子力発電所のうち4号機は平成23年7月21日から、3号機は平成24年2月20日から定期検査を開始し、その後運転を停止した。

(イ) 抗告人は、改正原子炉等規制法等の施行を踏まえ、平成25年7月8日、原子力規制委員会に対し、本件各原子力発電所の再稼働申請を行った。

原子力規制委員会は、本件各原子力発電所の新規制基準に対する適合性を審査し、本件各原子力発電所の基準地震動 S_s が700ガルに引き上げられたことなどを踏まえ、平成26年12月17日、本件各原子力発電所の新規制基準への適合性を認め、「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)」(乙14の1)

を取りまとめた。

上記審査書（案）については、同月18日から平成27年1月16日までの間、パブリックコメント（意見公募手続）が行われ、その結果も踏まえ、同年2月12日、「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（修正案）」が原子力規制委員会において了承され、設置変更許可がされた（乙14の2，乙15）。

また、遅くとも同年10月9日までに、本件各原子力発電所について工事計画認可及び保安規定変更認可がされた（乙100の1，2，乙109の1，2，乙201，乙202）。

（ウ） 原告人は、平成28年1月29日、本件各原子力発電所3号機を再稼働し、同年2月26日、本件各原子力発電所4号機を再稼働した。

（エ） 本件原子力発電所4号機は、平成28年2月29日、自動停止した。

（オ） 大津地方裁判所は、平成28年3月9日、相手方らの本件仮処分命令申立てに基づき、本件各原子力発電所の運転を仮に差し止める決定（本件仮処分決定）をした。

原告人は、同月10日、本件原子力発電所3号機の運転を停止した。

原告人は、本件仮処分決定に対し異議を申し立てたところ、大津地方裁判所は、平成28年7月12日、本件仮処分決定を認可する決定をした（原決定）。

3 争点

- (1) 原子力発電所の安全性に対する審理・判断方法
- (2) 地震に対する安全確保対策（基準地震動策定）
- (3) 地震に対する安全確保対策（耐震安全性）
- (4) 津波に対する安全確保対策（基準津波策定）
- (5) 津波に対する安全確保対策（津波に対する安全性）
- (6) 使用済燃料ピット安全確保対策

(7) 原子力燃料に対する安全確保対策

(8) テロリズム対策

(9) 原子力災害対策

(10) 相手方らのその他の主張

(11) 保全の必要性

4 当事者の主張

(1) 原子力発電所の安全性に対する審理・判断方法

ア 相手方ら

本件各原子力発電所の安全性が欠如し、人の生命・身体を基礎とする人格権が侵害される可能性があれば、その稼働は許されないというべきである。

また、原子力事業者である抗告人は、原子力規制委員会から本件各原子力発電所が新規制基準に適合しているとの判断を得ているのであるから、抗告人が本件各原子力発電所の安全性を立証することは容易なはずである。

以上によれば、安全性についての立証責任を事実上転換するのが相当であり、抗告人において、本件各原子力発電所が安全であることの疎明をする必要があるというべきである。

イ 抗告人

(ア) 相手方らの人格権に基づく本件各原子力発電所の運転差止めが認められるためには、本件各原子力発電所の運転に伴い、どのような機序で放射性物質の異常放出等の事故が発生し、人格権が侵害される具体的危険があるのかが明らかにされなければならない。

具体的危険の有無の判断においては、本件各原子力発電所に内在する危険が適切に管理されているか否かを検討すべきである。本件各原子力発電所は、その建設、運転及び安全性の確保に当たって、様々な分野にわたる高度の科学的・技術的知見を活用するものであるから、科学的・技術的知見を踏まえて検討すること

が不可欠である。

本件仮処分命令申立ては民事裁判である以上、本件各原子力発電所の安全性に欠ける点があり、相手方らの人格権が侵害される具体的危険が生じ、これにより被害が生じる機序等の事実については、相手方らが立証責任を負うべきであり、この主張立証は、科学的・技術的知見を踏まえて具体的にされる必要がある。

(イ) 新規制基準の策定過程及び本件各原子力発電所の新規制基準への適合性審査の過程を踏まえると、原子力規制委員会が、本件各原子力発電所について新規制基準に適合するものと認め、設置変更許可をしたという事実は、本件各原子力発電所に安全性があることを裏付ける重要な事情である。

(2) 地震に対する安全確保対策（基準地震動策定）

ア 抗告人

(ア) 地震とは、地下の岩盤が周囲から力を受けることによってある面を境としてずれる現象である。

原子力発電所の地震に対する安全確保対策においては、当該地点の地域的な特性を踏まえつつ、原子力発電所敷地に到来し得る地震動の評価を適切に行うことが基礎となる。

具体的には、地震動は、①震源の規模、震源断層の位置・傾き、地震波の強さ等といった震源に関する特徴（震源特性）、②地震波の地中での伝わり方に関する特徴（伝播特性）、③地盤の軟らかさ等といった地震波の増幅に関する特徴（地盤の増幅特性）という地域によって異なる特性の影響を受けるため、①ないし③の特性を十分に考慮して地震動評価を行うことが重要となる。

抗告人は、地震に対する安全性を確保すべく、新規制基準等の要求を踏まえ、本件各原子力発電所敷地周辺における地震発生状況や活断層の分布状況等を調査のうえ、上記の地域的な特性を十分に考慮して、不確かさを十分に踏まえて、本件各原子力発電所の耐震安全性を確保ないし確認するための基準となる地震動

(基準地震動) を、次のとおり策定した。

(イ) 検討用地震の選定

抗告人は、地震動評価に影響を与える地域性を精度よく把握するため、本件各原子力発電所敷地周辺の地震発生状況、活断層の分布状況等を含めた地質・地質構造、及び地下構造等に関して、詳細な調査・評価を実施した上で、それらの調査・評価結果に基づき、本件各原子力発電所敷地に大きな影響を与えると考えられる検討用地震として、「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」を選定した。

(ウ) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

a 抗告人は、選定した各検討用地震について、敷地及び敷地周辺の地下構造の調査・評価結果も踏まえて、

①「応答スペクトルに基づく地震動評価」

②「断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価」

を実施して、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を評価した。

①「応答スペクトルに基づく地震動評価」では、各検討用地震につき、Noda et al. (2002) の方法 (甲60) という距離減衰式 (以下「耐専式」という。) を用いて、地震の規模、等価震源距離等から本件各原子力発電所における地震動の応答スペクトルを評価した。その際に用いる地震の規模 (マグニチュード) については、松田時彦東京大学名誉教授が「活断層から発生する地震の規模と周期について」と題する論文 (乙94) で提案した、地震のマグニチュード (M) と活断層長さとの関係を表す経験式 (以下「松田式」という。) により、活断層 (震源断層) の長さから求められた値を用いた。

②「断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価」では、文部科学省の地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法 (『レシピ』)」

(乙20) 等を用いて、各検討用地震につき、断層の長さ、地震発生層の幅、断

層面積，地震モーメント（ M_0 ），短周期レベル，応力降下量等の各種の震源断層パラメータを設定し，震源断層のモデル化を行った上で，本件各原子力発電所敷地における地震動評価を行った。

b 上記地震動評価に際し，例えば詳細な地質・地質構造調査等からは連動しないと考えられるF O - A ~ F O - B断層と熊川断層とが連動するとしたり，強震動を生起するアスペリティ（アスペリティとは，震源断層面において固着の強さが周りに比べて特に大きい領域のことをいう。この領域における地震時のすべり量〔地震により破壊された震源断層面のずれの量〕は周りよりも相対的に大きくなり，強い揺れが生起される。なお，震源断層面においてアスペリティ以外の領域を背景領域という。）の位置を各震源断層について本件各原子力発電所の敷地近傍に配置したりするなど，地震動がより大きくなる方向での保守的な条件により「基本ケース」を設定し，その上で，さらに様々な不確かさについても保守的に考慮して，地震動の評価を行った。

（エ） 震源を特定せずに策定する地震動

「震源を特定せず策定する地震動」として，震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内地震の震源近傍での観測記録に基づいて策定された応答スペクトル（加藤研一ほか「震源を事前に特定できない内陸地殻内地震による地震動レベル」〔2004〕）（甲64）で示されている応答スペクトル）から，本件各原子力発電所の敷地地盤の構造に適用される応答スペクトルを採用するとともに，原子力規制委員会の「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（乙33，以下「地震ガイド」という。）において，観測記録の収集対象となる内陸地殻内地震（震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内地震）の例から，平成12年鳥取県西部地震の地震動の観測記録，及び平成16年北海道留萌支庁南部地震の地震動の観測記録（解放基盤表面における推定値）を採用し，地震動の評価結果が大きくなるような保守的な条件で評価を行った。

(オ) 基準地震動の策定

上記「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の評価結果を総合し、最も厳しい評価結果となったものを採用して、本件各原子力発電所の基準地震動（ $S_s - 1 \sim S_s - 7$ ）を策定した。策定した基準地震動の応答スペクトルのうち、最大加速度は、水平方向が基準地震動 $S_s - 1$ の700ガル、鉛直方向が基準地震動 $S_s - 6$ の485ガルである。

(カ) 抗告人は、新規制基準の施行後、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、複数の手法を併用し、保守的な条件設定や不確かさを適切に考慮した上で、本件各原子力発電所の基準地震動を策定している。したがって、本件各原子力発電所に上記基準地震動を超える地震動が到来することはまず考えられず、上記基準地震動は、本件各原子力発電所の耐震安全性を確認するための基準として適切である。

イ 相手方ら

(ア) 「基準地震動」の策定方法についての基準の定めについて

新規制基準では、基準地震動の策定方法を抽象的に定めるのみで、「適切に」、「適切な」という文言が頻出するが、何が「適切」かについての判断は原子力事業者に委ねられている。

基準地震動の策定過程に伴う不確かさの考慮についても、考慮する方法を具体的に定めずに「適切に」考慮せよとするのみで、具体的な考慮方法は原子力事業者に委ねられているから、「有効な基準」とはいえない。

(イ) 基準地震動策定の限界について

自然現象を扱う科学の本質的な限界として、地震の予知・予測は著しく困難である。

抗告人が基準地震動を策定する際に用いた手法は、限られた調査結果に基づく地震動の平均像を求めるものにすぎない。平均像によって原子力発電所の耐震設

計をしようとする事自体が誤りである。平均像ではない最大値を考慮すべきである。

(ウ) 地震動評価に影響を与える地域特性の評価について

a 設置許可基準規則3条3項及び同項に係る解釈別記1第3条3項の合理性について

断層等が露頭していなかったとしても、それらの断層等が耐震重要施設の設置された地盤にあれば、それらの断層等を原因とした地震により耐震重要施設が設置された地盤にずれが生じる可能性があるにもかかわらず、設置許可基準規則3条3項及び同項に係る解釈別記1第3条3項によれば、耐震重要施設を設置すべきでない地盤を、露頭した断層等のある地盤に限定しており、不十分な基準である。

断層等について、後期更新世以降の活動が認められなくとも、将来活動する可能性が十分認められるのであるから、設置許可基準規則が、「将来活動する可能性のある断層等」を、原則として後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動が否定できない断層等に限定していることは、基準として不十分である。

b 「震源特性」、「伝播特性」及び「地盤の増幅特性（サイト特性）」について
原告人は、地震動評価に影響を与える地域特性の評価に関して、「震源特性」、「伝播特性」、「地盤の増幅特性（サイト特性）」を評価したと抽象的に述べるのみで、本件各原子力発電所敷地内の地震観測記録を提出するなどして、具体的に説明していない。

c 平成21年駿河湾地震について

平成21年駿河湾地震において、中部電力株式会社（以下「中部電力」という。）は、事前に地震動を増幅させる「低速度層」を把握しておらず、「低速度層」の存在が平均像をはるかに超える地震動を生じると認識していなかった。

d 地震調査研究推進本部・地震調査委員会・強震動評価部会の「鳥取県西部地震の観測記録を利用した強震動評価手法の検証」（甲141）について