

平成27年(ワ)第33号 川内原発稼働等差止仮処分申立却下決定に対する即時抗告事件(原審・鹿児島地方裁判所平成26年(ワ)第36号)

決 定

当事者の表示 別紙当事者目録記載のとおり

主 文

- 1 抗告人らの本件抗告をいずれも棄却する。
- 2 抗告費用は抗告人らの負担とする。

理 由

第1 抗告の趣旨

- 1 原決定を取り消す。
- 2 相手方は、相手方が設置している原決定別紙設備目録記載の川内原子力発電所1号機及び2号機を運転してはならない。

第2 事案の概要

以下、略称については、本決定において新たに定めるほかは、原決定のそれに従う。

本件は、抗告人らが、相手方が設置、運転している原決定別紙設備目録記載の川内原子力発電所1号機及び2号機(以下、それぞれ「川内1号機」及び「川内2号機」といい、併せて「本件原子炉施設」という。)は、地震や火山噴火等に対する安全性が著しく不十分であり、地震動や火山噴火による火砕流や火山降下物等の事象により、本件原子炉施設から大量に放射性物質が外部に放出される事故が発生し、抗告人らの生命、身体に危険が生じるおそれがあると主張して、人格権に基づき、本件原子炉施設の運転の差止めを命じる仮処分命令を申し立てた事案である。

原審は、上記事象によって、本件原子炉施設から放射性物質が外部に放出される事故が発生し、抗告人らの生命、身体に危険が生じるおそれがあるとは認められないとして、抗告人らの本件仮処分命令の申立てをいずれも却下したこ

とから、これを不服として抗告人らが本件即時抗告をした。

1 前提事実

前提事実は、以下のとおり補正するほかは、原決定の「理由」中「第2 事案の概要」の2に記載のとおりであるから、これを引用する。

(1) 原決定4頁5行目「である」の後に「。電気協会耐震設計技術指針(JEAG4601-1970)によると、原子力発電所における安全上重要な施設は、建築基準法の3倍(機器・配管系はさらに2割増しの3.6倍)を想定した静的地震力と設計地震による地震動を想定した動的地震力に対して、変形が弾性範囲に収まるよう設計することとされていた。さらに、安全上特に重要な施設においては、この設計地震の1.5倍の強さの地震波(安全余裕検討用地震動)を用いて安全上の余裕を確認することとされていた。」を加え、12行目「地帯構造」を「地体構造(地震の性質に影響を与えるような地質構造や地形の地域性)」と改める。

(2) 原決定5頁1行目「(乙101)」を「。旧耐震指針は、地震動を想定するに当たって、活断層や地震地体構造を考慮するとされたが、これらは、旧耐震指針策定当時の地質学等の知見を踏まえたものである。また、強震観測記録の蓄積を踏まえ、応答スペクトルに基づく手法が提唱されていたが、この手法も初めて基準地震動の評価に取り入れられた。旧耐震指針においては、電気協会耐震設計技術指針(JEAG4601-1970)と同様、原子力発電所における安全上重要な施設は、建築基準法の3倍(機器・配管系はさらに2割増しの3.6倍)を想定した静的地震力と設計用最強地震に基づく基準地震動 S_1 による動的地震力に対して、変形が弾性範囲に収まるよう設計することとされていた。さらに、安全上特に重要な施設においては、設計用限界地震による基準地震動 S_2 及び直下地震による基準地震動 S_2 による動的地震力を用いてその安全機能が保持できることを確認することとされていた。このように、旧耐震指針は、旧耐震指針前から考慮していた過去地震(被害地震歴)

甲第 325 号

に加え、活断層や地震地体構造を考慮することとなり、その想定された地震の地震動評価において応答スペクトルに基づく手法が取り入れられ、地震動の評価手法が高度化されている。(乙101～104, 135)。と改める。

(3) 原決定5頁14行目末尾に改行して次を加える。

「改訂耐震指針には、平成7年に発生した兵庫県南部地震で得られた知見やその後蓄積された知見が取り入れられている。兵庫県南部地震では、震源断層の直上ではなく、やや離れた南側に「震災の帯」と呼ばれる強震動領域が観測されたが、断層モデルを用いたシミュレーションの結果、震源における断層破壊による進行方向でアスペリティから放出された大きな地震波が重なりあうことで強振動パルスが生成されたことや、断層南側の堆積層により地震波が増幅されたことにより、震源断層から南側に強振動領域が形成されたことが明らかとなった。このような成果から、震源の破壊過程(震源特性)や震源から評価地点までの地震波の伝播過程(伝播経路特性、サイト特性)を精緻に評価でき、なおかつ、これらの特性を踏まえた地震動の経時的変化を表現する時刻歴波形が得られる断層モデルを用いた地震動の評価手法が注目を浴び、改訂耐震指針には、従前の応答スペクトルに基づく手法だけでなく、この断層モデルを用いた地震動の評価手法も取り入れられることとなった(乙106, 107, 109, 135)。」

(4) 原決定9頁20行目「委員会」の後に「及び原子力安全・保安院」、21行目「委員会」の後に「及び原子力規制庁」をそれぞれ加える。

(5) 原決定10頁16行目「同法2条1項」を「改正前の同法2条」と、24, 25行目を「重大事故対策については、発電用原子炉の設置許可の要件としたり(同法43条の3の5第2項10号, 43条の3の6第1項3号)、保安措置に含める(同法43条の3の22第1項)など、これを原子力発電所の安全規制の対象とすることが明確にされたほか、既存の原子力発電所に対

しても、最新の規制基準への適合を義務づけるいわゆる「バックフィット」の制度が導入される(同法43条の3の14, 43条の3の16)などした。」とそれぞれ改める。

(6) 原決定11頁23行目末尾に「その基本的な考え方は、地震や津波などの共通原因による原子力発電所の安全機能の一斉喪失と重大事故へ進展することを防止する対策、万が一に重大事故に進展したりテロが発生した場合の対策を求めるというものであり、そのような観点から従前の基準の見直し(耐震・対津波性能、電源の信頼性、火災)や、新たな基準の新設(意図的な航空機衝突への対応、放射性物質の拡散抑制対策、格納容器破損防止対策、炉心損傷防止対策(複数の機器の故障を想定)、内部溢水に対する考慮、火山、竜巻、森林火災に対する考慮)が行われた(甲148)。」を加える。

(7) 原決定12頁5行目「許可の」の後に「耐震設計方針に関わる」を加える。

(8) 原決定14頁21行目「川内1号機の原子炉」を「本件原子炉施設」と改め、24行目「岩盤」の前に「原子炉基礎」を加える。

(9) 原決定15頁17行目「結果、」の後に「敷地における地盤増幅率は、周辺の観測点に比べて小さい傾向があり、」を加える。

(10) 原決定20頁11行目「して」の後に「(断層の長さを2.1km延長している。)」を加え、17行目「基本震源モデルの短周期レベルAの値を」を「短周期レベルAの値が、基本震源モデルの地震モーメント M_0 に既往の経験式(原決定別表④「Aの算出」に記載される式)を適用して得られる値の1.5倍になるようアスペリティ実効応力及び背景領域実効応力の値をそれぞれ」と改める。

(11) 原決定21頁22行目「固有周期」の後に「における応答スペクトルの座標点」を加え、24行目「これらの」を「複数の検討用地震に係る」と改める。

(12) 原決定22頁10行目「, おおむね」から11行目「傾向」までを削る。

(13) 原決定24頁3行目「震源の規模及び」を「地震の規模及び震源の」と改める。

(14) 原決定27頁23行目「 10^{-3} 」の後に「(この評価基準値は、終局耐力時のせん断ひずみの値である 4.0×10^{-3} に2倍の安全を考慮して設定されたものである。)」を加える。

(15) 原決定35頁11行目「認可し」の後に「(乙221)」を加え、同行目「現在は」から13行目末尾までを「同年5月22日、同項に基づき、川内2号機に係る工事計画を認可し(乙222)、同月27日、原子炉等規制法43条の3の24第1項に基づき、本件原子炉施設に係る保安規定変更認可申請を認可した(乙230)。」と改める。

2 争点

本件の争点は、以下のとおり補正するほかは、原決定の「理由」中「第2 事案の概要」の3に記載のとおりであるから、これを引用する。

(1) 原決定36頁14行目末尾に改行して次を加える。

「(4) その他の事象により本件原子炉施設が影響を受ける可能性と人格権侵害又はそのおそれの有無(争点4)」

(2) 原決定36頁15行目「(4)」を「(5)」と、同行目「争点4」を「争点5」と、16行目「(5)」を「(6)」と、同行目「争点5」を「争点6」と、17行目「(6)」を「(7)」と、同行目「争点6」を「争点7」とそれぞれ改める。

第3 争点に関する当事者の主張

1 争点に関する当事者の主張は、原決定48頁25行目「別紙図⑥」とあるのを「別紙図⑦」と改め、後記2のとおり、当事者の当審における追加、補充主張を加えるほかは、原決定の「理由」中「第3 争点に関する当事者の主張」に記載のとおりであるから、これを引用する。

2 当事者の当審における追加、補充主張

(1) 本件申立てについての司法審査の在り方(争点1)について

(抗告人らの主張)

ア 原子力発電所に求められる安全性

原子力発電所がいかに危険な施設であるかは、福島第一原発事故を想起すれば、異論のないところであり、原子力発電所から放出された大量の放射性物質は、長期間かつ広範囲にわたり、生物に不可逆的な被害をもたらすものであって、時に、それは地域のコミュニティや社会的関係性をも破壊する。このような大量の放射性物質を伴う重大事故による被害の深刻さに鑑みると、この種被害は、事後的な回復には全くなじまないのであり、福島第一原発事故のような被害は、万が一にも起こってはならないというべきであり、これが原子力発電所に求められる安全性である。

なお、抗告人らは、いかなる意味においても事故を許さないという、いわゆるゼロリスクに基づいた絶対的安全性を主張しているのではない。福島第一原発事故のような過酷事故は絶対に起こしてはならないという限定的な意味において、絶対的な安全性(絶対的な安全性に準じる極めて高度な安全性)を主張しているにすぎない。

ところで、上記安全性は、人権侵害の防止という司法独自の視点に立って客観的に判断されなければならない。安全性の判断に「社会通念」という基準を持ち込むと、その基準自体が曖昧であるが故に恣意的な判断がされるおそれがあるし、社会通念自体不変的なものではなく、時や場所によって内容が異なり得るものであるからである。そのような社会通念によって規定された安全性では、福島第一原発のような過酷事故を万が一にも防ぐことができず、安全性の判断基準としては不相当である。

さらに、原子力発電所の安全性の判断に当たっては、行政庁の専門的技術的職量を広汎に認めるべきではない。裁判手続において、原子力発電所の運転差止めが求められるとき、裁判所が判断すべきことは、科学的に不確かな事柄である過酷事故発生確率論的な可能性について、そのリスク

を安全とみるか、非安全とみるかという価値的判断であり、これは科学領域の判断ではなく、行政庁の専門的技術的裁量を尊重する必要はないからである。

イ 疎明の負担について

(ア) 疎明責任を事実上転換すべきこと（主位的主張）

原子力発電所は、本来的に危険性の高い施設であって、福島第一原発事故のように大量の放射性物質が外部に放出された場合、とりかえしのつかない深刻な被害を生じさせるのは、上記アのとおりである。原子力発電所では、こうした危険を高度な科学技術を用いて、例外的に抑え込んでいるにすぎない。こうしてみると、原子力発電所は本来的に危険な施設であって、常に事故に至る危険性を孕んでいるというのが蓋然性の高い原則的な事実であるといえるのであって、これが安全であるというのは例外的な事実であるというべきである。

そうであるならば、原子力発電所が安全であると主張する事業者側に、その安全性の立証責任を負わせるのが正義、公平に適用というべきである。原子炉等規制法が、原子炉の運転を許可制としたのもこのような趣旨によるものであるし、原子力発電所が本来的に危険な施設であることは、福島第一原発が原子炉等規制法に基づく安全審査を経た許可を受けながら過酷事故を発生させた事実にも照らしても明らかである。

また、原子力発電所の事業者は、原子力発電の危険を支配し、それによって利益を得ているのであるから、報償責任あるいは危険責任を負っていると考えられる。原子力発電所の安全性については、事業者側がよく知るところであって、上記原子炉等規制法の審査のため相当の資料も保有している。さらには、事業者は、原子力発電所の運転により、環境の現状を安全なものから危険なものに変化させようとしている。こうした諸点に鑑みても、事業者側に原子力発電所の安全性の立証責任を負わ

せるのが正義、公平に適用というべきであり、伊方原発最高裁判決も同趣旨に解されるべきものである。

したがって、本件においても、相手方が本件原子炉施設の安全性、すなわち、万が一にも福島第一原発事故のような過酷事故が発生する危険のないことの疎明責任を負っていると解すべきである。

(イ) 疎明の程度を軽減すべきこと（予備的主張1）

仮に、上記アのように事実上の疎明責任の転換が認められないとしても、上記アのような証拠の偏在の問題や、原子力発電所の運転差止請求において、これを求める側に事故発生による放射線被曝の高度の蓋然性の立証を求め、その請求が真偽不明により認められなかったにもかかわらず、万が一にも過酷事故が発生してしまった場合の被害の深刻さ等といった事情に照らせば、正義、公平の観点から、以下のとおり、疎明責任を軽減すべきである。

すなわち、原告人らにおいて、相手方の安全設計や安全管理の方法に不備があり、本件原子炉施設の運転により、原告人らが許容限度を超える放射線を被曝する具体的可能性があることを相当程度疎明した場合には、相手方において、原告人らが指摘する「許容限度を超える放射線被曝の危険」が存在しないことについて、具体的根拠を示し、かつ、必要な資料を提出して反証を尽くすべきであり、これがされない場合には、上記「許容限度を超える放射線被曝の危険」の存在が推認されると解すべきである。

(ロ) 立証命題を修正すべきこと（予備的主張2）

また、原告人らは、疎明の負担に関し、予備的主張として、(イ)の主張に加えて、原告人らが負担する疎明の内容は、福島第一原発事故のような過酷事故が発生する具体的危険性があることが、万が一にでもあることで足りると主張するものである。

具体的危険とは、従来、危険発生の高度な蓋然性がある場合を意味するものと解されてきたが、福島第一原発事故のような過酷事故を経験した現在において、そのように理解されるべきではない。このような高度な蓋然性を要求し、具体的危険があるかどうか真偽不明として原子力発電所の運転の差止めを認めなかった結果が福島第一原発事故であって、このような程度の安全性しか有しない原子力発電所の運転を認める結論の不当性は明白である。

したがって、本件のような原子力発電所の差止請求において立証されるべき「具体的危険」の内容は、「福島第一原発事故のような重大な災害・過酷事故が万が一にも起こらないようにするための高度な安全性に欠ける点があること」であり、具体的危険の程度が相当程度低いものであったとしても、その可能性があれば足りるというべきである。敷衍するならば、福島第一原発事故のような重大な災害・過酷事故が発生する可能性、危険性が否定できないということが立証命題とされるべきである。

(2) 地震に起因する本件原子炉施設の事故の可能性と人格権侵害又はそのおそれの有無(争点2)について

(抗告人らの主張)

ア 基準地震動は信用できないものであること

(イ) 10年足らずの間に基準地震動を超過する事例が5回発生していること

前提事実(5)ウのとおり、平成17年から平成23年までの間に、各地の原子力発電所において基準地震動を超過する事例が5件発生した。これらの発生回数を原子炉の数で引き直すと18回になる。福島第一原発事故の前、全国の商業用原子炉の数は50基あったから、約10年間に延べ500炉年が経過したことになるが、基準地震動を超過したことが

うち18回あったから、約27.8炉年(=500÷18)に1回基準地震動を超過する計算になる。これまでの耐震設計指針において基準地震動を超過する確率は $10^{-4} \sim 10^{-6}$ /炉年とされていたから、規定と300倍から3000倍以上の差異が生じていたことになる。

その原因は、既往地震の地震動の平均像を基礎とした地震動の算定方法にあるが、このような算定方法は、従前の基準に基づく算定方法と変わっていない。新規基準の策定に当たっては、基準地震動の具体的な算定ルールについて議論されたが、時間切れで、どこまで規制するかは、原子力規制委員会の裁量に委ねられることになった(甲194)。

(イ) 基準地震動の考え方は地震学者の支持を得られていないこと

基準地震動は、耐震設計審査指針において、地震学及び地震工学的見地から「施設の供用期間に極めてまれではあるが発生する可能性がある」地震動として定めなければならないとされており、とりわけ、その超過確率については、基準地震動の「極めてまれ」という定義上本質的なものであって、純粋な地震学ないし地震統計学的な見地から示されるべきものである。

しかし、地震学の専門家たちは、基準地震動の超過確率は、1万年に1回以下ではなく、それ以上の確率で発生することを認めている(甲317, 319, 323, 324)。また、多くの地震学者は、上記「施設の供用期間に極めてまれではあるが発生する可能性がある」最大の地震動の大きさも、その年超過確率も、一般に信頼するに足りる精度で算出することはできないと考えており(甲330, 331)；その理由とされるのは、1万年に1回以下という低頻度の地震の規模や地震動の大きさを探る上で、数百年分の地震の記録や数十年分の地震動の観測記録ではあまりにも少なすぎるということである(甲15, 122, 319, 332)。このように、基準地震動やその超過確率の考え方は、そもそ

も地震学者の間で広く理解され、支持されてきたものではない(甲328)。

(ウ) 最新の知見の反映がないこと

地震ガイドにおいて、超過確率を参照する際に検討することとされている地震ハザード解析による一様ハザードスペクトルの算定に当たって、日本原子力学会「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」(甲333)は、前記(ウ)の基準地震動超過地震が生じた前に策定された基準であり、最新の知見が反映されたものではない。現在、日本原子力学会では、上記知見を踏まえて、基準を見直し、その結果は「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：201*」(甲334)としてまとめられパブリックコメントにも付されている。地震ガイドは、こうした最新の知見も取り込んでおらず、瑕疵があるというべきである。

(エ) 小括

以上のとおり、現在の新規制基準における基準地震動やその超過確率は、すでに、その考え方の限界を示す複数の基準地震動超過地震のケースを生み、地震学者の支持も得られていない状態であるにもかかわらず、最新の知見すらも取り込まれていないのであるから、その信頼性は乏しいというべきである。

イ 耐震設計は、既往最大では十分ではなく、これを十分に超える値で行うことが求められること

地震という自然現象は、本質的に、理論的に完全な予測をすることが不可能であり、実験ができず過去の事象に学ぶしかなく、しかも、低頻度の現象であるから、過去に学ぶべきデータが少ないという三重苦の中で予測するしかない(甲15)。したがって、考えられる限りの保守性を盛り込んで設計基準としての自然現象を想定すべきであり、原子力発電所は、既

往最大の値で耐震設計をしたとしても十分ではなく、これを十分に上回る値で耐震設計をすることが求められるのであり、既往地震の平均像を基に耐震設計をするのでは、原子力発電所の安全性は到底確保できないことになる。そもそも、原子力発電所の原則稼働期間40年の間に、10万年に1回、100万年に1回の規模の自然現象を想定すること、40万年前までの活断層を考慮すること、258万年前までの火山活動を考慮すること等は、設計基準として想定する自然現象に不足があってはならないという考えの現れである。

ウ 敷地ごとに震源を特定して策定する基準地震動について

(ア) 応答スペクトルに基づく手法の問題点

a 相手方の活断層調査には問題があること

相手方がした前提事実(8)イ(ア)記載の調査や、これに基づいてした同(ウ)の活断層の評価には以下のような問題点がある。

まず、相手方が調査、評価したという活断層である原決定別紙図①(別紙図②)をみると、断層の多数は、海岸線の近くで途切れてしまっており、まるで海岸線の近くに断層に対するバリアがあるかのようになってしまっていて不自然である。その理由について、抗告人らは、原審において、相手方に対して釈明を求めたが(抗告人ら準備書面11・15頁参照)、相手方はこれに回答していない。

海岸線の近くで断層が途切れているのは、断層がないからではなく、海岸線近くでは海上音波探査の精度が落ちるからにほかならない。相手方の調査結果(例えば、相手方準備書面10・21頁記載のもの)をみると、比較的深度の浅い部分しか探査結果が反映されていないことから、海岸線付近では、海上音波探査の精度が落ちていることが分かるし、経済産業省に設置された検討会においても、同様のことが指摘されている(甲169)。

このように海上音波探査では海岸線付近における断層の探査精度が落ちるという限界があり、相手方が主張する重力調査も、多くの場合、断層を発見することはできないことからすると、相手方の行った断層の調査やその評価には問題があり、その信用性に乏しいというべきである。

b 活断層の長さからマグニチュードを推定する松田(1975)の関係式に基づく平均像には誤差が大きいこと

松田(1975)の関係式は、観測記録を基に構築されているところ、基になったデータを見ると、平均像からのばらつきが大きいことがわかる。たとえば、22個のデータ中、平均像からマグニチュードでいうと0.8大きい地震が1つ存在する。そうすると、このデータを基にする限りでも、約2.3% ($1 \div 22 \div 2 \approx 0.023$) の確率、およそ44回に1回の割合で、平均像から0.8大きいマグニチュードの地震が起こる可能性があることになる。

しかし、相手方の地震動評価においては、このような松田(1975)の関係式に内在する誤差の問題を的確に反映しておらず、その結果、地震動が過小に評価されている。

c Noda et al.(2002)の方法に基づく平均像にも誤差が大きく、少なくとも短周期側で平均像の2倍の地震動を想定すべきこと

本件原子炉施設の敷地で観測された地震動の応答スペクトルを見ると、短周期側でも、Noda et al.(2002)の方法に基づく平均像の2倍を超えるものが存在している。この地震動こそが、今後、本件原子炉施設を襲う具体的現実的可能性がある地震動を表しているのであるから、応答スペクトルに基づく手法により地震動を策定するに当たって、少なくとも既往最大の地震動の値を考慮するならば、上記のとおり平均像の2倍程度の地震動を想定しなければならないはずである。

相手方は、本件原子炉施設近傍に発生した地震による本件原子炉施設での観測記録に基づき解析された解放基盤表面の地震動の応答スペクトルと、同地震につき Noda et al.(2002)の方法を適用して得た本件原子炉施設の解放基盤表面の地震動の応答スペクトルの比率がおおむね全周期にわたって1.0を下回っているので、本件原子炉施設の敷地における観測記録の応答スペクトルが、Noda et al.(2002)の方法を適用して得られる応答スペクトルより小さい傾向にあると主張する。

しかし、上記観測記録に基づく応答スペクトルの比率と、全国の内陸地殻内地震の平均的な応答スペクトルと Noda et al.(2002)の方法を適用して得られる応答スペクトルの比率(内陸補正係数)を比べてみると、前者の比率は、後者に比べて短周期側で上回っており、本件原子炉施設近傍で発生する地震の特性は、むしろ内陸地殻内地震としては全国の平均より大きいものと評価すべきであって、内陸補正係数による補正はできないというべきである。したがって、内陸補正係数による補正を行わないことは、安全側に評価したことにはならないというべきである。

原決定は、内陸補正係数を用いなかったことをもって、余裕を確保することにつながることも脱示しているが、補正係数を用いないのは、新潟県中越沖地震の教訓から震源特性を1.5倍にするためであり、Noda et al.(2002)の耐震スペクトルに補正係数を用いないことをもって殊更に余裕を確保しているとはできない。新潟県中越沖地震の教訓からすれば、応答スペクトルに基づく手法による地震動の評価に当たっては、まず、Noda et al.(2002)の方法によって得られた平均像に上記1.5倍の補正を施し、上記のとおり本件原子炉施設の敷地におけるばらつきを考慮して更に2倍して評価することが、真に余裕を確保する立場であるというべきである。

d 相手方の考慮した不確かさは十分ではないこと

相手方は、応答スペクトルに基づく手法においても、断層の長さや震源断層の広がり、断層傾斜角やアスペリティの位置について不確かさを考慮していると主張する。

しかし、その不確かさを考慮して相手方が策定したという応答スペクトル（相手方準備書面9・84頁図44）をみると、地震動の大きさは、不確かさを考慮していない場合と大差はない。上記b、cで指摘した平均像を用いることによる誤差が数倍に及ぶことに照らせば、相手方が考慮したという不確かさはごくわずかであって、ほとんど意味がなく、地震動を過小評価していることに変わりはないというべきである。

また、相手方が余裕と主張する断層の長さは、本来、信用性の高い専門家集団である地震調査委員会の調査結果との差にすぎず、地震調査委員会は、市来断層帯市来区間については、重力異常の存在を認めてより西方に断層を伸ばし、飯断層帯飯区間及び市来断層帯飯海峡中央区間については、断層の連動を認めたことによるものであるから、これを考慮するのは当然であって、安全側の余裕であるとはいえない。

(イ) 断層モデルを用いる手法の問題点

a 断層モデルにおける相手方の考えが誤りであること

相手方は、断層モデルにおいて、地震波は、震源から水平方向に解放基盤表面直下まで伝播し、そこから鉛直に解放基盤表面まで伝播するというモデルを提示している。

しかし、本件原子炉施設近傍で生じた地震につき、わずか100mしか離れていない川内1号機及び川内2号機の敷地で観測されたそれぞれの地震動に係る応答スペクトルは、同一ではなく、同一周期で2倍程度の加速度の差が生じているものもある。これは、地盤による増

幅（減衰）の差異（サイト特性の差異）によるものであることが明らかである。また、平成21年8月11日の駿河湾地震において、浜岡原発5号機は、他の原子炉施設より大きく揺れた。その原因として説明されたのが、同号機付近の地下のレンズ状の低速度層による地震波の増幅だったが、増幅が生じるのは敷地の北東方向から伝播してくる地震波のみであった。

もし、地震波の伝播経路が相手方の提示するモデルのとおりであれば、上記のような現象は説明ができない。このことは、むしろ、相手方が提示する地震波の伝播経路の考えが誤りであることを示している。地震波は、鉛直にやってくるのではなく、それぞれ異なる斜め下方からやってくるのである。

以上のとおり、相手方による地震動の推定は、本件原子炉施設のサイト特性の差異について全く考慮していないところ、地震動推定におけるサイト特性の差異による誤差は極めて大きいから、この差異を考慮しないでされた耐震設計はおよそ不十分なものとなっている。

b 地表の断層の長さから地下の震源断層の長さを推定することの不確実性を考慮していないこと

松田(1975)の関係式の基礎データとなる14地震中、3地震が地表の断層の長さを超える長さの震源断層面であったことから、事前に、地表の断層の長さから震源断層面の長さを推定することは困難であり、これを推定するに当たっては、少なくとも、上記3地震のうち、震源断層面の長さが地表の断層の長さの約3倍になった昭和18年鳥取地震と同程度の不確実性を考慮する必要がある。

c 基本震源モデルの策定において、相手方が採用した平均応力降下量とアスペリティ実効応力は過小であること

これらの値は、本件原子炉施設の敷地において最も大きな揺れを観

測したという平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測値から算出されたものであるところ、本件原子炉施設において強震計による地震動が観測され始めてからわずか30年ほどの間の地震の中で最も強い揺れだったというにすぎず、これらが、今後、本件原子炉施設で生じ得る最大の地震動に係るパラメータといえるわけがない。

相手方は、菊地正幸・山中佳子「97年3月26日鹿児島県薩摩地方の地震の震源過程」(1997)(以下「菊地・山中(1997)」という。)(乙248の1,2)で示された平成9年5月鹿児島県北西部地震における地震モーメント(M_0 9.0×10^{17} Nm)を基に、アスペリティ実効応力(15.9 MPa)、平均応力降下量(5.8 MPa)を順次算出しているが、上記地震規模の数値は、他の解析機関が示した数値よりも過小になっていることから、算出されたアスペリティ実効応力や平均応力降下量の値も過小に算出されていると言わざるをえない。このことは、国内で発生しているM7クラスの地震のアスペリティ実効応力の値が20~30 MPaのものが多く、また、過小評価の結果、検討用地震の市来断層帯市来区間の震源モデルにおいては、アスペリティ断層面積比が36.5%となり、平均値である15~27%(甲17)に比べて格段に多くなっていることに照らしても明らかである。

相手方は、要素地震として昭和59年8月15日九州西側海域地震の観測記録を用いているが、その際に用いた地震モーメント(M_0)は、「the Global GMT Project」という解析機関が明らかにした数値を採用しているのだから、検討用地震と要素地震の関係を一致させるため検討用地震の地震モーメントも上記解析機関の数値である 1.42×10^{18} Nmを採用すべきである。この数値を用いて基本震源モデルにおけるアスペリティ実効応力を求めると25.1 MPaとなり、相手方の求めた15.9 MPaは明らかに過小である。

d 入倉・三宅(2001)の關係式に基づき断層面積から地震規模を推定すると過小評価になること

相手方は、上記關係式を用いて断層面積から地震規模を算出しているが、上記關係式は、国内地震データを一部含むものの、大半は北米大陸の地震データを基に作成されており、その結果、上記關係式を用いて、国内の断層面積から地震規模を推定すると、他に提唱されている關係式よりも過小に算出されることが指摘されている(甲209,300)。したがって、相手方が推定した地震規模は過小評価であると言わざるをえない。

e グリーン関数による地震動の推定には誤差が生じること

相手方は、基本震源モデルにつき、平成9年5月鹿児島県北西部地震を要素地震として、経験的グリーン関数法による地震動評価をしたところ、本件原子炉施設における上記地震の観測記録をおおむね再現できたとしている(甲12,乙120)。

しかし、その再現スペクトルを見ても、EW(東西)方向について、観測記録は、上記再現結果の数値の2~3倍の加速度に達しており、おおむね再現されているとは到底いえない。このことは、経験的グリーン関数も含む断層モデルを用いた地震動の評価が信頼性を有しない手法であることを示している。このような手法を用いて原子力発電所の安全性を評価しようとするには、誤差を十分にとった安全側の推定をしなければ、原子力発電所の耐震設計上の安全を確保することはできないというべきである。

f 複数のアスペリティで均一でない応力降下量を想定すべきであること

館登半島地震をシミュレーションした北陸電力株式会社が策定した断層パラメータでは、2つのアスペリティで応力降下量が大きく異なる

っていた。また、新潟県中越沖地震でも、3つのアスペリティの応力降下量が、全て同じというわけではなかったことが知られている(甲206)。このように、実際に発生する地震においては、複数のアスペリティの応力降下量が全て同一であることはなく、一つのアスペリティの応力降下量が、他よりも相当大きくなることもあり得るのであり、そうであれば、そのようなアスペリティの応力降下量に逸いを設けた震源モデルが策定されるべきである。とりわけ、地震動の大きさは、応力降下量のほか、アスペリティとの距離にも大きく左右されることからすれば、原子力発電所の敷地に最も近いアスペリティに格段の応力降下量を割り付けた震源モデルが策定されなければならず、それをせずに策定された震源モデルに基づく地震動評価は過小であると言わざるをえない。

この点につき、相手方が策定した基本震源モデルは、複数のアスペリティを想定しているものの、いずれも15.9 MPaの応力降下量を想定しているだけであり、アスペリティ毎に異なる応力降下量を割り当てた震源モデルは策定されていない。したがって、このような震源モデルに基づいて策定された基準地震動も過小評価である。

g 不確かさ考慮モデルにおける応力降下量の不確かさの考慮が不十分であること

平成9年5月鹿児島県北西部地震の応力降下量が本件原子炉施設付近の断層で生じる応力降下量と同じになるはずがない。震源特性にはばらつきがあるのであるから、単にアスペリティ実効応力や背景領域実効応力を1.25倍する程度では足りない。

壇ほか(2001)の経験式(乙142)には、もともとばらつきがあり、平均値の3倍程度の値を示すものもあるのであるから、アスペリティ実効応力や背景領域実効応力を1.25倍して求められる短周期レベルA

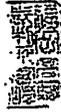
の値を、基本震源モデルにおける上記経験式によって求められる短周期レベルAの値の1.5倍としたところで不十分である。

なお、相手方は、佐藤(2010)(乙8)の知見を援用して、逆断層型の地震の短周期レベルAの平均像は、壇ほか(2001)の経験式で導かれる内陸地殻内地震の短周期レベルAの平均像より大きく、横ずれ断層型の地震の短周期レベルAの平均像は、上記内陸地殻内地震の短周期レベルAの平均像より小さいなどと主張しているところ、上記知見によれば、平成9年5月鹿児島県北西部地震における短周期レベルAは、横ずれ断層型の地震の短周期レベルAの平均像より小さいものとされている。そうでありながら、相手方は、他方において、平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測値から導き出している短周期レベルAは、基本震源モデルにおいて壇ほか(2001)の経験式で導かれる値の1.2倍、不確かさ考慮モデルにおいては、上記経験式で導かれる値の1.5倍などとしており、自らが援用した佐藤(2010)の知見と相矛盾した主張をしており、これら相手方の主張の信用性は乏しいというべきである。

また、不確かさを考慮する際、地震ガイドは、新潟県中越沖地震の教訓を踏まえてアスペリティ実効応力及び短周期レベルを設定することを求めており(地震ガイド・3・3・2(4)①2))、基本震源モデルのパラメータを確定させたのち、これらのパラメータのうち短周期レベルAと平均応力降下量を1.5倍するという趣旨である。これに対して、相手方は、アスペリティ実効応力と背景領域実効応力を1.25倍しかしておらず、審査ガイドの要請を満足していない。このように相手方が策定した応力降下量は、不確かさが十分に考慮されていないというべきである。

エ 震源を特定せず策定する基準地震動について

ア) 地震ガイドにおける震源を特定せず策定する地震動の定義や地震ガイ



ドの解説の記載を踏まえると、どの原子力発電所においても、いかなる詳細な調査をしても事前には知ることができない敷地直下の断層から、Mw 6.5未満の地震動が発生するおそれが否定できないことから、その程度の規模の地震が敷地直下で発生することを想定して耐震設計を求める点に、震源を特定せず策定する基準地震動を求める意義がある。

そうであるならば、地震ガイドに列挙された16の地震の観測記録をそのまま用いることは不十分であり、震源を特定せず策定する地震動の意義を踏まえて、Mw 6.5の地震規模に置き換えて地震動を評価する必要がある。この点、相手方が上記16の地震から選択した留萌支庁南部地震のMwは5.7であるから、Mw 6.5の地震規模に置き換えると、想定すべき地震モーメント M_0 は、Mw 5.7の地震の約16倍(Mwが0.2上がるたびに、 M_0 は2倍になる。)であり、短周期レベルAの値は2.51倍となる。そうすると、相手方が震源を特定せず策定した地震動は最大加速度 620 cm/s^2 だから、少なくとも、その2.51倍の最大加速度 1556.2 cm/s^2 の地震動を策定しなければならないはずである。

(イ) また、地震ガイドに挙げられた16の地震中、Mw 6.5未満の14の地震につき、留萌支庁南部地震の観測記録を超える地震動を有する地震が存在する可能性は否定できないし、本件観測点の地震動が留萌支庁南部地震の最大地震動ではない可能性もあること(甲27, 308)を踏まえると、相手方が策定した基準地震動の最大加速度 620 cm/s^2 が過小であることは明らかである。

(ウ) また、地震ガイドでは、「各種の不確かさを考慮」することになっているが、この「各種の不確かさ」とは、はざとりに解析の場面でばらつきを考慮すれば足りるというものではない。このことは、新規制基準策定に当たって作られた「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる新安全設計基準に関する検討チーム」の第7回会合で、藤原広行独立行政法人防災科学技術研究

所社会防災システム研究領域長が「単なるモデルパラメータだけでなく、(中略)いろいろ不確かさを考慮してということをごひとつも入れていただきたいと思います。」と発言して、地震ガイドの震源を特定せず策定する地震動において、「不確かさの考慮」に「各種の」が付け加えられたという経緯からも明らかである。

しかし、相手方が震源を特定せず策定した地震動では、はざとりに場面ではばらつきが考慮されておらず、不確かさが十分に考慮されていないのであり、この点においても、相手方の策定した基準地震動は過小であるといえる。

オ 年超過確率の確率論的安全評価について

(イ) 年超過確率は参照程度の意味しか有さないこと

相手方は、基準地震動の年超過確率を $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年としているが、そのような長期間の確率を算出するためには、同程度の観測データの蓄積が必要であるが、相手方の年超過確率の評価はそのようなデータに基づいておらず信頼性に乏しく、地震ガイドにおいて位置付けられているように、単なる参照としての意味しか有しない。

(ウ) 恣意的な操作がされる可能性があること

さらに、上記のとおり年超過確率は、科学的根拠に基づいた合理的な算出が不可能であることが影響し、恣意的な算出が比較的容易である。地震ガイドにおいて、超過確率を参照する際に検討することとされている地震ハザード解析による一様ハザードスペクトルの算定に関する「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」(甲333)は、電力会社や大手建設会社の社員が作成に関与しており、電力会社と大手建設会社の利益優先で作られている可能性が高い。しかも、上記評価実施基準に当てはめて年超過確率を算出しているのも原子力発電所の事業者たる相手方自身であって、初めから高い頻度が算出さ

れることは期待できない。この点からも相手方が算出した年超過確率は信用性に乏しいといえる。

(ウ) 我が国の基準地震動超過確率は国際的な基準に合致していないこと

平成15年に国際原子力機構（IAEA）が発行した「原子力発電所の耐震設計と認定」と題する安全指針では、設計基準の地震規模として、発生頻度が $10^{-3} \sim 10^{-4}$ （平均）、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ （メジアン）と設定する考え方が示されている。しかし、前記アウのとおり、我が国においては、10年足らずの間に基準地震動を超過する事例が5回発生しており、約27.8年間に1回の頻度で基準地震動の超過が発生していることからすると、このような年超過確率は、上記国際基準に合致していないことは明らかである。また、本件原子炉施設のハザード曲線と、本件原子炉施設よりはるかに地震が起きにくい地盤に建てられているアメリカのワッツパー原子力発電所のハザード曲線とを比較してみると、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年という低頻度で起こり得る最大の地震動は、両者ともさして変わりはない。このことは、本件原子炉施設における年超過確率の算定が低頻度の地震動においては甘いことを意味しており、我が国の年超過確率の算定レベルは、アメリカの水準にも及んでいないことを示している。

(エ) 領域震源モデルに基づく評価について

相手方のした領域震源モデルの評価は、実際に発生した2つの地震を取り上げて、この2つの地震のマグニチュードを上限とする多数の地震を考え、地震規模と発生頻度との関係式を用いて発生頻度を導き、一方で、ある領域においてこれらの地震がどこに発生するか分からないとして、領域全体に発生頻度を薄く平均的に分布させて、機械的に確率を評価するものにすぎない。要するに、相手方が用いた領域震源モデルの超過確率の評価は、機械的形式的な確率評価でしかなく、現実の発生頻度

との誤差も不明なものでしかない。他方、震源を特定せず策定する地震動は、事前に想定できないからこそ策定するのであって、上記のような確率論的な評価に本来的になじまないものである。つまり、領域震源モデルにおける超過確率は、震源を特定せず策定する地震動の超過確率とは無関係なものである。

(オ) 相手方の年超過確率算定手法の問題点

相手方が算定した年超過確率の算定手法には、以下のような問題点もある。

地震調査研究推進本部地震調査委員会の「全国地震動予想地図2014年版～全国の地震ハザードを概観して～付録-1」（甲340）には、松田(1975)の関係式を用いて地震規模を推定する場合、同関係式を導出する際に用いられたデータに含まれるばらつき程度の不確実性が予想されるとの記載があり、特定震源モデルにおいて、断層の長さから地震の規模を推定する場合には、そのばらつきを考慮すべきところ、相手方はこれをしていないし、そもそも、前記ウウaのとおり活断層の調査も十分であるといえないのであるから、その不確実性も考慮すべきである。さらに、上記書籍では、震源断層が特定されていない場所で発生する地震について、本件原子炉施設のある地域を含めて最大マグニチュード7.3を定めているが、相手方が設定した最大マグニチュードは6.8にすぎない。

また、相手方は、大正3年の桜島地震（マグニチュード7.1）、平成9年の鹿児島県西北部地震（マグニチュード6.6）という過去の地震記録から、それぞれのマグニチュードに $1/4$ ずつの重み付けをしているが、そもそも1万年から10万年に1回以下という低頻度の現象の確率を算定するのに、たかだか100年前や20年前の地震を選定する合理的理由が乏しく、地震規模の不確実性への配慮があまりにも欠けて

いる。上記のような長期間にわたる地震動の確率計算をするならば、さらに巨大な地震を想定すべきである。

(ハ) 小括

以上のとおり、年超過確率の確率論的安全評価という考え方自体や、相手方のした年超過確率の算定手法には様々な問題があるのに、原子力規制委員会の適合性審査はきわめて杜撰であると言わざるをえず、この点から見ても、本件原子炉施設の安全性は欠けているというべきである。

カ 本件原子炉施設の耐震裕度について

相手方が主張する本件原子炉施設の耐震設計上の裕度という概念は、次のとおり、基準地震動を超過する地震動に対して、安全性を担保するものとはいえない。

(イ) すなわち、本件原子炉施設の評価基準値は、弾性変形ではなく塑性変形レベルの応力に設定されているが、このようなぎりぎりの条件を設定するのは、原発の耐震設計基準の安全性という点から問題があるし、機器・配管の評価基準値が、破断応力の3分の2の応力に設定されているのは、設計、施工に内在する各種不確定要素を考慮した必要不可欠な安全代であって、その余裕を基準地震動を超過する地震動のための余裕として考慮することは許されない。

(ロ) そもそも、応答解析の解析値は、あくまで計算上の値であり、実際に原発の構造物に作用する力は地震が起こってみなければわからず、したがって、常に解析値や評価基準値が実際の力を上回るとは限らない。相手方の解析は、その計算条件等が明らかにされていない上、モデル化の困難性等による設計ミスを度外視しているから、保守的なものとなっているか疑わしい。

(ハ) 相手方は延性破壊以外の破壊モードは考慮していないが、①蒸気発生器支持構造物の脆性破壊、②原子炉格納容器の座屈、③溶接部の損傷の

おそれも考慮すべきである。

(ニ) さらに、余震によって、機器、配管のサポートが損傷し、機器・配管の固有周期が長周期側にずれ、それと共振する余震の地震動を受けて応力が大きくなり、さらに損傷が拡大するおそれがある。また、基準地震動を超える地震動で機器・配管が損傷した直後に、基準地震動を超える余震によって、さらに損傷し、重大事故に至ることも考えられる。

キ 重大事故発生 of 具体的危険性について

(イ) 多重防護の考え方に基づいた安全確保対策について

ア 多重防護（深層防護）の考え方

原子力施設の稼働には、放射性物質の放出という固有のハザードがある。万が一、大量の放射性物質が放出される事故が発生した場合には、広範囲かつ長期間にわたって、人体や環境に深刻な影響を及ぼすという特徴をもっている。福島第一原発事故のように放射性物質が大量に放出されてしまうと、周辺住民への放射線影響を防ぐための避難や居住制限などの施策を講ずる必要が生じ、社会的に大きな影響を及ぼすことになる。このような原子力固有の特徴を踏まえて、放射性物質の放出や放射線影響の顕在化を徹底的に防ぐため、原子力安全を確保する取り組みが必要である。

原子炉施設における放射性物質が制御されずに環境に放出される原因を考える場合、放射性物質が環境に放出されて人体に影響を与えるまでの現象には人知の及ばない振る舞いが存在し得るものであり、その現象への対策の効果には必ず不確かさが生じる。したがって、一つの対策を講じるだけでは、放射性物質の放出や放射線影響の顕在化を防ぎきれないことがあり、原子力安全の実効性を高めるためには、不確かさを考慮して、互いに独立した複数の対策を多層的に講じておくことが必要であって、これが原子力安全における多重防護（深層防護）

の概念である。

多重防護（深層防護）の考え方に立てば、従来の3層の防護に加えて、過酷事故対策（4層目）及び防災対策（異常な放射性物質からの公衆の隔離）（5層目）の5層の防護が求められるのであり、それが国際的な基準である。そして、過酷事故対策においては、安全系と非安全系という単純な区分けで考えるのではなく、保守的にあらゆる事態を想定して対応を考えるべきであり、事故シナリオの選定として信頼性のある確率論を採用し、選定されたシナリオに対する評価において、事故対応を担保した場合と担保しない場合に対して行うべきである。しかるに、新規制基準は、多重防護の5層目を欠いている上、4層目についても、設計に共通要因故障を想定した内容が盛り込まれず、可搬設備での対応を基本としたアクティブな安全確保策となっている。そして、我が国の過酷事故評価は、事故シナリオとして決定論によって恣意的と疑われても仕方がないものが選択され、その先の進展過程においては復旧活動が担保されたものとなっている。

相手方は、過酷事故対策の条件として、「大破断LOCA（冷却材喪失事故）+ECCS（非常用炉心冷却設備）注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗+SBO（全交流電源喪失）」を想定シナリオの一つとして定めているが、原子力発電施設にとって最大の脅威となり得るのは、非安全系である所外電源喪失が起因となる全交流電源喪失（SBO）であり、また、強靱で肉厚の大口径配管の破断（LOCA）よりも主蒸気配管破断の方が材質的にもサイズの的にもはるかに発生しやすいと考えられるから、格納容器バイパス事故「SBO+SGTR（主蒸気電熱細管破断）+当該SG（蒸気発生器）隔離失敗（MSIV（主蒸気隔離弁）閉止不能又はSRV（逃し安全弁）開固着）」等をシナリオとして想定すべきである。

b 外部電源設備及び主給水ポンプは少なくとも基準地震動に対する安全性を有しなくてはならないこと

外部電源設備及び主給水ポンプは、基準地震動に対する耐震性を有していないところ（甲54）、これらが失われた場合、炉心の冷却は、非常用電源設備及び補助給水設備に頼らなければならないが、これでは、基準地震動に対する次善の策がないと同じであって、多重防護の考えと相容れない。

c 使用済燃料ピットについて

使用済燃料ピットは、基準地震動に対する耐震性を有していないが、多重防護の考え方からすれば、この施設も堅固な施設に囲い込まれ、プールの冷却設備は少なくとも基準地震動に対する耐震安全性を有しなくてはならない。

d 余震による炉心損傷のリスクがあること

相手方は、本震を上回るような余震が発生する可能性は低い、本震後、原子炉はトリップされ、運転基準にしたがい通常運転に移行するため、余震が発生したとしても影響はないなどとして、余震の存在を考慮していない。しかし、本震を上回る余震によって本件原子炉施設の機器等の損傷が進む可能性は否定できない上、巨大本震に伴う余震による地震動が断続的に続く場合、巨大地震によって発生した事象への対応に支障が生じ、深刻な事故に至る危険性は確実に増加することになるのであるから、相手方のような考えは多重防護の否定である。

(イ) 水蒸気爆発や水素爆発の危険があること

炉心の冷却に失敗して、メルトダウンが懸念される事態になったとき、相手方の過酷事故対策のシナリオでは、炉心への注水をあきらめ、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水を散布して、格納容器下部キャビティに深さ約1.3mのプールを造り、そこへ原子炉圧力容器を貫

通した溶融核燃料を落下させてプール内で冷却することになっている。

しかし、高温の溶融核燃料が水と接触した場合、プール内の水が瞬時に蒸発して、水蒸気として体積が爆発的に膨張するという物理現象が発生する。これが水蒸気爆発である。また、高温になった燃料被覆管の構成成分であるジルコニウムや他の金属成分と水との化学反応、あるいは放射線による水の分解、さらに、溶融した核燃料が原子炉格納容器床のコンクリートを侵食して発生する水及び炭酸ガスとジルコニウムの酸化還元反応により、いずれも大量の水素が発生し、これが原子炉格納容器内の酸素と急激に反応して爆発を起こす。これが水素爆発であり、福島第一原発事故においては、原子炉建屋がこの水素爆発で破壊された。

このような水蒸気爆発や水素爆発が起った場合、原子炉格納容器が破損して、放射性物質が外部に放出されてしまうことになる。

なお、水蒸気爆発は、条件によって発生したり発生しなかったりする複雑な現象であるが、例えば、韓国原子力研究所のTROI装置を使った実験では、6回のうち4回は激しい水蒸気爆発が発生しており、そのリスクを無視してよいような現象ではない。

しかし、相手方は、水蒸気爆発や水素爆発に対して何らの対策を講じておらず、かえって、水蒸気爆発や水素爆発のリスクのあるような冷却シナリオを想定している。

(ウ) 免震重要棟新設計面の撤回について

設置許可基準規則において、設計基準事故及び設計基準事故を超える事故が発生した場合に、対策要員が必要な指令を発したり、関係各所と通信連絡し合い、必要な対策を行うための要員を収容したりするなどの機能を発揮できる緊急時対策所を要求している(同規則34条, 61条)。設置許可基準規則解釈では、上記61条の緊急時対策所の要件を満たすために要求される機能のひとつとして、免震機能あるいはそれと同等の

機能を有することを求めている。

こうした免震機能を有する緊急時対策所は免震重要棟と呼ばれるが、免震重要棟は、新潟県中越沖地震における柏崎刈羽原発の教訓から福島第一原発、同第二原発に設置されたものであって、東北地方太平洋沖地震における福島第一原発事故の際、事故対策に重要な役割を果たしたことから、新規制基準においてその設置が求められるようになった。

この点につき、相手方は、本件原子炉施設の再稼働申請においては、免震重要棟を平成27年度に新設し、そこに緊急時対策所を設置する計画を示しており、原子力規制委員会は、このような計画を前提として新規制基準への適合性審査を行い、本件原子炉施設の設置変更についての許可を行った。ところが、相手方は、平成27年12月17日、上記免震重要棟の設置計画を撤回し、緊急対策所の機能を地上1階耐震構造の代替緊急時対策所に、支援機能は、建設予定の耐震支援棟に担わせる旨の発表を行うとともに、その旨の原子炉設置許可変更申請を行った。

しかし、相手方の上記設置許可変更申請に係る施設は、耐震構造しか有しないため、建物の損壊は免れたとしても、揺れによって施設内の機器や備品等が散乱等するとともに、緊急時対策所の要員の心理的動揺を招くなどの対策現場の士気の低下をもたらすおそれもあり、円滑な事故対策の遂行に支障を来すおそれがある。アメリカに比して我が国の緊急時対策所が有すべき種々の機能の立ち遅れが専門家から指摘されているところであり(甲316)、こうした点から見れば、もはや、緊急時対策所が免震機能を有すべきことは、前記設置許可基準規則の定めにかかわらず必須というべきであり、これを撤回する相手方の設置許可変更申請は法的に許されず、本件原子炉施設の重大事故に係る相手方の対処能力は、福島第一原発及び第二原発を重要な部分で下回るものである。

(相手方の主張)

ア 活断層調査について

相手方は、未成熟な活断層の場合、地下の断層面が地表に現れないことがあるという知見を踏まえ、地質調査結果による地質構造や重力異常などの地球物理学的調査結果を合わせて、地下深部の構造を総合的に検討して断層の長さを評価したものであり、単に地表の痕跡から明瞭な地殻変動だけをもって震源断層面を設定しているものではない。具体的には、リニアメント・地質断層や更新世後期の地層の高度差の有無、断層を挟んだ地質構造の違い等を検討した上で、断層の長さを決定している(乙245)。

また、本件原子炉施設の敷地付近に活断層が存在しないという相手方の調査結果は、文献上(乙138~140)も裏付けられているほか、海上音波探査の精度を指摘する原告人らの主張も、相手方が探査した海域は、探査するのに十分な水深があるのであり、失当である。

イ 応答スペクトルに基づく手法の問題点について

松田(1975)の関係式の基礎となった14地震のデータは、最新の知見(平成15年に気象庁によって再評価されたマグニチュードM)に基づいて見直すと、平均像とよく整合している(乙244)。なお、相手方は、地下の震源断層の長さに基づいてマグニチュードMを算定しているのであり、上記データのうち、地表の断層の長さに係るものの平均像との乖離は問題とならない。

また、相手方は、松田(1975)の関係式やNoda et al.(2002)の手法などの経験式に含まれる誤差を十分に意識して地震動を評価している。具体的には、断層の長さや幅、斜角、短周期レベルAなどの震源パラメータ、アスペリティの位置や破壊開始点について十分に安全側になるよう評価している。さらに、「不確かさ」を考慮することにより安全側に評価している。また、Noda et al.(2002)の手法に基づいて地震動を評価する際には、安全側の評価となるよう観測記録の比率による補正(低減)を行っていない。

ウ 断層モデルを用いる手法の問題点について

(ウ) 基本震源モデルにおいて設定した震源パラメータについて、震源パラメータが把握できる最大の地震である平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基に平均応力降下量等の震源パラメータを設定しているが、十分に安全側に評価しているものである。すなわち、一般的な強震動予測レシビに基づいて算定される平均的な震源パラメータと比較すると、短周期レベルAで約1.2倍、地震モーメント M_0 で約1.9~2.4倍、アスペリティの面積で約1.7倍となっており(乙11の3)、十分に安全側と評価できるものである。

(イ) 経験的グリーン関数の誤差について

相手方は、経験的グリーン関数を用いて、平成9年5月鹿児島県北西部地震の再現性を確認したが、全体的なレベル感や傾向があうことを確認している。誤差が生じる点については、基本震源モデルにおいて、すでにアスペリティの位置を敷地に近い側に設定して安全側に評価しているほか、「不確かさ」を考慮するモデルにおいて安全側に評価して解消すべき問題である。

(ウ) 複数のアスペリティで異なる応力降下量を設定することについて

基準地震動の評価は、アスペリティの応力降下量だけで行うものではないから、複数のアスペリティで異なる応力降下量を設定していないということだけで、地震動を過小評価していることはならない。相手方は、「不確かさ」を考慮するモデルにおいて、アスペリティの応力降下量等の割り増しを行い、短周期レベルAが既往式の値の1.5倍になるよう安全側に評価している。

(イ) 短周期レベルAの設定について(不確かさを考慮するモデル)

平成9年5月鹿児島県北西部地震につき、相手方が基準地震動を策定するために評価した短周期レベルAと、佐藤(2010)が求めた短周期レベ

ルAの値は、評価の過程や方法が異なっており、塩ほか(2001)による平均値との関係が一致していなくても何ら不自然はない。

エ 震源を特定せず策定する地震動について

㊦ 相手方は、詳細な調査及び豊富な観測記録に基づく分析を行い、これに基づく、本件原子炉施設の敷地及びその周辺においては、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動以外に敷地に影響を与える大きな地震動が発生する可能性はない。したがって、本来、敷地において発生し得る地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による地震動評価で十分である。

㊧ 抗告人らの主張は、観測記録を基に計算を行って、Mw 6.5の地震における最大地震動を評価すべきであるというものであるが、地震ガイドでは、そのような計算による仮想的な地震動を評価することは求められていない(乙119)。

㊨ また、抗告人らが震源距離、地震規模から導かれる平均的地震動の値を上回っていると指摘する観測記録のほとんどは、地盤が著しく軟らかい観測点であり、これらの観測記録は、地表から比較的浅所に硬い岩盤が存在しない観測点の記録、かつ地盤の強い非線形特性が見られる観測記録であり、精度の高いはぎとり解析による解放基盤表面の地震動が得られないことから、震源を特定せず策定する地震動の策定に当たっては、考慮すべきものではない。

オ 基準地震動の年超過確率について

相手方も基準地震動の年超過確率をもって本件原子炉施設の安全性が確保されていると主張するものではない。年超過確率は、相手方の策定した基準地震動を超過する地震動が発生する可能性が極めて低いことを定量的に確認するため地震ガイドに基づき、あくまで「参照」の位置付けとして算出しているにすぎないものである。

カ 本件原子炉施設の耐震安全上の余裕について

本件原子炉施設の耐震安全性評価において、安全上重要な建物や機器等の一つひとつについて基準地震動等を用いて行われた解析結果では、耐震設計の基準となる評価基準値を下回っていることが確認されている。また、評価基準値は、実際に建物や機器等が機能を失う限界値を大きく下回る値に設定されているし、解析における評価値も、算定過程において算定結果が保守的になるよう定められている。加えて、原子力発電所では、放射線防護の観点から行われる速へい設計や、事故の荷重に対する強度設計、回転機器の振動防止対策等の様々な要素を考慮した上、そのうち最も厳しい条件を満足するよう余裕をもって設計されている。

こうした評価基準値の設定などの耐震設計の過程で含まれる余裕や、放射線の速へい設計などによって行われる壁や材料の強度、寸法等の余裕については、耐震安全上の余裕と見込めるものであり、万が一基準地震動を超える地震動が本件原子炉施設に到来したとしても、直ちに耐震安全性に影響を与えることにはならない。本件原子炉施設がこうした耐震安全上の余裕を有することについては、相手方が行ったストレステストの結果や、財団法人原子力発電技術機構(当時)による原子力発電施設耐震信頼性実証試験の結果等によって裏付けられている。

抗告人らの主張する脆性破壊や座屈の考慮の必要性については、そもそも、その主張の前提とする衝撃荷重の機序が解明されておらず、兵庫県南部地震でみられた鋼管柱の破断等についても衝撃荷重の存在を否定する見解も存在する。なお、相手方は、本件原子炉施設の敷地及び敷地周辺において精度の高い詳細な調査を実施して本件原子炉施設の直下及びその近傍に活断層が存在しないことを確認しているから、衝撃荷重の起因となるような直下地震のおそれはない。

キ 重大事故発生の具体的危険性について

- ㉞) 原子力発電施設の通常運転に必要な設備とは別に「安全上重要な設備」を設け、「安全上重要な設備」について格段に高い信頼性を持たせることにより、原子炉の安全性を確保するのが、原子力発電施設の設計における安全性確保の考え方であり、原子炉の安全性確保に係る冷却・電源供給については、補助給水設備及び非常用ディーゼル発電機を「安全上重要な施設」として特に高い信頼性を持たせることにより原子炉の安全性を担保するものとしている。そして、補助給水ポンプ及び非常用ディーゼル発電機は、いずれも、基準地震動に対する耐震安全性評価値が評価基準値を十分下回っている。
- ㉟) 本件原子炉施設における使用済燃料は、水位、水温等を管理した強固な使用済燃料ピット内において通常の大気圧下約40℃以下に保たれたほう酸水で冠水され、未臨界状態のまま、放射性物質が十分封じ込められた状態で貯蔵されている。使用済燃料は、冠水さえしていれば崩壊熱が十分除去され、燃料被覆管の損傷に至ることはない。そして、このような貯蔵状態では、冷却水が瞬時に流出するような事態はおよそ起こり得ないから、使用済燃料ピットは、耐圧性能を有する「堅固な施設」による閉じ込めを必要としない。また、本件原子炉施設においては、万一使用済燃料ピットの冷却機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えい等により使用済燃料ピットの水位が低下した場合の対策や電源を喪失した場合の対策も隣り、これらの対策について手順書を定め、荒天、夜間等の厳しい条件を想定した訓練を繰り返し行っている。
- ㊀) 本件原子炉施設においては、通常運転時において放射性物質の放出を極力低く抑えることは当然のこととして、原子炉施設の健全性を損なう事故が発生した場合においても、放射性物質の異常な放出を防止するため、原子炉を「止める」、「冷やす」、そして放射性物質を「閉じ込める」という安全上重要な機能を有する設備（以下「安全上重要な設備」

という。）を働かせる事故防止に係る安全確保対策を講じている。

具体的には、原子炉を止めるための設備として制御棒、制御棒駆動装置、化学体積制御設備を設置している。原子炉を「冷やす」ための設備としては、通常、運転停止後の冷却に用いる二次冷却設備（蒸気発生器を通じた冷却）のほか、補助給水設備や非常用炉心冷却設備（ECCS）を備えている。放射性物質を「閉じ込める」設備としては、原子炉格納容器や原子炉格納容器スプレイ設備等を備えている。そして、これら安全上重要な設備については、原子力発電所の通常運転に必要な設備に比べ、その安全機能を喪失しないよう基準地震動に対する耐震安全性を備え、多重性、多様性及び独立性を有する設備とするなど、高い信頼性を確保している。

- ㊁) さらに、福島第一原発事故を踏まえて、上記のような多重性を有する安全確保策がその機能を喪失するような大規模LOCA（一次冷却材が喪失する事故のこと。以下「LOCA」という。）や全交流電源喪失といった過酷事故をあえて想定し、様々な常設及び可搬式の設備（注水設備、電源設備等）を新たに配備し、そのための人員も確保して、事故発生を想定した訓練も行っている。
- ㊂) こうしたことからすれば、本件原子炉施設において、福島第一原発のような安全上重要な設備が一斉にその機能を喪失するような事態が発生するとは考えられず、原告人らの人格権を侵害する具体的危険性を有する重大な事故が発生するおそれはないというべきである。
- ㊃) 本件原子炉施設は、加圧水型原子炉であって、福島第一原発とは異なり、原子炉格納容器が大きく、自由体積が大きい（約10倍）ことから、万一原子炉格納容器内に水素が発生したとしても、その濃度が高濃度となりにくい特徴を有しているところ、更なる安全確保対策として、水素濃度を低減するための静的触媒式水素再結合装置を各号機につき各5

台、電気式水素燃焼装置（イグナイタ）を13台（予備1台を含む。）設置している。そして、相手方は、大破断LOCA時にECCSの低圧注入及び高圧注入機能が全て喪失し、かつ、電気式水素燃焼装置が機能しない条件を設定した上、原子炉容器下部が破損するまでに炉心内のジルコニウム量の100%が水と反応するケース（「実用発電用原子炉に係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関する審査ガイド」では原子炉容器下部が破損するまでに炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとして評価するとしている。）を評価したところ、水素濃度は12.6vol%に留まり、水素爆発が発生する可能性のある水素濃度13vol%（ドライ濃度換算）に達することはない。

(イ) 水蒸気爆発については、これまで実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、COTELS、FARO及びKROTOSが行われており、延べ30回に及ぶ溶融物の水プールへの落下実験が実施されているが、これらの落下実験のうち水蒸気爆発が発生したのはKROTOSの3回の実験のみであり、同実験においては、水蒸気爆発が発生しやすい環境とするため、溶融物が水プールに落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰状態を強制的に不安定化させるという、実機では起こるとは考えられない条件を付加した（外乱を与えた）ことによるものである。なお、KROTOSの実験においても、外乱を与えても水蒸気爆発に至らなかったケースが計5回確認されている。本件原子炉施設においては、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する際、膜沸騰状態を不安定化させる外乱は発生しないため、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さい。また、原子炉格納容器スプレイから噴霧された水は、多様なルートを経由して原子炉下部キャビティに流入するようになっており、配管破損により飛散、落下した配管保温材等は捕捉用の柵で止められるようになっている

ので、水の侵入経路が配管保温材等によって閉塞することはない、原子炉下部キャビティに水が張れない事態が生ずることはない。

(3) 火山事象により本件原子炉施設が影響を受ける可能性と人格権侵害又はそのおそれの有無（争点3）について

(抗告人らの主張)

ア 火山ガイドの策定や本件原子炉施設の適合性審査には、火山学の知見が反映されていないこと

火山ガイドの策定に当たり、火山学の専門家が関与したのは、中田節也教授がヒアリングを受けた程度であるが、同人は、GPSで地殻変動を観測していれば噴火の前兆はつかめるものの、噴火がいつ来るのか、どの程度の規模になるのかは分からない、したがって、燃料を運び出す時間的余裕をもって噴火を予知するのは、モニタリングをもっても不可能である旨明言している（甲46、47、65、189）。また、本件原子炉施設の適合性審査にあつては、火山学者は誰も関与していない。

さらに、日本火山学会原子力問題対応委員会は、平成26年11月2日付けで、「巨大噴火の予測と監視に関する提言」（甲100）を公表し、カルデラ噴火を含む火山噴火の予測の可能性、限界、曖昧さという火山噴火の予測の限界を踏まえて、火山ガイドの基準等ではこれを十分に考慮し、慎重に検討すべきであるとの見解を明らかにしたほか、火山学者からもカルデラ噴火の予測の限界が相次いで指摘されている（甲98、171、172、267）。

このように破局的噴火の時間的余裕をもった予測が可能であることを前提とした火山ガイドに対しては、火山学会などの専門家から疑問を呈されているほか、英国の原子力規制実務の専門家であるジョン・ラージ氏は、火山ガイドは、原子力発電所の事業者に対し、原子力発電所に影響を与え得る火山事象に対応する設計基準を確立するよう求めている点などにお

いて、国際原子力機関（IAEA）の基準に適合していない旨指摘しており（甲142）、これらの点を踏まえると、火山ガイドの策定やそれに基づいた本件原子炉施設の適合性審査には、火山学の知見が反映されていないものというべきである。

イ 本件原子炉施設は立地不適であること

（ア）設計対応不可能な火山事象の確率が十分に低いとはいえないこと

火山ガイドにおける「可能性が十分小さい」とは、1000万年に1回（運用期間100年とすると10万年に1回）というべきところ、本件原子炉施設には、始良、阿多、加久藤、小林カルデラ起源の火砕流が約10万年に1回の程度で到達している可能性がある（甲143、261）ほか、阿蘇、鬼界カルデラは、約5万年に1度の割合で破局的噴火（VEI7クラス）をしている（甲43、264、乙67）。

そして、VEI7クラスの噴火は、九州全域に壊滅的な被害を及ぼすことが想定される（甲216、乙61）ものであるから、本件原子炉施設において、設計対応不可能な火山事象である破局的噴火の影響を受ける可能性が十分に小さいとはいえないのであり、本件原子炉施設は、立地不適と評価されるべきである。

（イ）相手方の主張等について

a 阪神コンサルタンツの意見書（乙83）について

上記意見書によれば、鹿児島地溝帯のカルデラ火山（始良、加久藤・小林、阿多）では、今後1年間に破局的噴火が発生する確率は、BPT分布により約 1.15×10^{-8} とされているところ、鬼界カルデラを除く鹿児島地溝帯のカルデラのみを切り出して破局的噴火の周期性をみることに科学的根拠はなく、このような上記意見書が前提とする鹿児島地溝帯のカルデラに係る破局的噴火の周期性論やBPT分布論に対しては、火山学者からも厳しく批判されており（甲189、

266の1）、上記意見書の信用性は乏しいというべきである。

b マグマ溜まりの状況について

相手方は、本件原子炉施設に影響を及ぼすようなカルデラ（阿蘇、小林・加久藤、始良、阿多、鬼界）の地下には、破局的噴火を起こすようなマグマ溜まりが10kmより浅いところには存在しないと主張する。

しかし、火山学者からは、現在の科学技術において地下のマグマの蓄積量を推定する方法がないとの指摘（甲65、乙82）、深さ10kmより深いマグマ溜まりの状況を推定する方法はないとの指摘（甲66）があるところであって、上記カルデラの地下に破局的噴火を起こすようなマグマ溜まりが存在しない保証はなく、かえって、火山学者からは、大規模なマグマ溜まりの存在を示唆する指摘がある（阿蘇カルデラにつき甲265の1、鬼界カルデラにつき甲65、乙59、71、82、始良カルデラにつき甲189、266の1）。

c 階段ダイヤグラムについて

鹿児島地溝帯には、共通するマグマ供給源があるとする相手方の主張（準備書面7・7頁）の裏付け文献（乙62）には、その根拠となる記載がない。むしろ、個々の火山のマグマ溜まりは独立しているという火山学者の指摘がある（甲143）。

d Nagaoka(1988)（乙65）による噴火ステージ論について

VEI7程度の破局的噴火に至るメカニズムは未だ解明されておらず、噴火ステージ論は、テフラ層序などの地質調査結果に見られる定性的傾向を整理するための作業仮説的概念にすぎず、破局的噴火の前の数万年間にわたってプリニー式噴火だけの噴火サイクルが繰り返すという事例は、反例も多く、物理法則による正当化もされていないから、普遍的な法則としての要件を満たしていないという火山学者の指

摘がある(甲266の1)。

さらに、VEI4~6クラスの噴火がそのまま終息するか、破局的噴火に至るかどうかは、噴火最中のマグマの通路となる地殻内の亀裂の開閉や破壊などの偶然的な要因に左右され、事前に予測することは不可能という指摘(甲266の1)。小さな噴火が大噴火に発展するかどうかは、1週間前くらいにならなければ判断できないという指摘(甲66)、噴火直前になるまで普通の噴火になるのか分からないという指摘(甲189)がそれぞれ火山学者からされているところであり、したがって、プリニー式噴火ステージなるものを破局的噴火の予兆現象として見ることはできないというべきである。

e. Druitt et al. (2012)と基線長の変化について

上記論文で示された破局的噴火の直前100年程度にマグマの供給率が上昇するという法則は普遍化できず、地溝帯では、マグマの供給に見合うだけの隆起が起きるとは限らないとの指摘(甲65,乙82)、あるいは、上記論文で示された岩石学的手法によりマグマ供給率を導くという推定方法への疑問や、地殻変動で検知されるマグマ溜まりの体積の増加率がマグマ溜まりへのマグマの供給率を過小評価している可能性があるとの指摘(甲266の1)が火山学者からされているところであるから、上記論文に基づき、本件原子炉施設近傍の各カルデラの地殻変動のデータが0.01km³/年以下を示すことをもって、破局的噴火の可能性が低いなどと推認することはできないというべきである。

f. モニタリングの実効性はないこと

破局的噴火を、燃料搬出に要する時間も含めた十分な時間的余裕をもって予測できるという火山学者はいない。中田節也教授は不可能との意見であり、アンケートに回答を寄せた4人の専門家も同様の意見

を述べている(甲65,189)。原子力規制委員会に設置されたモニタリング検討チームも、破局的噴火の中長期的予測の手法は確立しておらず、短期的にはモニタリングによって異常が捉えられる可能性が高いが、それがいつ、どの程度の噴火なのか、あるいは定常状態のゆらぎの範囲内なのかを識別することはできないと指摘している(乙231)。

なお、相手方は、Mogi・江藤・Kozono等の式を用いて0.05km³/年のマグマ供給量に相当する地殻変動量を計算し、これから始良カルデラの警戒体制に移行する地殻変動量を5cm/年としているが(甲262の1・2)、Mogi・江藤・Kozono等の式が適用可能なのは、マグマ溜まりの深さに比べ、その半径が1/10程度と十分に小さい場合であって、相手方が想定している深さ10km未満のマグマ溜まりの場合には、その半径が1km以下ということになり、100km程度のマグマ溜まりには、上記式を適用して地殻変動量を計算することはできない(甲265の1)。

さらに、相手方は営利企業であり、空振り覚悟で本件原子炉施設を廃炉とすることは考え難く、モニタリング検討チームでも、モニタリングをするだけの技術、設備、学術的知見が存在しないと指摘されている(甲66)。

ウ 本件原子炉施設は、降下火砕物に対する安全性が確保されていないこと

(ア) VEI7レベルの火砕流噴火では、本件原子炉施設の敷地に積もる降下火砕物は、少なくとも50cm以上になること

相手方が調査の際に参照した文献(甲264)によれば、約2.6~2.9万年前の始良カルデラ噴火によって、始良Tn火山灰が広範囲に降下し、本件原子炉施設周辺でも50cmの範囲に入っている。したがっ

て、VEI7レベルの火砕流噴火では、本件原子炉施設の敷地に積もる降下火砕物は、相手方が想定する15cmをはるかに上回る危険がある。

(イ) VEI7に至らない噴火でも、本件原子炉施設の敷地に積もる降下火砕物は15cm以上になること

相手方が本件原子炉施設に最も影響を与える噴火として考慮している約1万2800年前の桜島薩摩噴火は、そのテフラ噴出量は11~14㎥とされており(甲291)、VEIでいえば6の中でも最も規模の小さいものに分類される(10㎥~100㎥がVEI6)。そして、始良カルデラでは、約40㎥とされている約10万年前の福山噴火や、18~23㎥程度とされている約5万年前の岩戸噴火のように、桜島薩摩噴火を超えるVEI6規模の噴火が起こっているのであるから、今後、桜島薩摩噴火以上の規模の噴火が起こる可能性は十分にあり得る。

相手方は、上記桜島薩摩噴火を基に降灰のシミュレーションを行っているところ(乙59)、最新の火山学の知見によれば、噴火の強度(噴出率)によっては、火山灰が風上に対しても同心円状に拡散することが知られている(甲266)が、上記シミュレーションでは、その知見が取り入れられていない。仮に、上記知見を取り入れず、風向や風力といったパラメータだけでシミュレーションをすとしても、火山灰が本件原子炉施設に到達するという最悪の条件で降灰の厚さを算定しなければ、本件原子炉施設の安全性が確保できているとはいえない。

北海道電力株式会社が泊原子力発電所の安全審査の際に用いたシミュレーション(甲293の2)を本件原子炉施設に適用すると、本件原子炉施設に想定される降灰の厚さは52~66cmと算定される(甲289)。また、平成25年8月18日の桜島噴火が、桜島大正噴火規模であった場合の本件原子炉施設の敷地近傍(南10km)の予想降灰量は10cmであるところ(甲290)、相手方が想定する桜島薩摩噴火のテフ

ラ噴出規模は、上記桜島大正噴火の22~28倍であるから、これによる降灰の厚さは優に1mを超えることが想定される。

さらに、安全審査の際、相手方が本件原子炉施設における降灰量を算出するのに用いたシミュレーションプログラム「TEPHRA2」を使用し、相手方が使用した月平均の風向ではなく、本件原子炉施設の敷地方向に風が吹いていた特定の日のデータを入力し、その余は相手方が使用したパラメータを入力して、本件原子炉施設の敷地付近の降灰量を推計する計算を行ったところ、平成10年9月18日午後9時の鹿児島県の観測点で観測された風向風速のもとで本件原子炉施設の敷地における降灰量は610kg/m²(降灰厚61cmに相当)と計算された。これは、相手方によるシミュレーションによる推定15cmの約4倍に当たる。このシミュレーションは、相手方のシミュレーションにおいて相手方が参照した風向の月平均に係る全ての期間について個別の日毎のデータを取得して行っているものであるところ、それぞれの推計計算結果において、相手方が想定する降灰厚15cmを超過した合計件数の全データ件数に対する割合が約3.8%になるという結果を得ている。また、上記日時の上記観測点で観測された風向風速のもとでの本件原子炉施設の敷地における中位火山灰濃度時間積1589mg・日/m²、粒径が1mmより大きい粒子を除外したもので1154mg・日/m²と計算され、相手方が採用した8月平均風速方向データを用いて上記濃度時間積を計算したとしても1154mg・日/m²、粒径が1mmより大きい粒子を除外したもので1129mg・日/m²となり、相手方が想定している3241μg/m³の300倍以上の数値となっている。なお、このようなシミュレーションの妥当性については、相手方が採用する8月の平均風向及びその他パラメータを入力して、本件原子炉施設における降灰量を評価したところ、相手方の評価より17%過小になっていることや、等層厚線図を作成したところ、

全体的に降灰量が少ないものの、概ね相手方の等層厚線図と形状が一致していることなどから確認されているといえる。

さらに、相手方は、シミュレーションにおいて粒径を過小評価している。すなわち、相手方は、Phi 値（粒径を d mm としたとき $-\log_2 d$ で与えられる。Phi 値が大きくなると粒径が小さくなる。）を中央値 4.50、平均値 3.00 と設定しているが、最新の知見によれば、中央値は 1.35、平均値を 1.16 として設定すべきものとされている。相手方が設定した Phi 値では、粒径が小さいので粒子が遠くへ飛ばされてしまい、本件原子炉施設の敷地の降灰量が過小になる。ここで、Phi 値を上記最新の知見に基づく値に設定して、平成 10 年 9 月 18 日午後 9 時の鹿児島県の観測点で観測された風向風速のもとでシミュレーションを行い、本件原子炉施設の敷地における降灰量、降灰厚を計算すると 2 m を超える値が算出されるのである（甲 430）。いずれにしても、相手方のシミュレーションによる 15 cm の降灰という想定が過小であることは明らかである。

(ウ) 非常用ディーゼル発電機フィルタの閉塞リスクの評価の誤り

相手方は、15 cm の降灰時において、降下火砕物の濃度を $3241 \mu\text{g}/\text{m}^3$ と想定して、非常用発電機の連続運転時間を約 26.5 時間と算出している（甲 184）。上記降下火砕物の濃度は、2010 年アイスランド南部噴火におけるアイスランド共和国ヘイマランド地区の観測結果を援用しているところ、その数値は、上記降灰下の条件としては過小評価である。すなわち、上記観測結果は、降下火砕物全体ではなく、直径 $10 \mu\text{m}$ 以下の浮遊粒子である PM10 の測定値にすぎない上、ヘイマランド地区における最高ピーク値でもない（甲 294）。そして、同数値が観測されたのは、2010 年 7 月 1 日であったところ（甲 188）、その観測日は、最後の噴火のあった同年 6 月 4 日～8 日からす

で 3 週間以上が経過していたものであり（甲 295）、噴火によって直接飛来したものを観測したものであるとはいえない。こうして、相手方の援用した $3241 \mu\text{g}/\text{m}^3$ という濃度数値は、明らかに過小であって、これを噴火時の降下火砕物に対するリスク評価に用いることは不適当である。

ここで、上記 2010 年アイスランド噴火を元にして、15 cm の降灰時における PM10 濃度を推計し、相手方の想定した濃度が過小であることを例証する。2010 年 4 月 30 日から同年 5 月 24 日までのアイスランド共和国ピーク・イ・ミールダルで得られた 24 時間平均 PM10 濃度のデータにつき、定常的な再飛来由来の数値として閾値 $100 \mu\text{g}/\text{m}^3$ を控除した数値を噴火からの直接飛来分として総計すると $3557 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。他方、上記期間の降灰厚は、観測値を元にするとも、8 cm と想定される。ここで、火山灰の降下量 $M \times$ 比例係数 $C =$ 火山灰濃度 $D \times$ 経過時間 T の関係式が成立するから、比例係数 C は、火山灰濃度 $D \times$ 経過時間 $T /$ 火山灰の降下量 M で与えられ、これを上記数値にあてはめると、比例係数 C は、 $3557 \mu\text{g}/\text{m}^3 \times 24 \text{ h (時間)} / 8 \text{ mm} = 10.7 \text{ mg} \cdot \text{h (時間)} / \text{m}^3 \cdot 1 \text{ mm}$ と算出される。この比例係数からすれば、1 時間かけて 1 mm の降灰があった場合の火山灰濃度は $10.7 \text{ mg}/\text{m}^3$ 、6 時間かけて同様の降灰があった場合には、6 で割った $1.8 \text{ mg}/\text{m}^3$ ということになる。したがって、15 cm の降灰があった場合の火山灰濃度は、6 時間かかった場合で $270 \text{ mg}/\text{m}^3$ 、12 時間かかった場合で $130 \text{ mg}/\text{m}^3$ 、24 時間かかった場合で $70 \text{ mg}/\text{m}^3$ であり、24 時間かかった場合と比較しても、相手方が想定する火山灰濃度の 20 倍を超える。

以上が相手方が参照したという 2010 年アイスランド南部噴火におけるアイスランド共和国ヘイマランド地区の観測記録に基づく試算であ

るが、実は、上記噴火よりも相手方が想定している桜島薩摩噴火により条件が近く、あるいは比較のための条件が適切であるといえる火山噴火の観測事例が存在する。それは、アメリカ西部に位置する活火山であるセントヘレンズ火山の1980年5月18日噴火の事例である。同噴火は、VEI5クラスの噴火であり、桜島薩摩噴火により近い規模である。同噴火において、同火山から135km離れた（桜島から本件原子炉施設までの距離が約50kmであるから2倍以上の距離があることになる。）アメリカワシントン州Yakimaの地表付近地点において、5～9mm程度の降灰が、24時間平均総浮遊粒子状物質濃度として33400 $\mu\text{g}/\text{m}^3$ という値がそれぞれ観測された（甲426）。同噴火の火山からの距離が、桜島と本件原子炉施設との距離の2倍以上の距離がある上記Yakimaの観測点において、相手方が想定する3241 $\mu\text{g}/\text{m}^3$ を10倍強上回っている24時間平均総浮遊粒子状物質濃度が観測されたことになる。同観測点での降灰量はせいぜい9mm程度にすぎないから、15cmの降灰量を想定すると、単純比較してもさらに16倍強になる可能性すらある。

これらの試算のほか、前記(イ)のシミュレーションにおける降灰量計算の結果からしても、相手方の降下火砕物の濃度の想定は過小であることは明らかである。

(イ) 降下火砕物の非常用ディーゼル発電機への侵入リスクの評価の誤り

相手方も、粒径0.12mm未満の粒子はフィルタを通過し、それ以上の粒子でも10%も通過することを認めており、これらフィルタを通過した粒子がディーゼル発電機の機関内に侵入することになる。相手方が想定する噴火規模や降下火砕物の濃度が過小であることは前記のとおりであるから、大量の粒子がフィルタを通過することになる。

(ロ) 降下火砕物の非常用ディーゼル発電機機関の摩耗、閉塞リスクの評価

の誤り

相手方は、非常用ディーゼル発電機機関のシリンダライナーやピストンリングのブリネル硬さが230と主張するが、降下火砕物を構成する火山ガラスのモース硬度は5（ブリネル硬さ370相当）であり、降下火砕物の方が硬い。仮に、降下火砕物が機関内で破碎されるとしても、硬度が失われるものではないから、機関内でひっかかりなどによる摩擦が生じ、機関の摩耗につながるのである。

また、機関内に侵入した降下火砕物は、サイドクリアランス（ピストンリング溝とピストンリングの間隙）に侵入し、ピストン焼き付きの原因にもなり、さらに、降下火砕物により汚染された潤滑油が機関各部に送出され、機関全体に摩擦、摩耗、固着のリスクが生じる。

(ハ) 非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合の対策の実効性

相手方は、非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合における炉心の冷却の方法として、タービン動補助給水ポンプ注水による冷却（一次冷却材によって加熱されて生じる蒸気の圧力を駆動力として二次冷却系である蒸気発生器に注水する。）を主張するが、これを継続するためには、①給水源が枯渇しないこと、②一次冷却材が十分にあることが条件となる。

②が条件となるのは、一次冷却材が不足して炉心が露出してしまうと、いくらタービン動補助給水ポンプが作動したとしても、炉心から熱を奪うものがなくなり、炉心損傷のリスクが高まるからである。ここで、RCP（1次冷却材ポンプ）シールLOCAは、相手方が炉心損傷に至る過酷事故シナリオの一つである。相手方は、交流電源が60分で回復することを想定している（甲296）が、その保証はない。相手方の想定によればLOCAが発生した後、炉心損傷までの猶予時間は約2.9時間であり（甲296）、その間に交流電源による炉心注水を行う必要が

あるが、前記のとおり、この猶予時間内に交流電源が回復する担保は何もないのである。仮に、一次冷却材の不足という事態に陥らなかったとしても、タービン動補助給水ポンプによる注水可能時間は約10.9時間(甲296)であるので、遅くともその時間内に交流電源の回復が図られなければならないが、その担保もない。

このように、相手方は降下火砕物によって交流電源が軒並み使用不能になるというリスクを考慮していないというべきである。

(キ) 建屋の屋根に対する強度評価の非保守性

相手方は、建屋の強度評価において、降下火砕物の堆積による荷重と地震荷重の組み合わせを考慮していないが、桜島大正噴火の際にはマグニチュード7.1という比較的大きな地震が発生しており、降灰で屋根の重量が増すことにより固有振動数が変化して共振を起こしたり、上記地震による強震動によって建屋屋根にかかる荷重が増大するなどして屋根が崩落する危険性がある。

(ク) 電源、冷却水の確保に関する評価の非保守性

相手方はわずか7日間の外部電源喪失しか想定していないが、桜島薩摩クラスの噴火でも周辺地域への影響は甚大なものがあり、7日間のうちに外部電源を復旧できるというのは楽観にすぎる。

非常用ディーゼル発電機について、吸気フィルタの閉塞を回避できたとしても、室内換気フィルタが閉塞すれば、室温上昇、潤滑油の劣化、冷却水システムの流量低下などが発生する可能性があるが、相手方がこのような可能性に対する検討をしていない。

また、相手方の過酷事故対応は、可搬式設備を用いた人力による対応を基本としているが、そのような対応では、桜島薩摩クラスの噴火の際、降下火砕物や火山ガスなどの影響を受けて対策作業に支障を及ぼす可能性がある。

また、火山灰によるオフサイトへの影響、たとえば広域停電、通信障害、道路の渋滞、飛行機・ヘリコプターの飛行制限または不可も、本件原子炉施設における過酷事故対応に悪影響を与えることは優に想像できる。

(相手方の主張)

ア 火山ガイドの合理性

火山ガイドは、国内外の専門的な知見を参考として作成され、専門家からの意見聴取及びパブリックコメントを経て策定されたものであるから、その内容において不合理な点はない。

抗告人らは、現在の科学水準では破局的噴火を予知できないことから、このモニタリングを要求する火山ガイドは、科学的知見に反して不合理であると主張する。しかし、そもそも、火山ガイドの求めるモニタリングは、噴火の時期や規模を正確に予知することを目的として行われるものではなく、設計対応が不可能な火山事象が原子力発電所の運用期間中に及ぼす可能性が十分に小さいと認められる場合に、その可能性が十分に小さいことを継続的に確認する目的で行われるにすぎないから、抗告人らの主張は前提において失当である。

イ 本件原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が起こる可能性が極めて低いこと

本件原子炉施設に影響を与える5つのカルデラ火山のほか9つの火山につき、相手方の地質調査や文献調査の結果により、本件原子炉施設の運用期間中において、破局的噴火や火砕密度流など設計対応が不可能な火山事象が発生する可能性が極めて低いことを確認している。

ウ 火山活動のモニタリングについて

破局的噴火は、数万年から十数万年に1回程度の超大規模な噴火であり、地下浅部に噴出量が100㎥を超える大量のマグマが蓄積される必要があ

る。かかる大量のマグマの蓄積が進めば、火山周辺では基線長の変化や先行する巨大噴火の発生等の事象が生じるはずであり、事象の発生から破局的噴火に至るまで少なくとも数十年の猶予があると考えられる。

相手方としては、破局的噴火に発展する可能性がわずかにでも存するよ
うな事象が確認された場合には、その時点で、空振りも覚悟で直ちに適切な
対処を行う方針である。

エ 本件原子炉施設が降下火砕物に対して安全性を確保していること

相手方は、過去、本件原子炉施設に最も大きな影響を及ぼした約1.3
万年前の桜島陸岸噴火による降下火砕物を想定し、文献調査や数値シミュ
レーション結果を踏まえて、降下火砕物の層厚を安全側に15cmと評価し
ている。

その上で、本件原子炉施設の安全上重要な設備に対する影響を評価した
が、本件原子炉施設の安全性が損なわれることがないことを確認した。た
とえば、非常用ディーゼル発電機については、そもそも下方から吸気する
ため粒子が侵入しない構造である上、粒径0.12mm以上の粒子は90%
以上がフィルタに捕獲されるのであり、降下火砕物は容易に非常用ディー
ゼル発電機の機関内には侵入しない。非常用ディーゼル発電機の機関内に
侵入した粒子も、降下火砕物は硬度が低く、破碎しやすいことから機関を
摩耗させることはなく、機関内のシリンダライナーとピストンリングの間
は非常に狭いため、粒子がその隙間に入り込むおそれもない。フィルタに
付着した粒子の清掃に要する時間は2時間程度であり、フィルタの交換だ
けであれば1時間程度で可能である。非常用ディーゼル発電機は、川内1
号機及び川内2号機にそれぞれ2台ずつ備え付けられており、作業の間、
他方の発電機で電源を賄うことができる。さらに、本件原子炉施設は、万
が一、非常用ディーゼル発電機などの全交流電源が喪失しても、炉心損傷
を防止するための冷却手段(タービン動補助給水ポンプ等)を備えている。

したがって、降下火砕物により、抗告人らの人格権を侵害する具体的危
険性を有する重大な事故が発生するおそれはないというべきである。

(4) その他の事象により本件原子炉施設が影響を受ける可能性と人格権侵害又
はそのおそれの有無(争点4)について

(抗告人らの主張)

ア 竜巻によって使用済燃料ピット等が破損する危険があること

使用済燃料ピットは、原子炉格納容器のような堅固な構造物に囲い込ま
れていないので、竜巻による飛来物が、燃料取扱建屋の外壁等を貫通して
内部に侵入し、使用済燃料が破損したり、ピットの破損により使用済燃料
の冷却ができなくなる危険がある。また、破損の危険性は、1回の飛来物
の衝突だけでなく、複数回の飛来物の衝突を想定すべきである。

イ 本件原子炉施設がテロや戦争行為の対象になる危険があること

中東等におけるISILの活動や北朝鮮による大量破壊兵器、ミサイル
開発等の動向を踏まえると、近年の我が国の国内外の社会的変化は、テロ
対策の必要性を認識させる状況にある。現に諸外国において、原子力発電
所の施設がテロリストによる攻撃の標的になったことが少なくない。

新規制基準では、事業者に対し、原子炉建屋への故意による大型航空機
の衝突やテロリズムによる重大事故等への対応を求めているものの、原
子力発電所の施設がミサイル攻撃に対処し得る設備を備えていることも、
テロリストによる攻撃に対する職員の訓練をすることも求めている。核
セキュリティに関するNGOが平成24年1月に発表した核セキュリティ
に関するランキングによれば、我が国は32か国中30位とされており、
新規制基準は、テロなどの人為事象に対して国際的な水準に到底及んでい
ない。

また、相手方はこうした新規制基準の要求に沿った対策をとっているこ
との疎明もしないし、そもそも、こうしたテロリストの攻撃に対して原子

力発電所の施設の安全を十分に確保し得る手段は存在しない。戦争行為により攻撃の対象になった場合にはなおさらである。

原子力発電所の施設は、テロや戦争行為による攻撃に対して余りにも脆弱であり、その攻撃の対象になった場合には、過酷事故に至る危険性が高いことは自明であって、テロや戦争行為による攻撃の具体的な危険性が否定できない以上、原告人らの人格権侵害の具体的危険性も存在するというべきである。

(相手方の主張)

竜巻については、我が国において過去に発生した最大規模の竜巻(最大風速7~92m/s)を踏まえ、さらに安全側に最大風速100m/sの竜巻を想定して、安全上重要な設備を内包する建屋等の安全評価を行っている。その結果、屋外にあり飛来物の衝突により安全機能を維持できない安全上重要な設備(海水ポンプ、復水タンク等)については、金属製の竜巻防護ネットにより飛来物の衝突を防ぐ対策を行っている。また、屋外に保管している資機材については、固縛、分散配置等を行っている(乙44)。

(5) 本件避難計画等の実効性と人格権侵害又はそのおそれの有無(争点5)について

(原告人らの主張)

ア 本件避難計画等には、避難時に当然予想、危惧される問題点に対する対処方法が盛り込まれていない不備があること

本件避難計画等には、①避難時の燃料補給、トイレの使用 ②避難用の稼働バス台数の圧倒的不足 ③大渋滞に伴い長時間にわたる避難中の自動車中への放射能侵入と避難者の放射線曝露の問題についての対策が盛り込まれていない。これらは、避難時に当然に予想される事柄であり、これらが盛り込まれていなければ、実効的な避難計画とはいえず、重大な欠陥があることになる。

イ 段階的避難方式では流出放射能から避難住民の安全を守れないこと

放射線量の増加を待つからの避難では、避難当初からの被曝は免れないというべきである。自宅待機といっても、放射能に対する防護措置はないのであるから、外部からの放射能の侵入を長時間防護できない。また、水や食料のほか、電気、ガス、水道といったインフラが続くとも限らず、自宅待機にも限界がある。

また、相手方が主張する段階避難方式でも輸送力不足はすぐに顕在化する。半径10km圏内での大気中の放射線量が500 μ svを超える段階に至れば、それが半径30km圏内に広がるのにさして時間はかからない。そうすると、UPZ圏内の住民に必要なバスのうち約800台がやはり不足することになる。

(相手方の主張)

原子力対策指針では、原子力災害時において、一斉に避難を行うものではなく、事態の進展状況と発電所からの距離に応じて、段階的に避難を行うこととされている。この原子力対策指針は、福島第一原発事故の教訓を踏まえて策定されたものであるから、合理性、実効性がある。また、本件原子炉施設は、多重防護の考え方を取り入れており、万が一、本件原子炉施設において事故等が発生した場合でも、原子力発電所の施設外に放射性物質が時間的に間断なく急速に放出される可能性は極めて低い。

第4 当裁判所の判断

1 本件申立てについての司法審査の在り方(争点1)について

(1) 人格権に基づく差止請求の法的根拠及び要件等

本件は、原告人らが、相手方が設置している本件原子炉施設の運転によりその生命、身体を害されるとして、相手方に対し、人格権に基づき、相手方が設置している本件原子炉施設の運転の差止めを命ずる仮処分命令を求める事案であり、原告人らが主張する被保全権利は、人格権に基づく差止請求権

である。

一般に、人格権とは、人の生命、身体から、名誉、氏名、肖像、プライバシー、自由及び生活等に関する諸利益に至る包括的な概念であるが、本申立てにおいて原告人らが差止請求の根拠として主張する人格権は、各人の人格に本質的な生命、身体に係る権利であると解されるどころ、人の生命、身体は、それ自体が極めて重大な保護法益であり、このような人格権は、物権の場合と同様に、排他性を有する権利というべきである。したがって、人は、上記人格権が違法に侵害され、又は違法に侵害されるおそれがある場合には、現に行われている違法な侵害行為を排除し（妨害排除請求）、又は将来生ずべき違法な侵害行為を予防する（妨害予防請求）ため、当該侵害行為の差止めを求めることができる。本申立てに係る被保全権利は、原告人らの生命、身体に係る人格権に基づく妨害予防請求として、相手方に対し、本件原子炉施設の運転の差止めを求めるものと解される。

一般に、実体的権利に基づく妨害予防請求権が観念される場合において、妨害予防請求権が肯定されるためには、少なくとも、当該実体的権利が違法に侵害される高度の蓋然性が認められることが要件となるものと解され、この理は、当該実体的権利が人格権である場合においても、原則として異なるところはないというべきである。

ところで、本申立てにおいて原告人らが差止請求の根拠とする人格権は、生命、身体に係る権利であり、原告人らは、相手方の設置する本件原子炉施設が安全性に欠けるところがあり、その運転によって放射線被曝を来しその生命、身体を侵害される具体的危険があると主張するものである。

原子炉は、原子核分裂の過程において高エネルギーを放出するウラン等の核燃料物質を燃料として使用する装置であり、その稼働により、内部に多量の人体に有害な放射性物質を発生させるものである。本件原子炉施設も、ウランを核燃料物質とし、ウランの原子核分裂の過程で発生する高エネルギー

を利用して電気を発生させる発電装置であって、その稼働により、原子炉内部に核分裂生成物やプルトニウムを含む多量の放射性物質が発生し、当該放射性物質は、使用済核燃料として原子炉内から取り出された後も、長期間にわたり原子核崩壊を繰り返すことにより、高エネルギー（崩壊熱）及び放射線を発生し続けるのであって、本件原子炉施設は、このような使用済核燃料をも多量に保有するものである。そして、人体が有意な量の放射線、すなわち、人の健康の維持に悪影響を及ぼす程度の量の放射線に被曝した場合、その生命、身体に対する影響は、重大かつ深刻なものとなり、しかも、その効果は不可逆的に生じる。他方で、放射性物質の原子核崩壊の過程を制御する方法及び環境中に放出された放射性物質を効果的かつ効率的に除去する方法は現在のところ存在していない。そうすると、本件原子炉施設のような発電用原子炉施設が安全性に欠けるところがあり、その運転等（稼働）によって放射性物質が周辺環境に放出されるなどした場合、当該放射性物質による有意な量の放射線に被曝した人は、その生命、身体に回復し難い重大な被害を受けることになり、しかも、いったん放射能によって汚染された環境を効果的かつ効率的に浄化することは現在の科学技術水準からはほとんど不可能であるから、このような態様の侵害行為によって損なわれる人格的利益の回復を事後の妨害排除請求や損害賠償請求によって図ることはほとんど不可能というべきである。

原告人らの差止請求に係る被侵害利益が生命、身体という各人の人格に本質的な価値に係るものであり、本件原子炉施設の安全性の欠如に起因する放射線被曝という侵害行為の態様、当該侵害行為によって受ける原告人らの被害の重大さ及び深刻さに鑑みると、そのような侵害行為を排除するため、人格権に基づく妨害予防請求としての本件原子炉施設の運転の差止請求が認められるためには、本件原子炉施設が安全性に欠けるところがあり、その運転に起因する放射線被曝により、原告人らの生命、身体に直接的かつ重大な被

害が生じる具体的な危険が存在することをもって足りると解すべきである。

また、上記のような被侵害利益の内容、性質、侵害行為の態様、利益侵害（被害）の重大さ及び深刻さに鑑みると、本件原子炉施設の運転に起因して人の健康の維持に悪影響を及ぼす程度の量の放射線に被曝させる限りにおいて、当該侵害行為は受忍限度を超えるものとして違法というべきであり、本件原子炉施設を稼働させることによる地域の電力需要に対する電力の安定供給の確保、産業経済活動に対する便益の供与、資源エネルギー問題や環境問題への寄与などといった公共性ないし公益上の必要性は、当該侵害行為の違法性を判断するに当たっての考慮要素となるものではないというべきである。

さらに、発電用原子炉施設において重大事故が発生した場合に当該発電用原子炉施設の周辺に居住等する住民がその生命、身体に重大な被害を受けるような放射線被曝を避けるために適切に避難することができる実効的な避難計画が定められており、当該避難計画に従って避難等することにより上記のような放射線被曝を免れる蓋然性が高い場合においても、その生命、身体に対する重大な被害を免れるためにその居住等する地を離れて避難を余儀なくされること、換言すれば、生活の本拠等を離れて避難しなければその生命、身体に重大な被害を受けることを余儀なくされること自体、そもそも生命、身体に対する重大な侵害行為というべきである上、上記のとおり、いったん放射能によって汚染された環境を効果的かつ効率的に浄化することは現在の科学技術水準からはほとんど不可能であって、重大事故がもたらす災害によりその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受けることが想定される地域に居住等する者は、事故後その居住等する地に戻るということが事実上不可能ないし著しく困難になると考えられることにも鑑みると、たとえ適切かつ実効的な避難計画が策定されていたとしても、その居住等する地を離れて避難しない限り、当該発電用原子炉施設の運転等に起因する放射線被曝によりその者の

生命、身体に直接的かつ重大な被害が生じる具体的な危険が存する場合には、差止請求の要件を満たすものというべきである。

そこで、人格権に基づく妨害予防請求としての差止請求の要件としての生命、身体に直接的かつ重大な被害が生じる具体的な危険について検討する。

(2) 差止請求の要件としての具体的危険

本件原子炉施設のような発電用原子炉施設については、その原子炉施設（使用済核燃料貯蔵施設を含む。以下同じ。）の安全性が確保されないときは、当該発電用原子炉施設の従業員を放射線に被曝させるのみならず、当該発電用原子炉施設の周辺環境に放射性物質が放出されて周辺の環境を放射能によって汚染し、放射線被曝によって当該発電用原子炉施設の周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼすなど、深刻な災害を引き起こすおそれがある。このような災害は、当該発電用原子炉施設の設計、施工の瑕疵や、人為による過誤等によっても生じ得るが、戦争やテロリズム、さらには地震、津波、火山の噴火、竜巻等といった自然現象によっても生じ得るものである。とりわけ、我が国は、後記のとおり、4つのプレート（ユーラシアプレート、北米プレート、太平洋プレート及びフィリピン海プレート）の境界付近に位置しており、プレートテクトニクスのエネルギーにより、世界的にみても、規模の大きな地震や地震に伴う津波が頻発する地域となっているのみならず、火山フロントが形成されて多数の活火山が生み出され、大規模な噴火を繰り返してきたことは、公知の事実である。そのような状況の下において、どのような事象が生じても発電用原子炉施設から放射性物質が周辺の環境に放出されることのない安全性を確保することは、少なくとも現在の科学技術水準をもってしては不可能というべきであって、想定される事象の水準（レベル）をいかに高く設定し、当該事象に対する安全性の確保を図ったとしても、想定された水準（レベル）を超える事象は不可避免的に生起するのであり、また、そのような事象が生じる頻度が極めてまれなものであるとしても、当該事象

が当該発電用原子炉施設の運用期間（発電用原子炉施設に核燃料物質が存在する期間）中に生じる可能性が零ということではない。

すなわち、地震、津波や火山の噴火といった自然現象の予測における科学的、技術的手法には必然的に限界が存するものであって、少なくとも現時点においてその限界が克服されたとはいえない状況にあることは公知の事実であり、最新の科学的技術的知見を踏まえた予測を行ったとしても、当該予測を超える事象が発生する危険（リスク）は残る。また、一般に、自然現象については、地震や火山事象についても、規模と発生頻度との間に相関関係が認められており、その規模が大きくなればなるほど、発生頻度（発生確率）は低下する関係にあるが、その最大規模の自然現象の発生頻度（発生確率ないしリスク）が零になることはない。そして、そのようなリスクを許容するか否か、許容するとしてどの限度まで許容するかは、社会通念を基準として判断するほかないというべきである。

そうであるとすれば、人格権に基づく妨害予防請求としての発電用原子炉施設の運転等の差止請求においても、当該発電用原子炉施設が確保すべき安全性については、我が国の社会がどの程度の水準のものであれば容認するか、換言すれば、どの程度の危険性であれば容認するかという観点、すなわち社会通念を基準として判断するほかないというべきである。

(3) 発電用原子炉施設に対する法令の規制等

ところで、発電用原子炉施設の設置及び運転等については、福島第一原発における事故の前から、原子炉等規制法（平成24年法律第47号による改正（以下「本件改正」という。）前のもの。）により、原子炉の設置の許可、変更の許可により原子炉の基本設計についての安全審査を、設計及び工事方法の認可により原子炉の具体的な詳細設計及び工事方法についての安全審査を行い、さらに、使用前検査及び定期検査を受けさせ、また、保安規定を定めて認可を受けさせるなど、いわゆる段階的な安全審査を行うことによって、

原子炉の安全性の確保を図る仕組みが設けられてきた。その趣旨については、原子炉施設の安全性が確保されないときは、当該原子炉施設の周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、周辺の環境を放射能によって汚染するなど、深刻な災害を引き起こすおそれがあることに鑑み、このような災害が万が一にも起こらないようにするため、原子炉施設の安全性につき、科学的、専門技術の見地から、多段階にわたり十分な審査を行わせることにあるものと解される。

ところが、前提事実(5)のとおり、本件改正前の原子炉等規制法に基づく許可及び認可等を受けて稼働していた福島第一原子力発電所（福島第一原発）において、平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震及び同地震による津波によって、1号機ないし4号機が全電源を失い、複数の原子炉で炉心溶融や水素爆発を起こすという過酷事故が発生し、大量の放射性物質が環境に放出された。

東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原発における事故を踏まえて、原子力基本法及び原子炉等規制法が改正（本件改正）された。本件改正の概要は、次のとおりである（前提事実(7)参照）。

原子力基本法2条に2項として、原子力利用に係る安全の確保については、「確立された国際的な基準を踏まえ、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として、行うものとする」旨の規定が追加された上、原子炉等規制法1条の目的規定が、「原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止し、及び核燃料物質を防護して、公共の安全を図るために、製錬、加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関し、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行うほか、・・・もって国民の生命、



健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とする」と改められた。

原子炉等規制法においては、発電用原子炉の設置、運転等に関する規制として、設置及び変更の許可（４３条の３の５、４３条の３の８）、工事の計画の認可（４３条の３の９）、使用前検査（４３条の３の１１）、施設定期検査（４３条の３の１５）、保安規定の認可（４３条の３の２４）などといった段階的な安全審査の仕組みは維持されたが、設置許可の申請書の記載事項として、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項（４３条の３の５第２項１０号）が加えられ、設置許可の基準の一として、設置者に重大事故（発電用原子炉の炉心の著しい損傷等）の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があること（４３条の３の５第１項３号）が定められ、発電用原子炉設置者が発電用原子炉施設の保全等のために講じなければならない保安のために必要な措置（保安措置）に重大事故が生じた場合における措置に関する事項を含むものとされる（４３条の３の２第１項）など、重大事故対策が強化されたほか、許可を受けた発電用原子炉施設について最新の科学的技術的知見を踏まえた新たな基準が定められた場合には当該施設を当該基準に適合させるバックフィット制度が導入され（４３条の３の１４、４３条の３の１６。基準を満たさない発電用原子炉施設に対しては運転停止や許可の取消しを行い得ることになる。４３条の３の２３、４３条の３の２０第２項）、発電用原子炉施設の運転期間を使用事前検査に合格した日から起算して４０年とする（ただし、２０年を超えない期間を限度として、１回に限り、延長の認可をすることができる。）運転期間制限制度が導入され（４３条の３の３２）、さらに、発電用原子炉設置者等は自ら当該発電用原子炉施設等の安全性についての評価を行うことを義務

付け、その結果等を届出させ、届出に係る評価の結果等を公表する制度も導入される（４３条の３の２９）などした。

そして、原子力利用における安全の確保及び原子炉に関する規制等を行う機関として、原子力規制委員会設置法に基づき、新たに原子力規制委員会が設置された。原子力規制委員会設置法によれば、原子力規制委員会は、東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故を契機に明らかとなった原子力利用に関する政策に係る縦割り行政の弊害を除去し、一の行政組織が原子力利用の推進及び規制の両方の機能を担うことにより生ずる問題を解消するため、原子力利用における事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならないという認識に立って、確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図るため必要な施策を策定し、又は実施する事務（原子炉に関する規制に関することを含む。）を一元的につかさどるとともに、その委員長及び委員が専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使し、もって国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として（１条）、国家行政組織法３条２項の規定に基づき、環境省の外局として設置された行政機関であり（２条）、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資するため、原子力利用における安全の確保を図ること（原子炉に関する規制に関することを含む。）を任務とし（３条）、原子力利用における安全の確保に関する事、原子炉に関する規制等その他これらに関する安全の確保に関する事等に係る事務をつかさどる（４条）。原子力規制委員会は、委員長及び委員４人をもって組織され（６条）、委員長及び委員は、人格が高潔であって、原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから、両議院の同意を得て、内閣総理大臣が任命し（７条）、独立してその職権を行う（５条）。原子力規制委員会には、原子炉安全専門審査会等が置かれ（１３条）、原子炉安全

専門審査会は、原子力規制委員会の指示があった場合において、原子炉に係る安全性に関する事項を調査審議し（14条）、その審査委員は、学識経験のある者のうちから原子力規制委員会が任命する（15条）。原子力規制委員会は、その所掌事務について、法律若しくは政令を実施するため、又は法律若しくは政令の特別の委任に基づいて、原子力規制委員会規則を制定することができる（26条）。原子力規制委員会には、その事務を処理させるため、事務局として原子力規制庁が置かれる（27条）。

以上が本件改正の概要であるが、その趣旨については、福島第一原発事故の深い反省に立ち、その教訓をいかしてそのような事故を二度と起こさないようにするとともに、我が国の原子力の安全に関する行政に対する損なわれた信頼を回復し、当該行政の機能の強化を図るため、原子炉等規制法において、最新の科学的技術的知見を規制に反映し、これを踏まえた基準に許可等済みの発電用原子炉施設等を適合させる制度（バックフィット制度）を導入し、事故の発生防止はもとより、万一炉心の著しい損傷その他の重大な事故が起きても放射性物質が異常な水準で外へ放出されるような事態に進展しないように多様かつ重層的な対策を要求するなどの重大事故対策を強化し、運転期間の制限等を行うなど、発電用原子炉施設等の安全規制体制を強化するとともに、規制と利用の分離を徹底し、規制の任に当たる組織（原子力規制委員会）の独立性を確保し、もって、いわゆる安全神話に陥ることなくその専門技術的知見に基づいてその規制権限を行使することができるようにすることにあると解される（甲312）。

すなわち、我が国においては、前記のような国土の地理的、自然的条件の下において、本件改正前から、原子炉施設の安全性について、原子力工学を始めとする多方面にわたる極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見に基づく総合的な判断を必要とする審査を経た上で、発電用原子炉施設を設置、運転等させることとされていたところ、東北地方太平洋沖地震に伴う福島第

一原発における事故の経験に鑑み、発電の用に供することを含む原子力の利用については、当該事故の教訓をいかし、危険性（リスク）を管理しつつ安全性を高めていくことを前提として、強化された安全規制の下において最新の科学的技術的知見を踏まえた基準に適合する発電用原子炉施設等のみを運用していくこととされたといえる。そして、その趣旨からすれば、本件改正後の原子炉等規制法は、福島第一原発事故の教訓等に鑑み、発電用原子炉施設等の安全規制に最新の知見を反映させ、発電用原子炉施設が常に最新の科学的技術的知見を踏まえた基準に適合することを求めるとともに、科学的、技術的手法の限界を踏まえて、想定外の事象が発生して発電用原子炉施設の健全性が損なわれる事態が生じたとしても、放射性物質が周辺環境に放出されるような重大事故が生じないように、重大事故対策の強化を求めるものであると解される。

このような本件改正後の原子炉等規制法における規制の目的及び趣旨からすれば、原子炉等規制法は、最新の科学的技術的知見を踏まえて合理的に予測される規模の自然災害を想定した発電用原子炉施設の安全性の確保を求めるものと解されるのであって、同法1条にいう「大規模な自然災害」についても上記のような趣旨に解される。そして、このような本件改正後の原子炉等規制法の規制の在り方には、我が国の自然災害に対する発電用原子炉施設等の安全性についての社会通念が反映しているといえることができる。

福島第一原発事故の経験を経た後の我が国において発電用原子炉施設の安全性の確保について上記のような立法政策がとられたことにも鑑みると、発電用原子炉施設の安全性が確保されないときにもたらされる災害がいかに重大かつ深刻なものであるとしても、抗告人らが主張するような発電用原子炉施設について最新の科学的、技術的知見を踏まえた合理的予測を超えた水準での絶対的な安全性に準じる安全性の確保を求めることが社会通念になっているということとはできず、また、極めてまれではあるが発生すると発電用原

子炉施設について想定される原子力災害をはるかに上回る規模及び態様の被害をもたらすような自然災害を含めて、およそあらゆる自然災害についてその発生可能性が零ないし限りなく零に近くならない限り安全確保の上でこれを想定すべきであるとの社会通念が確立しているということもできないのであり、原子力利用に関する現行法制度の下において上記のような立法政策が採用されていると解すべき根拠も見いだせない。

そして、発電用原子炉施設が現在の科学技術水準に照らし客観的にみて上記のような安全性に欠けるものである場合には、当該発電用原子炉施設の運転等によって放射性物質が周辺環境に放出され、放射線被曝により人の生命、身体に重大な被害を与える具体的危険が存在するものと解すべきである。

(4) 人格権侵害の具体的危険の存在についての主張、疎明の在り方

人格権に基づく妨害予防請求として発電用原子炉施設の運転等の差止めを求める訴訟においては、原告が、当該発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあり、その運転等（稼働）によって放射性物質が周辺環境に放出され、その放射線被曝によりその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険が存在することについての主張、立証責任を負うべきであり、その保全処分としての発電用原子炉施設の運転等の差止めを求める仮処分においては、申立人（債権者）が、被保全権利としての上記の具体的危険の存在についての主張、疎明責任を負うべきものと解される。

もっとも、前記のとおり発電用原子炉施設の設置及び運転等が原子炉等規制法に基づく安全性についての多段階の審査を経た上で行い得るものとされている上、本件改正後の原子炉等規制法において、発電用原子炉施設設置者が当該発電用原子炉施設の安全性について自ら評価を行う制度が導入されたことにも鑑みると、当該発電用原子炉施設を設置、運転等する主体としての事業者（本案訴訟における被告及び保全処分における債務者）は、発電用原子炉施設の安全性に関する専門技術的知見及び資料を十分に保持しているの

が通常である。

他方で、発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがある場合、放射性物質が周辺の環境に放出される事故が起こったときには、当該発電用原子炉施設に近い住民ほど放射線被曝による被害を受ける蓋然性が高く、しかも、その被害の程度はより直接的かつ重大なものとなるのであり、特に、当該発電用原子炉施設の近くに居住する者は、その生命、身体に直接的かつ重大な被害を受けるものと想定されるのに対し、当該発電用原子炉施設からはるかに遠く離れた地域の住民は、想定外の悪条件が重なるなどしたような場合は格別、通常は、その健康の維持に悪影響を及ぼす程度の量の放射線に被曝する可能性はほとんどないか著しく小さいものと想定される。なお、発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあり、放射性物質が周辺の環境に放出されるような事故によって当該地域に居住する住民がその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受けるものと想定される地域については、当該発電用原子炉施設に設置される原子炉の種類、構造、規模等の当該発電用原子炉施設に関する具体的な諸条件等の下において、当該発電用原子炉施設との位置関係を基本として、社会通念に照らし、合理的に決すべきものといえる。

以上の点を考慮すると、人格権に基づく妨害予防請求として発電用原子炉施設の運転等の差止めを求める訴訟においても、当該訴訟の原告が当該発電用原子炉施設の安全性の欠如に起因して生じる放射性物質が周辺の環境に放出されるような事故によってその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受けるものと想定される地域に居住等する者である場合には、当該発電用原子炉施設の設置、運転等の主体である被告事業者の側において、まず、当該発電用原子炉施設の運転等（稼働）によって放射性物質が周辺環境に放出され、その放射線被曝により原告ら当該施設の周辺に居住等する者がその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険が存在しないことについて、

相当の根拠、資料に基づき、主張、立証する必要があり、被告事業者がこの主張、立証を尽くさない場合には、上記の具体的危険が存在することが事実上推定されるものというべきである（保全処分の申立てにあつては、債務者事業者において上記の主張、疎明をする必要があり、債務者事業者がこの主張、疎明を尽くさない場合には、上記の具体的危険が存在することが事実上推定されるものというべきである。）。これに対し、当該訴訟の原告が少なくとも上記の地域から遠く離れた地域に居住等する者である場合には、主張、立証責任を負うべき原告において、当該発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に重大な欠陥等があり、その運転等（稼働）によって放射性物質が異常な規模で周辺環境に放出されるなど、その放射線被曝によりそのような地域に居住等する当該原告の生命、身体にまで直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険が存在することを主張、立証すべきである（保全処分の申立てにあつては、債権者において上記の主張、疎明をすべきである。）。

ところで、前記のとおり、発電用原子炉施設の設置及び運転等については、事故の発生を防止し、万が一重大な事故が生じた場合でも放射性物質が異常な水準で当該発電用原子炉施設の外へ放出されるような災害が起こらないようにするため、原子炉等規制法等により、発電用原子炉の設置及び変更の許可、工事の計画の認可、使用前検査、保安規定の認可、施設定期検査等の段階的規制が定められるとともに、各段階において、その委員長及び委員が原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから任命され、独立して職権を行使するものとされている原子力規制委員会による安全審査が行われるものとされているのみならず、当該発電用原子炉施設については、既に許認可等を受けている場合であっても、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る義務を負うものとされている（バックフィット制度）ところからすれば、上記訴訟における被告事業者は、前記の具体的危険が存在しないことについての主

張、立証において、その設置、運転等する発電用原子炉施設が原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に適合するものであることを主張、立証の対象とすることができるというべきである。そして、被告事業者の設置、運転等する発電用原子炉施設が原子炉等規制法に基づく設置の変更の許可や工事の計画の認可等を通じて原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に適合する旨の判断が原子力規制委員会により示されている場合には、具体的な審査基準の設定及び当該審査基準適合性についての判断が、多方面にわたる極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見に基づくものである上、前記のとおり、原子力規制委員会が原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから任命される委員長及び委員により構成され、委員長及び委員は専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使することとされていることにも鑑みると、被告事業者は、当該具体的審査基準に不合理な点のないこと及び当該発電用原子炉施設が当該具体的審査基準に適合するとした原子力規制委員会の判断に不合理な点がないことないしその調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落がないことを相当の根拠、資料に基づき主張、立証（保全処分の申立てにあつては債務者事業者において主張、疎明）すれば足りるというべきである。これに対し、原告（債権者）は、被告（債務者）事業者の上記の主張、立証（疎明）を妨げる主張、立証（疎明）（いわゆる反証）を行うことができ、被告（債務者）事業者が上記の点について自ら必要な主張、立証（疎明）を尽くさず、又は原告（債権者）の上記の主張、立証（疎明）（いわゆる反証）の結果として被告（債務者）の主張、立証（疎明）が尽くされない場合は、原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に不合理な点があり、又は当該発電用原子炉施設が当該具体的審査基準に適合するとした原子力規制委員会の判断に不合理な点があることないしその調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があることが事実上推

定されるものというべきである。そして、上記の場合には、被告（債務者）は、それにもかかわらず、当該発電用原子炉施設の運転等によって放射性物質が周辺環境に放出され、その放射線被曝により当該原告（債権者）の生命、身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険が存在しないことを主張、立証（疎明）しなければならないというべきである。

なお、具体的危険の有無についての主張、疎明について上記のように解した場合、その限りにおいて、裁判所の審理判断は、原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準の設定に不合理な点がないか否か、及び当該発電用原子炉施設が当該具体的審査基準に適合するとして原子力規制委員会の判断に不合理な点がないか否かないしその調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落がないか否かという観点から行われることになるが、これは、裁判制度に内在する制約というべきである。

すなわち、発電用原子炉施設の安全性確保のための具体的な審査基準の設定及び当該審査基準適合性についての判断は、多方面にわたる極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見に基づくものであるところ、民事訴訟を含む現行の裁判制度の下においては、専門委員の関与や鑑定などといった裁判所がその専門的知見を補うための制度的仕組みが設けられているものの、裁判所がそのような高度な科学的、専門技術的知見に基づく判断の当否を同程度の水準に立って行うことは本来予定されていない（特に本件申立てのような民事保全手続や抗告審手続においては、鑑定は民法188条の要件を欠き、専門委員の関与も手続的になじまない。）。このことに加えて、上記の審査、判断等をつかさどる原子力規制委員会の上記のような規制機関としての性格にも鑑みると、原子力規制委員会が原子炉等規制法に基づいてした発電用原子炉の設置許可等の取消し等を求める抗告訴訟においてのみならず、人格権に基づく妨害予防請求として発電用原子炉施設の運転等の差止めを求める民事訴訟ないし民事保全の申立てにおいても、被告（債務者）事業者がその設

置、運転等する発電用原子炉施設が原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に適合する旨の判断が原子力規制委員会により示されていることをもって、当該発電用原子炉施設の運転等（稼働）によって原告（債権者）ら当該施設の周辺に居住等する者がその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険が存在しないことについての主張、立証（疎明）を行う場合には、裁判所は、原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準の設定に不合理な点がないか否か及び当該発電用原子炉施設が当該具体的審査基準に適合するとして原子力規制委員会の判断に不合理な点がないことないしその調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落がないか否かという観点から行わざるを得ないというべきである。

もつとも、発電用原子炉施設の安全性が確保されないときは、当該施設の周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、周辺の環境を放射能によって汚染するなど、深刻な災害を引き起こすおそれがあることは前記のとおりであるから、被告（債務者）事業者は、原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に不合理な点のないこと及び当該発電用原子炉施設が当該具体的審査基準に適合するとして原子力規制委員会の判断に不合理な点がないことないしその調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落がないことを相当の根拠、資料に基づき主張、立証（疎明）する必要があるのであって、その立証（疎明）の程度がいささかでも軽減されるものでないことはいうまでもなく、被告（債務者）事業者が上記の主張、立証（疎明）を尽くさない場合に、原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に不合理な点があり、又は当該発電用原子炉施設が当該具体的審査基準に適合するとして原子力規制委員会の判断に不合理な点があることないしその調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があることが事実上推定されることは、上記のとおりである。

(5) 原告人らの主張について

抗告人らは、発電用原子炉施設に求められる安全性は、福島第一原発事故のような過酷事故を絶対に起こしてはならないという絶対的な安全性に準じる極めて高度な安全性であり、人格権に基づく発電用原子炉施設の運転の差止めの要件となる具体的危険の内容は、福島第一原発事故のような重大な災害、過酷事故が万が一にも起こらないようにするための高度な安全性に欠ける点があることと解すべきであり、その具体的危険の程度は、相当程度低いものであったとしても、その可能性があれば足り、重大な災害、過酷事故が発生する可能性、危険性が否定できないものであれば足りるというべきである旨、また、その安全性の判断においては、「社会通念」という基準を持ち込むべきではなく、行政庁の専門的技術的裁量を尊重する必要はなく、科学的に不確かな事柄である過酷事故発生確率論的な可能性について、そのリスクを安全とみるか非安全とみるかという価値的判断によるべきであると主張する。

しかしながら、人格権に基づく妨害予防請求としての発電用原子炉施設の運転等の差止請求においても、当該発電用原子炉施設が確保すべき安全性については、我が国の社会がどの程度の水準のものであれば容認するか、換言すれば、どの程度の危険性であれば容認するかという観点、すなわち、社会通念を基準として判断すべきであることは、前記のとおりである。

そうであるところ、前記のとおり、本件改正後の原子炉等規制法は、福島第一原発事故の教訓等に鑑み、発電用原子炉施設の安全規制に最新の知見を反映させ、発電用原子炉施設が常に最新の科学的技術的知見を踏まえた基準に適合することを求めるとともに、科学的、技術的手法の限界を踏まえて、想定外の事象が発生して発電用原子炉施設の健全性が損なわれる事象が生じたとしても、放射性物質が周辺環境に放出されるような重大事故が生じないよう、重大事故対策の強化を求めるものであると解される。そして、このような本件改正後の原子炉等規制法における規制の目的及び趣旨からすれば、

原子炉等規制法は、最新の科学的技術的知見を踏まえて合理的に予測される規模の自然災害を想定した発電用原子炉施設の安全性の確保を求めるものと解されるのであって、同法1条にいう「大規模な自然災害」についても上記のような趣旨に解されるのであり、抗告人らが主張するような水準（レベル）の安全性を発電用原子炉施設に求める趣旨のものであると解する根拠は見いだせない。そして、このような本件改正後の原子炉等規制法の規制の在り方には、我が国の自然災害に対する発電用原子炉施設の安全性についての社会通念が反映しているといえることができるのである。

上記のとおり、福島第一原発事故の経験を経た後の我が国において発電用原子炉施設の安全性の確保について上記のような立法政策がとられたことにも鑑みると、発電用原子炉施設の安全性が確保されないときにもたらされる災害がいかに重大かつ深刻なものであるとしても、抗告人らが主張するような発電用原子炉施設について最新の科学的、技術的知見を踏まえた合理的予測を超えた水準での絶対的な安全性に準じる安全性の確保を求めることが社会通念になっているということとはできず、また、極めてまれではあるが発生すると発電用原子炉施設について想定される原子力災害をはるかに上回る規模及び態様の被害をもたらすような自然災害を含めて、およそあらゆる自然災害についてその発生可能性が零ないし限りなく零に近くならない限り安全確保の上でこれを想定すべきであるとの社会通念が確立しているということもできないのであり、原子力利用に関する現行法制度の下において上記のような立法政策が採用されていると解すべき根拠も見いだせない（なお、福島第一原発事故を経た後の我が国においては、少なくとも福島第一原発事故を招来したような自然災害（地震及び津波）については、これを想定すべきであるとするのが社会通念となっているものと認められるが、疎明資料（甲1）によれば、東北地方太平洋沖地震の発生前の時点で、貞観地震（西暦869年）において福島にも非常に大きな津波（東京電力株式会社の推定によると

福島第一原発の地点でO. P. (小名浜港工事基準面) + 9. 2 m) が来襲していたことが指摘されていたほか、福島第一原発付近における津波堆積物の調査により貞観地震を含めて過去に5回の大津波が発生していた等の知見が得られていたとされる。)

また、自然現象の想定には、最新の科学的技術的知見を踏まえた予測が不可欠であるが、この自然現象の想定は、本件改正後の原子炉等規制法の下では、その基本設計等の安全性にかかわる事項として、原子力規制委員会がその規則で定める発電用原子炉施設の位置、構造及び設備の基準等及び原子力規制委員会が発電用原子炉の設置の許可等のための審査において用いる具体的審査基準において考慮されるものである。そして、前記のとおり、発電用原子炉施設の安全機能を損なうおそれのある自然現象の想定を含む具体的な審査基準の設定及び当該審査基準適合性についての判断が、多方面にわたる極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見に基づくものである上、原子力規制委員会が原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから任命される委員長及び委員により構成され、委員長及び委員は専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使することとされていることにも鑑みると、被告事業者の設置、運転等する発電用原子炉施設が原子炉等規制法に基づく発電用原子炉の設置の許可ないし変更の許可や工事の計画の認可等を通じて原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に適合する旨の判断が原子力規制委員会により示されている場合には、被告事業者は、上記自然現象の想定についても、それに係る具体的審査基準に不合理な点のないこと及び当該発電用原子炉施設が当該具体的審査基準に適合するとして原子力規制委員会の判断に不合理な点がないことないしその調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落がないことを相当の根拠、資料に基づき主張、立証(保全処分の申立てにあっては債務者事業者において主張、疎明)すれば足りるというべきである。

以上のとおりであるから、原告人らの前記主張は、いずれも採用することができない。

(6) 本件における主張、疎明及び審理の在り方

本件申立てにおける原告人らと本件原子炉施設との位置関係等に鑑みると、少なくともその一部に本件原子炉施設の安全性の欠如に起因して生じる放射性物質が周辺の環境に放出されるような事故によってその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受けるものと想定される地域に居住等する者が含まれているものと認められるから、相手方において、本件原子炉施設の運転等(稼働)によって放射性物質が周辺環境に放出され、その放射線被曝により原告人ら(のうち本件原子炉施設の安全性の欠如に起因して生じる放射性物質が周辺の環境に放出されるような事故によってその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受けるものと想定される地域に居住等する者)がその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険が存在しないことについて、相当の根拠、資料に基づき、主張、疎明する必要があり、相手方がこの主張、疎明を尽くさない場合には、上記の具体的危険が存在することが事実上推定されるものというべきである(上記の具体的な危険が存在することが認められた場合には、各原告人ごとに当該具体的危険の有無について更に判断することになる。)

ところで、前提事実④のとおり、本件原子炉施設については、新規制基準の下において、平成26年9月から平成27年5月にかけて、原子炉等規制法に基づき、原子力規制委員会により、発電用原子炉の設置変更の許可、工事計画の認可及び保安規定変更の認可がされており、原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に適合する旨の判断が原子力規制委員会により示されているから、相手方は、本件原子炉施設が原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に適合するものであることを主張、疎明の対象とすることができるところ、本件申立てにおいて、相手方は、

上記の主張、疎明を行っている。したがって、当審においては、抗告人らの主張に即して、原子力規制委員会において用いられている具体的審査基準に不合理な点がないか否か、及び本件原子炉施設が当該具体的審査基準に適合するとして原子力規制委員会の判断に不合理な点がないか否かないしその調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落がないか否かという観点から、相手方が上記の主張、疎明を尽くしているか否かについて判断することとする。

2 地震に起因する本件原子炉施設の事故の可能性と人格権侵害又はそのおそれの有無（争点2）について

(1) 認定事実

認定事実は、以下のとおり補正するほかは、原決定の「理由」中「第4 当裁判所の判断」の2(1)に記載のとおりであるから、これを引用する。

ア 原決定88頁9行目「146」の後に「198」を加える。

イ 原決定89頁3行目の「かった」の次に「。また、同小委員会においては、余震や誘発地震に関して、余震や誘発地震については、繰り返し荷重として施設の設計において考慮されるべきであるとの意見等もあったが、多種多様な地震像を検討することは重要であるとの観点から、地震発生に伴う応力伝播によって、異なる発生様式の地震が発生する可能性について、科学的知見に基づき検討することを規定すべきであるとされ、上記安全審査の手引きの改定案において、「地震発生に伴う応力伝播によって異なる発生様式の地震が発生する可能性について検討すること」との規定を追加するものとされたにとどまり、それ以上の規定の手直しや追加は行われなかった」を加える。

ウ 原決定89頁14行目「3」の後に「・4」を加える。

エ 原決定100頁27行目「当たる。」の後に「また、重力異常図の等値線が密なところは、断層等の影響により地下で硬い岩盤が大きな落差を持

っているところや、密度の大きい岩石と小さい岩石が接している場所に対応する。」を加える。

オ 原決定113頁10行目から16行目までを次のとおり改める。

「すなわち、原子炉容器内及び原子炉格納容器等には、中性子束計、流量計、圧力計、エリアモニタ等が設置され、これらの検出器が異常を検知した場合、中央制御室の制御盤に警報が発せられる。

(b) 原子炉を安全に止めて冷やす設計

相手方は、原子炉を停止させるための設備として、制御棒及び制御棒駆動装置を備えるとともに、化学体積制御設備を設置している。

(a)の検出器があらかじめ定めた許容値を超える異常値を検知した場合、原子炉保護設備から原子炉トリップ信号が発せられ、同信号によって制御棒を保持している制御棒駆動装置への電源が遮断されて原子炉トリップ遮断機が自動的に開放され、制御棒駆動装置による保持力が失われて、制御棒が自重で炉心に落下し、原子炉を緊急停止させる。それとともに、発電機が解列され、タービン及び発電機が自動停止する。また、万一制御棒の働きが十分でない場合には、化学体積制御設備から高濃度のほう酸水を原子炉に注入することにより原子炉を停止させる。なお、原子炉停止用地震感知器は、本件原子炉施設の岩盤部付近の揺れを検知するため、原子炉補助建屋の最下階等に設置され、原子炉トリップ信号発信のための設定値は基準地震動による最大加速度に対して4分の1程度に設定されている。

原子炉の緊急停止後も燃料から崩壊熱が発生し続けるため、原子炉の停止後は、二次冷却設備の主給水ポンプで蒸気発生器への給水を継続することにより、蒸気発生器で一次冷却材の熱を二次冷却材へ伝え、二次冷却材（蒸気）をタービンバイパス系により復水器で水に戻すか、又は主蒸気逃し弁から大気中に逃がすことにより、原子炉の崩壊熱を除去す

る。その後、一次冷却材の温度及び圧力が177℃、約3MPaになった段階で、余熱除去ポンプで一次冷却材を余熱除去冷却器に送り、余熱除去冷却器で一次冷却材の熱を原子炉補機冷却系の水に伝え、最終的な熱の逃し場である海へ移送し、一次冷却材の温度及び圧力を60℃、0.3MPaまで下げる。

二次冷却設備が使用できない場合には、次のように原子炉の残留熱が除去される仕組みとなっている。すなわち、主給水ポンプの故障等により蒸気発生器への通常の給水機能を失った場合には、別の水源（復水タンク等）から蒸気発生器に水を送る補助給水設備により、蒸気発生器への給水が維持される。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しない蒸気タービンによって駆動するタービン動補助給水ポンプとがあり、本件原子炉施設の各号機には、前者が2台、後者が1台ずつ設置されている。なお、電動補助給水ポンプは、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供給を受けることが可能である。タービン動補助給水ポンプは、主蒸気管から分岐した蒸気で駆動するため、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電源が失われた場合にも運転可能である。また、原子炉停止後の残留熱除去のため、二次冷却材の余剰な蒸気を大気へ逃す必要が生じた場合には、主蒸気逃がし弁が手動で操作可能であり、それが操作できない場合には、主蒸気安全弁の操作が可能となっている（主蒸気安全弁は設定圧力に達すると自動的に作動する。）。

カ 原決定113頁23行目「ような」の後に「LOCAの」を、25行目末尾に「一次冷却材圧力の著しい低下や原子炉格納容器圧力の上昇等の異常が検知されると、原子炉保護設備から発せられる非常炉心冷却設備作動信号によりECCSが自動的に作動する。ECCSは、高圧注入系、低圧注入系及び蓄圧注入系という複数の注水系統を有しており、高圧注入系

の充てん/高圧注入ポンプ及び低圧注入系の余熱除去ポンプが直ちに自動作動し、原子炉容器（一次冷却材圧力バウンダリ）の圧力が高い際には高圧注入系が、その後原子炉容器（一次冷却材バウンダリ）の圧力が低下すると低圧注入系がそれぞれ働いて燃料取替用水タンクから原子炉容器内にほう酸水を注水する。また、蓄圧注入系は、原子炉容器内の圧力が一定程度低下した時点で自動作動して原子炉容器内にほう酸水を注水する。なお、高圧注入系には1台で十分な量を炉心に注水できる容量の充てん/高圧注入ポンプが3台分離して設置（2系列、1台予備）され、同ポンプの電動機は各々独立した非常用母線に接続している。外部電源を喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機等からの電力を受電できる。さらに、燃料取替用水タンクのほう酸水量が減少した場合には、水源を格納容器再循環サンプに切り替え、原子炉格納容器の底に溜まった水を再利用して注水を行うことができる。次に、低圧注入系には1台で十分に炉心の冷却が可能である容量の余熱除去ポンプが2台設置されており（2系列）、高圧注入系同様、非常用ディーゼル発電機の利用、格納容器再循環サンプからの給水ができる。そして、蓄圧注入系は高濃度のほう酸水を蓄える蓄圧タンク（3基）と一次冷却設備とを配管で接続した装置で、蓄圧タンクは窒素ガスで加圧されており、一次冷却材の圧力が一定程度低下した場合に、外部電源等の駆動源（電源）を必要とせず、逆止弁の自動開放によってほう酸水を原子炉容器内に自動的に注水することができる。なお、原子炉格納容器内に注入されたほう酸水は、余熱除去冷却器によって冷却することができ、水源を格納容器再循環サンプに切り替えて注水する際は、冷却されたほう酸水を注水することができるようになっている。ECCSが作動した場合、蒸気発生器を通じた崩壊熱の除去のため、二次冷却設備とは別の水源（復水タンク等）から蒸気発生器に水を送る補助給水設備が自動作動する。その機序は、前記b(b)のとおりである。」をそれぞれ加える。

キ 原決定114頁23行目末尾に「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2台及びスプレイリング等で構成され、燃料取替用水タンク内のほう酸水にヨウ素除去薬品タンク内の苛性ソーダを添加した冷却水を原子炉格納容器内に噴霧する設備であり、原子炉格納容器圧力の異常値が検知された時点で自動作動し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に漏えいした一次冷却剤（蒸気）に含まれる放射性ヨウ素を減少させる。燃料取替用水タンクの水量が減少した場合には、水源を格納容器再循環サンプに切り替えて注水することができる。また、原子炉格納容器の配管等の貫通部の外側にはアニュラス部（密閉された空間）が設けられており、配管等貫通部から漏出した空気はアニュラス部に留まる構造になっている。アニュラス部には、空気浄化設備（2台）が設置されていて、原子炉格納容器スプレイ設備が作動すると自動的にアニュラス空気浄化設備が起動し、アニュラス部に漏出した空気に含まれる放射性物質をアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット及び同微粒子除去フィルタユニットにより除去する仕組みとなっている。」を加える。

ク 原決定115頁16行目「全交流」から20行目末尾までを次のとおり改める。

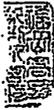
「本件原子炉施設の外部電源については、送受電可能な500KV送電線1ルート2回線（南九州変電所に連絡）と、受電専用220KV送電線1ルート1回線（同上）が確保されており、その3回線のいずれの1回線でも、本件原子炉施設の原子炉の停止、冷却等に必要の電力を賄うことができる。本件原子炉施設においては、南九州変電所が停止した場合に、受電専用220KV送電線について人吉変電所を経由するルートに接続する運用としている。これらの送電線については、送電鉄塔の基礎が地盤に対する安定性（盛土の崩壊等がないこと）を確保するとともに、耐震性の高い

碍子を用いるなどして、耐震安全性の向上を図っている。

次に外部電源を喪失した場合には、本件原子炉施設の各号機にそれぞれ2台ずつ設置された非常用ディーゼル発電機により電源が確保される。非常用ディーゼル発電機は、1台の発電機で安全上重要な設備等へ十分な電力を供給できる容量（約7200KVA）を有しており、それぞれ独立した部屋に設置するとともに、それぞれ独立した非常用母線に接続している。そして、通常からディーゼル機関内の循環温水による常時加熱や潤滑油の常温加温等により、非常時に急速起動できるように備えている。非常用ディーゼル発電機用の燃料貯蔵タンクには7日間連続運転できるだけの燃料が貯蔵されているほか、燃料輸送用のタンクローリー車は本件原子炉施設に合計4台以上が配備されている。

そして、このような交流電源が全て喪失した場合においても、本件原子炉施設の各号機に1台ずつ設置された大容量空冷式発電機により、安全上重要な設備等に十分な電力を供給できるようになっている。この発電機も、上記燃料貯蔵タンクから燃料の供給を受けることによって連続7日間の運転が可能となっている。大容量空冷式発電機は、高台の設置場所から補助建屋内受電盤まで送電ケーブルを常設しており、中央制御室からの操作で速やかに起動することができる。さらには、この大容量空冷式発電機の機能喪失に備え、高圧発電機車4台、中容量発電機車2台も配備されている。

また、全交流電源喪失時の計測制御機器への電源として蓄電池が確保されており、全交流電源喪失時に自動的に蓄電池から電源が供給されるが、新たに重大事故対処用に蓄電池を設置し、両蓄電池を組み合わせて使用することにより計測制御機器へ最大24時間の電力供給が可能となっている。蓄電池が枯渇した場合には、可搬型直流電源設備である直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により計測制御機器への電力供給を継続することが可能となっている。」



ケ 原決定115頁24行目「常設」から25行目末尾までを「格納容器再循環サンプに集まる流出した一次冷却材を用いた低圧再循環等を整備した。」と改める。

コ 原決定116頁1行目「手段として、」から4行目末尾までを「復水タンク等の水を消火ポンプを用いて原子炉格納容器スプレイ配管に送水できるルートを設置しているほか、常設電動注入ポンプや可搬式ディーゼル注入ポンプを配備し、原子炉格納容器スプレイ配管を通じてスプレイリングから原子炉格納容器内に冷却水を噴霧し、原子炉格納容器内の冷却に使用することができるようにしている。また、冷却コイルを内蔵し、原子炉補機冷却設備により冷却コイルへ冷却水を供給することにより、原子炉格納容器気相部の自然流体冷却で原子炉格納容器内の温度や圧力を低下させる格納容器再循環ユニットや、海水ポンプが機能喪失した場合に海水を原子炉補機冷却設備や格納容器再循環ユニットに注水する移動式大容量ポンプ車を配備している。」と改める。

サ 原決定117頁15行目の「置を」の次に「前者につき各号機当たり5台、後者につき各号機当たり13台（予備1台を含む。）」を加える。

シ 原決定122頁11行目の「異常は」を「異常な」に改める。

(2) 新規制基準の合理性について

ア 抗告人らは、①基準地震動の考え方は、地震学者に支持されていない、②原子力規制委員会の田中委員長も新規制基準への適合性の判断がされたとしても、原子力発電所の安全性が担保されるものではないと発言している、③旧耐震基準や改訂耐震指針の下において、短期間に基準地震動を超過する地震が複数発生しているなどとして、基準地震動の考え方は信頼性を欠いており新規制基準が不合理である旨主張する。

イ そこで検討すると、前提事実(6)(7)及び認定事実ア(イ)aによれば、新規制基準や審査のため内規として用いられる地震ガイドは、独立性を有し、専

門的知識や経験や高い識見を有する原子力規制委員、あるいは、原子力規制委員会から委嘱を受けた外部の専門家等による多数回にわたる議論や検討を経て策定されたものであること、基準地震動の考え方は、改訂耐震指針により、発電用原子炉施設の耐震設計の基準とすべきものとして導入されたものであり、改訂耐震指針においては、「敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動等の地震学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地震動」を基準地震動として策定した上、耐震設計上重要な施設は、基準地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれることのないように設計されなければならないとされていたこと、改訂耐震指針の下においては、基準地震動は、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について、敷地における解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することとされ、震源を特定して策定する地震動については、地形学、地質学、地球物理学的手法等を総合した十分な活断層調査を行うなど、敷地周辺の活断層の性質や過去の地震の発生状況を精査し、既往の研究成果等を総合検討すること、地震動評価に当たっては、地震発生様式、地震波伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）を十分に考慮することとし、策定過程における不確かさ（ばらつき）については、基準地震動の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる不確かさ（ばらつき）の要因及びその大きさの程度を十分踏まえつつ、適切な手法を用いて考慮することとされていたこと、新規制基準の制定等においては、改訂耐震指針における上記のような基準地震動の考え方を基本的に踏襲するとともに（新規制基準において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をもって基準地震動としている。）、東北地方太平洋沖地震及びそれに伴う津波等に係る知見等並びに福島第一原発事

故の教訓等を踏まえ、地震関係では三次元の地下構造を反映した地震動評価、サイト敷地内の断層の活動性評価、施設への影響評価等、津波関係では東北地方太平洋沖地震で得られた知見に基づく基準津波の策定、敷地に津波を侵入させないとする安全設計方針の内容等、共通事項としてシビアアクシデント対策設備等に対する要件を検討事項に加えることで安全審査の高度化等が図られたこと（乙200の3、4）、新規制基準には上記の各検討事項を具体化した規定が盛り込まれるとともに、その趣旨を踏まえて発電用原子炉施設の設置許可等の段階の耐震設計方針に関わる審査に活用するための具体的基準を定めた内規として、地震ガイドが策定されたこと、特に、基準地震動については、設置許可基準規則解釈において、「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、地盤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」すること、「検討用地震の選定や基準地震動の策定に当たって行う調査や評価は、最新の科学的・技術的知見を踏まえること」、「基準地震動の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること」、基準地震動による地震力の算定に当たっては、「十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること」及び「敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること」などと規定されたこと、以上の事実が認められる。

以上の事実に加えて新規制基準及び地震ガイドの規定内容にも鑑みると、新規制基準における基準地震動の考え方は、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、これを基に、当該発電用原子炉施設の敷地において発生する

ことが合理的に予測される最大の地震動を策定し、その地震動に耐え得る設計を要求することによって、当該発電用原子炉施設にその地震動への耐震性を持たせ、なおかつ、その地震動の予測の限界を率直に認め、基準地震動を超過する地震など想定外の事象が発生し、発電用原子炉施設の健全性が損なわれる事態が生じたとしても、その事態を放射性物質が大量に環境に放出される前に収束させるだけの備えを当該発電用原子炉施設に持たせようという認識に基づくものであることが認められ、このような考え方それ自体は、最新の科学的技術的知見を踏まえて合理的に予測される規模の自然災害を想定した発電用原子炉施設の安全性の確保を求める原子炉等規制法の趣旨に沿うものであって、何らの不合理な点はない。上記のとおり、基準地震動の考え方は、新規制基準の策定前から発電用原子炉施設の安全審査に用いられてきたものであって、東北地方太平洋沖地震及び福島第一原発事故の教訓等を踏まえ、これらの原因を分析するなどして、新規制基準への取り込みを図ったものであり、その検討過程において、委員や外部の専門家の誰もが基準地震動の考え方に異論を差し挟むことがなかったことが認められるから、一部の地震学者等から基準地震動の考え方に疑問が呈されているということだけで、その合理性が失われることはないというべきである。

また、基準地震動の策定方針をみても、上記のとおり敷地及び敷地周辺について最新の科学的、技術的知見を踏まえた調査を徹底して行うことを前提に、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と「震源を特定せず策定する地震動」を策定し、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については、兵庫県南部地震を契機に震源特性に係るデータが急速に蓄積され、地震学及び地震工学が著しく進歩したことを踏まえて高度化された地震動評価手法である断層モデルを用いた手法に加えて、応答スペクトルに基づく地震動評価という異なる手法による地震動評価をも行った上

で設定することとし、これを基本としつつも、後記のとおり敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内の地震の全てを事前に評価し得るとは言い切れないことから、これを補完するものとして、観測記録を基に各種の不確かさを考慮して、「震源を特定せず策定する地震動」を適切に策定することにより、発電用原子炉施設の耐震設計の基準とすべき基準地震動の策定に万全を期することとしたものであるということが出来る。このような新規基準における基準地震動の策定方針それ自体に、何ら不合理な点はないというべきである。

ウ 抗告人らは、平成17年から平成23年までの間に各地の原子力発電所において基準地震動を超過する事例が5件発生したことをもって、基準地震動の考え方が不合理で信頼性に欠けるものであると主張する。

しかしながら、認定事実カのとおり、上記5件の事例のうち3件は旧耐震指針の下で策定された基準地震動を上回ったものであるところ、そのうち宮城県沖地震の事例及び能登半島地震の事例の2件については、一部の周期帯で基準地震動(S_1 及び S_2)の応答スペクトルを上回ったに過ぎない。また、認定事実カ(ウ)のとおり、宮城県沖地震の事例については、女川原発において基準地震動 S_1 及び基準地震動 S_2 を超える地震動が観測された要因について、宮城県沖近海のプレート間地震の地域的な特性(震源特性)によるものとの分析がされ、能登半島地震の事例については、志賀原発において基準地震動 S_1 及び基準地震動 S_2 を超える地震動が観測された要因について、能登半島地震の地域的な特性(震源特性、敷地地盤の特性)によるものであると分析されている。さらに、上記3件のうちの残りの1件(新潟県中越沖地震の事例)については、柏崎・刈羽原発の敷地において基準地震動 S_2 を大きく上回る地震動が観測されたが、その要因については、新潟県中越沖地震の地域的な特性(震源特性、伝播経路特性、

敷地地盤の特性)、すなわち、新潟県中越沖地震の震源断層面が平均よりも1.5倍大きな地震動を発生させる特徴があること、地震動の伝播過程においても深部地盤における地震基盤面の傾斜によって揺れが2倍に増幅され、さらに浅部地盤における古い褶曲構造の存在によっても揺れが増幅されるという特徴があることによるものとの分析がされている。

他方、上記5件の事例のうち2件は、東北地方太平洋沖地震の事例であって、いずれも福島第一原発及び女川原発において一部の周期帯で改訂耐震指針に従って策定された基準地震動 S_s を超える地震動が観測されたものであるところ、その要因については、プレート間地震であって、内陸地殻内地震では起こり得ないような非常に大きな領域が連動したことによるものであると分析されている。

以上の事実によれば、上記5件の基準地震動超過事例のうち、宮城県沖地震、能登半島地震及び新潟県中越沖地震の3事例については、いずれも、少なくともその後の科学的技術的知見に照らしてみれば、その地域の特性(震源特性、伝播経路特性又は敷地地盤の特性)についての考慮ないしその前提となる調査及び評価が不十分であったということもできるところ、前記認定のとおり、新規基準においては、これらの基準地震動超過事例の教訓をも取り入れる形で、基準地震動の策定に当たり地域の特性(震源特性、伝播経路特性又は敷地地盤の特性)を十分考慮することを求めるとともに、その前提となる調査及び評価に当たっては最新の科学的、技術的知見を踏まえることを求めており、地震ガイド及び「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」(平成25年6月19日原管地発第1306191号原子力規制委員会決定。同ガイドにおいても、基準地震動の策定等に関する調査に当たっては、可能な限り、最先端の調査手法が用いられていることが重要であるとされている。乙217)においてその趣旨を具体化した詳細な定めがされている。また、東北地方太平洋沖

地震の2事例についても、震源特性についての考慮が十分でなかったことが指摘できる。ところで、新規制基準においては、その教訓を取り入れる形で、プレート間地震及びプレート内地震について、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うことなどと定められ、地震ガイドにおいても、その趣旨を具体化する形で、プレート間地震及び海洋プレート内地震の規模の設定においては、敷地周辺において過去に発生した地震の規模、すべり量、震源領域の広がり等に関する地形・地質学的、地震学的及び測地的な直接・間接的な情報が可能な限り活用されていることを確認することや、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構やテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域が設定されていることを確認すること、長大な活断層については、断層間相互作用（活断層の連動）等に関する最新の研究成果を十分考慮して、地震規模や震源モデルが設定されていることを確認することなどが定められている。

以上によれば、新規制基準の策定前において基準地震動を超過する事例が平成17年から平成23年までの6年の間に5件発生した事実をもって、新規制基準（及びその趣旨を具体化した地震ガイド）における基準地震動の定めが不合理であることの根拠とすることはできないというべきである。

エ 抗告人らは、原子力発電所は、既往最大の値で耐震設計をしたとしても十分ではなく、これを十分に上回る値で耐震設計をすることが求められるのであり、既往地震の平均像を基に耐震設計をするのでは、原子力発電所の安全性は到底確保することができないと主張する。

しかし、前記のとおり、本件改正後の原子炉等規制法は、福島第一原発事故の教訓等に鑑み、発電用原子炉施設等の安全規制に最新の知見を反映

させ、発電用原子炉施設が常に最新の科学的技術的知見を踏まえた基準に適合することを求めるとともに、科学的、技術的手法の限界を踏まえて、想定外の事象が発生して発電用原子炉施設の健全性が損なわれる事態が生じたとしても、放射性物質が周辺環境に放出されるような重大事故が生じないよう、重大事故対策の強化を求めるものであると解されるのであり、このような本件改正後の原子炉等規制法における規制の目的及び趣旨からすれば、原子炉等規制法は、最新の科学的技術的知見を踏まえて合理的に予測される規模の自然災害を想定した発電用原子炉施設の安全性の確保を求めるものと解されるのであって、抗告人らが主張するような既往最大の規模を十分上回る規模の自然災害を想定した安全性の確保を求めるものと解することはできない。そして、前記イにおいて認定説示した新規制基準における基準地震動の考え方は、上記のような原子炉等規制法の趣旨に適合するものであるから、不合理であるということとはできない。

また、前記のとおり、発電用原子炉施設について最新の科学的、技術的知見を踏まえた合理的な予測を超えた水準での絶対的な安全性に準じる安全性の確保を求めることが社会通念となっているということもできず、極めてまれではあるが発生すると発電用原子炉施設について想定される原子力災害をはるかに上回る規模及び態様の被害をもたらすような自然災害を含めて、およそあらゆる自然災害についてその発生可能性が零ないし限りなく零に近くならない限り安全確保の上でこれを想定すべきであるとの社会通念が確立しているということもできない。

抗告人らは、既往地震の平均像を基に耐震設計をするのでは、原子力発電所の安全性は到底確保することができないと主張するが、後記のとおり、基準地震動の策定において経験式を用いる場合には、当該経験式の適用範囲を十分に検討するとともに、経験式が有するばらつきをも考慮すべきであることが、新規制基準の下における地震ガイドにも記載されているとこ

るであって、新規制基準が既往地震の平均像を基にした耐震設計で足りるとするものでないことは、その内容からして明らかである。

以上のとおりであるから、抗告人らの上記主張は、いずれも採用することができない。

オ 抗告人らは、平成26年7月16日の記者会見における田中委員長の発言をもって、新規制基準が原子力発電所の安全性確保に不十分なものであることの根拠として援用しようとするが、現在の科学技術水準の下において、いつ、どの程度の地震動が発生するのか正確に予測するのは不可能であり、その意味で新規制基準に適合したとしても、基準地震動を超過する地震動が発生し、原子力発電所の施設の健全性が損なわれる事態が発生するリスクはどうしても残ると言わざるを得ないのであって、上記田中委員長の発言は、そのような趣旨に理解すべきものであるから、抗告人らの上記主張も採用できない。

また、抗告人らが援用する疎明資料（甲194）には、藤原広行防災科学技術研究所社会防災システム研究領域長の「基準地震動の具体的な算出ルールは時間切れで作れず、どこまで厳しく規制するかは裁量次第になった。揺れの計算は専門性が高いので、規制側は対等に議論できず、甘くなりがちだ。」、「今の基準地震動の値は一般に、平均的な値の1.6倍程度。実際の揺れの8～9割はそれ以下で収まるが、残りの1～2割は超えるだろう。」等の発言が記載されているが、具体的な裏付けを欠くものであり、以上認定説示したところに照らしても、新規制基準における基準地震動の定めの不合理性を直ちに根拠づけるものということとはできない。

カ 以上のとおり、抗告人らの前記主張はいずれも採用できず、その余の主張に鑑みても（なお、抗告人らの超過確率に係る主張については、後に説示する。）、基準地震動や耐震安全性に係る新規制基準の考え方が不合理であると認めることはできない。そこで、以下、抗告人らの主張も踏まえ

て、さらに、新規制基準やその適合性判断に当たっての原子力規制委員会の判断に不合理な点がないか検討することとする。

(3) 基準地震動の策定について

ア 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動について

① 相手方が策定した地震動の概略等

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動についての相手方の評価経緯については、前提事実⑧アないしウ、認定事実ウ⑦ないし⑨のとおりであるが、その概略は次のようなものである。

すなわち、相手方は、まず、本件原子炉施設の敷地あるいはその近傍の地震や地質・地盤の詳細な調査を行った。その結果、本件原子炉施設の近傍で発生している地震は、正断層型あるいは横ずれ断層型の内陸地殻内地震であり、逆断層型の地震は少ないこと、プレート間地震や海洋プレート内地震は、その震源からは距離が遠く本件原子炉施設には大きな影響を与えないこと、本件原子炉施設の敷地において地震波を増幅させる特性はないことを確認した。また、活断層については、後期更新世以降に活動した形跡のあるものは本件原子炉施設の敷地内にはないことを確認したほか、本件原子炉施設から100kmの範囲内に確認した複数の活断層につきその断層長を評価した上（その際、複数の短い活断層がある場合には繋げて、活断層の延長上に確実な否定根拠がない場合には延ばして評価している。）、それらの活断層から発生すると推定される地震規模や応答スペクトルを考慮して、最終的には3つの断層（市来断層帯市来区間、飯断層帯飯区間、市来断層帯飯海峡中央区間）から発生する地震を、基準地震動の検討用地震とした。そして、これらの検討用地震につき、それぞれ断層モデルを用いた手法及び応答スペクトルに基づく手法により地震動評価を行い、後者の手法に基づいて評価した応答スペクトルの全てを包絡する設計用応答スペクトルを設定し、これと前

者の手法に基づいて評価した応答スペクトルとを比較した結果、全ての周期で上記設計用応答スペクトルが上回ったため、これをもって敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による基準地震動（最大加速度 540 cm/s^2 ）とした。なお、上記断層モデルを用いた手法により地震動を評価するに当たっては、地震動の大きさに影響を与えるものとして、①断層の長さ及び震源断層の広がり、②断層傾斜角、③応力降下量、④アスペリティの位置、⑤破壊開始点についてその不確かさを考慮した不確かさ考慮モデルを構築し（①～③については独立して、④⑤は、①～③に重畳して考慮）、上記応答スペクトルに基づく手法により地震動を評価するに当たっては、①断層の長さ及び震源断層の広がり、②断層傾斜角、④アスペリティの位置についてその不確かさを考慮している。

そして、原子力規制委員会は、相手方の基準地震動の評価について、本件原子炉施設の敷地並びに敷地近傍及び敷地周辺において相手方が行った地質及び地下構造の調査方法は、「敷地及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」を踏まえたものとなっており、当該地下構造が地震波の伝播特性に与える影響を評価するに当たって適切なものである、相手方が同委員会の求めに応じて行った断層等の調査情報の拡充と当該調査結果に基づく評価は、調査地域の地形、地質条件に応じた適切な手法、範囲及び密度で行われた調査に基づき、活断層の位置、形状、活動性を明らかにし、それらの結果を総合的に検討したものである、相手方が行った検耐用地震の選定は、活断層の性質や地震発生状況を精査し、既往の研究成果等を総合的に検討することにより検耐用地震を複数選定している、などとした上で、各種の不確かさを考慮しつつ適切な方法で立地地点の諸特性を十分に考慮して策定しており、新規制基準に適合すると判断している（認定事実オ(ア)ないしエ）。

(イ) 相手方が行った活断層調査について

抗告人らは、相手方が行った活断層調査について、海上音波探査では横ずれ断層を発見することが困難であるほか、本件原子炉施設周辺において活断層が不自然に途切れており、これは海上音波探査の精度が落ちていることが理由であるから、相手方が行った活断層調査の信用性は乏しく、断層帯断層区間や市来断層帯断層海峡中央区間の断層が本件原子炉施設の敷地に向かって伸びている可能性を考慮しなければならないなどと主張する。

相手方の活断層の調査及び評価については、認定事実ウ(ア)のとおりに、本件原子炉施設の前面海域にあつては、約 $2\sim 4\text{ km}$ 間隔の格子状に測線を配置し（シングルチャンネル方式）及び約 $10\sim 12\text{ km}$ 間隔の格子状に測線を配置して（マルチチャンネル方式）海上音波探査を行い、測線の断面図のほか、重力異常調査、文献調査及び本件原子炉施設の敷地を中心とした半径 5 km の範囲における反射法地震探査の結果を斟酌したものであるところ、原子力規制委員会も、適合性審査において、これらの調査結果について相手方から詳細な説明を受けた上で（乙128）、前記のとおりに断層の長さの延長を求めるなどしつつも、新規制基準への適合性を肯定する判断をしているのであって、相手方の行った調査の手法、調査の結果及びこれに基づく活断層の評価について不合理な点は見当たらない。

抗告人らは、相手方が調査、評価した本件原子炉施設敷地周辺の主な活断層分布図を見ると、断層の多数は海岸線の近くで途切れてしまっており、断層の空白域が生じていて不自然であると主張する。

確かに、沿岸海域の地質情報には、大型観測船が沿岸に近づけないこと、小型船に積載可能な探査装置では、高品質のデータが取得できない等の問題があり、情報の空白域が存在することや、海域と陸域とで調査手法の違いにより不連続が生じるといった問題点が指摘されている（甲

169)。しかし、認定事実ウ(7)に加えて疎明資料(乙128, 129, 138~140)及び審尋の全趣旨によれば、相手方は、上記の問題点を踏まえて、本件原子炉施設敷地から5kmの範囲内について反射法地震探査を陸域から海岸線を跨いで海域まで連続した測線で実施していること、海域に存在する活断層であるF-A断層等や陸域に存在する活断層である五反田川断層等の延長部等については、海上音波探査に当たり、断層の連続性、活動性及び形状等をより詳細に把握する目的で、前記の測線の間新たに測線を設定して音波探査を実施したこと、重力異常調査の結果によれば、F-A断層やF-C断層等の海域に存在する活断層の敷地側延長部においては高重力異常域が認められていること(高重力異常ほど地下に密度の高い硬い岩盤が標高の高い位置にあり、低重力異常ほど硬い岩盤が落ち込み、その上に密度の低い堆積層が溜まっていることを示すとされる。)、変動地形学的調査を行った文献等によれば、敷地近傍には活断層は確認されておらず、また、敷地周辺の活断層は、海域のF-A断層やF-C断層等とはその走行が異なっており(F-A断層やF-C断層等の北東から南西の走行と同じ走行の活断層等は陸域に認められない。)、分布傾向も異なっていることが認められるのであって、これらの事実を鑑みると、抗告人らの指摘は、具体的な根拠を欠く可能性をいうものにすぎず、これをもって相手方の活断層の調査、評価が不自然、不合理であるということとはできない。

また、疎明資料(乙128)によれば、本件原子炉施設の前面海域は、陸地から沖に向かって地層が緩やかに傾斜し、地層の厚さも変化していることが認められるから、海上からの音波探査による鉛直断面においても、横ずれ断層による地層間の落差の探知は可能であるというべきであり、現に、相手方が他の海域で行った海上音波探査においても、横ずれ断層が探知されていること(乙130)も踏まえると、横ずれ断層の探

知が困難であるとの抗告人らの主張は採用できない。

(ウ) 平均像を利用することによるばらつきについて

抗告人らは、松田(1975)の関係式によって導き出されたマグニチュードMも、Noda et al.(2002)の方法によって導き出される応答スペクトルも、平均像にすぎず、これらを用いて地震動を評価する場合には、実際の地震動が平均像から最大どの程度かい離するかを考慮しなければならないところ、新規基準ではそのような考慮を求めておらず不合理である上、相手方も、上記関係式を用いるに当たって平均像からのかい離の程度を十分に考慮しておらず、地震動が過小に評価されていると主張する。

そこで検討すると、松田(1975)の関係式は、日本全国14の地震から得られた観測記録を基に構築された断層の長さや地震の規模マグニチュードM(いわゆる気象庁マグニチュード)との間の経験式であり(乙243)、Noda et al.(2002)の方法は、主として関東、東北地方に所在する107地点での観測記録を基に回帰分析を行って提案された地震動の距離減衰式である(前掲事実(8)ウ(7))。両関係式とも、過去の一定数の観測記録を基に経験的に構築された関係式という性格上、そこから導き出されるマグニチュードMや応答スペクトルは、実際に起こる地震の平均像にすぎず、実際にはこの平均像からのばらつきが生じるのであって、地震動の策定に当たって経験式を用いる際には平均像からのばらつきを考慮しなければならないことは、抗告人らの主張するとおりである。地震ガイドにおいても、震源特性パラメータの設定において、「震源モデルの長さ又は面積、あるいは1回の活動による変位量と地震規模を関連づける経験式を用いて地震規模を設定する場合には、経験式の適用範囲が十分に検討されていることを確認する。その際、経験式は平均値としての地震規模を与えるものであることから、経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある。」とされている。

しかし、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の策定方針に関し、設置許可基準規則解釈には、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価について、「なお、地震動評価に当たっては、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）を十分に考慮すること。」とされ、審査のための内規である地震ガイドにも、「地震動評価に当たっては、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式、地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）が十分に考慮されている必要がある。」とされるなど、それぞれの地域で発生する地震の特性を踏まえて地震動を評価するものとされており、経験式から導き出された平均像だけを用いることは予定されていない。このような定めは、いわゆる地震地体構造論に基づき、地震は、世界中のどこでも一様に等質的に発生するものではなく、発生様式や地震波の伝播経路等の特性により、発生する地震の規模や頻度、地震波の成分的特徴、観測点における地震動の大きさが異なる、すなわち、地震には地域的特性があるという考え方に基づくものであると考えられ、兵庫県南部地震のほか、新潟県中越沖地震や東北地方太平洋沖地震などの観測記録の分析に基づく最新かつ十分な科学的根拠に裏付けられた合理的なものであると認められる。したがって、地震動を評価するに当たって経験式を用いる際には、このような地域的特性を踏まえないければならないし、経験式から導き出される平均像を用いることによって生じるばらつきを考慮するに当たっても、地域的特性を踏まえたものでなければならないというのが新規基準の趣旨であって、抗告人らが主張するように平均像を用いることによって生じるばらつきを常に誤差の最大値ないし平均像からのかい離の最大値を採用する方向で考慮しなければならない趣旨であるとは解されない。そもそも、上記関係式に

よる平均像とは、それらの関係式が構築される基となった観測記録が得られた各地点で発生する地震全体の平均像のことにほかならず、当該基となった地震に係る地震発生様式や震源特性、伝播経路特性、敷地地盤の特性（地域的特性）等が平均像からのばらつきを生じさせる主たる要因となっているのであるから（甲299）、抗告人らの主張を前提とすれば、本件原子炉施設の存する地域とは特性が異なる他の地域で発生する地震に基づいて地震動の評価を求めることにもなりかねないこととなつて、新規基準の上記趣旨に反することとなる。

したがって、抗告人らの上記主張は採用できない。

また、松田(1975)の関係式は、先行する研究の成果により明らかにされた、地震動をもたらす歪みエネルギーの大小は断層のディメンジョン（大きさ）の大小に反映しているという知見を踏まえて、経験的に構築されたものである（乙243）ところ、抗告人らの指摘するとおり、震源断層面の長さや地表断層面の長さのかい離や震源特性（固着の程度、アスペリティ）によって必然的にばらつきが生じるものではある。しかし、疎明資料（乙38、244）によれば、松田(1975)の関係式は、地表変動、余震分布、断層の現地調査、地震学的調査結果等のデータを基に推定した震源断層面の長さを L に用いている関係式とよく整合し、特にマグニチュード M が6ないし6.5以上の比較的大きい地震でデータをよく満足するとされ、さらに、上記14地震について平成15年に気象庁によって再評価されたマグニチュード（ M ）を用いると、そのデータは上記関係式の構築当時よりもよく整合することが明らかとなっていること（乙244）が認められる。

また、Noda et al. (2002)の方法についても、地盤調査が十分にされた岩盤における観測記録を用いてスペクトルを回帰分析して得られた経験式であり、地震規模（マグニチュード）と等価震源距離を想定し、解放

基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを推定するものである。Noda et al. (2002)の方法は、その評価方法からして、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の特性の影響を細かく評価することができず、そのこともあって必然的にばらつきが生じるものであるものの、等価震源距離の想定や内陸地殻内地震の補正係数や当該敷地における観測記録に基づく補正係数を用いることにより、地震の分類に従った震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の特性を考慮することができるものとされている。

以上のとおり、松田(1975)の関係式もNoda et al. (2002)の方法も、平均値を求める経験式としての有用性が一般的に承認されているものであって、これらの経験式を用いつつも、経験式としての限界を踏まえた上で、最新の科学的技術的知見を踏まえ、十分な調査に基づいて、震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の特性を考慮して、地震動を評価することが、最新の科学的技術的知見を踏まえて合理的に予測される規模の地震動を想定した発電用原子炉施設の安全性の確保を求めるという原子炉等規制法及び新規制基準の趣旨に照らして不合理ということはない。

そうであるところ、前提事実(8)ウ(ウ)のとおり、本件原子炉施設敷地における観測記録に基づいて解析した解放基盤波の地震動(はぎどり波)の応答スペクトルとNoda et al.(2002)の方法を用いて導かれた応答スペクトルの比率が原決定別紙図④のとおり、おおむね全周期帯で1.0を下回る傾向となっていると認められる上、相手方は、内陸地殻内地震の補正係数や当該敷地における観測記録に基づく補正係数を適用していないというのであるから、相手方が応答スペクトルの手法に基づいて評価した地震動が直ちに過小であるということはない。

原告人らは、本件原子炉施設において観測された地震の観測記録に基

づく応答スペクトルとNoda et al.(2002)の方法を用いて導かれた応答スペクトルの比率と、全国の内陸地殻内地震の平均的な応答スペクトルとNoda et al.(2002)の方法を適用して得られる応答スペクトルの比率(内陸補正係数)を比べてみると、前者の比率は後者に比べて短周期側で上回っており、本件原子炉施設近傍で発生する地震の特性は、むしろ内陸地殻内地震としては全国の平均より大きいものと評価すべきであって、内陸補正係数による補正はできないというべきであるから、内陸補正係数による補正を行わないことは、安全側に評価したことにはならないのであり、さらに、本件原子炉施設敷地の観測記録に基づく平均応答スペクトルを基準にして個々の観測記録の応答スペクトルが短周期側で上側へ2倍以上ばらついているのであり、このばらつきは地域性を除去した後の偶然変動に伴うものであるから、この偶然変動に伴うばらつきをも考慮すべきであると主張する。

確かに、疎明資料(甲209)に加えて、後記のとおり平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録に基づく検討結果からも、原告人らの主張するとおり、本件原子炉施設敷地周辺は、内陸地殻内地震としては全国的な平均値よりも大きな地震動となる地域的な特性の存在がうかがわれるところである。

しかしながら、上記のとおり、相手方は応答スペクトルに基づく地震動の評価においてNoda et al. (2002)の方法を適用するに当たり内陸補正係数を用いていないのであって、このことにより本件原子炉施設の存する地域の上記特性をも考慮したものということができる。これに加えて、上記のとおり、本件原子炉施設において観測された地震の観測記録に基づく応答スペクトルのNoda et al.(2002)の方法を用いて導かれた応答スペクトルに対する比率は、おおむね全周期にわたり1.0を下回っていることからすれば、原告人らの主張する偶然的な不確定性に伴うばら

つきをしんしゃくしても、相手方が Noda et al.(2002)の方法を用いて行った応答スペクトルに基づく地震動の評価が直ちに過小なものとなつていくということとはできないのであり、相手方が行った応答スペクトルに基づく手法による地震動の評価は、設置許可基準規則解釈及び地震ガイドの趣旨に浴うものというべきである。

(四) 応答スペクトルに基づく地震動評価について

地震ガイドでは、応答スペクトルに基づく地震動の評価過程における不確かさについて、地震動評価においては、用いる距離減衰式の特徴や適用性、地盤特性が考慮されている必要があるとされているところ、相手方は、応答スペクトルに基づく手法において、断層傾斜角の不確かさを考慮したケース、断層の長さ及び震源の広がり不確かさ、アスペリティの位置の不確かさを考慮したケースについても地震動評価を行い、アスペリティの位置についてはアスペリティを本件原子炉施設の敷地近傍に設定することによって等価震源距離を短くするなどし、これらの応答スペクトルを包絡するものとして設計用応答スペクトルを設定しており、他方で、内陸補正係数を適用していない(乙1の3の3)。

抗告人らは、不確かさを考慮して相手方が策定したという応答スペクトルによる地震動の大きさは、不確かさを考慮していない場合と大差がなく、平均像を用いることによる誤差が数倍に及ぶことに照らせば、ほとんど意味がなく、地震動を過小評価していることに変わりはないなどと主張するが、後記(六)においても脱示するとおり、相手方がした不確かさの考慮は、地震ガイドの趣旨に照らして不合理ということではできず、抗告人らの上記主張は、その前提とする平均像に係るばらつき考慮の点において、採用することができないというべきである。

以上のとおり、相手方の応答スペクトルに基づく地震動評価は、検用地震に係る地震規模の設定、距離減衰式の選定及び地震伝播特性(サ

イト特性)の評価等のいずれの過程についても、新規制基準及び地震ガイドの趣旨に照らして不合理な点は見当たらない。

なお、相手方は、応答スペクトルに基づく地震動評価において、地震規模を松田(1975)の関係式を用いて評価した上、距離減衰式として Noda et al.(2002)の方法を用いており、経験式を重疊的に用いて評価しているが、各経験式が有する偶然的な不確実性に伴うばらつきは、経験式を重疊する過程で相殺される部分も存すると考えられる上、前記のとおり、誤差の最大値ないし平均像からのかい離の最大値を重疊する方向で考慮することは、地域的特性を踏まえた地震動評価の観点からも明らかに不合理というべきことに加えて、上記のとおり、相手方の検用地震に係る地震規模の設定、距離減衰式の選定及び地震伝播特性(サイト特性)の評価等のいずれの過程についても、新規制基準及び地震ガイドの趣旨に照らして不合理な点は見当たらないのであるから、相手方の応答スペクトルに基づく地震動評価が松田(1975)の関係式ほかの経験式を用いていることをもって直ちに過小評価となっているということもできない。

(六) 断層モデルを用いた手法による地震動評価について

a 地震波の伝播に関する相手方の考え方について

抗告人らは、相手方が主張する地震波の伝播モデル(観測点の地震動は、震源からの直線距離を伝播する地震波より、地下深くの岩盤を伝播し、観測点付近において鉛直方向に入射してくる地震波が支配的になるというもの)は誤りであると主張する。

相手方が主張する地震波の伝播モデルは、一般に、①地震波は、硬い地盤ほど速く伝播する、②地盤は深くなるにつれて硬い岩盤となる、という知見を前提にしており(乙42)、このような知見を前提にすると、ある観測地点における地震波は、震源から様々な経路で到達する地震波により構成されるものの、震源から発生して地下深くの硬い



岩盤を高速で伝播して当該観測地点の直下に達した後鉛直方向に当該観測地点に到達する波が支配的となる傾向があるということができるのであるから、相手方が主張する地震波の伝播モデルには相応の根拠があると認められる。

抗告人らは川内1号機と川内2号機で観測された地震動には最大で2倍程度の加速度の差が生じているものがあると主張するが、その観測データ(乙120・34～36頁)の加速度を仔細にみても、有意な差であるとは認められない。また、抗告人らは、浜岡原発5号機の地震動の増幅を指摘するが、前提事実(8)イ(ウ)のとおり、相手方は、本件原子炉施設の敷地地盤で得られた地震観測記録に基づき、地震波の到来方向につき特異な増幅傾向はどの方向にも認められないこと、及び敷地の振動特性の把握と独立行政法人防災科学技術研究所の強震観測網による本件原子炉施設敷地近傍及び周辺の観測点における地震動の増幅特性との比較検討により、本件原子炉施設敷地の地盤において地震動の顕著な増幅傾向が認められないことなどを確認しているから、抗告人らの上記指摘は当たらないというべきである。

b 本件震源モデルにおける不確かさの考慮

(a) 相手方による基本震源モデルの構築は、前提事実(8)ウ(イ)aのとおり、①相手方の調査の結果や地震調査委員会の知見を踏まえた活断層の長さ及び幅の設定、②平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基に算出された平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の設定、③上記①、②の値等を基に原決定別表②の式(1)ないし(3)を用いた震源パラメータの設定等の過程を経て行われている。

この基本震源モデルにおける検用地震の断層の長さは、相手方が行った調査の結果と比較して、市来断層帯市来区間につき6.3 km、甌断層帯甌区間につき22.6 km、市来断層帯甌海峡中央区間

につき22.4 km長く設定され、震源発生層の下端については、気象庁一元化震源のD95%の深さが約13 kmのところを2 kmの余裕を持たせて15 kmと設定されている。応力降下量については、強震動予測レシビによらず平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基に算出されているが、この値を基に算出された短周期レベルAの値は、上記のとおり相手方が設定した断層の長さなどから強震動予測レシビを用いて算出された短周期レベルAの値より約1.5～1.6倍大きいものとなっている(なお、断層の長さを相手方が調査した値を用いた場合には、約2.2～3.0倍となる。)(前提事実(8)ウ(イ)a、認定事実ウ(ウ)b(a)(b))。

(b) また、相手方は、前提事実(8)ウ(イ)bのとおり、上記①につき、甌断層帯甌区間の断層の長さを2.1 km延長し、上記②につき、アスペリティ実効応力及び背景領域実効応力の値を1.25倍にしたほか、さらに、断層傾斜角を60度とした不確かさ考慮モデルを構築している。なお、アスペリティの位置は、本件原子炉施設の敷地に最も近い位置に、破壊開始点は、アスペリティの破壊が本件原子炉施設の敷地に向かう方向に設定しており、これらのパラメータは、断層の長さの不確かさを考慮するケース、応力降下量の不確かさを考慮するケース、断層傾斜角の不確かさを考慮するケースにそれぞれ重畳して考慮されている。

こうした不確かさを考慮するケースのうち、応力降下量の不確かさを考慮するケースでは、短周期レベルAの値で見ると、基本震源モデルの短周期レベルAの1.25倍であり、さらに、鹿児島県北西部地震の観測記録を基に算出された値を用いず上記のとおり相手方が設定した断層の長さなどから強震動予測レシビを用いて算出された短周期レベルAから見ると、約1.8(1.25×1.

5) ~ 2.0 (1.25 × 1.6) 倍となっている。

(c) 断層モデルを用いた手法に関し、設置許可基準規則解釈には、「基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさ（震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペリティの位置、大きさ、応力降下量、破壊開始点等の不確かさ、並びにそれらに係る考え方や解釈の違いによる不確かさ）については、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮すること。」との定めがあるところ（地震ガイドの定めもほぼ同旨）、上記(a)(b)のとおり、相手方は、基本震源モデルの構築に当たり、活断層の長さについては、相手方の詳細な調査結果にも関わらず、地震調査委員会(2013)の知見を採用し、応力降下量も強震動予測レシビを用いて得られる値を用いるのではなく、平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基に算出された値を採用している。さらに、不確かさ考慮モデルでは、一部の断層帯について断層の長さを延長したり、あるいは、応力降下量の値を割増しするなどして、地震動の大きさに大きな影響を与える短周期レベルAの値でみたとき、基本震源モデルの強震動予測レシビを用いた計算よりも約1.8~2.0倍の保守性を確保しているものであり、こうした相手方の断層モデルを用いる手法における不確かさの考慮は、上記において見た新規制基準の定め趣旨に適合していると認められる。

(d) 本件震源モデルにおいて相手方が設定した活断層の長さについて
原告人は、地震調査委員会は、市来断層帯市来区間については、重力異常の存在を認めてより西方に断層を伸ばし、甑断層帯甑区間及び市来断層帯甑海峡中央区間については、断層の連動を認めたこ

とによるものであるから、地震調査委員会(2013)の知見に基づいて活断層の長さを評価するのは当然であり、これを考慮するのは不確かさを考慮したことにはならないと主張する。

しかし、相手方の行った調査の手法、調査の結果及びこれに基づく活断層の評価について不合理な点が見当たらないことは、前記(i)において説示したとおりであるが、仮に原告人らが主張するように地震調査委員会(2013)の知見に基づく断層長さの評価の方が合理的であるといえるとしても、相手方は、検討用地震の震源断層の長さとして地震調査委員会の評価値を採用している（甑断層帯甑区間については不確かさの考慮として更にその長さを延長している。）のであるから、断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価における基本震源モデルの設定等が不合理であるということとはできない。したがって、原告人らの上記主張は採用できない。

また、原告人らは、松田(1975)の関係式を構築する基となった地震データのうち震源断層面の長さが地表に表れた断層の長さの約3倍になったものもあるので、本件においても同程度の断層の長さを想定する必要があると主張するが、相手方は、前記認定のとおり詳細な調査を行って震源断層の長さを評価した上、より保守的な設定となるよう地震調査委員会(2013)の知見に基づく評価値を採用したものであるから、原告人らの上記主張は、その前提を欠くものとして、採用できない。

なお、原告人らは、相手方が地震発生層の設定において依拠した気象庁一元化震源のデータは1997年（平成9年）以降14年間のものでしかないから、あてにならないと主張するが、疎明資料(乙120)によれば、同データの上記14年間の地震総数は4万3000余であるから、これを基に算定されたD95%の値は相応の倍

傾性を有するものということができる上、相手方は、平成9年に発生した鹿児島県北西部地震の臨時余震観測データの分析等からも地震発生層の厚さを約11kmと評価しているのであるから、原告人らの上記主張は採用することができない。

(e) 本件震源モデルの形状等について

原告人らは、相手方が設定した四角形の断層モデルが不自然な形状であると主張する。

地震ガイドによれば、震源として策定する断層の形状等の評価につき、内陸地殻内地震等について、各種の調査及び観測等により震源として策定する断層の形状等の評価が適切に行われていることを確認するとされているところ、震源断層の正確な形状を把握することは、現在の科学的、技術的知見の下では困難である上、そもそも、断層モデルを用いた手法は、モデルに基づく強震動予測手法であるから、モデルの構築においてある程度の単純化を行うことはモデルの性格上避けられないものであるところ、相手方が採用した形状の断層モデルは、断層モデルを用いた手法を適用する場合において、一般的に採用されているものである（甲300、305、乙37の2等）。また、アスペリティの形状の設定についても、アスペリティが地震動の評価に影響を与えるのはその位置、大きさ及び応力降下量等であって、その形状は地震動の評価に大きな影響を与えるとは考えられない上、アスペリティの形状を四角形で設定する評価方法の妥当性は、地震調査研究推進本部等において検証されている（乙42）。したがって、相手方が断層モデルを用いた手法による地震動の評価に当たり、震源断層やアスペリティの形状を四角形に設定したことをもって、相手方の上記評価が不合理であるということができず、原告人らの上記主張は採用できない。

また、原告人らは、能登半島地震や新潟県中越沖地震において、複数のアスペリティでの応力降下量が異なっていたという知見があり、実際に発生する地震においては、複数のアスペリティの応力降下量が全て同一であることはなく、一つのアスペリティの応力降下量が他よりも相当大きくなることもあり得るのであるから、本件においても、複数のアスペリティにつき異なる応力降下量を割り付けるべきであり、また、地震動の大きさはアスペリティとの距離にも大きく左右されることからすれば、原子力発電所の敷地に最も近いアスペリティに格段の応力降下量を割り付けた震源モデルが策定されなければならないと主張する。

しかし、相手方は、基本震源モデルにおいて複数のアスペリティを設定している上、そのいずれにも、アスペリティ応力降下量として、検討用地震の震源断層を含む地域の特性を反映するものとして、平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基に評価された値を設定しているのであり、当該応力降下量の評価が不合理といえないことは、後に説示するところである。また、複数のセグメントが同時に動く場合の地震動の想定において、全てのセグメントでの平均応力降下量を一定にして算出するとの知見（甲17、305）もあるところであるから、相手方のアスペリティ及びアスペリティ応力降下量の設定が不合理であるということとはできない。したがって、原告人らの上記主張を採用することはできない。

(f) 基本震源モデルにおける平均応力降下量とアスペリティ実効応力について

原告人らは、相手方が平成9年5月鹿児島県北西部地震の平均応力降下量やアスペリティ実効応力を算出する際に参照した「菊地・山中(1997)」の知見による地震モーメント M_0 の値は、他の解析機

関の算出した値と比べて小さく、相手方は要素地震の地震モーメント M_0 に「the Global GMT Project」という解析機関が明らかにした数値を採用しているのであるから、上記地震の平均応力降下量やアスペリティ実効応力を算出する際にも、同機関が明らかにした地震モーメント M_0 の数値を採用すべきであり、そうであれば、相手方が上記地震の平均応力降下量とすべき値は25.1MPaであって、相手方が採用した15.9MPaは明らかに過小であり、市来断層帯市来区間の震源モデルにおいては、アスペリティ断層面積比が36.5%と平均値(1.5~2.7%)を大きく上回ってしまっているなどと主張する。

相手方が基本震源モデルにおいて平均応力降下量及びアスペリティ実効応力として設定した値は、平成9年5月鹿児島県西北部地震の観測記録を基に「菊地・山中(1997)」において評価された地震モーメント(M_0)等の震源パラメータの値に基づくものであるところ、疎明資料(乙248の2)及び審尋の全趣旨によれば、「菊地・山中(1997)」は、上記地震の観測記録に基づき、震源断層面を詳細にモデル化するなどして上記地震の地震モーメント(M_0)等の震源パラメータを評価したものであって、その過程に不合理な点は見いだせない上、前提率 $\mu(8\text{ウイ})a$ のとおり、相手方が基本震源モデルに基づいて設定した震源パラメータについて上記地震の余震を要素地震として経験的グリーン関数法による地震動評価を行ったところ上記地震で得られた本件原子炉施設敷地の観測記録をおおむね再現することができたというのであり、他方で、抗告人らが援用する「the Global GMT Project」の解析の方がより合理的であることを裏付ける疎明資料はなく、また、その他の解析機関の解析がより合理的であることを裏付ける疎明資料もないのであるから、相手方の設定した

値が他の解析機関が示した数値を下回っていることの一事をもって、相手方の平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の設定が不合理であるということとはできない。

また、相手方は、要素地震として昭和59年8月15日九州西側海域地震の観測記録を用いた上、その地震モーメント(M_0)として上記「the Global GMT Project」が解析した値を採用しているが、相手方が上記値を採用したのは、他に適切な知見が存在しなかったことによるものであるところ、上記機関の解析が不合理であることをうかがわせる疎明資料はなく、他方で、相手方が要素地震として適切な地震観測記録が得られている上記地震を採用したことが不合理であるということとはできず、その結果、検討用地震の平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の算定の基となった地震モーメント(M_0)と要素地震の地震モーメント(M_0)とが異なる解析機関等の評価によるものとなったとしても、そのことから直ちに相手方の平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の設定が不合理であるということとはできない。

さらに、検討用地震の平均応力降下量及びアスペリティ実効応力として上記値を採用した結果、検討用地震のうち市来断層帯市来区間の震源モデルにおいてアスペリティ断層面積比が36.5%となつて、平均値(約2.2%ないし1.5~2.7パーセントとされる。甲17)を上回ることとなつたとしても、以上認定脱示したところに加えて、地震動の想定に当たって、内陸地殻内地震については、上記アスペリティの面積比が拘束条件にならないとの知見もある(甲17)ことにも鑑みると、相手方の平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の設定が直ちに不合理であるということとはできない。

なお、相手方は、検討用地震としての市来断層帯市来区間、断断

層帯区間及び市来断層帯海峡中央区間のいずれについても、それぞれの断層の所在地のみならず、断層長さ（断層面積）が異なるにもかかわらず、平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基にした平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の評価値；すなわち、上記地震の震源断層に係る評価値をそのまま震源パラメータとして設定しているところ、抗告人らは、震源特性にはばらつきがあるのであるから、上記地震の応力降下量が本件原子炉施設周辺の断層で生じる応力降下量と同じになるはずがないなどと主張する。

この点、地震ガイドによれば、震源断層のパラメータは、活断層調査結果等に基づき、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」（強震動予測レシピ）等の最新の研究成果を考慮し設定することを確保するとされているところ、前提事実(8)ア(i)、同ウ(i)、認定事実ウ(ウ) b、疎明資料（甲17）及び審尋の全趣旨によれば、強震動予測レシピは、地震調査委員会において実施してきた強震動評価に関する検討結果から、強震動予測手法の構成要素となる震源特性、地下構造モデル、強震動計算、予測結果の検証の現状における手法や震源特性パラメータの設定に当たったの考え方について取りまとめたものであり、震源断層を特定した地震を想定した場合の強震動を高精度に予測するための「誰がやっても同じ答えが得られる標準的な方法論」を確立することをめざしたものとされていること、強震動予測レシピによれば、震源断層の面積が大きい地震については、震源断層の面積（S）から、入倉・三宅（2001）の経験式を用いて地震モーメント（ M_0 ）を設定した上、当該地震モーメント（ M_0 ）から塩ほか（2001）の経験式を用いて短周期レベルA（短周期領域における加速度震源スペクトルのレベル）を設定し、当該地震モーメント及び短周期レベルAから理論式を用

いて平均応力降下量及びアスペリティ実効応力を設定するものとされていること、相手方は、強震動予測レシピの方法によらずに、前記のとおり平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基にした平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の評価値をそのまま各検耐用地震の平均応力降下量及びアスペリティ実効応力として設定した上、当該平均応力降下量及びアスペリティ実効応力から理論式（原決定別表②の式(1)ないし(3)）を用いて地震モーメント（ M_0 ）、短周期レベルA等のパラメータを設定していること、相手方が上記のような設定方法を採用したのは、平成9年5月鹿児島県北西部地震が本件原子炉施設周辺における近年の被害地震として規模が大きいものであったこと、同地震の震源域と検耐用地震に係る震源断層は、いずれも、本件原子炉施設が位置する九州地方南部及びその周辺海域として、共通の震源特性を有するものと考えられること、強震動予測レシピを用いて震源断層のパラメータを設定した場合よりも保守的な評価となること、などを考慮したことによるものであること、その結果、認定事実ウ(ウ) bのとおり、各検耐用地震につき、強震動予測レシピの方法を用いた場合と比べて、地震モーメントの値が約1.9～2.4倍大きくなり、また、短周期レベルAの値が約1.5～1.6倍大きくなっていること、以上のとおり認められる。

地震ガイドによれば、地震動評価に当たっては、敷地における観測記録を踏まえて、地震発生様式、地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）が十分に考慮されている必要があるとされているところ、前提事実(8)ア(ア)及び認定事実ウ(i) aのとおり、本件原子炉施設が位置する九州地方南部は、地震発生状況やGPSの観測結果（地殻変動）の傾向によると、引張応力場であって、正断層型及び横ずれ断層型の地震が多く発生し、逆断層型

の地震が少ないという地域的な特性（震源特性）があるとされており、本件原子炉施設周辺で発生する内陸地殻内地震についても、正断層型及び横ずれ断層型が主体であることが確認されていることからすれば、相手方が、平成9年5月鹿児島県北西部地震の震源域と検討用地震に係る震源断層がいずれも本件原子炉施設が位置する九州地方南部及びその周辺海域として共通の震源特性を有するものと考えたことが不合理であるということとはできない。また、上記のとおり強震動予測レシビが震源断層を特定した地震を想定した場合の強震動を高精度に予測するための手法ではあるものの、強震動予測に直接影響を与える短周期領域における加速度震源スペクトルのレベルである短周期レベルAの設定に当たり2段階の経験式を用いるものとされているところ、前記のとおり、本件原子炉施設敷地周辺は、内陸地殻内地震としては全国的な平均値よりも大きな地震動となる地域的な特性の存在がうかがわれるのであるから、強震動予測レシビの手法による2段階の経験式を用いずに平成9年5月鹿児島県北西部地震の震源特性を表す平均応力降下量及びアスペリティ実効応力を採用したことは、その地域における特性を考慮した評価とすることができる（前記のとおり、相手方の設定した短周期レベルAが強震動予測レシビの方法（経験式）を用いた場合と比べて約1.5～1.6倍大きくなっている。）。そうであるとすれば、相手方が、各検討用地震のいずれについても、平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基にした平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の評価値をそのまま震源パラメータとして設定したことをもって、基本震源モデルにおける震源パラメータの設定が不合理であるということとはできない。

したがって、抗告人らの上記主張も採用できない。

(g) 不確かさの考慮モデルにおける応力降下量について

抗告人らは、壇ほか(2001)の経験式（地震モーメント M_0 と短周期レベルAの関係式）は、国内地震データを一部含むものの、大半は北米大陸の地震データを基に作成されており、その結果、同関係式を用いて国内の断層面積から地震規模を推定すると、他に提唱されている関係式よりも過小に算出されることが指摘されている上、そのデータにはもともと平均値からのばらつきがあつて、平均値の3倍程度の値を示すものがあるとして、相手方が策定した不確かさの考慮モデルのうち、応力降下量の不確かさを考慮したケースにおけるアスペリティ実効応力や背景領域実効応力の値が、基本震源モデルの値の1.25倍程度では不十分であると主張する。

地震ガイドによれば、アスペリティの応力降下量（短周期レベル）については、新潟県中越沖地震を踏まえて設定されていることを確認するとされており、これは、新潟県中越沖地震の震源断層面における短周期レベルAが既往の経験式（壇ほか（2001）の経験式）を用いて評価した場合と比べて約1.5倍の大きさとなったことを踏まえたものである（認定事実カ(ウ)）。そうであるところ、前記のとおり、相手方は、基本震源モデルの策定においては、各検討用地震の短周期レベルAにつき、壇ほか（2001）等の経験式を用いずに、平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基にした平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の評価値に理論式を適用して地震モーメント（ M_0 ）及び短周期レベルAを設定した上、当該短周期レベルAが当該地震モーメント（ M_0 ）に壇ほか（2001）の経験式を適用して得られる値の約1.2倍となることから、不確かさの考慮において短周期レベルが上記地震モーメント（ M_0 ）に壇ほか（2001）の経験式を適用して得られる値の1.5倍となるよう、上記短周期レ

レベルAの値を1.25倍に設定したものであること、その結果、相手方が不確かさの考慮モデルにおいて設定した短周期レベルAは、上記地震の観測記録を基にした平均応力降下量及びアスペリティ実効応力を用いずに強振動予測レシビの方法を用いた場合と比べて、約1.8～2.0倍大きくなっていること、以上のとおり認められる。

そして、塩ほか(2001)の経験式の基となったデータの状況は、原決定別紙図⑦のとおりであるところ、同図をみると、データは、おおむね平均値の1/2～2倍に分布していることが認められること、認定事実ウ(イ)a、同ウb(c)、同カウによれば、新潟県中越沖地震は、圧縮応力場の働くひずみ集中帯で発生した逆断層型の地震であるところ、本件原子炉施設の周辺地域は、引張応力場であって、当該地域で発生する内陸地殻内地震は、正断層型及び横ずれ断層型が主体であることが確認されていること、短周期レベルAについては、内陸地殻内地震の断層型によって異なるとの知見が得られており、逆断層型の地震の短周期レベルAは、塩ほか(2001)による内陸地殻内地震の平均値より大きく、横ずれ断層型の地震の短周期レベルAは小さいとされ、また、正断層型の地震の短周期レベルAは、塩ほか(2001)による内陸地殻内地震の平均値よりやや小さいかほぼ同じとされていること、本件原子炉施設敷地周辺は、内陸地殻内地震としては全国的な平均値よりも大きな地震動となる地域的な特性の存在がうかがわれるものの、平成9年5月鹿児島県北西部地震の震源特性を表す平均応力降下量及びアスペリティ実効応力を採用して理論式により短周期レベルAを設定したことによって、上記の地域的な特性を考慮した評価がされているということができ、以上のとおり認められる。これらによれば、相手方が応力降下量の不確かさの考慮にお

いて短周期レベルAを上記のとおり基本震源モデルにおける設定値の1.25倍に設定する方法を用いたことは、地震ガイドの前記趣旨に照らして、不合理ということとはできない。

抗告人らは、佐藤(2010)の知見によれば、平成9年5月鹿児島県北西部地震における短周期レベルAは、横ずれ断層型の地震の短周期レベルAの平均値よりも小さいとされているにもかかわらず、相手方が、上記知見を援用して、平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基にした評価値から導き出している短周期レベルAの値が、塩ほか(2001)の経験式の約1.2倍(不確かさ考慮モデルでは約1.5倍)と主張するのは矛盾があるなどと主張するが、相手方が設定した平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の値は、平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基に「菊地・山中(1997)」において評価された地震モーメント(M_0)の値に基づくものであるのに対し、佐藤(2010)の知見は、この M_0 の値を用いて短周期レベルAを導き出しているものではないのであるから、相手方の短周期レベルAの設定は、佐藤(2010)の知見となら矛盾するものではない上、「菊地・山中(1997)」は、上記地震の観測記録に基づき、震源断層面を詳細にモデル化するなどして上記地震の地震モーメント(M_0)等の震源パラメータを評価したものであって、その過程に不合理な点が見いだせないことは、前記既示のとおりであるから、抗告人らの上記主張は、採用することができない。

また、抗告人らは、地震ガイドの趣旨からすれば、平均応力降下量の不確かさを考慮するケースでは、基本震源モデルで確定させたパラメータのうち短周期レベルAと平均応力降下量を1.5倍すべきであると主張するが、前記のとおり、新潟県中越沖地震で得られた知見は、震源特性として、短周期レベルAが、既往の経験式を用

いて得られる値の1.5倍程度になっていたというものであり(認定事実カ)、これを踏まえて、地震ガイド3.3.2.(4)②)は、アスペリティの応力降下量(短周期レベル)については、新潟県中越沖地震を踏まえて設定されていることを確認する旨規定したものであるところ、前記のとおり、相手方は、平均応力降下量の不確かさの考慮において、平均応力降下量及び短周期レベルAが平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基に評価された地震モーメント(M_0)の値に既往の経験式(壇ほか(2001)の経験式)を適用して得られる値の1.5倍となるように、短周期レベルAを上記のとおり基本震源モデルにおける設定値の1.25倍に設定する方法を用いたものであり、しかも、上記地震モーメント(M_0)の値は、強振動予測レシドの定める経験式(入倉・三宅(2001)の経験式)を用いた方法による場合と比べても、約1.9~2.4倍大きくなっているというのであるから、相手方の平均応力降下量の不確かさの考慮は、地震ガイドの趣旨に照らしても、不合理ということではできない。

なお、相手方が、各検耐用地震のいずれについても、平成9年5月鹿児島県北西部地震の観測記録を基にした平均応力降下量及びアスペリティ実効応力の評価値をそのまま震源パラメータとして設定したことをもって、基本震源モデルにおける震源パラメータの設定が不合理であるということではできないことは、上記(f)において認定説示したとおりである。

また、前提事実(8)ウ(i)bのとおり、相手方によるその他の不確かさの考慮(断層傾斜角の不確かさ、アスペリティの位置の不確かさ及び破壊開始点の不確かさ)についても、新規制基準ないし地震ガイドの趣旨に照らして不合理ということではできない。

したがって、抗告人らの上記主張も採用できない。

(b) 抗告人らは、相手方が基本震源モデルに基づいて設定した震源パラメータについて、平成9年5月鹿児島県北西部地震の余震を要素地震として、経験的グリーン関数法による地震動評価を実施した再現スペクトルをみると、EW(東西)方向について、観測記録は上記再現結果の数値の2~3倍の加速度に達しており、おおむね再現できているとは到底いえず、このことは、経験的グリーン関数も含む断層モデルを用いた地震動の評価が信頼性を有しない手法であることを示しているなどと主張する。

前提事実(8)ウ(イ)及び疎明資料(甲17、乙120)並びに審尋の全趣旨によれば、相手方は、地震動の減衰評価について、経験的グリーン関数法による評価と長周期帯に理論的方法を適用したハイブリッド合成法による評価を行っていること、経験的グリーン関数法は、想定する断層の震源域で発生した中小地震の波形を要素波(グリーン関数)として、想定する断層の破壊過程に応じて足し合わせる方法であって、あらかじめ評価地点で適当な観測波形が入手されている必要があるとされ、理論的方法は、地震波の伝播特性と表層地盤の増幅特性を弾性波動論により計算する方法であって、震源断層の不均質特性の影響を受けにくい長周期領域については評価し得るものの、短周期地震動の生成に関する破壊過程及び地下構造の推定の困難さのため、短周期領域についての評価は困難になるとされ、ハイブリッド合成法は、震源断層における現象のうち長周期領域を理論的方法、破壊のランダム現象が卓越する短周期領域を半経験的方法(経験的グリーン関数法又は統計的グリーン関数法)でそれぞれ計算し、両者を合成する方法であって、広帯域の評価が可能であるとされること(甲17)、地震ガイドにおいては、経験的グ

グリーン関数法を適用する場合には、観測記録の得られた地点と解放基盤表面との相違を適切に評価する必要があり、要素地震については、地震の規模、震源位置、震源深さ、メカニズム等の各種パラメータの設定が妥当であることを確認するとされていること、相手方は、経験的グリーン関数法の適用に当たり、要素地震として、適切な観測記録が得られており、かつ、本件原子炉施設敷地との位置関係が検用地震とほぼ同じ方向で、地震発生様式及び断層型も同じであって、検用地震の規模に対して適切な規模と考えられる昭和59年8月15日九州西側海域地震を選定したこと、相手方は、平成9年5月鹿児島県北西部地震の余震を要素地震として経験的グリーン関数法を用いて上記地震（本震）の再現性を確認したところ、観測記録をおおむね再現することができたことから、これらの地震の主なパラメータ（アスペリティ実効応力等の主な震源パラメータ及び本震と余震との比等）を用いて、経験的グリーン関数法による地震動評価を行ったこと、以上のとおり認められる。

そうであるとすれば、相手方の経験的グリーン関数の適用を含めた地震動の減衰評価は、地震ガイドの趣旨に添うものというべきであって、経験的グリーン関数を適用した平成9年5月鹿児島県北西部地震の再現結果に抗告人らが主張するような点がみられるとしても、全体的な再現性を肯定し得るものである（乙120）ことにも鑑みると、経験的グリーン関数そのものの信頼性ないし平成9年5月鹿児島県北西部地震の震源パラメータの設定等の合理性を直ちに否定するものということとはできず、相手方の経験的グリーン関数を用いた地震動の評価が不合理であるということとはできない。

○ 小括

以上見てきたとおり、相手方の断層モデルを用いた手法による地震

動評価は、基本震源モデルにおける震源パラメータの設定、不確かさの考慮、地震動の減衰評価等のいずれの過程についても、新規制基準及び地震ガイドの趣旨に照らして不合理な点は見当たらない。

(ウ) 海洋プレート内地震の考慮について

抗告人らは、相手方が海洋プレート内地震を考慮していないと主張する。

認定事実ウ(ウ) aによれば、相手方は、本件原子炉施設敷地周辺における地震の発生状況等の調査結果によれば、プレート間地震及び海洋プレート内地震が発生する位置から本件原子炉施設までの距離が100km位以上離れており、これらの地震が本件原子炉施設の敷地に大きな影響を与えるものではないと判断して検用地震としなかったものであること、海洋プレート内地震のうちスラブ内地震（海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震」）の影響は、火山フロントの前弧側と背弧側で大きく異なっており、前弧側の固いプレート内では地震波の減衰が小さいため、広範囲にわたって大きな地震動が観測されるのに対し、背弧側では高温のマントルを通過する際に地震波が急激に減衰するため、観測される地震動も小さくなるという知見が存在しており、この傾向は、本件原子炉施設が位置する九州地方で発生した平成18年6月12日大分県西部地震においても認められていること、これによれば、本件原子炉施設の敷地は、火山フロントの背弧側に位置しているから、地震波の伝播経路における減衰が大きく、地震動が急激に小さくなる傾向があると考えられること、以上のとおり認められる。

そうであるとすれば、相手方が敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の策定において、検用地震としてプレート間地震及び海洋プレート内地震を選定しなかったことが、新規制基準及び地震ガイドの趣旨に照らして不合理ということとはできない。

(イ) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の策定の合理性

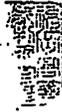
以上のとおり、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に係る新規規制基準及び地震ガイドの内容に特段の不合理な点は見当たらず、相手方の検討用地震の選定、応答スペクトルに基づく地震動評価及び震源モデルを用いた手法による地震動評価に新規規制基準及び地震ガイドの趣旨に照らして不合理な点は見当たらない。

そして、地震ガイドによれば、応答スペクトルに基づく地震動が全周期帯にわたって断層モデルを用いた基準地震動を有意に上回る場合には、応答スペクトルに基づく基準地震動で代表させることができる、などと規定されている。そうであるところ、前提事実(8)ウ(イ)のとおり、相手方は、応答スペクトルに基づく地震動評価が断層モデルを用いた手法による地震動評価の結果を全ての周期帯で上回ることから、応答スペクトルに基づく地震動評価による設計用応答スペクトル(最大加速度 5.40 cm/s^2)をもって代表させることとし、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 S_s-1 を策定したものである。なお、疎明資料(乙115, 135)及び審尋の全趣旨によれば、応答スペクトルに基づく地震動評価においては、策定された応答スペクトルから地震動の時刻歴波形を直接得ることはできず、応答スペクトルの作成に用いたのと同じ地震の規模を表すマグニチュードと等価震源距離から振幅包絡線や継続時間を設定して、平均的な模擬地震動としての時刻歴波形を作成することになり、この時刻歴波形からは、地域的な特性(震源特性、伝播経路特性及び敷地地盤の特性)を反映することやパルス(振幅の急峻な変化)を表現することは難しいとされているのに対し、断層モデルを用いた手法による地震動評価においては、作成された時刻歴波形から求められた応答スペクトルに評価地点の地域的な特性やパルス等が反映されることになることから、これらの地震動の特性が失われないようにするため、複

数の応答スペクトルを包絡させることなくそのまま用いるものとされていること(地震ガイドにおいても、断層モデルを用いた手法による基準地震動は、施設に与える影響の観点から地震動の諸特性(周波数特性、継続時間、位相特性等)を考慮して、複数の地震動評価結果から策定することが求められている。)、地震ガイドも、上記のような地震動評価手法の特性に鑑み、断層モデルを用いた手法による地震動評価を基本としつつも、応答スペクトルに基づく地震動が全周期帯にわたって断層モデルを用いた基準地震動を有意に上回る場合には応答スペクトルに基づく基準地震動で代表させることができるものとしていること、相手方は、断層モデルを用いた手法による地震動評価の評価結果には、本件原子炉施設に影響を与えるような大きなパルスの生成は見られないこと、断層モデルを用いた手法による地震動評価の評価結果の継続時間と応答スペクトルに基づく地震動評価の評価結果の継続時間との間に大きな差異がないことなどをも考慮の上、応答スペクトルに基づく地震動評価による設計用応答スペクトルをもって代表させることとしたものであること、以上の事実が認められる。

以上によれば、相手方の敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の策定が新規規制基準及び地震ガイドの趣旨に照らして不合理であるということとはできない。

なお、前記のとおり、応答スペクトルに基づく地震動評価は、距離減衰式に経験式を用いるものであり、地震規模の設定に経験式を用いる場合には、経験式を重畳して用いることになるものであるのに対し、断層モデルを用いた手法は、兵庫県南部地震を契機に震源特性に係るデータが急速に蓄積され、地震学及び地震工学が著しく進歩し、これらを踏まえた地震動評価手法が高度化したものであって、上記のとおり、地震ガイドにおいても、震源が近く、その破壊過程が地震動評価に大きな影響



を与えると考えられる地震については、断層モデルを用いた手法が重視されている必要があるとされている。そうであるところ、相手方の基準地震動の策定においては、地震規模の設定において松田(1975)の関係式を用いた上、距離減衰式にNoda et al.(2002)の方法を用いた応答スペクトルに基づく地震動評価結果が断層モデルを用いた手法による地震動評価を上回る結果となっている。

しかしながら、既に認定説示したとおり、相手方の断層モデルを用いた手法による地震動評価は、一部に経験式(経験的グリーン関数)を用いているものの、震源断層のパラメータの設定において、短周期レベルAの設定に当たり2段階の経験式を用いるものとされている強震動予測レシビによらず、地域的な特性の考慮から強振動予測レシビによった場合よりも保守的な設定を行っているなど、相手方の震源モデルを用いた手法による地震動評価に新規制基準及び地震ガイドの趣旨に照らして不合理な点は見当たらない。そうであるとすれば、応答スペクトルに基づく地震動評価結果が断層モデルを用いた手法による地震動評価を上回る結果となっていることが直ちに相手方の断層モデルを用いた手法による地震動の評価が過小評価となっていることを裏付けるものということとはできない。

また、抗告人らの主張するとおり、本件原子炉施設において観測された地震の観測記録に基づく応答スペクトルとNoda et al.(2002)の方法を用いて導かれた応答スペクトルの比率が短周期側で内陸補正係数を上回っているとしても、既に認定説示したとおり、相手方は応答スペクトルに基づく地震動評価において内陸補正係数を適用していないのであるから、これをもって相手方の基準地震動の策定が過小評価となっているということとはできない。

イ 震源を特定せず策定する地震動について

(ア) 震源を特定せず策定する地震動についての相手方の評価経緯については、前提事実(8)エ、認定事実ウ(ウ)のとおりであるが、その概略は、次のようなものである。

すなわち、相手方は、地震ガイドに例示された16地震のうちMw6.5以上の2地震については、その震源域が本件原子炉施設の周辺と地質学的、地震学的背景が異なることから、震源を特定せず策定する地震動の検討対象から除外した。次に、地震ガイドに例示されたMw6.5未満の14地震について、その震源近傍の観測記録(112観測点)を収集して、そのうち地盤が著しく柔らかく、地盤増幅の影響が大きいと考えられる観測点を除外し、12地震の合計46観測点の観測記録を抽出した。さらに、加藤ほか(2004)による応答スペクトルと比較、検討し、本件原子炉施設敷地に大きな影響を与える可能性のある地震として、平成23年長野県北部地震のK-NE T津南、同年茨城県北部地震のK i K-net高萩、平成25年栃木県北部地震のK i K-net栗山西、平成23年和歌山県北部地震K i K-net広川及び留萌支庁南部地震のK-NE T港町の5地震の5観測点における観測記録を抽出した。そして、相手方は、これらの観測記録の中からはぎとり解析を行うための精度の高い地盤情報が得られている上記留萌支庁南部地震K-NE T港町の本件観測点の観測記録を基に地震動の評価を行うこととし、佐藤ほか(2013)の知見を基に地盤の減衰定数のばらつき等を考慮したはぎとり解析を行い、解放基盤波(606cm/s²)を導き、これに更なる余裕(10cm/s²程度)を考慮し、「震源を特定せず策定する地震動」として基準地震動S_{s-2}(最大加速度:620cm/s²)を策定した。

(イ) 設置許可基準規則解釈には、震源を特定せず策定する地震動は、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の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確

かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定すること、震源を特定せず策定された地震動として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認し、その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること、などが規定され、また、地震ガイドによれば、上記のほか、応答スペクトルの設定においては、解放基盤表面までの地震波の伝播特性が反映され、また、敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響が適切に評価されている必要がある、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の地震を検討対象地震として適切に選定し、それらの地震時に得られた震源近傍における観測記録を適切かつ十分に収集していることを確認する、検討用地震の選定においては、地震規模のスケールリング（スケールリング則が不連続となる地震規模）の観点から、「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」を適切に選定していること、また、「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」についても検討を加え、必要に応じて選定していることを確認する、などとされ、また、解説として、「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」は、震源破壊領域が地震発生層の内部に留まり、国内においてどこでも発生すると考えられる地震で、震源の位置も規模もわからない地震として地震学的検討から全国共通に考慮すべき地震（震源の位置も規模も推定できない地震（Mw 6.5未満の地震））であり、震源近傍において強震動が観測された地震を対象とするなどとした上、収集対象となる内陸地殻内の地震の例として16地震を示している（この16地震には、平成9年5月鹿兒島県北西部地震及び平成9年3月26日鹿兒島県北西部地震が含まれて

いる。）。そして、認定事実ア(イ)のとおり、原子力規制委員会は、相手方の震源を特定せず策定する地震動の策定について、相手方に対し、留萌支庁南部地震の観測記録については、既往の知見である微動探査等に基づく地盤モデルによるはざとり解析のみならず、適切な地質調査データに基づく地盤モデルによるはざとり解析等を求めたところ、相手方は、これらを反映した評価を行ったものであり、過去の内陸地殻内地震について得られた震源近傍の観測記録を精査し、各種の不確かさ及び敷地地盤の特性を考慮して策定しているとして、新規制基準への適合性が認められるものと判断している。

(ウ) 抗告人らは、①震源を特定せず策定する地震動は、観測記録を得た地震動について、Mw 6.5に置き換えて原子力発電所の直下で発生するものとして地震動を策定すべきである、②留萌支庁南部地震の観測記録を超える地震動を有する地震が存在する可能性がある、③留萌支庁南部地震において、本件観測点の観測記録が最大地震動ではないなどと主張し、相手方は、震源を特定せず策定する地震動は、観測記録をそのまま使用するものであり、仮想的なMw 6.5の地震動に置き換えて策定するものではなく、また、本来、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価の際、詳細な調査を行って精緻な断層モデルを構築して地震動評価を行っているの、改めて、震源を特定せず策定する地震動の評価をする必要性は乏しく、その評価は、念には念を入れるというためのものであるなどと主張している。

そこで、まず、新規制基準及び地震ガイドにおける震源を特定せず策定する地震動の定め趣旨及び内容について検討する。

前提事実(3)イ、(4)イ、認定事実ア(イ)a(a)、同b及び疎明資料(甲24、26、乙101、104の1・2、111、118、209の1、213、214)並びに審尋の全趣旨によれば、①震源を特定せず策定する

地震動は、改訂耐震指針において、旧耐震指針における直下地震による地震動（ S_2 ）に代わるものとして導入されたこと、②旧耐震指針においては、「基準地震動 S_2 には、直下地震によるものもこれに含む。」と規定され、その解説において、基準地震動 S_2 として考慮する近距離地震には $M=6.5$ の直下地震を想定するものとすると言われていたこと、③電気協会耐震設計技術指針（J E A G 4601-1987）には、直下地震につき、「直下地震は、その地域の地震地体構造や地震の生起状況によって想定するのが望ましいが、その震源規模及び震源位置を決めることが困難である場合が多い。よって、直下地震は、原子炉施設の耐震設計条件の一つとして、実際に起きる地震との関連よりも、むしろごく近傍である程度の規模の地震が発生したと仮定しても安全性が保てるように耐震設計を行っておくべきであるとの観点から設定されている。したがって、耐震安全性を確保する観点から設計上の余裕として、いかなる敷地においても、設計用限界地震の一つとしてマグニチュード6.5の直下地震を震源距離10kmの位置に考慮する。」とされていたこと、④改訂耐震指針において、「震源を特定せず策定する地震動」は、敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内地震の全てを事前に評価し得るとは言い切れないことから、敷地近傍における詳細な調査の結果にかかわらず、全ての申請において共通的に考慮すべき地震動として意味づけられたものであり、この考え方を具現化した基準地震動 S_3 の策定の妥当性については、申請時点における最新の知見に照らして個別に確認すべきであるとされ、これに伴って、旧耐震指針における「直下地震 $=M6.5$ 」という地震規模による設定が廃止されたこと、⑤旧耐震指針の改訂の際の耐震指針検討分科会の調査審議の過程において、マグニチュード7クラスまでの内陸地殻内地震は日本中どこでも起こり得るから、マグニチュー

ド7クラスを超えない国内、国外の震源が特定できているものも含めて過去の内陸地殻内地震の震源近傍の観測記録を用いて地震動を策定すべきとの意見、すなわち、いかなるサイトであれ、直下でマグニチュード7クラスの内陸地震が起こり得ることを初期設定として考えるべきであり、最近の $M \geq 6.8 \sim 7.3$ 程度の内陸地震の震源域近傍の観測記録に基づき、敷地の地盤物性に応じた地震動として設定する（既往最大を包絡するように設定する）ことを基本とし、もし詳細な調査等によりそこまで想定する必要がないと実証されれば、この地震規模の設定を下げてもよいとする考え方や、具体的な指針本文の規定として、「国内・国外の既往の内陸地殻内大地震のうち、震源断層面に直結する地表地震断層が出現しなかったものの震源近傍の観測記録に基づき」とする方がよいとの提案がされたものの、議論の結果、詳細な調査を前提とした「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定に最大限の努力を払うことにより、この「震源を特定せず策定する地震動」の方は、それでも評価し損なう敷地近傍の地震に対する備えという性格の下、補完的な位置付けとして規定することが適切であり、震源近傍の観測記録が得られている地震の全てを対象とすることは必要ないのではないかとの意見が大勢を占めたこと、⑥改訂耐震指針の下において原子力安全委員会が作成した「発電用原子炉施設の耐震安全性に関する安全審査の手引き」（平成22年12月）の「震源を特定せず策定する地震動」の解説においては、震源を特定せず策定する地震動は、最近の観測記録等を踏まえ、その妥当性が検証されていることが望ましいが、十分な観測記録が得られない場合には、最新の知見に基づく検討により妥当性が確認されている必要があり、たとえば、地震調査研究推進本部による「震源を予め特定しにくい地震」の最大規模等を参考に、当該地域の地震発生様式から設定した地震規模の震源断層を想定し、震源近傍の面的な地震動評価を行

い、その地震動レベルから妥当性を確認すること等が参考例として挙げられるとされていたこと、⑦改訂耐震指針の下において、震源を特定せず策定する地震動の策定方法として、加藤ほか(2004)による応答スペクトルが提案され、既設の原子力発電施設の耐震バックチェックに適用されていたが、対象とした地震及び震源近傍の地震動観測記録数が少なく、地震動の上限レベルの規定(せん断波速度700m/s相当の岩盤上における水平方向の地震動の上限レベルとしての最大加速度値450cm/s²、加速度応答値1200cm/s²、速度応答値100cm/s)の根拠が明確でない、留萌支庁南部地震等加藤ほか(2004)の応答スペクトルを超える観測記録がある、等の問題が指摘されていたこと、⑧新規制基準策定の際の地震・津波関連指針等検討小委員会の検討・審議の結果取りまとめられた改訂耐震指針及び発電用原子炉施設の耐震安全性に関する安全審査の手引きの改定案においては、震源を特定せず策定する地震動に関する規定の手直しや追加は行われなかったこと、⑨その後行われた地震・津波検討チームの検討・審議において、原子力規制委員会からの委託を受けて一般財団法人地域地盤環境研究所が作成した報告書を基に、原子力規制庁職員により、新規制基準の骨子案における「震源を定めず策定する地震動」の評価手法につき、説明がされたが、上記報告書においては、震源を特定せず策定する地震動の策定に際しては、断層破壊領域が地震発生層の内部にとどまり、国内のどこでも発生すると考えられる地震(Mw6.5未満)及び事前に活断層の存在が指摘されなかった場所において発生した、断層破壊領域が地震発生層を越えた地震(Mw6.5以上。個別に検討)による震源近傍の地盤による著しい非線形性の影響がない観測記録を収集すること、地震動は、震源近傍(断層最短距離20km以内)において大加速度(例えば600cm/s²以上)の観測記録を選定し、観測記録に含まれる地盤増幅特性を考慮し、必要に応じて、

地盤情報等を用いて観測記録から観測点における解放基盤波を策定し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定し、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映させるものとされていたこと、⑩上記地震・津波検討チームの検討・審議において、専門家委員からは、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動をしっかりと裕度をもって策定することが大事であり、震源を特定せず策定する地震動は、そのミニマムを決めることであるといった趣旨の発言がされたほか、その評価に際して考慮すべき地震について、兵庫県南部地震以降に国内で発生した内陸地殻内地震から2.2地震を抽出した上で、これらを検討対象とすべきか否かの検討、審議がされ、最終的には検討対象となる内陸地殻内地震として地震ガイドに16地震を例示することとされたこと、平成25年3月25日の地震・津波検討チームの「震源を特定せず策定する地震動の策定」のとりまとめ案においては、「震源を特定せず策定する地震動」は、必要に応じて、地盤情報等を用いて観測記録から観測点における解放基盤波を策定し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定し、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するものとされたこと、以上の事実が認められる。

上記認定事実によれば、新規制基準は、基準地震動の策定について、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を、最新の科学的技術的知見を踏まえて、詳細な調査を尽くした上で、各種の不確かさを考慮して適切に策定することを基本としつつ、敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内の地震の全てを事前に評価し得るとは言い切れないことから、これを補完するものとして、観測記録を基に各種の不確かさを考慮

して「震源を特定せず策定する地震動」を適切に策定することにより、発電用原子炉施設の耐震設計の基準とすべき基準地震動の策定に万全を期することとしたものであると認められる。

以上のとおり、新規制基準において、「震源を特定せず策定する地震動」は、最新の科学的技術的知見を踏まえて詳細な調査を尽くした上、最新の科学的技術的知見を踏まえた方法により「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を評価しても、その性質上必然的に限界（科学技術上の限界ないし調査の限界等）が存するものであり、他方で、事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発電用原子炉施設に大きな影響を与えるおそれのある地震が発生している現実があることに鑑み、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を補完するものとして、位置づけられているものであり、地震ガイドにおいても、「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」を相補的に考慮することによって、敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として基準地震動を策定するものとされている。したがって、本来、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定に当たり詳細な調査を行って精緻な断層モデルを構築し地震動評価を行っているので、改めて「震源を特定せず策定する地震動」を策定する必要性は乏しく、その評価は念には念を入れるというためのものであるとする相手方の前記主張は採用することができない。

もっとも、上記認定事実によれば、新規制基準はもとより、旧耐震指針の時点から、発電用原子炉施設の敷地及び敷地周辺については活断層の有無等につき詳細な調査を尽くすことが当然の前提とされていたのであって、旧耐震指針の下においても、基準地震動 S_0 の策定において評価すべき「直下地震」については、マグニチュード6.5の直下地震を当該発電用原子炉施設の敷地直下ではなく震源距離10kmの位置に考慮す

るものとされていたのであり、旧耐震指針の改訂（改訂耐震指針の策定）に際しても、詳細な調査を前提とした「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定に最大限の努力を払うものとするを前提に、いかなるサイトであれ直下でマグニチュード7クラスの内陸地震が起こり得ることを初期設定として考えるべきであるとの意見は採用されず、新規制基準の策定に当たっても、改訂耐震指針における上記のような「震源を特定せず策定する地震動」の位置づけが踏襲されたものと認められる。また、「震源を特定せず策定する地震動」は、国内においてどこでも発生すると考えられる地震で、震源の位置も規模もわからない地震を主に検討対象とするものであって、その趣旨からしても、性質上、断層モデルを用いた手法による地震動評価や応答スペクトルに基づく地震動評価になじまないものであり、その評価にあっては、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について震源近傍で得られた観測記録を用いざるを得ない面があることからして、改訂耐震指針の下において提案されていた加藤ほか(2004)による応答スペクトルに代わるものとして、地震ガイドにおいて最終的に検討対象となる内陸地殻内地震として地震ガイドに16地震が例示されたものであると認められる。

以上のような新規制基準の下における「震源を特定せず策定する地震動」の位置づけ及び性格等からすれば、新規制基準及びこれを具体化した地震ガイドは、「震源を特定せず策定する地震動」について、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震であって震源近傍において強震動が得られたものの観測記録（上記のとおり地震ガイド策定の基となった一般財団法人地域地盤環境研究所が作成した報告書においては、断層最短距離20km以内において大加速度（例えば60.0cm/s²以上）の観測記録とされている。）そのものを用いて、その観測記録

を基に、当該観測記録に含まれる地盤増幅特性を考慮し、必要に応じて、地盤情報等を用いて観測記録から観測点における解放基盤波を策定した上、当該発電用原子炉施設の敷地及び敷地周辺の特性を踏まえ、当該施設に係る解放基盤表面までの地震波の伝播特性を適切に反映させるなど、各種の不確かさを考慮して当該敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定することを求めるものであるということが出来る。そして、このような「震源を特定せず策定する地震動」についての新規制基準及び地震ガイドの規定内容は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と相まって、すなわち、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定が適切に行われる限りにおいて、不合理なものということはできない。

抗告人らは、地震ガイドの記載等からすれば、「震源を特定せず策定する地震動」は、当該発電用原子炉施設の敷地の直下で Mw6.5 の規模の地震が発生することを想定して評価すべきであると主張するが、以上認定説示したところに照らし、採用することができない。

そして、相手方は、前記アのとおり、地震ガイドに例示された地震のうち留萌支庁南部地震のK-NE T港町の本件観測点で得られた観測記録を基に、佐藤ほか(2013)の知見を踏まえ、地盤の減衰定数のばらつき等を考慮したはぎとり解析を行って、本件観測点における解放基盤波(60.6 cm/s²)を導き、これに余裕を考慮して、「震源を特定せず策定する地震動」(Ss-2、最大加速度62.0 cm/s²)を策定しているところ、前記ア)において説示した本件観測点における観測記録を選定した経緯に加えて、疎明資料(乙55、120)によれば、留萌支庁南部地震は、マグニチュード(MJ)6.1(Mw5.7)の内陸地殻内地震であって、本件観測点は、推定断層面からの断層最短距離が約3.8kmと推定されていること、佐藤ほか(2013)においては、せん断波速度が938

m/sとなる深さ-41mに基盤層を設定した上、基盤層における最大加速度を58.5 cm/s²と推計されていること、相手方は、当該基盤層における地震動(解放基盤波)につき、はぎとり結果が大きくなる減衰定数のばらつき等を考慮して、これを最大加速度(水平方向)60.6 cm/s²と推計した上、更に余裕を持たせて、Ss-2として最大加速度(水平方向)62.0 cm/s²を設定したこと、前提事実(8)イイのとおり、本件原子炉施設の敷地周辺では、せん断波速度が約1500m/s(川内1号機)ないし約1800m/sの岩盤が相当広範囲にわたり基盤を構成しており、本件原子炉施設に係る解放基盤表面の方が本件観測点に係る基盤層(解放基盤表面)よりも硬いものとなっていること、前提事実(8)イウ及び認定事実ウイbのとおり、本件原子炉施設の敷地地盤で得られた地震観測記録の応答スペクトル等の検討結果等によれば、本件原子炉施設の敷地地盤において、地震の到来方向別による特異な増幅傾向は認められず、また、地震動の顕著な増幅傾向は認められないことなどに鑑みると、相手方の「震源を特定せず策定する地震動」の策定は、検討対象地震の選定、その分析、不確かさの考慮等の各過程について、新規制基準及び地震ガイドの趣旨に照らして不合理な点は見当たらない。

抗告人らは、留萌支庁南部地震におけるMw5.7をMw6.5に置き換えて地震動を評価すべきであると主張するが、上記説示のとおり、新規制基準及び地震ガイドの趣旨に反するものであって(なお、観測記録から得られた地震動の諸特性(周波数特性、継続時間、位相特性等)の再現性の観点からも、合理性を欠くものである。)採用できない。

また、抗告人らは、留萌支庁南部地震の観測記録を超える地震動の存在を指摘するものとして、原子力安全基盤機構の報告書(甲308)、同地震において本件観測点の観測記録を超える地震動の存在を指摘するものとして、財団法人地域地盤環境研究所の報告書(甲27)を提出す

るが、いずれもモデルを用いた解析結果（地震動予測）にすぎない上、上記認定説示の新規制基準及び地震ガイドにおける「震源を特定せず策定する地震動」の定め趣旨等に照らすと、抗告人らの指摘するような知見が得られているからといって、相手方の策定した「震源を特定せず策定する地震動」の評価が過小になっているということとはできない。したがって、抗告人らの上記主張も採用できない。

(イ) 抗告人らは、相手方は、「震源を特定せず策定する地震動」の策定において、観測記録を基にしたはざとり解析の場面ではかばらつきが考慮されておらず、地震ガイドが要求する不確かさの考慮が十分にされていないから、相手方の策定した地震動は過小であると主張するところ、確かに、前記のとおり、相手方は、本件観測点における解放基盤波のはざとり解析の場面においてのみはらつきを考慮し、当該はざとり解析の結果推計された解放基盤波（最大加速度 606 cm/s^2 ）に余裕を持たせた地震動（最大加速度 620 cm/s^2 ）をもって基準地震動 S_s-2 としているが、上記(ウ)のとおり、本件観測点における解放基盤波が本件原子炉施設に係る解放基盤表面よりも柔らかい位置での地震動であって保守性を有するものとなっていることに加えて、前記認定の本件原子炉施設敷地の地盤物性等にも鑑みると、相手方がその策定に当たり上記以外に不確かさを考慮していないとしても、新規規制基準及び地震ガイドの趣旨に反するということはできず、そのことのゆえに相手方の策定した「震源を特定せず策定する地震動」の評価が過小になっているということとはできない。したがって、抗告人らの上記主張も採用することができない。

(ロ) 抗告人らは、相手方が策定した震源を特定せず策定する地震動の応答スペクトルのうち、敷地ごとに震源を特定して策定する応答スペクトルを下回る部分は、保守性を持たせる観点から、これを下回らないように包絡すべきである、ないし国際的基準の観点からしても、例外的な場合

を除いて、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の応答スペクトル S_s-1 と震源を特定せず策定する地震動 S_s-2 の応答スペクトルを包絡する応答スペクトルを策定すべきであり、本件において S_s-1 と S_s-2 の各応答スペクトルをあえて別々に策定する合理的理由はないと主張する。

しかし、前記(ウ)のとおり、地震ガイドでは、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動と震源を特定せず策定する地震動という性格の異なる地震動を相補的に考慮することによって、敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として基準地震動を策定するものとしているのであり、そのような基準地震動の策定の考え方が不合理であるということとはできない。のみならず、前記のとおり、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の策定のうち断層モデルを用いた手法による地震動評価においては、作成された時刻歴波形から求められた応答スペクトルに評価地点の地域的な特性やパルス等が反映されることになることから、これらの地震動の諸特性が失われないようにするため、複数の応答スペクトルを包絡させることなくそのまま用いるものとされているのであり、応答スペクトルに基づく基準地震動が全周期帯にわたって断層モデルを用いた手法による基準地震動を有意に上回る場合を除いて、断層モデルを用いた手法による地震動評価が敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の策定の基本となるものであるところ、抗告人らの主張するように、一部又は全部の周期において包絡線を設定するとすれば、断層モデルを用いた手法による地震動評価として策定された応答スペクトルに含まれる施設に影響を与える地震動の諸特性（周波数特性、継続時間、位相特性等）が失われることになるのみならず、震源を特定せず策定する地震動として策定された応答スペクトル（前記のとおり必要に応じて伝播特性を反映させ、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じ

て設定されるものである。)に含まれる地震動の諸特性までもが失われてしまうことに鑑みれば、そのような包絡線を設定することは基準地震動策定の趣旨からしても、かえって不合理であるというべきである。

したがって、抗告人らの上記主張は採用できない。

(カ) 以上検討してきたところに加え、相手方は、本件原子炉施設の敷地及び敷地近傍(敷地を中心とする半径5kmの範囲)において、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的調査、海上音波探査等を実施し、敷地については、地球物理学的調査として反射法地震探査を行ったほか、ボーリング調査、試掘坑調査、トレンチ調査等を行い、敷地近傍の陸域については、変動地形学的調査及び地表地質調査として地表踏査を実施し、地表踏査結果を踏まえて反射法地震探査及びボーリング調査を実施し、敷地近傍の海域及び川内川については、シングルチャンネル方式の音波探査及びマルチチャンネル方式の音波探査等を実施したこと、その結果、敷地内又は敷地近傍に確認される断層については少なくとも後期更新世以降の活動はないものと判断され、将来活動する可能性のある断層の存在が否定されていること(前提事実(8)イ(7)、乙1の3の2)を併せ考慮すると、相手方が、留萌支庁南部地震(マグニチュード(Mj) 6.1 (Mw 5.7))の本件観測点(推定断層面からの断層最短距離約3.8km)における観測記録を基に、震源を特定せず策定する地震動 S_s-2 を策定したことが、新規基準及び地震ガイドの趣旨に照らして不合理であるということとはできず、また、その評価が過小なものとなっているということもできない。

ウ 年超過確率について

設置許可基準規則解釈には、「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」について、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの

程度の超過確率に相当するかを把握することとの定めがあり、これを受けて、地震ガイドにおいて、超過確率を参照する際には、基準地震動の応答スペクトルと地震ハザード解析による一様ハザードスペクトルを比較するとともに、当該結果の妥当性を確認するとして、基準地震動の超過確率の具体的な評価基準を定めている。また、その解説において、地震ハザード解析による一様ハザードスペクトルの策定においては、例えば日本原子力学会による「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」(年超過確率評価基準)等に示される手法を適宜参考にして評価すると規定している。

超過確率とは、評価対象事象がその大きさを超えて発生する確率をいい、地震動の超過確率の評価は、地震に起因して生じる事象についての確率論的安全評価(PSA)である。なお、確率論的安全評価とは、人の過誤や機器の故障などを発端として被害の発生に至る事象の組み合わせの連鎖である事象シーケンスを体系的に列挙し、それぞれのシーケンスについてその発生確率を確率論に基づいて定量的に推定し、それがもたらす影響をシミュレーションモデルを用いて推定することにより、安全性を総合的に評価する手法とされる(甲146, 333)。

地震ガイド及び年超過確率評価基準(甲333)によれば、地震ハザード(ある任意地点において将来の一定期間中に襲来するであろう任意の地震動強さとその強さを超過する確率との関係)の評価は、地震ハザード評価関連情報の収集、分析、震源モデルの設定、地震動伝播モデルないし地震動評価モデルの設定、ロジックツリーの作成及び地震ハザードの評価の手順に従って実施するものとされ、震源モデルの設定においては、将来サイトに影響を及ぼす可能性のある地震の発生を確率モデルで表し、対象とする領域の範囲を設定し、対象とする地震を分類するとともに、震源モデルを特定震源モデル(一つの地震に対して、震源の位置、地震の規模及び

発生頻度を特定して扱うモデル)と領域震源モデル(個々の地震の震源を個別に扱わずに、ある広がりを持った領域の中で発生する地震群として扱うモデル)に大別し、分類した地震を両震源モデルに対応付け、また、両震源モデルにおける不確実さ要因を偶然的要因と認識論的的要因に分けるものとされ、地震動伝播モデル(地震動評価モデル)の設定においては、対象サイト周辺地域の震源特性や地震動伝播特性を考慮して、特定位置で特定規模の地震が発生した場合に評価対象サイトで生じる地震動強さの確率分布を評価するためのモデルを設定するものとされ、偶然的な不確実さは、特定規模の地震の地震動強さの確率分布(距離減衰式のばらつき分布等)として表現し、評価モデルの選択や確率分布のパラメータ等に関する認識論的不確実さ要因をロジックツリーの分岐として選定するものとされ、ロジックツリーの作成においては、震源モデルの設定及び地震動伝播モデル(地震動評価モデル)の設定において、選定した認識論的不確実さ要因から地震ハザード評価の不確実さに大きな影響を及ぼす要因を選定し、選定した要因を対象として、技術的な難易度を判断し、作業手順の異なる3段階の専門家活用水準のいずれかを設定し、それぞれの専門家活用水準における作成手順に従い、ロジックツリーを作成するものとされ、地震ハザードの評価においては、ロジックツリーを用いて地震ハザード曲線群を設定し、地震ハザード曲線群を基にフラクタルハザード曲線群を評価し、信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線を設定し、それらを踏まえて一様ハザードスペクトルを作成するものとされている。

前提事実(8)才及び疎明資料(乙120)によれば、相手方は、年超過確率評価基準等に基づき、上記の手順に従って確率論的地震ハザード評価を行い、設定した基準地震動の超過確率を 10^{-4} ~ 10^{-5} /年程度であると評価している。

原告人らは、我が国の基準地震動超過確率は国際的な基準に合致してお

らず、相手方が準拠した年超過確率評価基準自体が、電力会社や大手建設会社の社員が作成に関与していて、事業者の利益優先で策定されている可能性が高く、相手方の年超過確率の評価も不合理であって、信頼性に乏しいなどと主張する。なお、相手方も、基準地震動の年超過確率をもって本件原子炉施設の安全性が確保されていると主張するものではないとしている。

疎明資料(甲144ないし147、乙209の1)及び審尋の全趣旨によれば、地震ハザード評価を含む確率論的安全評価の手法は、定量的なリスク評価技術であり、特に原子炉施設を対象にした手法の開発と利用が先行してきたこと、決定論的な評価においては、工学的判断により施設の安全性を評価するために適当と考えられる事故事象が仮定され、基準や指針で定められた手法により保守的に評価されるのに対し、確率論的安全評価においては、考えられる全ての事象の発生確率と被害の大きさが整理され、それらを総合することによりリスク(被害の大きさと発生確率の積和)の評価が可能になるとされていること、我が国においては、新規基準に至るまで、基準地震動の策定のように決定論的な手法による評価を基本としているのに対し、アメリカ合衆国や欧州においては地震動評価を始め確率論的な手法に基づく評価を基本としているが、これは、我が国は、活断層や地震の情報が豊富であって、断層モデルによる地震動評価等の決定論的手法になじむのに対し、アメリカ合衆国及び欧州の原子力発電施設の立地地域の地震活動度が低く、活断層を特定した具体的な地震動評価が困難であるという、主に発電用原子炉施設の立地する地域の特性等によるものと考えられること、我が国においても、原子力安全委員会において、我が国の原子力安全規制活動によって達成し得るリスクの抑制水準(安全目標)を定め、確率論的安全評価手法を安全規制活動等に活用することが、より効果的な安全確保活動を可能とするとともに、安全性の一層の向上に寄与

するとの判断から、平成12年9月に安全目標専門部会を設置して検討を重ね、同部会は、平成18年3月、確率論的安全評価の手法に基づく発電用原子炉施設の性能目標の定量的な指標値として、炉心損傷頻度として 10^{-4} /炉年程度、格納容器機能喪失頻度として 10^{-5} /炉年程度を提案したこと、原子力規制委員会は、平成25年4月、同委員会が原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標として、上記原子力委員会安全目標専門部会の提案に係る指標値に加えて、福島第一原発事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も取り込んで、発電用原子炉については事故時のセシウム137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度を 10^{-5} /炉年程度を超えないように抑制されるべきである（テロリズム等によるものを除く）と定めたこと、基準地震動の策定における超過確率の参照は、改訂耐震指針及び発電用原子炉施設の耐震安全性に関する安全審査の手引きには定められておらず、設置許可基準規則解釈及び地震ガイドにおいて初めて導入されたものであるが、地震・津波検討チーム第10回会合において、原子力規制庁職員から、地震ガイド案の「超過確率の参照」について、このあたりのハザード評価については、これまで原子力安全基盤機構（JNES）の方で様々な評価の仕方についてのノウハウの蓄積があるので、そういった蓄積についても中に取り込んでいこうという趣旨であるとの説明がされていたこと、以上のとおり認められる。

上記認定事実によれば、新規制基準及び地震ガイドの基準地震動の策定における超過確率の参照は、発電用原子炉施設の耐震設計の基本となる基準地震動を決定論的手法による評価により策定するものとしつつ、その妥当性を確率論的手法による評価の面からも検証することにより、耐震設計における安全性の向上を図ろうとする趣旨によるものと認められるのであって、原子力規制委員会が確率論的安全評価の手法に基づき安全目標を設定したのとその趣旨を同じくするものといえる（なお、決

定論的手法による安全（リスク）評価と確率論的手法による安全（リスク）評価は、安全確保のための評価手法として、その方法論のみならず評価の観点ないし基礎となる考え方の理念を異にするものであるから、原子力規制委員会が確率論的安全評価の手法による安全目標を設定したからといって、当該安全目標が直ちに新規制基準ないし地震ガイドの解釈指針となるものでなく、また、安全目標が導入された趣旨及びその経緯からしても、安全目標が直ちに危険性（リスク）の社会的許容限度を画する基準となるものでもない。）。そして、上記認定事実及び審尋の全趣旨によれば、地震ガイドの解説において参考にするべき手法として例示され相手方が超過確率の評価に当たり準拠した年超過確率評価基準は、確率論的安全評価に係る知見の蓄積を反映した内容となっているものと認められるのであって、その内容が不合理であるということとはできず、また、相手方が年超過確率評価基準等に基づいて行った基準地震動の超過確率の評価の過程に不合理な点は見いだせない。

原告人らは、相手方が算出したような 10^{-4} ～ 10^{-5} /年という長期間の確率を算出するためには、同程度の観測データの蓄積が必要であるが、相手方の年超過確率の評価はそのようなデータに基づいていないから信頼性に乏しい、相手方のした領域震源モデルの評価は、機械的形式的な確率評価でしかなく、現実の発生頻度との誤差も不明である、相手方のした特定震源モデルの評価は、松田（1975）の関係式を用いて地震規模を推定する場合のばらつきが考慮がされておらず、活断層の調査も十分ではなく、設定した最大マグニチュードも過小であり、地震規模の不確実性への配慮が欠けている、などと主張するが、いずれも、超過確率の確率論的安全評価手法としての性格等からしても、相手方による超過確率の評価の不合理性を基礎付けるに足りるものといえることはできず、採用することができない。原告人らは、基準地震動超過地震の発生等を根拠に我が国の基準地震



動超過確率は国際的な基準に合致していないとも主張するが、そもそも、基準地震動超過地震については、前記のとおり、少なくとも現在の科学的技術的知見に照らしてみれば、その地域特性（震源特性、伝播経路特性又は敷地地盤の特性）についての考慮ないしその前提となる調査及び評価が不十分であったということができることなどからすれば、基準地震動超過地震の発生事実をもって直ちに確率論的安全評価手法に基づく基準地震動の超過確率の評価が国際的な基準に合致していないということはない。

以上認定、説示したところによれば、相手方のした基準地震動の超過確率の評価は不合理であるということとはできず、原子力規制委員会が、当該超過確率を参照して、相手方の基準地震動の設定が新規制基準及び地震ガイドに適合するとした判断が、不合理であるということもできない。

エ 基準地震動の適合性判断のまとめ

以上検討してきたところによれば、基準地震動の策定に関する新規制基準及び地震ガイドの定めが不合理であるということとはできず、相手方の基準地震動の策定が新規制基準及び地震ガイドに適合するとした原子力規制委員会の判断も不合理であるということとはできない。

(4) 本件原子炉施設の耐震設計上の裕度

ア 設置許可基準規則は、発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化（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（同規則2条2項3号）又は設計基準事故（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が

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（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設計基準対象施設とし（同項7号）、そのうち、安全機能を有するものを「安全施設」（同項8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「重要安全施設」（同項9号）として、その第2章において地盤、地震による損傷の防止、津波による損傷の防止等の観点から位置、構造及び設備の基準を定めている。なお、「安全機能」とは、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、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、及び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、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場等外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能をいう（同項5号）。また、設置許可基準規則は、地震による損傷の防止の観点から、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の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耐震重要施設とし（同規則3条1項）、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものであることを求めている。

イ 設置許可基準規則解釈によれば、設置許可基準規則4条1項にいう「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（施設全体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）がなされることをいうとし、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。そして、設計基準対象施設を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）に応じてSクラス、Bクラス及びCクラスに分類するものとしている。そのうち、Sクラスは、地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆の影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設等とし、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系、使用済燃料を貯蔵するための施設、原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設、原子炉停止後炉心から崩壊熱を除去するための施設、原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後炉心から崩壊熱を除去するための施設、原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設、放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するための施設であり上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設はSクラスとすることとしている。他方で、Bクラス（安全機能を有する施設のうち機能喪失した場合の影響がSクラスの施設と比べ小さい施設）の例として、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて一次冷却材を内蔵しているか内蔵し得る施設、使用済燃料を冷却するための施設等が挙げられている。なお、Cクラスは、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいうものとされる。

その上で、設置許可基準規則解釈は、「地震力に十分耐えること」を満たすための各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計方針として、Sクラスに属するもの（津波防護施設等を除く。）については、「① 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。② 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、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。③ 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、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に留まること。なお、「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」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」とし、Bクラスに属するものについては、「① 静的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。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。② 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静的地震力を組み合わせ、その結果生ずる応力に対して、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。③ 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の荷重と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、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。」とし、Cクラスに属するものについては、「① 静的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。② 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。③ 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の荷重と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応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。」としている。なお、弾性設計用地震動は、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ものとし、静的地震力の算定において、建物・構築物についても機器・配管系についても、水平地震力の算出係数をCクラス1.0に対しSクラスを3.0、Bクラスを1.5とした上、機器・配管系については更に水平震度及び鉛直震度をそれぞれ20%増しとするものとし、Sクラスの建物・構築物については水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとし、機器・配管系については全てのクラスにつき水平地震力と鉛直地震力を同時に不利な方向で作用させることとしている。

また、設置許可基準規則解釈によれば、津波防護施設等以外の耐震重要施設が「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」ことを満たすための基準地震動に対する設計方針として、次のとおり定めている。すなわち、「①基準地震動による地震力に対し、その安全機能が保持できること、②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・構築物が構築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、③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過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。また、動的機器等については、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。④なお、「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」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響（耐震重要施設と下位のクラスの施設との接触部における相互影響等）によって、その安全機能を損なわないように設計すること。」などとしている。なお、地震ガイドにおいては、耐震重要度分類Sクラスの建物・構築物及び機器・配管系をもって上記設置許可基準解釈にいう「耐震重要施設」と位置付けている。

ウ 上記アの設置許可基準規則解釈及びその趣旨を具体化した地震ガイドの定めによれば、発電用原子炉施設の全ての設計基準対象施設が建築基準法等の基準を満たし一般産業施設又は公共施設と同等の安全性を有することを当然の前提とした上で、設置許可基準規則は、事故時及び事故につながり得る異常時において放射性物質が放出等され公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすことを防止する観点から、安全機能の重要度によりこれを重要安全施設、安全施設及びその他の施設に区分し、それぞれにつき必要な安全上の基準を定めるとともに、特に地震による損傷の防止の観点から、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耐震重要施設と位置付けて、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものであることを求め、これらの規定を受けて、設置許可基準規則解釈及び地震ガイドは、設置基準対象施設を耐震重要度に応じてSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設等、すなわち、後記の多重防護（深層防護）の要となる施設を最も重要度の高いSクラスと位置付け、他のクラスの施設よりも厳しい基準を設けることにより、高度の耐震安全性を確保しようとするものであるということができ

る。

以上のような新規制基準及び地震ガイドの耐震安全性の確保の考え方は、原子炉等規制法の趣旨に照らしても、不合理ということではできない。

そして、疎明資料（乙197）によれば、工認ガイドは、新規制基準、新技術基準及び地震ガイドの規定を受けて、建物・構築物、機器・配管系等につきそれぞれ許容限界の設定、地震応答解析の手法及びモデルの設定、構造解析手法及び構造解析モデルの設定、基準地震動等に対する耐震設計の基準等を詳細に規定しており（工認ガイドは、基準とすべき「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、エンドース済みの電気協会耐震設計技術指針・重要度分類・許容応力編（J E A G 4601・補-1984）、電気協会耐震設計技術指針（J E A G 4601-1987）、同（4601-1991 追補版）（以下、上記3つの指針をまとめて「J E A G 4601」ということがある。）等を挙げている。）、Sクラスの建物・構築物については、基準地震動S

sによる地震力と地震力以外の荷重の組合せに対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していることを求め、具体的には、建物・構築物の鉄筋コンクリート造耐震壁について、基準地震動S_sによる耐震壁の最大せん断ひずみがJ E A G 4601の規定を参考に設定されているせん断ひずみの許容限界を超えていないことをいい、鉄筋コンクリート造の原子炉格納容器及び原子炉格納容器に連続する基礎スラブ並びに使用済燃料プール（ピット）について、基準地震動S_sによる地震力と地震力以外の荷重を組み合わせ、その結果発生する応力が発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格（日本機械学会 2003）の規定を参考に設定されている許容限界を超えていないこと、などを規定し、また、機器・配管系については、基準地震動S_sによる地震力と施設の運転状態ごとに生じる荷重を適切に組み合わせ、施設に作用する応力等を算定し、それらが許容限界を超えていないこと、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、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に対し十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと、地震時又は地震後に機能保持が要求される動的機器については、基準地震動S_sを用いた地震応答解析結果の応答値が動的機能保持に関する評価基準値を超えていないこと、などを求め、具体的には、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、J E A G 4601又は機械学会設備等規格（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い、設定された許容限界を超えていないこと、上記の荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に対し十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと、直接支持構造物の強度評価は、機器・配管系の本体から作用する伝達荷重及

びその構造に応じて作用するその他の荷重等を考慮して実施していること、などを規定している。

以上のような耐震安全性確保のための工認ガイド等の規定にも不合理な点は見当たらない。

エ 相手方は、前提事実(9)のとおり、新規制基準及び新技術基準並びにエンドース済みのJ E A G 4601 等に従って本件原子炉施設の基準地震動 S_s に対する耐震安全性等の評価を行い、前提事実(2)及び認定事実オのとおり、原子力規制委員会は、新規制基準並びに地震ガイド及び工認ガイドに適合する旨の判断をしている。

すなわち、相手方が本件原子炉施設の安全上重要な建物・構築物に対して行った耐震安全性評価では、基準地震動に対する最大応答せん断ひずみは最大値をとったものでも、評価基準値の約5分の1程度であって、十分な余裕が確認され(前提事実(9)ア)、安全上重要な機器・配管系に対して行った耐震安全性評価における構造強度評価でも、発生応力は評価基準値を下回っており、おおむね弾性変形の範囲にとどまっていることや、動的機能維持評価においても、発生応力は評価基準値を満足するものであったことが確認されている(前提事実(9)イ、認定事実ウ(ウ) b、審尋の全趣旨)。そして、これらの評価基準値は、設計降伏点をわずかに超えた塑性領域に設定されているものの、塑性変形の限界値に対して十分な余裕をもって設定されている(建物・構築物については2倍(前提事実(9)ア)、原子炉容器については1.5倍(審尋の全趣旨))と認められる上、このような耐震安全評価を行うに当たり、相手方が解析に用いた計算条件が安全側のものに設定されたり、あるいは、耐震設計以外の要求から施設が保守的に設計されているものもあり(認定事実ウ(ウ) b)、これらの保守的な設計を総合すると、本件原子炉施設の安全上重要な建物・構築物や機器・配管系は基準地震動等に対しても、相当の余裕を有していると評価できる。なお、

原子力安全基盤機構が原子力発電所の安全上重要な設備の実機を模擬した試験体を用いて行った耐震実証試験は、実機を用いた実験ではなく、振動の条件が異なっているという違いを踏まえる必要はあるが、その試験において、試験体とされた機器等が基準地震動を大きく超える振動によっても機能を喪失しなかったという実験結果が得られていること(認定事実ウ(ウ) b)、相手方がストレステストにおいて、炉心損傷等に至らない場合の収束シナリオを特定して行った本件原子炉施設システム全体の有する耐震裕度評価において、基準地震動(最大加速度: 5.40 cm/s^2)に対する耐震裕度が最も小さいクリフエッジは川内1号機につき1.86倍、川内2号機につき1.89倍と評価されていること(認定事実ウ(ウ) a)なども、本件原子炉施設の安全上重要な施設が基準地震動に対して相当の余裕を有していることの裏付けとなるということができる。

以上によれば、本件原子炉施設の安全上重要な施設についてその耐震設計が新規制基準並びに地震ガイド及び工認ガイドに適合しているとした原子力規制委員会の判断が不合理であるということとはできない。

オ 抗告人らの主張について

ウ 抗告人らは、弾性変形ではなく塑性変形レベルの応力に評価基準値を設定するのは、原子力発電所の耐震設計基準の安全性という点から問題があると主張する。

前記のとおり、工認ガイドにおいては、建物・構築物についても機器・配管系についても、終局耐力ないし破断延性限界に対して妥当な安全余裕ないし十分な余裕を有していることを基準として要求し、建物・構築物の鉄筋コンクリート造耐震壁については、基準地震動 S_s による耐震壁の最大せん断ひずみがJ E A G 4601 の規定を参考に設定されているせん断ひずみの許容限界を超えていないものとし、機器・配管系については、地震力との組合せ荷重により塑性ひずみが生じる場合であって

も、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に対し十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないものとするなどとして、評価基準値を塑性領域に設定することを許容している。しかし、工認ガイドは、終局耐力ないし破断延性限界に対して妥当な安全余裕ないし十分な安全余裕を有することを前提に評価基準値を塑性領域に設定することを許容しているにすぎないのであるから、上記のような基準の定めが直ちに耐震安全性確保の観点から不合理であるということとはできない。そうであるところ、前記のとおり、相手方は、工認ガイドに基づき、建物・構築物の鉄筋コンクリート造耐震壁について、J E A G 4601の規定を参考に終局せん断ひずみ「 4.0×10^{-3} 」に2倍の余裕を持たせた「 2.0×10^{-3} 」を評価基準値として設定し、また、機器・配管系については、原子炉容器につき設計引張強さの3分の2に評価基準値を設定するなど、J E A G 4601等の規定に基づき破断延性限界に対し十分余裕を持たせた評価基準値を設定しているのであるから、相手方の評価基準値の設定が工認ガイドの趣旨に照らして不合理であるということもできない。したがって、抗告人らの上記主張は採用できない。

抗告人らは、評価基準値が塑性変形の限界値に対して余裕を持って設定されているのは、各種不確定要素を考慮した必要不可欠な安全代であって、その余裕を基準地震動を超過する地震動のための余裕として考慮することは許されないと主張する。

しかし、個々の建物・構築物や機器・配管系のみならず、それらを構成する部品や材料についても、抗告人らのいう設計、施工に内在する各種の不確定要素を考慮して評価基準値を下回る設計がされるのが通常である上、前記のとおり、相手方は、地震応答解析等を行って安全上重要な施設の安全性評価を行ったところ、建物・構築物（鉄筋コンクリート造耐震壁）については評価基準値を大きく下回り、機器・配管系につい

ても、評価基準値を下回ったのみならず、おおむね弾性変形の範囲にとどまったというのであるから、設計、施工に内在する各種の不確定要素を考慮したとしても、本件原子炉施設の安全上重要な施設（建物・構築物及び機器・配管系）は、限界値に対して相当の余裕を有しているものということできる。

以上のとおりであるから、抗告人らの上記主張はいずれも採用できない。

イ) 抗告人らは、応答解析の解析値は、あくまで計算上の値であり、実際に原発の構造物に作用する力は地震が起こってみなければわからず、したがって、常に解析値や評価基準値が実際の力を上回るとは限らないと主張する。

しかし、応答解析の解析値にその手法に内在する限界が存することは抗告人らの主張するとおりであるとしても、建物・構築物や機器・配管系に現実に作用する地震力の大きさを正確に予測することが現在の科学技術水準の下では不可能である以上、その設計段階において最新の科学的、技術的知見に基づき適切なモデルを設定し適切な解析手法を用いた評価によりこれを想定した上で余裕を持たせた設計を行うことによってその安全性を確保していくほかないのであるから、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定して応答解析を行った上、その解析値（応答値）が適切に設定された許容限界（評価基準値）を超えないことを耐震設計の基準とすることをもって、耐震安全性の確保を図るものとする工認ガイドの考え方が、不合理であるということとはできない。そうであるところ、前記のとおり、相手方は、工認ガイドに従って地震応答解析を行っているのであり（疎明資料（乙1.3.5）及び審問の全趣旨によれば、広く一般的に用いられている動的解析手法である質点系モデルの手法に加えて、構造が複雑な設備等につき評価対象をそのままの形

で忠実にモデル化してその細部の挙動まで解析することができることとされる3次元FEMモデルの手法(有限要素法)を用いた評価も行っていることが認められる。)その解析手法の選択が不合理であるということとはできない上、解析評価の過程に不合理な点が存することをうかがわせるに足りる疎明資料もない。

したがって、抗告人らの上記主張は採用できない。

抗告人らは、相手方の解析は、その計算条件等が明らかにされていない上、モデル化の困難性等による設計ミスを度外視しているから、保守的なものとなっているか疑わしいとも主張するが、認定事実ウ(ウ)のとおり、相手方は、地震応答解析において、コンクリート強度の値について実際の強度ではなく設計値を用いたり、モデルに入力する建物等の各位置に対する地震力について地震応答解析で求められた動的地震力の最大値を静的地震力として用いるなど、計算結果が保守的なものとなるように計算条件を設定しているのであるから、抗告人らの上記主張も、採用することができない。

(ウ) 抗告人らは、延性破壊以外の破壊モードとして、例えば①蒸気発生器支持構造物の脆性破壊、②原子炉格納容器の座屈、③溶接部の損傷のおそれも考慮すべきであると主張する。

しかし、抗告人らの主張する脆性破壊や座屈の前提となる衝撃荷重が発生するメカニズムが解明されておらず、これまでの地震被害で見られた衝撃的破壊という現象は、衝撃荷重の概念を用いずとも従来の振動論的に説明が可能という指摘がある上(乙259、261の2)、相手方は、蒸気発生器の支持構造物・支持脚について、地震動による鉛直方向の圧縮荷重が作用することによる座屈の評価を機械学会設備等規格(2005/2007)に基づいて行っており、その評価結果はいずれも評価基準値を大きく下回っている(乙265の5、268の5)。

また、原子炉格納容器についても、J E A G 4601において定められた安全率1.5を考慮した座屈評価式に従って評価したところ、評価基準値を下回っているのであって(乙48の11、121の11、122の2、145)、その差がわずかであるとしても、安全率を考慮していることからすれば、設計上の余裕がないということとはできない。

さらに、溶接部についても、機器の不連続部分に発生する応力(ピーク応力)については、機械学会設備等規格(2005/2007)に基づいて、機器の種類や形状等に応じて一次応力及び二次応力の変動幅を割り増した値を設定して評価し、「一次応力+二次応力の評価」が評価基準値を超えた場合には、簡易弾塑性解析によるピーク応力の割増しを行った上で疲労評価を行ったところ、疲労累積係数が評価基準値を大きく下回っている(乙48の9、121の9、145、審尋の全趣旨)。

以上のとおり、相手方が行った地震応答解析の評価が不合理であるということとはできず、抗告人らの主張は、いずれも採用することができない。

なお、抗告人らは、相手方が、蒸気発生器内部構造物等について通常の応力計算では限界値を超えてしまうので、弾塑性解析によって破断の有無を確認したと主張等し、疎明資料(甲232)には、蒸気発生器内部構造物の発生応力が許容応力 IV_{AS} (この場合は破断応力 S_u)を超えるので弾塑性解析を行って破断しないことを確かめたとされているが、このような高い許容値を設定することは著しく危険側の評価となる旨の記載部分があるところ、確かに、上記疎明資料(乙48の9、121の9、145)によれば、蒸気発生器内部構造物(伝熱管)等について、「一次応力+二次応力の評価」が評価基準値を上回っている(川内1号機の伝熱管につき評価基準値492MPaのところ評価値563MPa、川内2号機の伝熱管につき評価値531MPa)。しかし、上記のとおり、

相手方が行った「一次応力+二次応力の評価」は、機械学会設備等規格（2005/2007）に従ったものであり、上記疎明資料及び審尋の全趣旨によれば、同評価においては、評価基準値は当該設備が二次応力の発生によって弾性的挙動の範囲内にとどまるか塑性的挙動の範囲に及ぶかの分岐点として設定され、評価値が評価基準値を上回るか否かで異なった疲労解析の手法を用いるものとされ、評価基準値を上回った場合には、簡易弾塑性解析によるピーク応力の割増しを行った上で疲労評価を実施するものとされているのであって、このような評価方法が安全性確保のための手法として不合理ということとはできない。そして、相手方が評価した疲労評価累積係数は、最大でも0.555にすぎないのであって、評価基準値を大きく下回っている（川内1号機の伝熱管については0.009、川内2号機の伝熱管については0.003）のであるから、抗告人らの上記主張も、採用することができない。

四 抗告人らは、余震によって機器、配管の損傷が拡大するおそれがあると主張する。

疎明資料（乙111、200の5）によれば、旧耐震指針の改訂の際の耐震指針検討分科会の調査審議の過程において、地震随伴事象として考慮すべき事項の一つとして、「検討用地震に随伴すると想定することが適切な余震の地震動によっても施設の安全機能が損なわれないこと」が提案されたが、原子炉施設の「基本設計ないし基本的設計方針」の妥当性に係る「安全審査」において、設置許可申請対象となる固有の原子炉施設の耐震設計についての妥当性を審査すべき事項として適切かつ不可欠であるかどうかという視点、及び現行の他の関連する指針類で対応されているかどうかとの視点から議論を重ねた結果として、最終的には改訂耐震指針に規定されなかったこと、新規制基準策定の際の地震・津波関連指針等検討小委員会の検討・審議の結果取りまとめられた「発電

用原子炉施設に関する耐震設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）」においても、「地震の継続時間や繰り返し地震動の考慮」、すなわち、東北地方太平洋沖地震は地震の継続時間が長く、また、本震後も比較的規模の大きな余震が繰り返されたことから、耐震安全性評価においては、こうした長時間の揺れや繰り返し地震動に対する施設・設備の影響を考慮する必要がある、その際、地盤や施設の非線形応答の永久ひずみ（変形）を考慮した検討の必要等は今後の課題であると整理され、設置許可基準規則、地震ガイド及び工認ガイドには余震に関する規定は設けられなかったことが認められる。その趣旨については、余震は、その地震動による地震力が本震のそれよりは小さいと考えられるから、地震動については、基準地震動でもって評価すれば足り、余震が本震後繰り返し発生することの影響については疲労評価等で評価すれば足りることなどから、特に余震に関する特別の規定を設ける必要がないという考え方によるものと考えられる。このような考え方自体は、基準地震動の設定や疲労評価が適切に行われる限りにおいて、不合理であるということとはできない。

そうであるところ、技術基準規則（乙180）17条8号トは、耐震設計において、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器（クラスI容器）、管（クラスI管）、及びポンプ又は弁（クラスI弁）並びにこれら（クラスI機器）を支持する構造物（クラスI支持構造物）の構造及び強度につき、クラスI容器、クラスI管、クラスI弁及びクラスI支持構造物にあつては、運転状態I（発電用原子炉施設の通常運転時の状態）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乗換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。なお、運転状態IIIは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

れる状態をいい、運転状態Ⅳは発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事象が生じている状態をいう。)において、疲労破壊が生じないことと規定して、原子炉圧力バウンダリを構成する機器及び支持構造物につき疲労評価を義務付けているほか、前記のとおり、「一次応力+二次応力の評価」が評価基準値を上回る場合には疲労評価を行うものとされている。そして、機械学会設備等規格(2005/2007)等によれば、疲労評価は、設計過渡条件の繰返し回数と設計過渡条件で発生する繰返しピーク応力強さから求められる許容繰返し回数を考慮して求めた疲労累積係数が評価基準値(1.0)以下であることを確認することによって行うものとされ、疲労累積係数(設計過渡事象に対する疲労累積係数)は、各設計過渡条件における繰返し回数(設計想定回数)を許容繰返し回数で除した値(疲労係数)の和として求めるものとされ(許容繰返し回数は機器・配管に生じる繰返しピーク応力強さと許容繰返し回数の関係を基に求められる。)、地震時における疲労累積係数は上記に地震の条件による疲労係数を加算したものとされるところ、相手方は、疲労評価において、運転期間を40年と仮定し、設計過渡条件の回数を運転実績に比べて相当程度大きく設定した上、基準地震動に対する設計想定回数を200回とするなど、実際に想定される基準地震動による繰返しピーク応力強さの発生回数に対して十分余裕のある設定としており(審尋の全趣旨)、その評価結果は、上記のとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管はもとより、「一次応力+二次応力の評価」が評価基準値を上回る機器・配管についても、疲労評価に係る評価基準値(1.0)を大きく下回るものとなっている。

以上に加えて、前記のとおり相手方の基準地震動の策定が不合理であるということができないことを併せ考えると、抗告人らの主張するような、余震によって機器・配管のサポート(支持構造物)が損傷し、機

器・配管の固有周期が長周期側にずれ、それと共振する余震の地震動を受けて応力が大きくなり、さらに損傷が拡大するおそれや、基準地震動を超える地震動で機器・配管が損傷した直後に、基準地震動を超える余震によって、さらに損傷し、重大事故に至るおそれについても、基準地震動の設定及び疲労評価を踏まえた耐震設計において評価し尽くされているということができるから、この点に関する抗告人らの主張は採用できない。

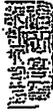
(5) 本件原子炉施設の安全確保対策

ア 前記のとおり、東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原発事故の教訓を踏まえて、重大事故対策が新たに安全規制の対象とされ(前提事実(7)イ)、設置許可基準規則において、発電用原子炉施設の安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障(単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと)が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならないこと(12条2項)、重要安全施設は、原則として、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならないこと(同条6項)、発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を設けなければならないこと(14条)、工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設

の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならないこと（34条）、などを規定しているほか、重大事故等への対処として、発電用原子炉施設は、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に必要な措置を講じたものでなければならないこと（37条1項）、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、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に必要な措置を講じたものでなければならないこと（同条2項）、発電用原子炉施設は、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、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料の著しい損傷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ないこと（同条3項）、発電用原子炉施設は、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、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷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ないこと（同条4項）、を規定した上、重大事故等対処施設の地震による損傷の防止、津波による損傷の防止、可搬型重大事故等対処設備を含む重大事故等対処設備の基準、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の設置、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の設置、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の設置、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の設置、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の設置、原子炉格納容器内の冷却等のための設備の設置、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の設置、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の設置、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の設置、使用済燃料貯蔵槽の冷却等の設備の設置、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の設置、重大事故等の収束に必要となる水の

供給設備の設置等について規定し、さらに、重大事故等対処設備については、常設重大事故等対処設備につき原則として二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう適切な措置を講じたものであることを規定し、可搬型重大事故等対処設備についても、共通要因による接続不能に配慮した規定をしている。また、技術基準規則においても、同旨の規定が設けられている。そして、これらの設置許可基準規則の規定を受けて、原子力規制委員会により「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」、「実用発電用原子炉に係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関する審査ガイド」（以下「有効性評価ガイド」という。）、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」等が策定されている（乙44、257）。

重大事故対策に係る新規制基準の考え方の概要は、共通原因による安全機能の一斉喪失を防止する（重大事故の防止）とともに、万一重大事故が発生した場合にも対処することができる設備及び手順を整備するとの観点から、前者については、重要度が特に高い安全機能を有する施設の系統に多重性、多様性及び独立性を確保させ、外部電源の信頼性を向上させ、所内電源の多重化、分散配置を求めるとし、後者については、多段階にわたる防護措置を求めるとともに、可搬設備での対応を基本として、恒設設備との組合せにより信頼性を向上させるものとするなどし、ハード（設備）とソフト（作業現場）が一体として機能を発揮するよう、手順書の整備や人員の確保、訓練の実施等をも求めるものであるということが出来る。



このような重大事故対策に係る新規制基準等の趣旨は、上記のとおり、福島第一原発事故において、地震、津波という共通原因により、全ての動力源が失われた結果、原子炉の安全性を維持する機能が全て喪失して炉心損傷に至ったという教訓を踏まえて、重要度が特に高い安全機能を有する施設の系統に多重性、多様性及び独立性を確保させることにより、発電用原子炉施設から多量の放射線が周辺環境に放出されるおそれがある事故の発生の防止を図るとともに、重大事故（発電用原子炉の炉心の著しい損傷等。原子炉等規制法43条の3の6第1項3号）に至るおそれがある事故又は重大事故が発生した場合に炉心の損傷等及び放射性物質の周辺環境への異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じさせ、重大事故等対処施設の設置を義務付けることによって、重大事故の発生及び拡大の防止を図るものであるとすることができる。なお、多重性とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在することをいい（設置許可基準規則2条2項17号）、多様性とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因）によって同時にその機能が損なわれないことをいい（同項18号）、独立性とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、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、共通要因又は従属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（同項19号）。

以上のような重大事故等に対する新規制基準の安全確保の考え方が不合理であるということとはできない。

イ 相手方は、認定事実エのとおり、本件原子炉施設につき、多重防護の考えに基づき、①異常の発生を未然に防止するための対策（第1段階目）、②異常の拡大及び事故への進展を防止するための対策（第2段階目）、③放射性物質の異常な放出を防止する対策（第3段階目）の3段階に分け、とりわけ、第2段階目及び第3段階目の対策を中心に設計上様々な安全対策を講じている。その概要は、次のとおりである。

すなわち、第2段階目の対策のうち、原子炉を「止める」設計については、異常を検知した場合に、制御棒が自重により落下して原子炉が緊急停止するものとなっており、制御棒による原子炉停止操作ができない場合には、化学体積制御設備により原子炉内に中性子を吸収する性質のある高濃度のほう酸水を注入して原子炉を停止させる仕組みとなっている。そして、崩壊熱を除去して原子炉を冷却するため、二次冷却系の設計において、電動の補助給水ポンプをそれぞれの原子炉に複数設置し、主給水ポンプの機能が喪失した場合には、電動の補助給水ポンプが作動することにより蒸気発生器への給水を維持し、それが機能しない場合には、蒸気によって駆動するタービン動補助給水ポンプが作動するという3段階の対策が施されている。次に、第3段階目の対策としては、いわゆる一次冷却材が喪失するLOCAが発生した場合においては、非常用炉心冷却設備（ECCS）が自動作動し、原子炉内に高圧系、低圧系及び蓄圧系の3つの系統からそれぞれ注水を行って原子炉を内部から冷却するが、高圧系及び低圧系には、それぞれ独立した複数のポンプが設置されている。また、ECCSが作動した場合、蒸気発生器を通じた崩壊熱の除去のため、補助給水設備が自動作動するようになっている。これら三つの注水系統の機能が全て喪失した場合には、格納容器再循環サンプに集まる一次冷却材を用いた低圧再循環等により原子炉を冷却する。また、これとは別に、原子炉格納容器内の上部に設けられたスプレイ設備により冷却水を原子炉格納容器内に散布し、

その内部の圧力を低下させる仕組みも存在する。同設備における通常の給水ができない場合には、常設電動注入ポンプあるいは可搬式ディーゼル注入ポンプを用いて給水が行われることとなっている。さらに、原子炉格納容器内に漏出した放射性物質を含む空気を浄化する設備が設置されており、放射性物質が原子炉格納容器外へ漏出することを防いでいる。

電源対策については、それぞれ独立した外部電源を2系統3回線確保しつつ、それらの外部電源を喪失した場合には、それぞれ独立した複数の非常用ディーゼル発電機により電源の確保が可能となっている。さらに、非常用ディーゼル発電機の電源も喪失するいわゆる全交流動力電源喪失の事態が発生した場合には、大容量空冷式発電機により、大容量空冷式発電機の電源を喪失した場合には、可搬式の設備である複数の発電機車によって電源の確保が可能となっており、4段階への対策が施されているほか、計測制御機器への電源として蓄電池が確保され、最大24時間の電力供給が可能となっている。

ウ 以上のとおり、本件原子炉施設には、炉心の著しい損傷等といった重大事故への進展を防ぐため、原子炉や原子炉格納容器内を冷却したり、圧力を減少させたりするための複数の設備、機能が設置されており、なおかつ、それぞれの設備、機能を構成する主要な機器も独立した複数が設置されていると評価でき、本件原子炉施設の安全機能には、設置許可基準規則12条2項に規定される安全機能の多様性や多重性、独立性が確保されていると認められる。また、上記設備、機能を動かす電源設備として、上記のとおりいわば4段階のものが備えられるなどしているものであり、同規則14条の基準を満たすものであると認められる。

以上に加え、相手方は、重大事故が発生した場合に対応に当たる職員の確保、事故対応の責任者の明確化、事故対応の手順の確立、職員に対する事故対応の訓練、教育といった運用面からの対策も講じている（認定事実

エ(カ)。そして、これら相手方の一連の安全対策については、原子力規制委員会は、新規制基準への適合性が認められると判断しており（認定事実オ(カ)、その過程に不合理な点は見当たらない。

エ 抗告人らの主張について

カ) 抗告人らは、多重防護（深層防護）の考え方に立てば、従来の3層の防護に加えて、過酷事故対策（4層目）及び防災対策（異常な放射性物質からの公衆の隔離）（5層目）の5層の防護が求められるのであり、過酷事故対策においては、安全系と非安全系という単純な区分けで考えるのではなく、保守的にあらゆる事態を想定して対応を考えるべきであり、事故シナリオの選定として信頼性のある確率論を採用し、選定されたシナリオに対する評価において、事故対応を担保した場合と担保しない場合に対して行うべきであるにもかかわらず、新規制基準は、多重防護の5層目を欠いている上、4層目についても、設計に共通要因故障を想定した内容が盛り込まれず、可搬設備での対応を基本としたアクティブな安全確保策となっている上、過酷事故評価は、事故シナリオとして決定論によって恣意的と疑われても仕方がないものが選択され、その先の進展過程においては復旧活動が担保されたものとなっているから、国際的な基準を満たしていないといった趣旨の主張をする。

疎明資料（甲196）によれば、IAEA安全基準SSR-2/1は、深層防護を「運転時の異常な過渡変化の進展を防止し、運転状態及びいくつかの障壁では事故条件として放射線源又は放射性物質と従業員及び公衆又は環境との間に設置された物理障壁の有効性を維持するための様々なレベルの多様な装置と手順の階層的な展開」と定義した上、第1の防護レベル（第1層）につき、通常運転からの逸脱及び安全上重要な設備の故障や失敗を防止すること、第2の防護レベル（第2層）につき、第1層の防護策の機能失敗によって起こり得る、想定される初期事象の

うち、比較的高頻度の事象である予期される運転時の事象が事故状態に進展することを防止するために、通常運転状態からの逸脱を検出して制御すること、第3の防護レベル（第3層）につき、想定される初期事象が第2層の防護策によって制御できない場合において、工学的安全施設、事故時手順等によって、炉心の損傷及びサイト外への重大な放出を防止し、プラントを安全な状態に復帰させること、第4の防護レベル（第4層）につき、第3層の機能失敗に起因する事故影響を緩和すること、第4層の最も重要な目的は、格納機能を確保し、これによって確実に放射性物質の放出を合理的に達成可能な限り低くすることであること、第5の防護レベル（第5層）につき、事故状態の帰結として起こる可能性のある放射性物質の放出による放射線影響を、防災対策によって緩和すること、としている。

また、説明資料（甲1）によれば、国会事故調報告書において、原子力の世界において、原子力施設の安全確保のために最も重要な概念とされる深層防護が、原子力法規制上十分に確保されることが望ましいところ、日本における原子力安全規制は、基本的には、5層からなる深層防護のうち第3層を超える事象は事実上起き得ないととらえられており、第4層（事故の進展防止、シビアアクシデント時の影響緩和等、発電所の過酷な状況を制御し、閉じ込めの機能を維持するため、補完的な手段及びアクシデントマネジメントを導入すること）については、福島第一原発事故のような事故への対応を可能とするための外部事象も考慮したシビアアクシデント対策が十分な検討を経ないまま事業者の自主性に任されてきたこと、原子力防災体制においても、第5層の深層防護（放射性物質が外部環境に放出されることによる放射線の影響を緩和するため、オフサイト（発電所外）での緊急時対応を準備すること）の確保に実効性を持たせるといふ点において不十分であったが、IAEAの第5

層の防災対策を実効あるものにするためには、防災対策と安全規制の連携が必要であると思われ、原子力施設の設置許可時、遅くとも運転認可時に、その要件として、事業者は緊急時の防災対策を講じること、また、規制機関は、事業者に緊急時の防災対策を行うように要求しなければならない、という防災対策を反映した安全規制を定めることも検討に値し、また、かかる観点から、事業者が決定した防災対策については、規制機関が確認できるように法体系を整備することが求められること、等の指摘がされていた。

そうであるところ、前記のとおり、本件改正により、原子力基本法2条に2項として、原子力利用に係る安全の確保については、「確立された国際的な基準を踏まえ、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として、行うものとする」旨の規定が追加された上、原子力規制委員会設置法1条において、原子力規制委員会は、原子炉に関する規制に関することを含めて、原子力利用における事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならないという認識に立って、確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図るため必要な施策を策定し、又は実施する事務を一元的につかさどるものと規定され、また、原子炉等規制法において、原子力施設において大規模な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の原子炉による災害を防止し、公共の安全を図るために、原子炉の設置及び運転等に関し、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生をも想定した必要な規制を行うことが目的として規定され（1条）、発電用原子炉を設置しようとする者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力があることが発電用原子炉の設置、変更の許可の要件として規定さ

れるなどされた。そして、前記のとおり、設置許可基準規則において、重要度が特に高い安全機能を有する施設の系統に多重性、多様性及び独立性を確保させること、全交流動力電源喪失に対処するための電源設備を設けなければならないことなどを定めるとともに、その第3章において重大事故等対処施設の設置等につき詳細な規定が設けられたほか、技術基準規則においても、同旨の規定が設けられ、また、これらを受けて、原子力規制委員会において、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」その他の審査基準が策定されている。

そうであるとするれば、新規制基準には、少なくとも第4層までの深層防護が盛り込まれているということができる。そして、前記のとおり、設置許可基準規則及び技術基準規則等によれば、重大事故対策に係る新規制基準の概要は、共通原因による安全機能の一斉喪失を防止する（重大事故の防止）とともに、万一重大事故が発生した場合にも対処することができる設備及び手順を整備するとの観点から、前者については、重要度が特に高い安全機能を有する施設の系統に多重性、多様性及び独立性を確保させ、外部電源の信頼性を向上させ、所内電源の多重化、分散配置を求めるなどし、後者については、多段階にわたる防護措置を求めるとともに、可搬設備での対応を基本として、恒設設備との組合せにより信頼性を向上させるものとするなどし、ハード（設備）とソフト（作業現場）が一体として機能を発揮するよう、手順書の整備や人員の確保、訓練の実施等をも求めるものであるということができる。

以上のような新規制基準の内容は、抗告人らの主張するとおり、可搬設備での対応を基本としたアクティブな安全確保策が含まれているということができるものの、上記のような安全確保策には、当該対応に従事する者を放射線被曝の危険にさらすことを前提とするのではなく、他

方で、多様な状況に柔軟に対処し得るという利点もあると考えられるのであって（甲196）、新規制基準における重大事故対策の基本的な考え方が深層防護の考え方に照らして不合理であるということにはできず、また、基準の具体的な内容にも不合理な点が見当たらないことは、前記のとおりである。なお、本件原子炉施設については、異常を検知した場合に制御棒が自重により落下して原子炉が緊急停止するとともに、発電機が解列され、タービン及び発電機が自動停止する仕組み、LOCAが発生した場合に非常用炉心冷却設備（ECCS）が自動的に作動する仕組み、ECCSが作動した場合に補助給水設備が自動作動する仕組み等の抗告人らのいういわゆるパッシブな仕組みも設けられていることは、前記認定所示したとおりである。

抗告人らは、過酷事故対策においては、安全系と非安全系という単純な区分けで考えるのではなく、保守的にあらゆる事態を想定して対応を考えるべきであると主張するが、発電用原子炉施設の全ての設計基準対象施設が建築基準法等の基準を満たし一般産業施設又は公共施設と同等の安全性を有することを当然の前提とした上で、重大事故の発生及び拡大を防止する機能を有する施設を特に安全施設と位置付けて、その重要度に応じて、独立性、多様性、多重性の確保を求めたり、耐震設計上高度の安全確保を求めたりすること等によって、重大事故の発生及び拡大の防止を図ることが、第4層の深層防護の具体的な方策として直ちに不合理であるということにはできない。なお、新規制基準が耐震重要施設につき耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によってその安全機能を損なわないように設計することを求めるなど、抗告人らのいう非安全系の損傷によって安全系の健全性が損なわれる事態にも配慮していることは、前記認定のとおりである。

以上のとおりであるから、これらの点に関する抗告人らの主張は、い

ずれも採用することができない。

また、抗告人らは、新規制基準は第5層の深層防護を欠いている旨主張する。

疎明資料（甲196）によれば、前記のとおり、IAEA安全基準SSR-2/1において、第5の防護レベルは、事故状態の帰結として起こる可能性のある放射性物質の放出による放射線影響を、防災対策によって緩和することとされ、第5の防護レベルについては、適切な装備を備えた緊急管理センターの設置と、発電所敷地内と敷地外の緊急時対応についての緊急時計画と緊急時手順が必要であるとされている。そうであるところ、新規制基準には第5層の深層防護の観点からの明示的な規定は見当たらない。他方で、本件改正により、原子力災害のいわゆるオフサイト対策（防災対策）については、緊急時以外のいわゆる平時においては、原子力基本法を改正して、内閣に原子力防災会議を置き、原子力防災会議において、原子力規制委員会の定める原子力防災対策指針に基づく施策の実施の推進その他の原子力事故が発生した場合に備えた政府の総合的な取組を確保するための施策の実施の推進、及び原子力事故が発生した場合において多数の関係者による長期にわたる総合的な取組が必要となる施策の実施の推進をつかさどるものとされている（同法3条の4）。また、緊急時においては、原子力災害対策特別措置法に基づき、内閣府に内閣総理大臣を長とする原子力災害対策本部を設置し（同法16条1項、17条1項）、緊急事態応急対策等を的確かつ迅速に実施するための方針の作成、関係執行機関及び原子力事業者らが防災計画、原子力災害対策指針又は原子力事業者防災業務計画に基づいて実施する緊急事態応急対策の総合調整等を行うものとされ（同法18条）、原子力事業者は、原子力災害の発生の防止に関し万全の措置を講ずるとともに、原子力災害の拡大の防止等に関し誠意をもって必要な措置を講ずる

責務を有し（同法3条）、その原子力事業所ごとに、当該原子力事業所における原子力災害予防対策、緊急事態応急対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止等するために必要な業務に関し、原子力事業者防災業務計画を作成等し（同法7条1項）、その原子力事業所ごとに選任された原子力防災管理者において、原子力事業者防災業務計画の定めるところにより、原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行わせるものとされ（同法25条1項）、原子力規制委員会は、原子力災害対策指針を定める（同法6条の2第1項）ほか、内閣総理大臣とともに、原子力事業者が届け出た原子力事業者防災業務計画が当該原子力事業所に係る原子力災害の発生又は拡大を防止するために十分でないと思われるとき等に原子力事業者に対し原子力事業者防災業務計画の作成又は修正を命ずるもの（同法7条3項、4項）とされている。

以上のとおり、法令上も、いわゆる防災対策については、発電用原子炉の設置、運転等に関する規制の対象とされず、原子力規制委員会は、原子力災害対策指針を定めるほか、内閣総理大臣とともに原子力事業者による原子力事業者防災業務計画の作成等を規制する権限等を有するにとどまっているが、その趣旨については、原子力防災対策については、原子力事業者が第一次的な責務を負うものの、国の関係省庁等及び関係地方公共団体との連携協力がそれぞれの責務の円滑な遂行にとって不可欠となることから、原子力規制委員会にはその専門的、科学的な観点から関与させることとしたものであると解される。もとより、防災対策を発電用原子炉の設置、運転等に関する規制の対象とするか否かは、立法政策に属する事柄であるところ、原子力基本法及び原子力災害対策特別措置法等に基づく防災対策が有効かつ適切に機能する限りにおいて、上記のような立法政策が、深層防護の観点からも、不合理であるということとはできず、そのような立法政策がとられたからといって、直ちに確立

された国際的な基準を満たさないということもできない。

以上のとおりであるから、この点に関する原告人らの主張も、採用することができない。

- (イ) 原告人らは、相手方は、過酷事故対策の条件として、「大破断 LOCA (冷却材喪失事故) + ECCS (非常用炉心冷却設備) 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 + SBO (全交流電源喪失)」を想定シナリオの一つとして定めているが、原子力発電施設にとって最大の脅威となり得るのは、非安全系である所外電源喪失が起因となる全交流電源喪失 (SBO) であり、また、強靱で肉厚の大口徑配管の破断 (LOCA) よりも主蒸気配管破断の方が材質的にもサイズの的にもはるかに発生しやすいと考えられるから、格納容器バイパス事故「SBO + SGTR (主蒸気発生器の伝熱細管破断) + 当該 SG (蒸気発生器) 隔離失敗 (MSIV (主蒸気隔離弁) 閉止不能又は SRV (逃し安全弁) 開固着)」等をシナリオとして想定すべきであるとも主張する。

説明資料 (乙 4 4, 2 6 2) によれば、重大事故等の拡大の防止を定めた設置許可基準規則 3 7 条の規定を受けて、設置許可基準規則解釈は、原子炉施設において想定する事故シーケンスグループ又は想定する格納容器破損モードは、所定の事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率的リスク評価などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めており、有効性評価ガイドは、想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンスを選定し、また、格納容器破損モードごとに、格納容器の損傷に至る重要な事故シーケンスを選定するものとしているところ、相手方は、これらの新規制基準及び有効性評価ガイドに基づき、格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するための評価事故シーケ

ンスとして、原告人らの主張する大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故を選定しているほか、原告人らの主張する格納容器バイパスについても、「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」を選定し、後者について、外部電源を欠くという厳しい条件を設定して解析を行っており、また、使用済燃料貯蔵槽における燃料破損防止対策についても、使用済燃料貯蔵槽 (使用済燃料ピット) の冷却機能又は注水機能が喪失する事故及び使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し貯蔵槽の水位が低下する事故を選定して解析を行っている事実が認められる。そして、相手方によるこれらの事故シーケンスの選定が新規制基準の趣旨に照らして恣意的で不合理であるということとはできない。原告人らは、全交流電源喪失及び直流電源喪失のシーケンスや、燃料プール破損事故をも選定すべきであるといった趣旨の主張をするが、全交流電源喪失及び直流電源喪失すなわち全電源喪失が重大事故等の拡大等の防止を検討する上で意味がないことは明らかであり (全電源喪失に至らないよう多重性、多様性及び独立性を確保した対策が求められるゆえである。)、また、使用済燃料貯蔵施設の破損についても、後記のとおり、燃料取扱建屋及び使用済燃料ピットは、いずれも、耐震重要施設 (S クラス) とされている上、使用済燃料の冷却方法からして、原子冷却材炉圧力バウンダリや原子炉格納容器のように高圧等による破損が考えられない上、事故時に使用済燃料ピットへの給水が継続されるための設備等が整備されているのであるから、原告人らの上記主張は、採用することができない。

- (ウ) 原告人らは、多重防壁の観点から、外部電源設備及び主給水ポンプは基準地震動に対する耐震性を有しているべきである、使用済燃料ピットも堅固な施設に囲い込まれ、その冷却設備は基準地震動に対する耐震性

を有しているべきであると主張する。

しかし、前記のとおり、設置許可基準規則解釈及び地震ガイドは、地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設等、多重防護（深層防護）の要となる施設を最も耐震重要度の高いSクラス（耐震重要施設）と位置付け、他のクラスの施設よりも厳しい基準を設けることにより、高度の耐震安全性を確保しようとするものであり、このような新規基準及び地震ガイドの耐震安全性の確保の考え方が、原子炉等規制法の趣旨に照らして、不合理ということとはできない。したがって、外部電源設備及び主給水ポンプが基準地震動に対してSクラスの機器・配管系と同等の耐震安全性を有していないとしても、直ちに耐震設計として不合理であるということとはできない。他方で、疎明資料（乙48の9、48の12、121の9、121の12）によれば、耐震重要施設としての非常用ディーゼル発電機及び補助給水設備（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ）は、その地震応答解析による評価値が評価基準値を大きく下回っており、十分な耐震安全性を有していると認められる。

また、疎明資料（乙44）及び審尋の全趣旨によれば、本件原子炉施設の使用済燃料ピット、冷却器、フィルタ及び脱塩塔等から構成される使用済燃料設備は、燃料取扱建屋に被覆されて設置されていること、使用済燃料を貯蔵するための使用済燃料ピットは、燃料取扱建屋の地下の基礎直上近くに設置され（水面はグラウンドレベルと同等）、壁面及び底部を厚さ約2～5mの鉄筋コンクリート造とし、その内面をステンレス

鋼内張りした構築物であること、使用済燃料は、ほう酸水を満たした使用済燃料ピット内の燃料ラックに一定の離隔距離を保った状態で貯蔵されていること、通常、使用済燃料ピットの水深は約1.2mであり、長さ約4mの使用済燃料の上端まで約8mの水深が確保されていること、使用済燃料ピットへの給排水配管は、全て使用済燃料の上端よりも高い位置で接続されていること、使用済燃料は、使用済燃料ピット内において約40℃の水温に保たれたほう酸水により冷却されていること（崩壊熱の除去）、万一使用済燃料ピットからのほう酸水の漏えいが発生した場合には、漏えいしたほう酸水は、床部コンクリート内に設けられた検知溝を通じて漏えい検知装置に集められるようになっていること、相手方は、本件原子炉施設における重大事故発生時に使用済燃料設備の冷却機能若しくは注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからのほう酸水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵施設内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、あるいは臨界を防止するための設備、手段として、使用済燃料ピットへの代替注水のための使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の整備、使用済燃料ピットへのスプレイ注水のための可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプ等の整備、使用済燃料ピットの状態監視のための使用済燃料ピット水位計、温度計、周辺線量率計及び状態監視カメラの追加設置等を行ったこと（認定事実エイf）、これらの使用済燃料ピットの水位低下時等の対策については、原子力規制委員会から設置許可基準規則（54条）に適合する旨の判断がされていること、以上の事実が認められる。

そうであるところ、燃料取扱建屋及び使用済燃料ピットは、いずれも、耐震重要施設（Sクラス）とされており、燃料取扱建屋の耐震壁は、その地震応答解析による評価値（最大応答せん断ひずみ）が評価基準値を

大きく下回っており、また、使用済燃料ラック（サポート部材）も、その地震応答解析による評価値が評価基準値を大きく下回っているなど、十分な耐震安全性を有していると認められる（乙48の5・13、121の5・13）。

もっとも、抗告人らの主張するとおり、使用済燃料ピットは原子炉格納容器のような堅固な施設に覆われていないが、使用済燃料は、その崩壊熱を除去するため、冷却が必要とされるものであって、その冷却は、大気圧の下で、使用済燃料ピット内に使用済燃料を冠水した状態で存置することにより行う方法がとられているのであり、このような冷却方法の下においては、冠水状態が継続される限り、燃料被覆管の損傷に至ることはないと考えられるのに対し、原子炉冷却材圧力バウンダリ（一次冷却設備）は、高温、高圧状態が保たれており、原子炉が停止した後においても、前記のとおり、高温、高圧状態の下において二次冷却設備により原子炉冷却材圧力バウンダリ（一次冷却材）の温度及び圧力を下げながら燃料の崩壊熱を除去しなければならず、冷却機能が十分に機能しない場合には、燃料の崩壊熱を除去することができないのみならず、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力が上昇して破損の危険が生じ、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損するような事態に至れば、原子炉格納容器内の圧力が上昇するなどして、原子炉格納容器が破損し、放射性物質が放出される危険が生じることから、原子炉格納容器には耐圧性能を要する堅固な施設が必要とされるのである。そうであるとすれば、使用済燃料ピットが原子炉格納容器のような堅固な施設に覆われていないとしても、耐震設計上の安全性を欠くということとはできないというべきである（なお、事故時に使用済燃料ピットへの給水が継続されるための設備等が整備されていることは、上記のとおりである。また、竜巻の影響に対する安全性の確保については後述する。）。

以上のとおりであるから、これらの点に関する抗告人らの主張は、いずれも、採用することができない。

(イ) 抗告人らは、本震を上回る余震によって本件原子炉施設の機器等の損傷が進む可能性は否定できない上、巨大本震に伴う余震による地震動が断続的に続く場合、巨大地震によって発生した事象への対応に支障が生じ、深刻な事故に至る危険性は確実に増加することになるなどと主張する。

しかし、そもそも本震を上回る余震が発生することは想定し難いが、この点を措くとしても、余震によって本件原子炉施設の機器等の損傷が進む可能性については、前記のとおり、基準地震動の設定及び疲労評価を踏まえた耐震設計において評価し尽くされているということができない。また、前記のとおり、重大事故対策に係る新規制基準には、可搬設備での対応を基本としたアクティブな安全確保策が含まれていることができ、相手方の重大事故対策もこのような新規制基準に従ったものであるものの、これらの重大事故対策の具体的な内容及び手順等に加えて、認定事実エ(ウ)のとおり、相手方において重大事故の種類や進展状況に応じた対処が可能となるように、手順書を整備し、運転員等に対する教育、訓練を継続的に実施するなどしていることをも併せ考えると、余震による地震動が断続的に続くことにより上記の重大事故対策に大きな支障が生じるとはわかに考え難い。

以上のとおりであるから、これらの点に関する抗告人らの上記主張は採用できない。

(ロ) 抗告人らは、相手方は、水蒸気爆発や水素爆発に対して何らの対策を講じておらず、かえって、水蒸気爆発や水素爆発のリスクのあるような冷却シナリオを想定していると主張する。

設置許可基準規則は、発電用原子炉施設には、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を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならないとし(51条)、また、発電用原子炉施設には、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内における水素爆発による破損ないし原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損ないし当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない(52条、53条)としているが、水蒸気爆発による原子炉格納容器の破損ないし原子炉建屋等の損傷の防止についての特段の規定を置いていない。

そこで、まず、水素爆発の危険について検討すると、確かに、抗告人らの指摘するとおり、本件原子炉施設を含む加圧水型軽水炉(PWR)は、沸騰水型軽水炉(BWR)とは異なり、原子炉格納容器内雰囲気は空気であることから、沸騰水型軽水炉に比して水素爆発の危険があるといえることができる。

しかし、認定事実エ(i)のとおり、相手方は、本件原子炉施設の各原子炉格納容器内に、静的触媒式水素再結合装置を各号機に5台、電気式水素燃焼装置を13台(予備1台を含む。)それぞれ設置している。また、疎明資料(乙44、262、264の3)によれば、相手方は、水素燃焼による格納容器破壊モードとして、大破断LOCA時に低圧及び高圧注入機能が喪失する事故を評価事故シーケンスとして選定した上、イグナイタ(電気式水素燃焼装置)が機能しないという条件を設定し(さらに、水素濃度の観点で厳しい設定とするため、外部電源があって格納容器スプレイが早期に起動するものとしている。そして、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は安定して冷却されているとされる。なお、本件原子炉施設

の原子炉格納容器の構造等からして原子炉格納容器スプレイから噴霧された水の原子炉下部キャビティへの侵入経路が閉塞されるおそれはないと認められる。)の有効性評価ガイドに従って、不確かさを考慮の上、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の75%が水と反応するものとして、解析を行ったところ、ドライ条件(水蒸気存在を除外する。)に換算した水素濃度は最大約9.7vol%となり、また、ジルコニウム量の100%が水と反応するものとして解析しても、ドライ条件に換算した水素濃度は最大約12.6vol%となっており、「水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること」という基準を満たすとされたことが認められる。これらに加えて、本件原子炉施設のような加圧水型軽水炉は沸騰水型軽水炉とは異なり原子炉格納容器の自由体積が大きいという特徴を有することを併せ考えると、上記解析において溶融炉心・コンクリート相互作用やジルコニウム以外の金属と水との反応による水素の発生等が考慮されていないとしても、相手方の行った上記評価が不合理であるということとはできず、相手方の水素爆発による原子炉格納容器等の破損の防止対策が新規規制基準に適合するとして原子力規制委員会の判断が不合理であるということとはできない。

次に、水蒸気爆発の危険について検討すると、疎明資料(乙44、263の1・2)及び審尋の全趣旨によれば、相手方は、原子炉圧力容器外の溶融燃料と冷却材との相互作用の検討において、水蒸気爆発は実機において発生する可能性は極めて低いとし、原子力規制委員会も水蒸気爆発を上記の事象から除外したこと、相手方は、水蒸気爆発の可能性が極めて低いと判断した根拠として、実機において想定される溶融物(二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物)を用いた大規模実験として、COTELS、FARO及びKROTOSが行われ、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、水蒸気爆発が発生したが、水蒸気爆

発が発生した実験においては、外乱を与えて液-液の直接接触を生じやすくしていること、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいことなどを示したこと、KROTOSの実験では、3回水蒸気爆発が生じているところ、当該実験では、溶融物が水プールに落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰状態を不安定化させる（外乱を与える）という条件を付加していたこと、KROTOSの実験では、外乱を与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが5回確認されていること、以上の事実が認められる。

上記事実によれば、本件原子炉施設において水蒸気爆発が実機において発生する可能性は極めて低いとした相手方の判断及びこれを是認した原子力規制委員会の判断が不合理であるということとはできない（甲238、239も上記判断を左右するに足るものではない。）。

以上のとおりであるから、これらの点に関する原告人らの主張は、いずれも、採用することができない。

(カ) 原告人らは、免震重要棟の建設計画を撤回する旨の相手方の原子炉設置許可変更申請が法的に許されず、本件原子炉施設の重大事故に係る相手方の対処能力は、福島第一原発及び第二原発を重要な部分で下回るなどと主張する。

設置許可基準規則34条は、工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならないと規定し、設置許可基準規則61条は、緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるものでなければならないとして、そのために具備すべき基準を定めている。また、設置許可基準規則解釈は、上記基準について、緊急

時対策所は、基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこととしている。そうであるところ、疎明資料（甲395、396）によれば、相手方は、本件原子炉施設の設置変更許可申請において、免震重要棟を平成27年度に新設し、そこに緊急時対策所を設置するものとし、免震重要棟が完成するまでの間は、重大事故等が発生した場合においてこれに対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができる代替緊急時対策所を設置することとしており、原子力規制委員会は、代替緊急時対策所が設置許可基準規則に適合する旨の判断をしている事実が認められる。また、疎明資料（甲398の1・2、401）によれば、相手方は、免震重要棟の新設に代えて代替緊急時対策所の近傍に耐震支援棟を設置することとして、平成27年12月17日付でその旨の原子炉設置変更許可申請を原子力規制委員会に対して行ったが、いまだ原子力規制委員会の変更許可を得ていない事実が認められる。

上記事実関係の下においては、相手方が免震重要棟の新設計画を撤回する旨表明したからといって、直ちに本件原子炉施設が新規制基準に適合しなくなるものではないから、原告人らの上記主張は採用することができない。

オ 以上によれば、発電用原子炉施設の重大事故等の防止に関する新規制基準の定めが不合理であるということとはできず、相手方の重大事故等対策が新規制基準に適合するとした原子力規制委員会の判断が不合理であるということもできない。

なお、重大事故等の発生及び拡大を防止し発電用原子炉施設の安全を確保するための制度設計や個々の設計方針については、新規制基準が採用している制度設計や設計方針とは異なった合理的な方法も存在するものと考えられるのみならず、個々の設計方針の中にはより合理的な内容が存在す



る可能性も否定できず、また、その後の科学的、技術的知見の蓄積や事故経験の蓄積等によってより合理的な制度設計や設計方針が明らかとなることも考えられるところである。

しかしながら、以上認定顯示したとおり、新規制基準が採用している制度設計や個々の設計方針そのものが不合理であるということもできないのであって、重大事故等の発生及び拡大を防止し発電用原子炉施設の安全を確保する観点からより合理的な方法が存在するからといって、そのことから直ちに新規制基準に適合する発電用原子炉施設がその安全性を欠くということにはならず、ましてや、当該発電用原子炉施設の運転に起因する放射線被曝により周辺住民の生命、身体に直接的かつ重大な被害が生じる具体的な危険が存在するということもできない。

(6) 地震に起因する本件原子炉施設の事故の可能性と人格権侵害又はそのおそれの有無についての結論

以上検討してきたとおり、基準地震動の策定、耐震安全性の確保及び重大事故対策等に関する新規制基準の内容に不合理な点はなく、また、本件原子炉施設がこれらの新規制基準に適合するとして原子力規制委員会の判断が不合理であるということもできず、相手方は、これらについて、相当の根拠、資料に基づく疎明を尽くしたというべきである。

もっとも、前記のとおり、新規制基準に反映された科学的、技術的知見が最新のものであるとしても、科学的技術的知見に基づく将来予測には、科学的、技術的手法の限界に由来する不確実性が不可避的に存し、予測を超える事象が発生する可能性（リスク）は残るのであって、本件原子炉施設において策定された基準地震動を上回る地震動が発生する可能性（リスク）は零にはならない。また、本件原子炉施設の建物・構築物及び機器・配管系の設計上裕度が存するとしても、その裕度の程度はさまざまである上、設計、施工に内在する種々の不確定要素や応答解析の手法に内在する限界等からして、

建物・構築物や機器・配管系が損傷等する可能性（リスク）も零ではない。さらに、重大事故対策においても、当該重大事故等を発生させた自然現象等の影響等により重大事故等対処施設が正常に機能せず、あるいは現場の混乱等により人為ミスが重なるなどの不測の事態が生じる可能性も皆無ではない。

しかしながら、新規制基準は、基準地震動の策定、耐震安全性の確保、重大事故対策などといった、各項目の基本的な考え方やそれに基づく具体的な方針ないし基準を個別的に見れば、上記のようなリスクを残すものとなっており、また、他に合理的な方針ないし基準が存在することを否定するものでもなく、今後とも最新の科学的、技術的知見等を不断に反映させてその内容を改善、向上させていくべきものといえるが、以上認定顯示したところからすれば、少なくとも耐震安全性の確保という観点から基準地震動の策定、耐震安全性の確保、重大事故対策等の新規制基準の定めを全体としてとらえた場合には、発電用原子炉施設の安全性を確保するための極めて高度の合理性を有する体系となっているといえることができる。そして、上記のとおり、本件原子炉施設がこのような新規制基準に適合するとして原子力規制委員会の判断が不合理であるということとはできないのである。

そうであるとすれば、耐震安全性に関する原告人らのその余の主張について判断するまでもなく、本件原子炉施設が耐震安全性を欠くことにより原告人らの生命、身体に直接的かつ重大な被害が生じる具体的な危険が存在するということとはできない。

3 火山事象により本件原子炉施設が影響を受ける可能性と人格権侵害又はそのおそれの有無（争点3）について

(1) 認定事実

認定事実とは、以下のとおり補正するほかは、原決定の「理由」中「第4 当裁判所の判断」の3(1)に記載のとおりであるから、これを引用する。

ア 原決定161頁10行目及び11行目の「考えられる」を「いうのが希望である」と、19行目及び20行目の「なり、モニタリングをすることによってその変化を認識し得る」を「なる」とそれぞれ改め、162頁1行目末尾に改行して「④：噴火予測の発展段階からいえば、物理的な法則で噴火の規模、様式、推移というものが検討できて、噴火観測のデータから予測ができるというのは、当分は実現が不可能であると思う。超巨大噴火であっても、カルデラ噴火であっても、広域的に考えれば統計的に扱うことができるであろうし、また、マグマが急速に蓄積されるという研究結果からすると、噴火の前兆現象は地球物理学的に捉えられるであろうから、モニタリングが可能であるが、前兆現象が少なくとも何年前に捉えられるかということは、実はよくわからないところであり、異常が見つかったとしても、カルデラ噴火が切迫しているかどうかをいえるか否かが今後の大きな課題である。」を加える。

イ 原決定162頁25行目「が」から26行目「である」までを削る。

ウ 原決定165頁4行目末尾に「なお、相手方は、本件再稼働申請に当たり、桜島薩摩噴火と同規模の噴火が起こった場合の降灰量の数値シミュレーションを計算コード「TEPHRA2」を用いて行ったところ、夏期の7～8月を除く期間（偏西風の卓越する期間）の降下火砕物は東側に細長く延びるパターンを示し、本件原子炉施設敷地への降灰量はほとんどないが、偏西風が弱く相対的に風速が小さくなる夏期（7～8月）の降下火砕物は、同心円上の分布パターンを示し、本件原子炉施設敷地への降灰量は8月に層厚12cmとなったとされる（乙59）。」を加え、さらに改行して以下を加える。

「上記防護設計の主な内容は以下のとおりである（甲75、乙232の2～4、233の1・2）

a 本件原子炉施設の構造物等への降灰による静的負荷

相手方は、降灰による鉛直荷重を降雨条件や積雪条件等を踏まえ3000N/m²として、原子炉建屋、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、ディーゼル建屋及び主蒸気管室建屋の建物、復水タンク、燃料取替用水タンク、海水ポンプ、海水ストレーナ、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、タービン動補助給水ポンプ、非常用ディーゼル発電機、補助建屋排気筒、格納容器排気筒、タンクローリ、取水設備及び換気空調設備の各設備について静的負荷の評価を行ったところ、いずれも健全性を維持し、機能を喪失しないことを確認した。

b 降灰時における対応

相手方が策定した「川内原子力発電所原子炉施設保安規定」（乙233の1・2）によれば、本件原子炉施設において降灰が予想される時、あるいは降灰した場合における相手方との対応は、概略次のようなものとなっている。

- (a) 気象庁より噴火警戒レベル4が発表され、かつ、降灰予報により本件原子炉施設に降灰が予想される場合、所内への火山注意喚起を行う。
- (b) さらに、気象庁より噴火警戒レベル5が発表され、かつ、降灰予報により本件原子炉施設に降灰が予想される場合、火山非常体制を発令し、原子炉施設の保全のための活動に必要な要員を招集、配置する。
- (c) 本件原子炉施設の長は、原子炉施設の災害を未然に防止するための措置として、必要に応じて原子炉の停止などの措置をとる。
- (d) 実際に降灰が始まった場合、相手方はその状況に応じて、安全上重要な建物等の降下火砕物の堆積状況や各種フィルタの閉塞状況等を重点的に巡視点検し、事前に定めている基準値を超過した際は、降灰やフィルタの清掃等を実施することによって、安全上重要な建

物、機器等の安全機能を保全する。

① フィルタ交換、清掃に必要な時間について

非常用ディーゼル発電機の吸気フィルタは12分割されており、作業時間は、作業員8人で2時間と見込まれている。ただし、これは、取り外し、清掃、取り付けの作業を順次行っていくという前提であり、実際には、予備の吸気フィルタが備え付けられている上、火山非常体制が発令された場合には必要な要員の招集、配置が行われることから、フィルタの交換だけに要する時間は約40分程度であり、取り外されたフィルタは30分程度で清掃が終了して、次の交換に備えることができるとされている。

② 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響

外気取入口には平型フィルタが設置されている。フィルタの除塵効率は中位径の範囲が6.6～8.6μmの粒子のもので85%とされている。この平型フィルタは、フィルタ差圧が規定値に達すると交換する手順とされており、交換作業は、作業員4、5名で1時間程度を要するとされている。

○ 外部からの支援

外部電源喪失と陸路による交通途絶が7日間を超える場合には、船舶により非常用ディーゼル発電機用の燃料のほか必要な資材、食料、水等の補給を降灰の影響を受けていない地域から海上輸送により本件原子炉施設の荷揚用施設を経由して搬入することが予定されている。」

エ 原決定165頁11行目「科学的」から13行目「ている」までを「た」と改め、16行目「債務者の」後に「本件原子炉施設の運用期間中に設計対応不可能な火山事象によって本件原子炉施設の安全性に影響を及ぼす可能性について十分に小さいと判断した」を加える。

オ 原決定168頁11行目の「設計対応不可能な」を削る。

カ 原決定170頁13行目から175頁15行目までを次のとおり改める。

「ウ」 日本列島における火山活動の仕組みと超巨大噴火

ア 日本列島における火山活動は海洋プレートの沈み込みと深いつながりがあると指摘されている。日本列島周辺では、海洋プレートである太平洋プレート及びフィリピン海プレートがそれぞれ日本海溝、南海トラフにおいて陸側のプレートとぶつかり、地下に沈み込んでいる。「日経サイエンス 破局噴火」2015年4月号(甲172)42頁以下及び「ニュートン別冊 火山のしくみと超巨大噴火の脅威」(甲431)によれば、火山活動の仕組みについて次のように説明されている。

水分を含んだ海洋プレートが海溝やトラフから沈み込んで約110km程度の深さに達すると高い圧力によってプレートから水分が放出される。プレートから放出された水分は、密度の関係で上昇を始めマントルに入り込む。固体の状態が存在するマントルは、水によって分子どうしの結合を断ち切られて溶解し液体の状態のマグマになる。液体になったマグマは密度が低下するため浮力により上昇を始め、マントルの上部でダイアビルという巨大な液滴を形成するようになる。この高温のダイアビルにより陸側のプレート(地殻)底部が加熱されて溶解し、新たにマグマを生じ、そのマグマが上昇して地殻浅部でマグマ溜まりを形成し、これが火山噴火の直接的な淵源となる(何らかのきっかけでマグマが地殻内の亀裂を通して地表に達した場合に噴火となる。)。ダイアビルによる加熱が停止するまで数十万年と言われ、その間、地殻内部でマグマが発生し、マグマ溜まりにマグマを供給し続けることになる。このような仕組みから、日本列島には、海洋プレートの沈み込みに沿う形で帯

状に火山が存在しており、火山フロントなどと呼ばれている（甲172, 431）。

b 「日経サイエンス 破局噴火」2015年4月号（甲1-72）42頁以下及び「ニュートン別冊 火山のしくみと超巨大噴火の脅威」（甲431）によれば、VEI7以上の破局的噴火と呼ばれる超巨大噴火は、次のような仕組みで発生すると説明されている。すなわち、地殻内で生じたマグマの供給が続くと、地殻浅部のマグマ溜まりが円盤状に巨大化し、マグマ自身の浮力によって、やがて地殻に亀裂が生じる。すると、高温高圧のマグマや火山ガスが地表の亀裂から爆発的に噴出し、巨大な噴煙柱が形成されるプリニー式噴火が始まる。その噴火口は、円盤状のマグマ溜まりの円周上に沿って次々に形成されるが、それに連れて円周内の地盤は徐々に支えを失うとともに、マグマ溜まりの圧力を失い、円周内の地盤はある時点で一気に陥没し、それがマグマ溜まりに残されたマグマを外に押し出して、円周上に形成された火口から大量のマグマが噴出して大火砕流が発生する。噴火は数時間から数日続き、噴火の後には円盤状の陥没の跡としてカルデラが形成される。カルデラの直下には半ば潰された形でマグマ溜まりが残っており、そこに新たなマグマが供給されてドームが形成される。なお、このような巨大噴火の原因となる巨大なマグマ溜まりの形成に関し、地盤の歪みの速度との関連を指摘する火山の専門家もいる（甲172, 431）。

c. 九州南部において発生した超巨大噴火（破局的噴火）は次のようなものといわれている。

(a) 始良カルデラにおいては、約2.8～3万年前に噴出量約500㎥の破局的噴火（始良Tn噴火）が発生している。それ以前のVEI7以上の破局的噴火の様相は明らかではないが、始良Tn

噴火に先行して、VEI6クラスの噴火が約10万年前（福山噴火。噴出量約400㎥超）及び約5万年前（岩戸噴火。噴出量約18～23㎥）が起きている。なお、約1万3000年前に噴出量約11㎥（VEI6クラス）の桜島薩摩噴火が発生している。上記始良Tn噴火では、高度30㎞を超える噴煙柱が形成され、その噴煙柱の崩壊に伴って大規模な火砕流が発生した（入戸火砕流）。同火砕流は、400～500℃の高温、100km/sの高速の粉体流として90㎞以上流送し、南九州にシラス台地を形成した。北方の九州山地を超えた火砕流は、人吉盆地にも流れ込み、同火砕流の分布域は3万㎥にも及び、本件原子炉施設から2.8㎞の薩摩川内市内でもその痕跡（入戸火砕流堆積物）が確認されている。また、始良Tn噴火による火山灰（始良Tn火山灰）の本件原子炉施設敷地付近における層厚は50㎝を超えるものとされる（甲111, 264, 361, 乙59）。

(b) 加久藤・小林カルデラでは、約53万年前（小林笠森噴火）及び約33万年前（加久藤噴火）にそれぞれ噴出量100㎥以上（VEI7クラス）の破局的噴火が発生しており、同破局的噴火のものとみられる火砕流の痕跡が本件原子炉施設から5㎞以内の地点で確認されている。また、過去10万年の間で見ると、VEI5クラスの大規模噴火が複数回発生している（甲264, 乙59）。

(c) 阿多カルデラでは、約25万年前（阿多島浜噴火）及び約11万年前（阿多噴火）にそれぞれ噴出量100㎥以上（VEI7クラス）の破局的噴火が発生しており、約11万年前の同破局的噴火（阿多噴火）による火砕流堆積物（阿多火砕流堆積物）は、南は屋久島、種子島、北は人吉盆地、宮崎平野北部まで見られ、同噴火のものとみられる火砕流の痕跡が本件原子炉施設から5㎞以内の地点で見

されている。また、過去15万年の間でみると、噴出量1万～10万t程度の大規模噴火（VEI5クラス）がおおむね数万年間隔（直近のものは約6000年前の池田噴火）で発生している（甲264、乙59）。

(d) 鬼界カルデラでは、約14万年前（小アビ山噴火）、約9万年前（鬼界葛原噴火）及び約7300年前（鬼界アカホヤ噴火）にそれぞれ噴出量100t以上（VEI7クラス）の破局的噴火が発生しているが、同破局的噴火のものとみられる火砕流の痕跡は本件原子炉施設の敷地又はその周辺地域では確認されていない。なお、約7300年前の破局的噴火（アカホヤ噴火。全噴出量は100tを大きく上回るとされ、相手方は約200tとしている。）は、完新世（約1万1700年前以降）における地球上で最大の噴火であって、その火山灰層は東日本まで広く分布している。前野深「カルデラとは何か：鬼界大噴火を例に」（2014）によれば、アカホヤ噴火によって発生した巨大火砕流（幸屋火砕流）は薩摩・大隅半島、種子島、屋久島を覆い、火山灰（鬼界アカホヤ火山灰）は偏西風により東日本まで運ばれて、南九州の縄文文化と自然環境に壊滅的なダメージを与えるとともに、西日本から東日本にかけても降灰による甚大な影響を及ぼしたと考えられ（本件原子炉施設の敷地付近の火山灰層厚は約30cm程度とされる。）、また、海底での大規模な陥没や火砕流の海への流入により、巨大な津波が発生したと推定され、津波は薩摩半島沿岸で波高30mの規模に達したと考えられるとされている（甲264、乙59、67）。

(e) 阿蘇カルデラでは、約25万年前（阿蘇1噴火）、約14万年前（阿蘇2噴火）、約12万年前（阿蘇3噴火）及び約9万年前（阿蘇4噴火）にそれぞれ噴出量100t以上（VEI7クラス）の破

局的噴火が発生しているが、同破局的噴火のものとみられる火砕流の痕跡は本件原子炉施設の敷地又はその周辺地域では確認されていない。しかし、上記破局的噴火のうち約9万年前に発生したもの（阿蘇4噴火）は、日本最大級の破局的噴火といわれており、全噴出量は600t以上と見積もられ、同噴火で発生した火砕流は、南九州の一部を除きほぼ九州一帯に及んだほか、山口県や愛媛県の一部にも達したといわれており、その降下火山灰は、北海道でも約15cmの厚さで地層に残されている。また、過去15万年の間でみると、噴出量1万～10万t程度の大規模噴火（VEI5クラス）がおおむね数万年間隔（直近のものは約3万年前）で発生している（甲118、264、乙59、67）。

d 上記破局的噴火による火砕流のほかには、本件原子炉施設の敷地及びその周辺地域で火砕流の痕跡は確認されていない。また、上記破局的噴火以外の噴火に係る降下火砕物も本件原子炉施設の敷地においては確認されていないが、その周辺地域において確認されたものは、上記桜島薩摩噴火に係るものが最大（層厚約12.5cm）である（甲264）。

(イ) 鹿児島地溝について

a 小林哲夫・矢野徹「南九州の地質・地質構造と温泉」（2007）によれば、南九州の地溝構造は、1000万年前以降の沖縄トラフの形成、拡大と関連して形成され、断裂運動の進行につれ火山活動も活発化し、特に400～200万年前は火山活動が最も激しく、かつ、広域にわたっており、その過程で鹿児島地溝の原形が形成された。鹿児島地溝内には、南から阿多、始良、加久藤カルデラ等が存在しており、活火山の大半も地溝内に分布しており、鹿児島地溝は、全体としては活動的な火山構造性地溝とみなせる。最近の数十年

は、鹿児島地溝内部でのカルデラでの大規模火砕流噴火も頻発しており、南九州全域に広大な火砕流台地が形成されている、とされる(乙62)。

b 中田節也「火山噴火の規則性とその意味」(2014)によれば、同研究の対象にした多くの火山及び地域(南九州を含む。)で噴火頻度と噴火規模に良い相関があり、カルデラ地域でも南九州は、各火山・地域の全噴火回数を示す値及び大きい噴火の起こりやすさを示す値がともに低く、近くでのマグマが蓄積されやすく、より大きな噴火が起こりやすくなっていると考えられ、また、この規則性が認められる広範囲においても階段図の検討に意味があることを示唆しているとされる(乙168)。

(ウ) 噴火ステージについて

a Nagaoka (1988)によれば、鹿児島地溝における噴火サイクルは、噴火フェーズの考えに基づくと、プリニー式噴火サイクル、大規模火砕流噴火サイクル、中規模火砕流噴火サイクル及び小規模噴火サイクルに分類される。プリニー式噴火サイクルは、単一のプリニー式噴火(準プリニー式噴火を含む。)から構成され、中規模火砕流噴火フェーズに引き継ぐことがあり、火砕流はプリニー式噴火の噴煙柱が重力的に崩壊することにより発生し、このサイクルでの総噴出物量は50㎥未満である。大規模火砕流噴火サイクルは、噴出物量が100㎥にも及ぶ大規模火砕流のフェーズとして特徴づけられ、このフェーズの前には、プリニー式噴火、小規模-中規模火砕流噴火、水蒸気マグマ噴火、水蒸気プリニー式噴火といったような様々な噴火フェーズが先行する。中規模火砕流噴火サイクルは、中規模な火砕流噴火(噴出物量1~50㎥)からなる。小規模噴火サイクルは、小規模のプルカノ式噴火、ストロンボリ式噴火、水蒸気

マグマ噴火からなる。始良カルデラ及び阿多カルデラでは、10万年間に複数回のプリニー式サイクルが、それぞれ大規模火砕流噴火サイクルの前に、断続的に発生し、大規模火砕流噴火サイクルに続いて、若干の中規模火砕流噴火サイクルが、1万年の間続き、次いで、後カルデラ火山で小規模噴火サイクルが発生し、これらのサイクルは、5~8万年続く噴火マルチサイクルを構成する。深海に沈む鬼界カルデラはこの一般的パターンの例外であり、噴火口にかかる高い水圧のため、プリニー式噴火サイクルと中規模火砕流噴火サイクルが存在しない。鹿児島地溝のカルデラはただ1回の大規模火砕流噴火サイクルで生じたのではなく、複数の噴火サイクル及びマルチサイクルで形成された、などとされる(乙65)。

b 小林哲夫ほか「大規模カルデラ噴火の前兆現象-鬼界カルデラと始良カルデラ-」(2010)によれば、鬼界カルデラの約7300年前の破局的噴火(アカホヤ噴火)の前兆現象として、少なくとも8000年間にわたる断続的なプルカノ式噴火が発生し、また、数百年前に山体崩壊が発生し、約100年前に脱ガス化した流紋岩質溶岩が噴出し、噴火中から噴火後にかけて2回の巨大地震が発生しており、これらの地学現象は、カルデラを取り巻く地殻応力と密接に関連していたようである。アカホヤ噴火からまだ1万年も経っていないが、カルデラ中央には再生ドームが形成されており、次のカルデラ噴火が差し迫りつつあるものかどうか、多面的な研究が望まれる。また、始良火砕流噴火は、まずプリニー式噴火で始まり、最後に大規模な入戸火砕流を噴出した。シラス台地が広大な地域を厚く覆っているため、先駆的現象の顕著な事例は見つかっていないが、十万年間という長い時間スケールでみると、始良カルデラの内部ないし周辺で、7500年に一度の割合で噴火が発生し、始良火砕噴

火の直前の3000年間は1000年に一度の割合に急増している、直前の前兆現象ではないが、大規模なカルデラ噴火に向かって徐々にマグマの噴出頻度が増しているのは注目すべき現象である、などとされる(乙66)。

c. 前野深「カルデラとは何か：鬼界大噴火を例に」(2014)は、鬼界カルデラは、アカホヤ噴火以前にも同規模の巨大噴火を繰り返し、9万5000年前には鬼界葛原噴火、13万年前には鬼界小アビ噴火を起こしており、現在の海底地形はこれらの噴火が繰り返したことにより生じたものである、鬼界アカホヤ噴火の主要な推移は、プリニー式噴火によるステージ1と大規模火砕流及びカルデラ陥没を生じたクライマックスのステージ2に分けられる、プリニー式噴火が先行するという特徴は多くのカルデラ噴火で報告されている、アカホヤ噴火は、少なくとも2回のプリニー式噴火で始まり、その進行に伴ってマグマ溜まりの減圧が進むと、マグマ溜まりの圧力だけでは天井が支えきれなくなり、崩壊が開始し、地表での大規模な陥没が始まり、残存していた大量の流紋岩質マグマが陥没により生じた割れ目を拡大しながら一気に地表に噴出し、巨大な火砕流となって、周囲に広がったと考えられる、薩摩・大隅半島を含む九州地域は、少なくとも200万年前以降、九州中部付近を頂点とする反時計回りの回転運動を続けており、引張的な応力場に置かれることにより鹿児島地溝が形成されてきたのであり、鬼界カルデラを始め阿多、始良等の大型カルデラの配置が鹿児島地溝と重なるのは、熱源とともにマグマが蓄積しやすい地殻の応力状態と温度構造が継続しているためと考えられる、などとされる(乙67)。

d. 阿蘇カルデラの約9万年前の噴火(阿蘇4噴火)は、多くの巨大噴火がプリニー式噴火に始まるのと違って、火砕流噴火に終始した

とされる(甲264)。

(四) カルデラ噴火とマグマ溜まりについて

- a. 荒巻重雄「カルデラ噴火の地学的意味」(2003)は、カルデラを形成する大規模火砕流噴火の特徴は、地下数kmにあるマグマ溜まりに存在していた大量の珪長質マグマが発泡し、急激な体積の膨張に伴ってマグマの一部が地表に噴出するというメカニズムにある、1000mを超えるようなマグマが短時間に噴出するためには、その何倍もの量の液体のマグマがその時点で地下のマグマ溜まりに蓄えられていなければならない、沈み込み帯に沿って形成される島弧、陸弧の中軸部(いわゆる造山帯中軸部に相当)では、上部マントルで発生した玄武岩質マグマが大量に地殻下部に付加されるが、その熱により地殻下部が部分融解して珪長質マグマが発生し、その珪長質マグマは上昇して地殻上部(深さ10~数km)に達しマグマ溜まりを形成し、これが大型のカルデラを作る火砕流噴火のマグマの元であると考えられる、などとされる(乙68)。
- b. 東宮(1997)によれば、マグマ溜まりの深さを高温高压下における岩石融解実験から推定することにより、マグマ供給系の進化や周辺の熱構造への影響等を評価できるとされ、これによると、マグマ溜まりは浮力中立点、すなわち、マグマの密度が地殻の密度と釣り合う深さよりも浅部には形成されず、マグマ溜まりの深さが密度構造に規制されていることが示唆され、また、玄武岩質マグマの浮力中立点付近に存在する珪長質マグマは、当該玄武岩質マグマによる地殻の部分融解によって形成された可能性があり、さらに、マグマ溜まりは時間とともに自らの浮力中立点へと移っていく傾向があるとされ、また、岩石融解実験には、出発物質として用いる岩石がマグマ溜まりにおいて平衡状態に達していた必要があることや、実験

技術上の課題など、いくつかの弱点も存在するとされる(乙70)。

なお、マグマの性質は、玄武岩質、安山岩質、デイサイト質及び流紋岩質の順に、珪素(SiO₂)が多くなるとともに密度が低くなり、珪素が少なく密度の高い方を苦鉄質、珪素が多く密度が低い方を珪長質という(乙59, 69)。

- c. 篠原ほか(2008)によれば、鬼界カルデラの約7300年前のカルデラ形成から昭和硫黄島噴火(1934-1935年)までの岩石やメルト含有物の検討により、約7300年前のカルデラ噴火の直前に、深さ3~7kmにかけて、巨大な流紋岩マグマ溜まりが存在しており、その内部では火山ガス成分(主として水)が飽和し、マグマが発泡していたとされる(乙71)。また、高橋正樹「超巨大噴火のマグマ溜まりに関する最近の研究動向」によれば、超巨大噴火では、噴火直前の1000年ないし数百年前に、地下浅所に巨大なマグマ溜まりが短時間に形成され、2万6000年前のOruanui噴火(530km)では、深さ6~12kmの場所にあった結晶マッシュからなる超巨大マグマ溜まりから斑晶に乏しい流紋岩質マグマが絞り出されて、深さ3.5~6kmにある浅所巨大マグマ溜まりに1000年ないし数百年かけて移動し、その後には噴火したとされる(乙72)。さらに、安田敦ほか「始良カルデラ噴火のマグマ溜まり深度」によれば、試料岩石の含水量及び斑晶組成等の分析に基づき、約2万9000年前に発生した始良カルデラ噴火(始良Tn噴火)を引き起こしたマグマ溜まりは、その上部はこれまで提案されているマグマ溜まり深度7~10kmよりもかなり浅い部分(100MPa以下)にまで広がっていたと考えられるとされる(乙73)。
- d. Druitt et al (2012)によれば、紀元前1600年代後半のミノア期に起きたギリシア・サントリーニ火山の大規模噴火(ミノア噴火、

マグマ噴出量40~60km³とされる。乙82)の際に生じた化学的(組成)異帯構造を示す結晶を用いた分析により、大規模噴火直前の1000年程度の期間に急激にマグマが供給され、その際のマグマの増加率が0.05km³/年を超えていたと推定され、このことは、別の火山においても、カルデラ噴火前の同様の時間スケールで(休止期間)末期段階での膨大な量のマグマの再充填が起きたという事実(証拠)とも矛盾しない、このような膨大な量の再充填マグマを単純なマグマ溜まりの天井の地殻の隆起だけで説明しようとする、噴火直前の1世紀の間に火山が大きく膨張したことが考えられるが、3km以深の珪長質マグマの貫入が見られるようなところでは、岩体下部の結晶に富むマッシュの部分と地殻が下方にたわんで、マグマが貫入していく地殻が沈降しているような産状が明らかになっていて、深部からのマグマの供給は、火山下方の地殻の圧縮によるものと説明することができ、ミノア噴火のマグマ溜まりの沈降が十分に早く進んでいたとすると、前駆現象としての隆起現象も大幅に低減されていたのかもしれない、などとされている(乙74, 250)。

- e. 高橋正樹「超巨大噴火は予知できるか」(科学84巻9号947頁)によれば、超巨大噴火噴出物に含まれる鉱物の固体拡散現象やジルコンの放射年代に基づく最近の研究によれば、超巨大噴火では噴火直前の数百年から数千年のきわめて短期間に、地下浅所に巨大なマグマ溜まりが形成されるらしく、例えば、ニュージーランドのタウポカルデラの2.5万年前のオルアヌイ噴火(みかけの噴出量1200km³)では、噴火の少なくとも1600年前以降に、大量の流紋岩質マグマが、深さ6~12kmの深部マグマ溜まりから深さ3.5~6kmの浅所マグマ溜まりへと移動したが、そのピークは噴火直

前の230年前であった可能性が指摘されており、もし、全ての超巨大噴火でこうした現象が生じているとすれば、噴火の数百年前あたりからカルデラ火山域において巨大マグマ溜まりの膨張を反映した広域的な隆起現象が観測される可能性があるが、どのような隆起現象が超巨大噴火の前兆であるのかを判断するのは大変難しいとされる(甲361)。

(外) 各カルデラ火山のマグマ溜まりの状況等

■ 始良カルデラ

井口正人ほか「桜島昭和火口噴火開始以降のGPS観測2010年～2011年」(2011)によると、GPSによる地盤変動の観測結果から桜島のマグマ溜まりが深さ6kmに位置し、始良カルデラ中央部のマグマ溜まりが深さ12kmに位置することが想定されている(乙75)。また、京都大学防災研究所「桜島火山における多項目観測に基づく火山噴火準備過程解明のための研究」平成25年度年次報告によれば、桜島の主たるマグマ溜まりは始良カルデラ下にあるが、桜島の中央火口丘を構成する北岳及び南岳の下にそれぞれマグマ溜まりが推定され、3次元比抵抗構造では、北岳の下3～5kmの深さに顕著な低比抵抗部分が認められ、北岳下の圧力源に対応する可能性があり、個々の爆発に伴う地盤変動に関与する圧力源の位置は南岳下の深さ4km付近と昭和火口下1km付近に求められるので、個々の噴火活動については南岳下のマグマ溜まりが関与すること、昭和火口は南岳下のマグマ溜まりから南岳下に向かう中央火道系から枝分かれした細い火道によって接続されていることが推測できるとされている(甲371)。また、前記小林哲夫ほか「大規模カルデラ噴火の前兆現象－鬼界カルデラと始良カルデラ－」(2010)によると、桜島火山の主要なマグマ溜まりは始良カルデラの中心付

近の海面下5km以深に存在し、そのマグマ溜まりには珪長質なマグマが蓄積されており、桜島で噴出する安山岩質マグマはその路を経て桜島直下へ移動していると考えらるべきであって、カルデラ中央部には大きな珪長質なマグマ溜まりが存在し、安山岩質マグマはそこからやや深い周辺部に別個のマグマ溜まりとして存在しているというイメージが最も現実的なモデルではないかと考えられ、始良カルデラ一帯の着実な地盤の上昇傾向(1.3mm/年)は、地下深部で珪長質マグマが蓄積され続けていることを示唆しており、もし珪長質マグマが過去3万年の間この割合で蓄積されてきたと仮定すると、現在の始良カルデラには一定量のマグマ(数十km程度か?)が蓄積されていることになるかとされている(乙66)。さらに、中川光弘ほか「桜島火山の噴火活動様式とマグマ供給系の20世紀からの変化とその意義」によれば、これまでの始良カルデラ周辺のGPS観測データから、始良カルデラ下に地殻変動の膨張圧力源があり、マグマが蓄積していると考えられ、その蓄積されたマグマの一部は噴火時に桜島火山下へ移動していることも明らかになってきており、これら観測データから考えると、始良カルデラ下に蓄積しているマグマはデイサイト質マグマであり、安山岩質マグマが注入し、膨張していると解釈できるどころ、20世紀以降はその途中で玄武岩質マグマが頻繁に注入してくるため、頻繁に噴火を繰り返すようになり、噴火の規模は玄武岩質マグマの注入の程度に支配されているのかもしれないと考えられるとされている(甲373)。なお、井口正人「九州の火山における火山噴火予知と災害予測－インドネシアの火山噴火からのフィードバック」(2014)によれば、桜島においては、桜島北部の始良カルデラ下10kmにある主マグマ溜まり、北岳、南岳下にある副マグマ溜まり、南岳下のマグマ溜まりから南

岳山頂火口及び昭和火口に至るマグマ供給系が明らかになっている、始良カルデラ周辺の地盤は、大正3年の噴火後に約80cmという大きな地盤沈降を示したが、その後、100年間は隆起を続け、その隆起量は、沈降量の90%に達しており、2020年代から2030年代にはほぼ100%に達する見込みであるから、今後大正3年級大規模噴火に備える時期に入ってきたといえる、などとされる(乙86)。

b 加久藤・小林カルデラ

鍵山恒臣ほか「霧島火山群の構造とマグマ供給系」(1997)及びGoto, T. et al. 「The resistivity structure around the hypocentral area of the Ebino earthquake swarm in Kyushu district, Japan」(1997)によれば、その北西方向で加久藤カルデラと重なるように存在している霧島火山群の主要火山の比抵抗構造調査(MT法による調査)及び人工地震探査結果からは、北西部の火山では、深さ10km以浅にマグマが滞留し、そこから火山ガスが帯水層に供給されているのに対し、南東部の火山では、マグマが滞留しておらず、これは、霧島地域の基盤構造や鹿兒島地溝形成等のテクトニクスを背景とした本質的な違いである可能性があるとされ、また、広帯域MT調査の結果、1968年群発地震の震源域には大規模な流体は存在していないと考えられるとされている(乙76, 77)。

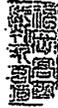
c 鬼界カルデラ

前野深ほか「鬼界カルデラにおけるアカホヤ噴火以降の火山活動史」(2001)によれば、鬼界カルデラは、北から加久藤・小林、始良、阿多などの大型カルデラが並ぶ鹿兒島火山構造性陥没地(鹿兒島地溝)に属し、地質学的及び岩石学的特徴から、約7300年前のアカホヤ噴火時には、大量の珪長質マグマとともに、共存してい

た安山岩質マグマも噴出し、その後の硫黄岳前期の活動は、アカホヤ噴火時のマグマと同じマグマによるもので、残存していたマグマが爆発的な噴火を伴いながら硫黄岳山体を成長させ、その後、稲村岳の活動をはさみ、硫黄岳後期の活動では、前期とは異なる流紋岩質マグマを噴出し、また、稲村岳活動では、アカホヤ噴火時とは異なる苦鉄質マグマが噴出したが、これは、マグマ溜まりに新しい苦鉄質マグマが供給され、新たな流紋岩質マグマを生み出す熱源となった可能性を示唆し、鬼界カルデラでは、アカホヤ噴火後、新たなマグマを生産する活動期に入ったとされる(乙78)。また、篠原ほか(2008)によれば、約7300年前のカルデラ形成後から1935年までの多量のマグマ(約50km³)を噴出しており、また、現在の火山ガス放出量から見積もられた、噴出せずに地下で脱ガス化したマグマの総量が80km³以上と推定されていることから、薩摩硫黄島火山下には7300年前のカルデラ噴火の後も定常的に大型のマグマ溜まりが存在していると考えられ、マグマ溜まりは、その上面が深さ3km程度にあり、下部に玄武岩マグマ、上部に流紋岩マグマがあり、中間に両者の混合によって生じた安山岩マグマが存在しており、大量の火山ガス放出は、この上部の流紋岩マグマが火道を上昇し、地表近くで脱ガスしているためと考えられ、現在地表で放出されている火山ガスのほとんどは、地下深くに潜在している玄武岩マグマを起源としていると考えられるとされる(乙71)。

d 阿蘇カルデラ

三好雅也ほか「阿蘇カルデラ形成後に活動した多様なマグマとそれらの成因関係について」(2005)によれば、火山噴出物の分布状況等の分析結果から、カルデラ中心部で玄武岩質マグマの活動が活発であり、その周辺でより珪長質なマグマが活動しているという傾



向があり、カルデラ直下に大規模な珪長質マグマ溜まりが存在すると考えた場合とは逆になると考えられることから、後カルデラ形成期ではカルデラ形成期の単一の大規模マグマ溜まりは存在しなかったと考えられ、小規模な複数のマグマ溜まりが存在したという主張と調和的であるとされる(乙79)。また、Sudo, Y. and Kong L.S.L. 「Three-dimensional seismic velocity structure beneath Aso Volcano, Kyushu, Japan」(2001)は、地震波速度構造の解析結果から、地下6kmに小さな低速度領域(マグマ溜まりと考えられる。)が認められるとし(甲265の1, 366, 乙80)、須藤靖明ほか「阿蘇火山の地盤変動とマグマ溜まり」(2006)は、水準測量から求められた減圧力源の位置と地震波低速度領域の位置とが一致し、草千里南部付近直下にマグマ溜まりが存在し、中央火口の火山活動の供給源となっていると考えられる、減圧力源はマグマ溜まりの収縮を意味すると考えられ、阿蘇火山では草千里南部のマグマ溜まりから中岳火口まで火山ガスの上昇経路が定常的に確保されていると考えられるとしている(甲375)。また、日本活火山総覧(第4版)は、阿蘇山の地下構造(Abe et al. 2010)として、地下10~24kmに地震波の低速度層が認められ、マグマの存在を示唆していると考えられるとする(甲376)。なお、高倉伸一ほか「MT法による阿蘇カルデラの比抵抗断面」(2000)は、比抵抗構造解析(MT)法の解析結果を見る限り、少なくとも標高10kmまでの間には低比抵抗体(と予想されるマグマ)は検出されていないが、現在も火山活動が活発であるので、地下には現在マグマがないという可能性は考えにくく、マグマの大きさあるいは幅が小さく現在のMT法の精度や分解能では検出ができないか、あるいは、高温のマグマは水が少ないため高比抵抗であるという可能性を検証するため、今後も詳細

な調査研究を続けていく必要があるとしている(乙81)。

e 阿多カルデラ

阿多カルデラ地域の地震波速度構造において、深さ5kmに、桜島、霧島等と同様の火山活動に関連する可能性がある低速度異常が認められる(乙59)が、阿多カルデラのマグマ溜まりの状況等を明らかにするに足る疎明資料はない。

(カ) 破局的噴火の発生確率等

a 中田節也「火山噴火の規則性とその意味」(2014)によれば、世界中の噴火の火山燃発指数(V E I)で示した噴火規模が噴火頻度を片対数に取った図上で負の勾配を示すことがよく知られており、火山における頻度と規模の関係は、世界規模だけでなく火山帯、各火山においても成り立つので、カルデラの集中する特定の火山地域でも成り立つことが示せれば将来のカルデラ噴火の発生確率を推定するのに活用することができるであろうとされる(乙168)。また、高橋正樹「超巨大噴火のマグマ溜りに関する最近の研究動向」によれば、一般に火山噴火の噴出量と休止期間の長さの間には正の相関関係がみられ、超巨大噴火の噴火間隔は小規模な噴火の噴火間隔よりもはるかに長く、噴出量が大きいのほど噴火間隔が長いという関係が見られ、このことは、超巨大噴火は噴出率(すなわちマグマ生成率)が高いために生ずるのではなく、マグマ生成率が同じでも長時間をかけてマグマを蓄積することで巨大なマグマ溜りが形成されることを意味しているとされる(乙72)。

b 鹿児島地溝のカルデラ火山(始良カルデラ、加久藤・小林カルデラ及び阿多カルデラ)において、相手方が想定した規模を超える破局的噴火が今後1年間に発生する確率を、過去60万年の間に発生した7回の破局的噴火を入力データとして、BPT分布(地震発生

確率の計算において用いられている手法で、最新の発生時期や発生間隔から確率分布を導く)により算出すると、約 1.15×10^{-8} となるとされる(乙83)。

c. 中田節也「大噴火の溶岩流・火砕流はどれほど広がるか」(科学84巻1号48頁)(甲43)によれば、日本でのカルデラ噴火の頻度は1万年に1回であるとされ、また、世界的にみると大噴火はまんべんなく起こっているが、日本では、樽前山の噴火(1739年)を最後にVEI5以上の噴火はなく、VEI4の噴火も桜島大正噴火(1914年)及び北海道駒ヶ岳の噴火(1929年)以降途絶えており、このあたりで比較的大きな噴火が起きても不思議ではなく、VEI4, 5の噴火は必ず到来し、VEI6クラスは1000年見ておけば起こり得るとされる。前野深「カルデラとは何か：鬼界大噴火を例に」(科学84巻1号58頁)(乙67)によれば、カルデラ噴火がランダムに発生しており、ポアソン分布モデルに従う事象であると仮定した場合、今後100年でVEI7級の噴火が日本列島で起こる確率は1%であるとされる。また、巽好幸・鈴木桂子「焦眉の危、巨大カルデラ噴火」(科学84巻12号1208頁)(甲111)によれば、噴火データベース及びそのデータにワイブル分布を適用した統計解析に基づくと、日本列島全体で噴火マグニチュード(噴出物の総重量(kg)の常用対数から7を減じたもの。始良 T_n 噴火は $M8.4$ とされる。)7以上の巨大カルデラ噴火は1000年当たり0.1~0.073回の頻度で起こり、それぞれの噴火が何の因果関係もなく独立に起こる事象であるとみなすと、ポアソン分布で表現可能となり、今後100年間における巨大噴火の発生確率は0.73~1.0%と推定することができるとされる。

(特) 破局的噴火が起きた場合に予想される影響等

破局的噴火が起きた場合、周辺部の数百万人が火砕流のために即死し、日本列島に住む数千万人以上が分厚くたまった火山灰の中で交通機関も食料もなく路頭に迷うことになる(甲109)、九州南部で巨大カルデラ噴火が起きた場合、数百度の火砕流がその発生から2時間以内に700万人もの人口域を埋め尽くし、火山灰は東へ流れ、降灰により沖縄と北海道東部を除く日本全域で生活不能となり、交通・ライフラインが完全麻痺に陥った1億2000万人の本州住民への救援活動は極めて困難であると考えざるを得ない(甲111)、日本列島全体に大きな影響を及ぼすのは九州の大規模カルデラ火山が超巨大噴火を起こした場合であり、阿蘇4クラスの超巨大噴火が阿蘇カルデラで起きた場合、中部及び北部九州が大規模な火砕流の直撃を受けて全滅に近い壊滅的被害を被るほか、北海道を含む日本列島全体が15cm以上の厚い火山灰で一面に覆われ、ライフラインはその機能を停止し、内外からの救助も期待できず、経済活動は全く破壊されてしまい、食糧生産もほとんど停止してしまう(乙61)、などとされている。

(ク) 九州南部における最近の巨大噴火の概要

九州南部における最近の巨大噴火の概要は、次のとおりである(乙59、審尋の全趣旨)。

a. 始良カルデラ

前記のとおり、約2.8~3万年前の破局的噴火(始良 T_n 噴火)に先立って、約10万年前の福山噴火(約40km³)、約5万年前の岩戸噴火(約18~23km³)(甲361)のほか、約3万1000年前の深港・荒崎噴火(約7.5km³)(甲291)等がある。始良 T_n 噴火後は、約1万3000年前の桜島巔噴火(約11km³)が最大規模の噴火(VEI6)であり、そのほか、噴出量が数km³程度の噴火(VEI5)が数回あるとされる(甲291、乙59)。

b 加久藤・小林カルデラ

約33万年前の破局的噴火(加久藤噴火)以降、噴出量が10㎥を上回る大規模噴火(VEI6)は起きておらず、約4.5~4.0万年前の霧島イワオコシ噴火(約1㎥)が最大規模の噴火であるとされる。

c 阿多カルデラ

約11万年前の破局的噴火以降、噴出量数㎥の噴火(VEI5)が数回程度起きており、そのうち最大のものは約6000年前の池田噴火(約5㎥)であるとされる。

d 鬼界カルデラ

約7300年前の鬼界アカホヤ噴火以降の活動状況は、認定事実(㌾)cのとおりであり、約6000年前の薩摩硫黄島での噴火(VEI4、約0.1㎥以下)が最大であるとされる。

e 阿蘇カルデラ

約9万年前の阿蘇4噴火以降、約3万年前の阿蘇草千里ヶ浜噴火(約2㎥)が最大であるとされる。

f その他の火山

米丸・住吉池、えびの火山群、南島原、雲仙岳、金峰山、船野山、多良岳、口永良部島、福江火山群は、いずれも、VEI3を上回る噴火は知られていない。

(㌾) 桜島薩摩噴火について

a 町田洋・新井房夫著「新編火山灰アトラス」(2011)(乙251。以下「町田・新井(2011)という。」)及び乙59によれば、桜島薩摩噴火による降下火砕物の層厚は、本件原子炉施設から約20kmの地点で12.5cmであるとされる。

なお、町田・新井(2011)によれば、同巻における等層厚線図の

大部分は、保存条件の良い地点のデータのみを重要視して描いており、テフラ層の保存に都合のよい場所とは、堆積後すぐに別な物質で覆われるところで、活動的な火山の麓、湖底、海底、湿地などの低地が例として挙げられるが、それでも堆積当時の厚さには及ばないであろうとされ、また、降下テフラの場合、分布の広さを決める要因は、一般的にはテフラの量、初生粒度組成、噴出率(噴煙柱の高さと関係)があり、また、パターンを決める要因としては、上空の風向き、風速が挙げられるところ、日本のような中緯度偏西風帯では、多くのプリニアンテフラは強い西風に送られ、全く非対称的に火口の東側に分布し、後期第4紀テフラの場合、120例中84%がそのような分布域を持ち、残りが他の方向又は同心円状の分布パターンをとるが、後者は、噴火が偏西風の弱い夏期であったか、あるいは日本の西側に強い低気圧があったためかであろうとされる(乙251)。

b 相手方は、本件原子炉施設の再稼働申請に当たり、前記町田・新井(2011)における桜島薩摩噴火の降下火砕物の層厚分布をより詳細に確認する目的で地質調査を行ったところ、前記町田・新井(2011)の等層厚線図の示す分布状況とおおむね整合する分布図が得られ、また、本件原子炉施設から半径約15kmの範囲には堆積が認められなかったとされる(乙59、審尋の全趣旨)。

c 小林哲夫・溜池俊彦「桜島火山、薩摩テフラの層厚・粒径の変化」(1999)(以下「小林・溜池(1999)」という。)によれば、桜島薩摩噴火のテフラの調査から、噴火様式はプリニアン式噴火のほか水蒸気マグマ噴火があったとされ、噴煙柱の高さは20~35kmとされ、総噴出量は10.93㎥であって、他の桜島火山起源のテフラで噴出量が2㎥を超えるものはないので桜島火山としては格段に噴

出量が大きかったとされ、また、降下堆積物の分布が一般的な降下火砕堆積物の分布とは異なり桜島の南西方向と東南東方向に2つの分布軸を持っており、まずある気象条件下で連続的に噴出した火砕降下物が桜島の南西方向に主に分布し、その後上空での風向きが東南東方向に変化したため、噴出物が東南東方向の地域に分布したものと考えられ、当時も現在と同じように偏西風が卓越していたものと推定されるから、噴火当時の上空は北東から東向きの弱い風が吹いていたと推定され、夏季における噴火であったと推定してもかまわないであろうとされる(乙254)。

d. 相手方が本件原子炉施設の再稼働申請に当たり調査したところによれば、桜島薩摩噴火の降下火砕物のサンプル調査の結果、95%以上が粒径4mm以下であり、粒径7 μ m以下の降下火砕物の割合が20%未満であったとされ、また、最近の桜島の噴火による降下火砕物の粒径7 μ mの割合は10%程度かそれ未満であるとされる(乙57の1、232の4)。

(二) 巨大噴火の予知及び火山ガイドに関する専門家の発言、意見等

a. モニタリング検討チームにおける発言、意見(甲65)

モニタリング検討チームの第1回会合(平成26年8月25日)において、参加者から次のような発言があった(発言者の肩書は当時のもの。以下において同じ)。

(a) 石原和広京都大学名誉教授

「原子力規制委員会の火山影響評価ガイド、非常に立派なものができておりますけれども、それを拝見したり、関係者の巨大噴火に関してのいろんな御発言を聞きますと、どうも火山学のレベル、水準をえらく高く評価しておられると、過大に。地震学に比べれば随分と遅れていると思うんですが」

「火山活動というのは、ご存知のように、巨大噴火というのは数千年、数万年のスケールで起こるわけでありまして、そういうプロセスで考えた場合に、どうもそういう観点でのモニタリングというのはどうも違うように思います。」

「GPSと地震観測、監視カメラで噴火予知はできるというのは、これは思い込み、俗説・誤解であります。」

「巨大噴火は何らかの前駆現象が数ヶ月、あるいは数年前に発生する可能性が高いわけでありまして。ただ、そういう前駆現象が出たからといって、前駆現象というのは何らの異変が起こったからといって、巨大噴火になるとは限らない。」

(b) 中田節也東京大学地震研究所火山噴火予知研究センター教授

「巨大噴火の時期や規模を予測することは、現在の火山学では極めて困難、無理であるということですね。それでも評価ガイドの方では、その異常を見つけ、現状と変わらないかどうかを確認するということは、異常を見つけるということなんですけれども、ただ、その異常が、その「ゆらぎ」の範囲ではないか、バックグラウンドの「ゆらぎ」の範囲ではないかと。そういう判断は、実は我々はバックグラウンドの知識を持っていないので、異常を、そんなに異常ではないんだけど異常と思ってしまう、そういう危険性があります。それから、異常があっても、その噴火はしないという例が幾つもありますし、それからずっとタイムラグを置いて噴火するということもあるわけですね。そういうバックグラウンドの理論的理解というのが非常に不足しているという気がします。ここは強化する必要があるだろうと。」

「マグマ溜まりの増減はモニタリングできるかもしれませんが、そもそもどれぐらいたまっているのかというのはわからんわけで

すね。それについては、トモグラフィ、それからレーザー関数解析、散乱解析によって、ある程度の推定ができるように、技術を開発する必要があるだろうということです。」

「数カ月前から異常が見られるというのは先ほど紹介されたように、同じで、1年前から見えるものもあります。それで、数週間前になると噴煙が実際に高く成層圏までのぼることがあって、最後にカルデラ噴火が起こるということです。そういう意味では、カルデラ噴火には必ず前兆があって、直前には明らかに大きな変動が見かけ上は出ると。そういう意味で、普通の避難には間に合いますけども、ここで要求されている燃料の搬出等に間に合うだけのリードタイムは、多分、数年とか、あるいは10年という単位では、とてもこの現象は見えるものではないということです。」

b 経済雑誌のインタビュー記事における藤井敏嗣東京大学名誉教授の発言 (甲109)

「現在の火山噴火予知のレベルでは、数十年に及ぶ原発の運用期間での噴火の予知は不可能だということだ。そもそも、そうした長期間での噴火予知の手法自体が確立していない。噴火を予知できるのは、せいぜい数時間から数日というのが現状だ。2011年の霧島新燃岳の噴火のように、地震などの前兆がなかったため、予知すらできないうちに噴火が起きることもしばしばある。」

「南九州のカルデラ火山の地下でどれくらいのマグマが溜まっているのか推定すら、現在の科学技術のレベルではできない。」

「九電は再稼働の審査の中で、過去の巨大噴火によって、川内原発の敷地に火砕流が到達した可能性は否定できないと認めている。数十年とされる原発の運用期間中に、火砕流をもたらすカルデラ噴火

はあるともないとも言えない。その判断基準もない。そこに建てられた原発をどうするのかは、科学で解決できるレベルではなく、もはや政治や社会が決める問題だ。」

c 科学雑誌が行ったアンケートに対する小山真人静岡大学防災総合センター教授の回答記事 (甲189)

「綿密な機器観測網の下で大規模なマグマ上昇があった場合に限り、数日～数十日前に噴火を予知できる場合もあるというのが、火山学の偽らざる現状です。機器観測によって数十年以上前に噴火を予測できた例は皆無です。いっぽう巨大噴火直前の噴出物の特徴を調べることによって、後知恵的に経験則を見つけようとする研究も進行中ですが、まだわずかな事例を積み重ねているだけで一般化に至っていません。カルデラ火山の巨大噴火の予測技術の実用化は、おそらく今後いくつかの巨大噴火を実際に経験し、噴火前後の過程の一部始終を調査、観測してからでないとは達成できないでしょう。」

d 科学雑誌における高橋正樹日本大学文理学部地球システム科学科教授の論文記事 (甲361)

「噴火の直前の予知は、成功する場合もあるが失敗することもあり、常に成功するというわけではない。また、噴火するかどうかを予知できたとしても、その噴火の様式や規模、そして噴火後の噴火推移については不明である。したがって、予知した噴火が超巨大噴火かどうかの判断はほとんど不可能である。」

「モニタリングによる超巨大噴火の噴火予知はきわめて困難である。このことは、大多数の火山研究者の間での共通理解であろう。超巨大噴火の正確な噴火予知は、いかなる方法によっても、現時点では困難といわざるを得ないのである。」

e 日本火山学会原子力問題対応委員会の巨大噴火の予測と監視に関

する提言（甲100, 231）

日本火山学会原子力問題対応委員会は、平成26年11月2日、巨大噴火の予測や火山の監視は、原子力発電所の火山ガイド等により、重要な社会的課題となっているとし、巨大噴火の予測と監視に関する提言として、「噴火警報を有効に機能させるためには、噴火予測の可能性、限界、曖昧さの理解が不可欠である。火山影響評価ガイド等の規格・基準類においては、このような噴火予測の特性を十分に考慮し、慎重に検討すべきである」などとしている。

f モニタリング検討チームとりまとめ（乙231）

モニタリング検討チームにおける検討結果として原子力規制庁が平成27年8月26日付でとりまとめた「提言とりまとめ」には、基本的考え方として合意された内容として、次のような記載がある。「国内の通常の火山活動については、気象庁が防災の観点から110の活火山について「噴火警報・予報」を公表することになっているが、噴火がいつ・どのような規模で起きるかといった的確な予測は困難な状況にある。また、未知の巨大噴火に対応した監視・観測体制は設けられていない。VEI6以上の巨大噴火に関しては発生が低頻度であり、モニタリング観測例がほとんど無く、中・長期的な噴火予測の手法は確立していない。しかし、巨大噴火には何らかの短期的前駆現象が発生することが予想され、モニタリングによって異常現象として捉えられる可能性は高い。ただし、モニタリングで異常が認められたとしても、いつ・どの程度の規模の噴火にいたるのか、或いは定常状態からの「ゆらぎ」の範囲なのかを識別できないおそれがある。このような状況を受け、また原子力施設における対応には時間を要するものもあることも踏まえれば、原子力規制委員会の対応としては、予測の困難性や前駆現象を広めにとらえる必

要性があることから、何らかの異常が検知された場合には、モニタリングによる検知の限界も考慮して、空振りも覚悟のうえで巨大噴火に発展する可能性を考慮した処置を講ずることも必要である。また、その判断は、原子力規制委員会・原子力規制庁が責任を持って行うべきである。なお、国として巨大噴火の可能性を考慮した処置を講ずるためには、国は関係行政機関や防災組織及び関連研究者等と連携して、住民の避難・移住計画や経済損失の取り扱い等に係る対応策などを策定するべく、調査・研究を推進していくべきであると考える。」

(2) 火山ガイドにおける火山の影響評価及び相手方が行った火山の影響評価

ア 火山ガイドの内容は、原決定別紙「原子力発電所の火山影響評価ガイド」のとおりであり、火山の影響評価の概略は次のようなものである。すなわち、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出を行い、抽出された火山の火山活動に関する個別評価として、設に対処不可能な火山事象が原子力発電所運用期間中に影響を及ぼす可能性の評価（立地評価）を行い、影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された場合は、火山活動のモニタリングと火山活動の兆候把握時の対応を適切に行うことを条件として、個々の火山事象に対する影響評価を行う。設に対処不可能な事象とは、「火砕物密度流」、「溶岩流」、「岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊」、「新しい火口の開口」、「地殻変動」の5事象とされる。また、検対象火山と原子力発電所間の距離が上記各事象に係る所定の距離（火砕物密度流につき160km、溶岩流、岩屑なだれ等につき50km）より大きい場合、その火山事象を評価の対象外とすることができる。

原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出は、原子力発電所の地理的領域に対して、文献調査等で第4紀（約258万年前以降）に活動した火山を抽出し、文献調査並びに地形・地質調査及び火山学的調査により、完

新世（約1万1700年前以降）に活動を行った火山は将来活動の可能性のある火山とし、完新世に活動を行っていないが、過去の活動を示す階段ダイアグラムにおいて、火山活動が終息する傾向が顕著であり、最後の活動終了からの期間が、過去の最大休止期間より長い等、将来の活動可能性がないと判断できるもの以外の火山も、将来の火山活動性が否定できない火山とする。

次に、将来の活動可能性があると評価した火山について、過去の火山活動履歴とともに、必要に応じて、地球物理学的及び地球化学的調査を行い、現在の火山活動の状況も併せて評価し、地球物理学的観点からは、地震波速度構造、重力構造、比抵抗構造、地震活動及び地殻変動に関する検討により、検討対象火山に関するマグマ溜まりの規模や位置、マグマの供給系に関連する地下構造等について、地球化学的観点からは、火山ガスの化学組成分析、温度等の情報から、検討対象火山の火山噴出物等について分析することにより、火山の活動状況を把握する。

検討対象火山の活動の可能性が十分小さい場合は、過去の最大規模の噴火により設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達したと考えられる火山を抽出し、火山活動のモニタリングを実施し、運用期間中において火山活動を継続的に評価する。

検討対象火山の活動の可能性が十分小さいと判断できない場合は、調査結果から噴火規模を推定し（推定できない場合は過去最大の噴火規模とする）、設定した噴火規模における設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいかどうかを評価し（類似の火山における影響範囲又は検討対象火山の痕跡等によって判断できない場合は設計対応不可能な火山事象の国内既往最大到達距離を影響範囲とする）、設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいと評価できない場合は、原子力発電所の立地は不適當であると考えられ、十分小

いと評価できる場合には、過去の最大規模の噴火により設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達したと考えられる火山についてはモニタリング対象とし、火山活動のモニタリングを実施し、運用期間中に火山活動の継続的な評価を行う。

火山活動のモニタリングは、過去の最大規模の噴火により設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達したと考えられる火山を監視対象火山とし、噴火可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的として運用期間中のモニタリングを行う。監視項目としては、地震活動の観測（火山性地震の観測）、地殻変動の観測（GPS等を利用し地殻変動を観測）、火山ガスの観測（放出される二酸化硫黄や二酸化炭素量などの観測）が挙げられる。

モニタリング結果を定期的に評価し、当該火山の活動状況を把握し、状況に変化がないことを確認する。事業者が実施すべきモニタリングは、原子炉の運転停止、核燃料の搬出等を行うための監視であり、火山専門家のみならず、原子力やその関連技術者により構成され、透明・公平性のあるモニタリング結果の評価を行う仕組みを構築する。モニタリングにより火山活動の兆候を把握した場合の対処方針等を定める。具体的には、「対処を講じるために把握すべき火山活動の兆候と、その兆候を把握した場合に対処を講じるための判断条件」、「火山活動のモニタリングにより把握された兆候に基づき、火山活動の監視を実施する公的機関の火山活動情報を参考にして対処を実施する方針」、「火山活動の兆候を把握した場合の対処として、原子炉の停止、適切な核燃料の搬出等が実施される方針」を定めるものとする。

原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象によって原子力発電所の安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合、原子力発電所に影響を与える可能性の

ある火山事象を抽出し、その影響評価を行う（影響評価）。影響評価では、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行う。

イ 相手方が行った火山の影響評価は、前提事実(ロ)イ及び認定事実イのとおりであり、その概略は次のようなものである。

㌠ 相手方は、火山による影響を評価するに当たり、まず、本件原子炉施設の敷地から半径160km内にある5つのカルデラ火山（始良，加久藤・小林，阿多，阿蘇及び鬼界）のほか合計34の火山の中から、完新世に活動を行った火山又は完新世に活動がなかった火山でも将来の活動が否定できないものとして、上記5つのカルデラ火山を含めた合計14の火山を抽出した。

㌡ 次に、相手方は、上記14の火山につき、破局的噴火の活動間隔と直近の破局的噴火からの経過時間の比較、Nagaoka(1988)による噴火ステージ論及び地球物理学的情報から判断されるマグマ溜りの状況等を踏まえて、本件運用期間中の破局的噴火の可能性について評価を行ったところ、いずれも本件運用期間中の破局的噴火の可能性は十分に低いものと判断したが、上記5つのカルデラ火山については、本件運用期間中にモニタリングを行い、地殻の変動状況等を継続的に確認することとした。

㌢ そして、相手方は、上記14の火山のうち、阿蘇カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ、加久藤・小林カルデラ及び鬼界カルデラについては、VEI6以下の既往最大規模の噴火を、その余の9火山については各火山の既往最大規模の噴火を考慮して、降下火砕物以外の火山事象（火砕物密度流や溶岩流など）が本件原子炉施設に与える影響を評価したところ、いずれも本件原子炉施設の敷地には到達しないことを確認し、降下火砕物については、過去影響が最も大きかった約1万3000年前の桜島薩摩噴火を踏まえて、本件原子炉施設に層厚15cmの降下火砕物が生じた場合についての評価をして、防護設計を行った。

㌣ 原子力規制委員会は、認定事実ウ(イ)のとおり、相手方の検討対象火山の抽出並びにその立地評価及び影響評価がいずれも火山ガイドを踏まえたものになっているとして新規基準に適合するものとしている。

(3) 立地評価に関する火山ガイドの合理性

ア 設置許可基準規則6条1項は、安全施設は想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能が損なわれないものでなければならないとし、同条2項は、重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮しなければならないとしており、設置許可基準規則解釈は、「想定される自然現象」には火山による影響を含むものとし、「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいうとしている。そして、火山ガイドは、発電用原子炉施設の火山影響からの安全性の確保に関する上記新規基準の定めを受けて、原子力発電所への火山影響を適切に評価するため、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出、抽出された火山の火山活動に関する個別評価、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山事象の抽出及びその影響評価のための方法と確認事項をとりまとめたものであり、前記のとおり、立地評価と影響評価から構成されている。

火山ガイドにおける立地評価は、火山事象のうち「火砕物密度流」、「溶岩流」、「岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊」、「新しい火口の開口」、「地殻変動」の5事象を設計対応不可能な火山事象とし、原子力発電所の運用期間（原子力発電所に核燃料物質が存在する期間）中に設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に影響を及ぼす（到達する）可能性の大きさを基準とし、その可能性が十分に小さいと評価できない場合には、原子力発電所の立地を不適とし、その可能性が十分に小さいと評価できる場合には、

立地不適としないが、過去の最大規模の噴火により設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達したと考えられる火山については、噴火可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的として運用期間中のモニタリングを行うこととし、噴火可能性につながるモニタリング結果が観測された場合（火山活動の兆候を把握した場合）には、原子炉の停止、適切な核燃料の搬出等の実施を含む対処を行うものとして、その判断条件及び実施方針を定めるというものである。なお、設計対応不可能な火山事象の選定は、IAEA SSG-21に従ったものであるとされる。

イ 上記のとおり、立地評価に関する火山ガイドの定めは、原子力発電所にとって設計対応不可能な火山事象が当該原子力発電所の運用期間中に到達する可能性の大小をもって立地の適不適の判断基準とするものであり、しかも、上記の可能性が十分小さいとして立地不適とされない場合であっても、噴火可能性につながるモニタリング結果が観測された（火山活動の兆候を把握した）ときには、原子炉の停止、適切な核燃料の搬出等の実施を含む対処を行うものとしているところからすると、地球物理学的及び地球化学的調査等によって検討対象火山の噴火の時期及び規模が相当前の時点での的確に予測できることを前提とするものであるということが出来る。

そうであるところ、認定事実によれば、火山の噴火規模と噴火頻度ないし休止期間との間に相関関係が認められ、この関係は、個々の火山のみならず火山帯ないし地域においても成り立つことが広く承認されているものの、最新の知見によっても噴火の時期及び規模についての的確な予測は困難な状況にあり、VEI 6以上の巨大噴火についてみても、中・長期的な噴火予測の手法は確立しておらず、何らかの前駆現象が発生する可能性が高いことまでは承認されているものの、どのような前駆現象がどのくらい前に発生するのかについては明らかではなく、何らかの異常現象が検知されたとしても、それがいつ、どの程度の規模の噴火に至るのか、それと

も定常状態からのゆらぎに過ぎないのかを的確に判断するに足りる理論や技術的手法を持ち合わせていないというのが、火山学に関する少なくとも現時点における科学技術水準であると認められる（前記モニタリング検討チームにおける検討結果として原子力規制庁が平成27年8月26日付でとりまとめた「提言とりまとめ」の内容は、現時点における火山学の科学技術水準を的確に要約したものであるということが出来る。）。

そうであるとすれば、現在の科学的技術的知見をもってしても、原子力発電所の運用期間中に検討対象火山が噴火する可能性やその時期及び規模を的確に予測することは困難であるといわざるを得ないから、立地評価に関する火山ガイドの定めは、少なくとも地球物理学的及び地球化学的調査等によって検討対象火山の噴火の時期及び規模が相当前の時点で的確に予測できることを前提としている点において、その内容が不合理であるといわざるを得ない。立地評価は、そもそも設計対応不可能な事象の到達、すなわち、いかなる設計対応によっても発電用原子炉施設の安全性を確保することが不可能な事態の発生を基準とするものであって、その評価を誤った場合には、いかに多重防壁の観点からの重大事故等対策を尽くしたとしても、その危険が現実化した場合に重大事故等を避けることはできず、しかも、火山事象の場合、その規模及び態様等からして、これによってもたらされる重大事故等の規模及びこれによる被害の大きさは著しく重大かつ深刻なものとなることが容易に推察される。このような観点からしても、立地評価に関する火山ガイドの定めは、発電用原子炉施設の安全性を確保するための基準として、その内容が不合理であるというべきである。そして、発電用原子炉施設の安全性確保のために立地評価を行う趣旨からすれば、火山噴火の時期及び規模を的確に予測することが困難であるという現在の科学技術水準の下においては、少なくとも過去の最大規模の噴火により設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達したと考えられる火山

が当該発電用原子炉施設の地理的領域に存在する場合には、原則として立地不適とすべきであると考えられる。

なお、火山ガイドの策定に当たって参考とされた「IAEA安全基準『原子力発電所の立地評価における火山ハザード』(No. SSG-21)」(乙199)においては、サイト(敷地)固有の火山ハザード評価として、決定論的手法と確率論的手法の組合せが必要となり、決定論的手法による場合は、過去の火山活動の経験的な観察、他の火山からの類似情報、火山プロセスの数値シミュレーションに基づき閾値を判断し、サイトの適合性及び設計基準上の判断は、これらの閾値が許容限界を超えるか否かに基づいて行うものとされ、確率論的手法による場合は、任意の規模の災害的な現象が制限値を超える確率の分布を求めるため、経験的な観察、他の火山の類似情報、火山プロセスの数値シミュレーションを使用してよく、サイトの適合性及び設計基準上の判断は、これらの確率分布の分析結果に基づいて行うものとされ、いずれの評価手法においても、発生し得る火山事象の発生可能性と原子力発電所に対するそれらの影響可能性を評価するものとされている。そして、サイト除外基準とされる火山事象(設計対応不可能な事象)としての火砕物密度流については、決定論的手法では、噴火で引き起こされる火砕物密度流の量とエネルギーを考慮する必要があり、潜在的な最大到達距離に基づき閾値を定めなければならないとされ、これらの現象のスクリーニング距離は、対象の地域に堆積する火砕物密度流堆積物の体積と性質に基づくか、又は類似火山の流れ現象を参考とすることによって判断されるなどとされ、確率論的評価では、与えられた噴火強度の噴火確率と、火砕物密度流に係る条件付確率分布を掛けた関数として計算すべきであるなどとされている。

ウ もっとも、前記のとおり、原子炉等規制法は、大規模な自然災害の発生をも想定した必要な規制を行うことを目的として規定しているものの、想

定すべき自然災害の内容や規模については、具体的な定めをしていないが、本件改正後の原子炉等規制法における規制の目的及び趣旨からすれば、原子炉等規制法は、最新の科学的技術的知見を踏まえて合理的に予測される規模の自然災害を想定した発電用原子炉施設の安全性の確保を求めるものと解される。また、福島第一原発事故の経験を経た後の我が国において発電用原子炉施設の安全性の確保について上記のような立法政策がとられたことに鑑みれば、発電用原子炉施設の安全性が確保されないときにもたらされる災害がいかに重大かつ深刻なものであるとしても、抗告人らが主張するような発電用原子炉施設について最新の科学的、技術的知見を踏まえた合理的な予測を超えた水準での絶対的な安全性に準じる安全性の確保を求めることが社会通念となっているということもできず、また、極めてまれではあるが発生すると発電用原子炉施設について想定される原子力災害をはるかに上回る規模及び態様の被害をもたらすような自然災害を含めて、およそあらゆる自然災害についてその発生可能性が零ないし限りなく零に近くならない限り安全確保の上でこれを想定すべきであるとの社会通念が確立しているということもできないのであり、原子力利用に関する現行法制度の下において上記のような立法政策が採用されていると解すべき根拠も見いだせない。

これを火山事象についてみると、火山の噴火規模と発生頻度との間に相関関係が認められており、その規模が大きくなればなるほど、発生頻度(発生確率)は低下する関係にあるが、発生確率が零になることはないものであり、地球物理学的な観点からして、その規模には限界が考えられるとしても、その最大規模の火山事象の発生頻度(発生確率)が零になることはないものであって、VEI7以上のいわゆる破局的噴火についても、その頻度は極めてまれであるとしても、世界中のみならず日本国内においても将来必ず発生するものであり、更には本件原子炉施設の存在する南九州地域に



においても将来必ず発生するものであるといえる。他方で、前記のとおり、最新の知見によっても噴火の時期及び規模についての的確な予測は困難な状況にあり、VEI 6以上の巨大噴火についてみても、中・長期的な噴火予測の手法は確立しておらず、何らかの異常現象が発生する可能性が高いことまでは承認されているものの、どのような前駆現象がどのくらい前に発生するのかについては明らかではなく、何らかの異常現象が検知されたとしても、それがいつ、どの程度の規模の噴火に至るのか、それとも定常状態からのゆらぎに過ぎないのかを的確に判断するに足りる理論や技術的手法を持ち合せていないというのが、火山学に関する少なくとも現時点における科学技術水準であると認められる。そうであるとすれば、発電用原子炉施設の安全性確保のための火山事象の想定においては、上記のような合理的予測の困難さを踏まえつつ、我が国の社会がこれに対する危険性をどの程度まで容認するかという社会通念を基準として判断するほかないといふべきである。

前記のとおり、VEI 7以上のいわゆる破局的噴火については、日本全体でみても（日本には世界の活火山の約7%が存在するといわれている。甲16, 431）約1万年に1回程度とされており、約7300年前の鬼界アカホヤ噴火が完新世（約1万1700年前以降）における地球上で最大の噴火であるとされているが、地球物理学の見地からは、将来必ず発生するものである。他方で、前記のとおり、VEI 7以上のいわゆる破局的噴火がもたらす影響は、鬼界アカホヤ噴火によって発生した巨大火砕流が薩摩・大隅半島、種子島、屋久島を覆い、火山灰は偏西風により東日本まで運ばれて、南九州の縄文文化と自然環境に壊滅的なダメージを与えるとともに、西日本から東日本にかけても降灰による甚大な影響を及ぼしたと考えられるとされ、約9万年前の阿蘇4噴火（日本最大級の噴火といわれる。）によって発生した火砕流が南九州の一部を除きほぼ九州一帯に及ん

だほか、山口県や愛媛県の一部にも達したといわれ、その降下火山灰は北海道でも約15cmの厚さで地層に残されているとされ、約8万年前の始良Tn噴火によって発生した火砕流が、90km以上流走し、南九州にシラス台地を形成するとともに、北方の九州山地を超えて人吉盆地にも流れ込み、その分布域は3万km²にも及んだなどとされているところからして、広大な地域の自然及び社会を一瞬にして壊滅させ、全国的規模で生活基盤や社会の諸機能に深刻な被害を与えるにとどまらず、地球的規模でその生態系等に影響を与えるものということができ、その被害の規模及び態様は、発電用原子炉施設について想定される原子力災害をはるかに上回るものといふことができる。

そうであるところ、少なくとも今日の我が国においては、このようにその影響が著しく重大かつ深刻なものではあるが極めて低頻度で少なくとも歴史時代において経験したことがないような規模及び態様の自然災害の危険性（リスク）については、その発生の可能性が相応の根拠をもって示されない限り、建築規制を始めとして安全性確保の上で考慮されていないのが実情であり、このことは、この種の危険性（リスク）については無視し得るものとして容認するという社会通念の反映とみることができる。

そうであるとすれば、発電用原子炉施設の安全性確保についてのみ別異に考える根拠はないといふべきであり、上記のとおり発電用原子炉施設の安全性が確保されないときにもたらされる災害がいかに重大かつ深刻なものであるとしても、そのことから直ちに独り発電用原子炉施設についてのみこの種の自然災害の危険性（リスク）についてまで安全性確保の上で考慮すべきであるという社会通念が確立している時まで認めることはできず、このような危険性（リスク）をも発電用原子炉施設の安全性確保の観点から自然災害として想定すべきか否かは、結局のところ政策判断に帰するものといふべきところ、少なくとも原子力利用に関する現行法制度の下

においては、これを自然災害として想定すべきとの立法政策がとられていると解する根拠は見だし難い。

エ 以上認定脱示したところによれば、少なくともVEI7以上の規模のいわゆる破局的噴火については、その発生の可能性が相応の根拠をもって示されない限り、発電用原子炉施設の安全性確保の上で自然災害として想定しなくても、当該発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということとはできない。また、そのように解しても、本件改正後の原子炉等規制法の趣旨に反するというのもできない。これを火山の影響に係る立地評価の基準についていえば、過去の最大規模の噴火がVEI7以上の破局的噴火であってこれにより火砕物密度流等の設計対応不可能な火山事象が当該発電用原子炉施設に到達したと考えられる火山が当該発電用原子炉施設の地理的領域に存在する場合であっても、当該発電用原子炉施設の運用期間中にそのような噴火が発生する可能性が相応の根拠をもって示されない限り、立地不適としなくても、原子炉等規制法の趣旨に反するというとはできず、また、原子炉等規制法の委任を受けて制定された設置許可基準規則6条1項の趣旨にも反しないというべきである（なお、上記のように解したとしても、設計対応不可能な火山事象が当該発電用原子炉施設に到達したと考えられる火山について火山ガイドに定める火山活動のモニタリングを行う意味が失われるものではない。）。

(4) 本件原子炉施設の立地評価について

ア 上記(1)において認定脱示したとおり、発電用原子炉施設について火山の影響に対する安全性確保の観点から立地評価を行う趣旨からすれば、過去の最大規模の噴火により設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達したと考えられる火山が当該発電用原子炉施設の地理的領域に存在する場合には、原則として立地不適とすべきであるが、少なくとも過去の最大規模の噴火がVEI7以上の破局的噴火であるような場合には、当該発電用

原子炉施設の運用期間中にそのような噴火が発生する可能性が相応の根拠をもって示されない限り、立地不適としなくても、当該発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということとはできず、原子炉等規制法及び設置許可基準規則の趣旨にも反しないと解されるので、このような観点から本件原子炉施設の立地評価について検討する。

イ 前記のとおり、相手方は、本件原子炉施設の敷地から半径160km以内にある合計34の火山の中から、完新世に活動を行った火山及び完新世に活動を行っていないが活動履歴において最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いなどとは認められない火山として5つのカルデラ火山を含む合計14の火山を抽出し、上記14の火山（検討対象火山）のうち阿蘇カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ、加久藤・小林カルデラ及び鬼界カルデラについては、VEI6以下の既往最大規模の噴火を、その余の9火山については各火山の既往最大規模の噴火を考慮して、降下火砕物を除く火山事象（火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り、斜面崩壊、火山土石流、火山泥流、火山ガス、新しい火口の開口、地殻変動等）については、いずれも本件原子炉施設の敷地まで到達しないなど影響がないことを確認し、また、本件原子炉施設敷地の半径5kmの範囲に火砕流堆積物が認められていることから、加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ及び阿多カルデラについては、設計対応不可能な火山事象が過去に敷地に到達したことが否定できないが、これらの3カルデラに加えて阿蘇カルデラ及び鬼界カルデラについては、本件原子炉施設の運用期間中のVEI7以上の噴火の活動可能性は十分に小さいと判断している。

相手方の上記評価のうち上記5つのカルデラ火山の噴火の活動可能性に係る評価以外の部分については、認定事実を照らしても、不合理な点は見当たらない。

ウ 前提事実(ウイ)、認定事実イ及び疎明資料（乙57の1、59）によれ

ば、相手方が上記5つのカルデラ火山の噴火の活動可能性が十分に小さいと判断した根拠は、①鹿児島地溝全体としてのVEI7以上の噴火の平均発生間隔は約9万年であり、当該地域における最新のVEI7以上の噴火は約3.0万年ないし約2.8万年(始良Tn噴火)であることから、鹿児島地溝については、VEI7以上の噴火の活動間隔は最新のVEI7以上の噴火からの経過時間に比べて十分長い、②Nagaoka(1988)によると、始良カルデラ及び阿多カルデラにおいては、破局的噴火に先行して、プリニー式噴火が間欠的に発生するプリニー式噴火ステージ、破局的噴火が発生する破局的噴火ステージ、破局的噴火時の残存マグマによる火砕流を噴出する中規模火砕流噴火ステージ、多様な噴火様式の小規模噴火が発生する後カルデラ火山噴火ステージが認められるとされ、また、鎌山恒臣「マグマダイナミクスと火山噴火、地球科学の新展開」(2003)、東宮(1997)等によるマグマ溜まりの浮力中立点に関する検討及びRoche,0 and Druitt T.H.「Onset of caldera collapse during ignimbrite eruptions.」(2001)、篠原ほか(2008)等によるメルト含有物、鉱物組成等に関する分析結果に基づくと、破局的噴火時のマグマ溜まりは少なくとも地下10km以浅にあると考えられ、また、Druitt et al.(2012)によると、結晶成長に関する分析から、破局的噴火直前の100年程度の間に、急激にマグマが供給されたと推定されている、③上記②の知見を踏まえ、地球物理学的調査の情報から各カルデラの地下構造を推定した知見や国土地理院による電子基準点の解析結果等に基づいてマグマの供給状態を推定し、また、階段ダイヤグラムに基づく噴火ステージの評価を行ったところ、④始良カルデラについては、破局的噴火の活動間隔は約6年以上と考えられるから、破局的噴火までは十分な余裕があると考えられ、桜島の活動は後カルデラ火山噴火ステージとされており、破局的噴火に先行して発生するプリニー式噴火ステージの兆候が認められず、水準測量結果に基づくマグマ供給量はDruitt et

al.(2012)に示される破局的噴火直前でのマグマ供給量に比べ十分小さい、⑤加久藤・小林カルデラについては、破局的噴火の活動間隔は最新の破局的噴火からの経過時間に比べて短い、現在の霧島山の活動は後カルデラ火山噴火ステージと判断され、霧島山の比抵抗構造において、比抵抗域の上面は深さ約10kmとされ、加久藤カルデラの地下10km以浅に大規模な低比抵抗域は認められず、小林カルデラについては大規模なマグマ溜まりは存在しないと考えられ、マグマ溜まりの顕著な増大を示唆する基線変化は認められないから、現在のマグマ溜まりの状態は破局的噴火の直前の状態ではない、⑥阿多カルデラについては、破局的噴火の活動間隔は最新の破局的噴火からの経過時間に比べて長く、現在の噴火ステージは後カルデラ火山噴火ステージ又はプリニー式噴火ステージの初期段階であるものの、プリニー式噴火ステージの継続期間は数万年であって池田噴火からの経過時間に比べて十分長く、地震波速度構造においてマグマ溜まりの存在の可能性を示す低速度異常が認められるものの、マグマ溜まりの顕著な増大を示す基線変化は認められないから、現在のマグマ溜まりは破局的噴火直前の状態ではない、⑦鬼界カルデラについては、いずれの破局的噴火の活動間隔も最新の破局的噴火からの経過時間と比べて十分長く、薩摩硫黄島の活動は後カルデラ火山噴火ステージとされており、地下3kmにマグマ溜まりの存在が推定され、現在の火山ガスの放出量が800年間継続していたと仮定した場合80km以上のマグマ溜まりが存在すると推定されるが、マグマ溜まりの顕著な増大を示唆する基線変化は認められないから、現在のマグマ溜まりは破局的噴火直前の状態ではない、⑧阿蘇カルデラについては、破局的噴火の最短の活動間隔は最新の破局的噴火からの経過時間に比べて短い、現在の阿蘇山の活動は後カルデラ火山噴火ステージと判断され、地震波速度構造において地下6kmに小規模なマグマ溜まりは認められるものの、大規模なマグマ溜まりは認められず、また、地下10km

以浅にマグマと予想される低比抵抗域は認められず、阿蘇4噴火以降の火山岩の分布とそれらの組成から、大規模な流紋岩質ないしデイサイト質マグマ溜まりは想定されず、マグマ溜まりの顕著な増大を示唆する基線変化は認められないから、現在のマグマ溜まりは破局的噴火直前の状態ではない、というものである。

エ 相手方が上記5つのカルデラ火山の噴火の活動可能性が十分に小さいと判断した根拠のうち、上記ウ④の鹿児島地溝全体としてのVEI7以上の噴火の平均発生間隔については、確かに、認定事実によれば、南九州には、1000万年前以降の沖縄トラフの形成、拡大と関連して形成された鹿児島地溝と呼ばれる火山構造性地溝が存在しており、始良カルデラ、阿多カルデラ及び加久藤・小林カルデラは鹿児島地溝に存在し、鬼界カルデラも鹿児島地溝に存在するとするものもあり、また、鬼界カルデラを始め阿多、始良等の大型カルデラの配置が鹿児島地溝と重なるのは、熱源とともにマグマが蓄積しやすい地殻の応力状態と温度構造が継続しているためと考えられるとする見解や、さらに、噴火規模と噴火頻度との関係は個々の火山にとどまらず地域で見ても良い相関があり、巨大噴火についても、鹿児島地溝全体で熱の放出量の観点からみると統計的に扱うことができるとする見解(乙64)もある。しかし、それ以上に鹿児島地溝に存在するカルデラ火山の破局的噴火の発生に周期性ないし規則性があることを理論的に根拠づける疎明資料はなく、BPT分布による確率計算(乙83)もこれを統計的に裏付けるものという事はできない。

また、前記②のうち Nagaoka (1988) (乙65) のいわゆる噴火ステージ論についても、同論文は、南九州地方の鹿児島湾周辺におけるカルデラ火山の第4紀後期テフラ層の検討から第4紀後期の噴火シーケンスを整理したものであり、鹿児島地溝に存在するカルデラ火山が同論文で整理されたような噴火サイクルを繰り返すことについての理論的根拠は示されて

いない(甲266の1)。

また、前記②のうち Druitt et al. (2012) の破局的噴火直前の1000年程度の間にも急激にマグマが供給されるという知見についても、同論文は、サントリーニ火山のミノア噴火(マグマ噴出量40~60㎥とされているところからしてカルデラ噴火ではあるがVEI7以上のいわゆる破局的噴火ではないと考えられる。)についての記述であって、カルデラ火山一般について述べたものでなく、また、その推論の前提とされた岩石学的手法についての問題点も指摘されている(甲266の1、乙82)。

さらに、マグマ溜まりの顕著な増大が基線変化として現れるとする点についても、マグマ溜まり底部の流動変形やマグマの圧縮性等からマグマ溜まりへのマグマの供給率が過小評価となる可能性等が指摘されている(甲266の1、乙250)。

オ 上記エで指摘した点等からすれば、相手方がした前記5つのカルデラ火山の噴火の活動可能性が十分に小さいとした評価には、その過程に不合理な点があるといわざるを得ない。

カ もつとも、認定事実等からすれば、少なくとも破局的噴火が発生するためには地下浅所に大量の主に珪長質マグマ(流紋岩質ないしデイサイト質)が蓄積されている必要があるというのが一般的な知見である(ただし、地下10㎥以浅に蓄積されるという知見が確立しているものではない。甲266の1)。また、地下浅所のマグマ溜まりは破局的噴火の直前の数千年から数百年(あるいはそれ以下)のきわめて短期間に大量のマグマが充填されて形成されるとする見解も有力である。さらに、破局的噴火の直前にはプリニー式等の爆発的噴火が先行することが多く、このことはカルデラ噴火の機序からも説明できる。他方で、マグマの蓄積量を推測する手法は存在するものの、マグマの蓄積量を精度良く推測する手法はいまだ存在しないとされている(甲65、乙82)。

認定事実これら知見を踏まえて検討すると、前記5つのカルデラ火山のうち、加久藤・小林カルデラについては、加久藤カルデラと重なるように存在している霧島火山群の北西部の火山で深さ10km以浅にマグマが滞留しているとされるものの、それ以外に破局的噴火につながり得るような事象等は示されておらず、少なくとも現時点においては、本件原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が発生する可能性が相応の根拠をもって示されているということとはできない。また、阿多カルデラについても、阿多カルデラ地域の地震波速度構造において、深さ5kmに桜島、霧島等と同様の火山活動に関連する可能性がある低速度異常が認められるものの、阿多カルデラのマグマ溜まりの状況等を明らかにするに足りる疎明資料はないというのであるから、同様に、本件原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が発生する可能性が相応の根拠をもって示されているということとはできない。さらに、阿蘇カルデラについても、草千里南部付近直下(地下6km)にマグマ溜まりが存在することが推測されているほか、マグマ溜まりの存在を示唆する調査結果等が得られているが、カルデラ直下に大規模な珪長質マグマ溜まりが存在することを裏付ける材料は見いだされておらず、これらからすると、本件原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が発生する可能性が相応の根拠をもって示されているということとはできない。

以上に対し、始良カルデラは、本件原子炉施設敷地の最も近くに位置するカルデラ火山であるところ、始良カルデラ中央部の比較的浅所(海面下5km以深、10km、12km等)にマグマ溜まりが存在し、珪長質マグマが蓄積されつつあるとされ、その量を数十km程度と推測するものもあるが、現在桜島で噴出しているマグマが安山岩質であることから、マグマ供給系について種々の説明が試みられている。また、始良カルデラについては、始良カルデラの内部ないし周辺で、7500年に一度の割合で噴火が発生し、始良火砕噴火(始良Tn噴火)の直前の3000年間は1000年に

一度の割合に急増しており、直前の前兆現象ではないが、大規模なカルデラ噴火に向かって徐々にマグマの噴出頻度が増しているのは注目すべき現象であるとする見解(乙66)、大正3年(1914年)の噴火(VEI4)によって生じた地盤沈降がその後の隆起により回復されてきて、2020年代から2030年代にはほぼ100%に達する見込みであるから、今後大正3年級大規模噴火(VEI4)に備える時期に入ってきたといえるとする見解や(乙86)、日本では、樽前山の噴火(1739年)を最後にVEI5以上の噴火はなく、VEI4の噴火も桜島大正噴火(1914年)及び北海道駒ヶ岳の噴火(1929年)以降途絶えており、このあたりで比較的大きな噴火が起きても不思議ではなく、VEI4、5の噴火は必ず到来するという見解(甲43)も存在する。

しかしながら、前記のとおり、そもそも、現在の科学的技術的知見をもってしては、火山が噴火する可能性やその時期及び規模を的確に予測することは困難であり、また、マグマの蓄積量を精度良く推測することもできないというのであり、上記事実関係の下においては、始良カルデラにおいて既に地下浅所に相当量のマグマが蓄積されていることが推測され、近い将来VEI4、5クラスの噴火が発生する可能性が小さくないということとはできるとしても、また、そのような噴火がカルデラ噴火に発展する可能性を排除することができないとしても、本件原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が発生する可能性が相応の根拠をもって示されているということとはできない(中田節也東京大学地震研究所教授も、科学85巻6号568頁(甲189)において、この4、50年の間に本件原子炉施設の敷地に火砕流が確実に到達すると思っている火山研究者はほとんどいないと思うとしている。)

鬼界カルデラについても、約7300年前のアカホヤ噴火後の最大の噴火である約6000年前の薩摩硫黄島での噴火のころは、アカホヤ噴火時

のマグマと同じ残存していたマグマを噴出していたとされるが、その後、新たなマグマを生産する活動期に入ったとされ(乙78)、また、約7300年前のカルデラ形成後から1935年までの多量のマグマ(約50㎥)を噴出しており、噴出せずに地下で脱ガス化したマグマの総量が80㎥以上と推定され、マグマ溜まりは、その上面が深さ3㎥程度にあり、下部に玄武岩マグマ、上部に流紋岩マグマがあって、中間に両者の混合によって生じた安山岩マグマが存在しているとされ、さらに、アカホヤ噴火からまだ1万年も経っていないが、カルデラ中央には再生ドームが形成されており、次のカルデラ噴火が差し迫りつつあるものかどうか、多面的な研究が望まれるとする見解(乙86)もある。これらからすると、鬼界カルデラについて既に地下浅所に相当量のマグマが蓄積されていることが推測されなくはないものの、上記事実関係からは、本件原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が発生する可能性が相応の根拠をもって示されているということとはできない。

以上検討したところによれば、相手方が火山影響評価の検討対象火山として抽出した火山に含まれるカルデラ火山(始良カルデラ、加久藤・小林カルデラ、阿多カルデラ、阿蘇カルデラ及び鬼界カルデラ)については、いずれも、本件原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が発生する可能性が相応の根拠をもって示されているということとはできない。

キ 以上認定・説示したところによれば、相手方が火山影響評価の検討対象火山として抽出した火山に含まれるカルデラ火山との関係において立地不適としなくても本件原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということとはできず、その余の火山については設計対応不可能な火山事象が本件原子炉施設敷地に到達する可能性はないというのであるから、本件原子炉施設が火山の影響に対する安全性の確保の観点から立地不適と考えられないとした原子力規制委員会の判断が結論において不合理であるとい

うことはできない。

(5) 本件原子炉施設の影響評価について

ア 火山ガイドは、それが噴出した場合原子力発電所の安全性に影響を与える火山事象を抽出し、その影響評価を行うものとし、火山事象として、降下火砕物、火砕物密度流(火砕流、サージ及びプラスト)、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊、火山性土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物(噴石)、火山ガス、新しい火口の開口、津波及び静振、大気現象、地殻変動、火山性地震とこれに関連する事象、熱水系及び地下水の異常を挙げて、そのそれぞれについて影響評価のための方法及び確認事項を定めている。

前提事実(0)イ(ウ)のとおり、相手方は、検討対象火山と本件原子炉施設敷地との距離等からして、降下火砕物を除く火山事象による影響はないと評価しているところ、この評価が不合理であるということとはできない(前記のとおり検討対象火山に含まれる5つのカルデラ火山が破局的噴火を起こした場合には火砕物密度流が本件原子炉施設敷地に到達する可能性が否定できないほか、津波を始め降下火砕物以外の火山事象による影響を受ける可能性があるが、少なくともVEI7以上の破局的噴火については、その発生の可能性が相応の根拠をもって示されない限り、発電用原子炉施設の安全性確保の上で自然災害として想定しなくても、当該発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということとはできず、本件改正後の原子炉等規制法及び同法の委任を受けて制定された設置許可基準規則の趣旨にも反するといえないことは、前記のとおりである。なお、審尋の全趣旨によれば、桜島大正噴火(1914)の際に火山性地震(桜島地震)が発生しているが、後に説示するとおり、検討対象火山と本件原子炉施設敷地との距離等に鑑みると、火山性地震による影響については地震動評価に基づく耐震安全性の確保において評価し尽くされていると考えられ

る。)

イ 降下火砕物に関する火山ガイドの定めについて

そこで、降下火砕物の影響に関する火山ガイドの定めをみると、その概要は、次のとおりである。

すなわち、降下火砕物は、ごくわずかな火山灰の堆積でも、原子力発電所の通常運転を妨げる可能性があり、降下火砕物により、原子力発電所の構造物への静的負荷、粒子の衝突、水循環系の閉塞及びその内部における摩耗、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的及び化学的影響、並びに原子力発電所周辺の大気汚染等の影響が挙げられる。降雨、降雪等の自然現象は、火山灰等堆積物の静的負荷を著しく増大させる可能性があり、火山灰粒子には、化学的腐食や給水の汚染を引き起こす成分が含まれている。降下火砕物は広範囲に及ぶことから、原子力発電所周辺の社会インフラに影響を及ぼし、この中には、広範囲な送電網の損傷による長期の外部電源喪失や原子力発電所へのアクセス制限事象が発生し得ることも考慮する必要がある。

降下火砕物に関しては、火山抽出の結果にかかわらず、原子力発電所の敷地及びその周辺敷地から求められる単位面積当たりの質量と同等の火砕物が降下するものとする。また、降下火砕物は浸食等で厚さが低く見積もられるケースがあるので、文献等も参考にして、第4紀火山の噴火による降下火砕物の堆積量を評価する。

降下火砕物の影響評価では、降下火砕物の堆積物量、堆積速度、堆積期間及び火山灰等の特性などの設定、並びに降雨等の同時期に想定される気象条件が火山灰等特性に及ぼす影響を考慮し、それらの原子力施設又はその付属施設への影響を評価し、必要な場合には対策がとられ、求められている安全機能が担保されることを評価する。

そして、確認事項としては、外気取入口からの火山灰の侵入により換気

空調系統のフィルタの目詰まり、非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がないこと、必要に応じて原子力発電所内の構造物、系統及び機器における降下火砕物の除去等の対応が取れること、原子力発電所外での影響（長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶）を考慮し、燃料油等の備蓄又は外部からの支援等により、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れること等が記載されている。

以上のような降下火砕物の影響評価に関する火山ガイドの定めは、降下火砕物の影響の特徴を踏まえた発電用原子炉施設の安全性確保の基準を定めたものとして、不合理ということはできない。

ウ 降下火砕物の降下量の想定について

前提事実(10)イ(ウ)のとおり、相手方は、影響評価において、降下火砕物の量につき、過去最も影響が大きかった約1.3万年前の桜島薩摩噴火を踏まえ、本件原子炉施設に層厚15cmの降下火砕物が生じるものと想定して評価を行っている。

これに対し、抗告人らは、始良カルデラほかのカルデラ火山がVEI7以上の火砕流噴火を起こせば本件原子炉施設敷地における降下火砕物の堆積量は15cmをはるかに上回り、VEI7に至らない噴火でも、相手方が考慮する約1万2800年前の桜島薩摩噴火は、そのテフラ噴出量からしてVEI6の中でも最も規模の小さいものに分類され、始良カルデラでは福山噴火や岩戸噴火のように桜島薩摩噴火を超えるVEI6規模の噴火が起こっているのであるから、桜島薩摩噴火を想定するのは著しい過小評価である、相手方の桜島薩摩噴火を基にした降灰のシミュレーションは、爆発的噴火の噴出率によっては降下火砕物が風上にも同心円状に拡がることのある点を見逃していること、初期条件として噴煙柱の太さを無視し火山灰が上下方向に一律な密度で分布した状態を前提としていること、風向、風力については、降下火砕物が本件原子炉施設に到達する最悪の条件を設

定すべきところ、月別平均値をとることで日々の風向、風力のばらつきを無視していること、さらに、粒径設定が妥当性を欠く疑いがあることなどからして、著しい過小評価となっており、仮に相手方がシミュレーションにおいて用いたのと同じ計算コード（TEPHRA 2）を使用し、粒径設定を修正し、平成10年9月18日午後9時の鹿児島島の観測点で観測された風向風速の下でシミュレーションを実施した場合の本件原子炉施設敷地における降下火砕物の層厚は2mを超えるなどと主張する。

認定事実によれば、本件原子炉施設の敷地から160km以内の範囲の検討対象火山の最近の巨大噴火は、過去10万年についてみると、VEI7以上の噴火（破局的噴火）として約9万年前の阿蘇4（VEI7）、約9万年前の鬼界葛原噴火（VEI7）、約2.8～3万年前の始良Tn噴火、約7300年前の鬼界アカホヤ噴火があり、VEI6クラスの噴火として、約10万年前の福山噴火（約40km超）、約5万年前の岩戸噴火（約18～23km）、約1万3000年前の桜島薩摩噴火（約11km）があるが、それ以外はいずれもVEI5以下の噴火である。また、検討対象火山のうち5つのカルデラ火山を除く火山については、VEI3を上回る噴火は知られていない。

検討対象火山に含まれる5つのカルデラ火山については、VEI7以上の破局的噴火を起こした場合、前記認定の破局的噴火の規模及び態様からすると、その火砕物密度流が本件原子炉施設の敷地に到達しないとしても、これらのカルデラ火山と本件原子炉施設敷地との位置関係及び距離等からして、降下火砕物や津波等により設計対応不可能な影響が及ぶと推認されるが、前記のとおり、本件原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が発生する可能性が相応の根拠をもって示されているということとはできない。そして、上記の5つのカルデラ火山の最近の噴火状況、これらのカルデラ火山と本件原子炉施設敷地との位置関係及び距離、前記認定のこれらのカルデ

ラ火山のマグマ溜まりの状況等（認定事実エ(材)）に鑑みると、始良カルデラにおける始良Tn噴火後最大規模の桜島薩摩噴火を踏まえた降下火砕物の影響を評価したことが、新規制基準及び火山ガイドの趣旨に照らして不合理ということとはできない。

原告人らは、上記のとおり、桜島薩摩噴火は、そのテフラ噴出量からしてVEI6の中でも最も規模の小さいものに分類され、始良カルデラでは福山噴火や岩戸噴火のように桜島薩摩噴火を超えるVEI6規模の噴火が起こっているのであるから、桜島薩摩噴火を想定するのは著しい過小評価であると主張するが、発電用原子炉施設の安全性確保のための火山事象の想定においては、前記のような合理的予測の困難さを踏まえつつ、我が国の社会がこれに対する危険性をどの程度まで容認するかという社会通念を基準として判断するほかないところ、前記のとおり、始良カルデラにおいて既に地下浅所に相当量のマグマが蓄積されていることが推測され、近い将来VEI4、5クラスの噴火が発生する可能性が小さくないということとはできるとしても、以上認定既示したところからすれば、本件原子炉施設の火山の影響に対する安全性の確保の観点から火山事象として桜島薩摩噴火を想定したことが社会通念に照らして不合理であるということとはできず、桜島薩摩噴火を踏まえた降下火砕物の影響評価が直ちに過小評価であるということとはできない。

そして、認定事実によれば、①町田・新井（2011）によると、桜島薩摩噴火による降下火砕物の層厚は、本件原子炉施設から約20kmの地点で12.5cmであるとされ、相手方が本件原子炉施設の再稼働申請に当たり行った地質調査の結果によっても、町田・新井（2011）の等層厚線図の示す分布状況とおおむね整合する分布図が得られ、本件原子炉施設から半径約15kmの範囲には堆積が認められなかったとされること、②町田・新井（2011）によれば、同書における等層厚線図の大部分は、保存条件の良い

地点のデータのみを重要視して描いており、テフラ層の保存に都合のよい場所とは、堆積後すぐに別な物質で覆われるところで、活動的な火山の麓、湖底、海底、湿地などの低地が例として挙げられるが、それでも堆積当時の厚さには及ばないであろうとされていること、③町田・新井(2011)によれば、降下テフラの場合、分布の広さを決める要因は、一般的にはテフラの量、初生粒度組成、噴出率(噴煙柱の高さと関係)があり、また、パターンを決める要因としては、上空の風向き、風速が挙げられるところ、小林・溜池(1999)によれば、桜島薩摩噴火の噴火様式はプリニー式噴火のほか水蒸気マグマ噴火があったとされ、噴煙柱の高さは20~35kmとされ、また、降下堆積物の分布が一般的な降下火砕堆積物の分布とは異なり桜島の南西方向と東南東方向に2つの分布軸を持っており、まずある気象条件下で連続的に噴出した火砕降下物が桜島の南西方向に主に分布し、その後上空での風向きが東南東方向に変化したため、噴出物が東南東方向の地域に分布したものと考えられ、当時も現在と同じように偏西風が卓越していたものと推定されるから、噴火当時の上空は北東から東向きの弱い風が吹いていたと推定され、夏季における噴火であったと推定してもかまわないであろうとされていること、④町田・新井(2011)においても、日本のような中緯度偏西風帯では、多くのプリニアンテフラは強い西風に送られ、全く非対称的に火口の東側に分布し、後期第4紀テフラの場合、120例中84%がそのような分布域を持ち、残りが他の方向又は同心円状の分布パターンをとるが、後者は、噴火が偏西風の弱い夏季であったか、あるいは日本の西側に強い低気圧があったためかであろうとされていること、⑤相手方は、本件再稼働申請に当たり、桜島薩摩噴火と同規模の噴火が起こった場合の降灰量の数値シミュレーションを計算コード「TEPHRA 2」を用いて行ったところ、夏季の7~8月を除く期間(偏西風の卓越する期間)の降下火砕物は東側に細長く延びるパターンを示し、本件原子炉

施設敷地への降灰量はほとんどないが、偏西風が弱く相対的に風速が小さくなる夏季(7~8月)の降下火砕物は、同心円上の分布パターンを示し、本件原子炉施設敷地への降灰量は8月に層厚12cmとなったとされること、以上のとおり認められる。

上記事実関係の下においては、相手方が影響評価において降下火砕物の量につき本件原子炉施設に層厚15cmの降下火砕物が生じるものと想定して評価を行ったことが不合理であるということとはできない。

抗告人らは、上記のとおり、相手方の桜島薩摩噴火を基にした降灰のシミュレーションは、著しい過小評価となっており、仮に相手方がシミュレーションにおいて用いたのと同じ計算コード(TEPHRA 2)を使用し、粒径設定を修正し、平成10年9月18日午後9時の鹿児島島の観測点で観測された風向風速の下でシミュレーションを実施した場合の本件原子炉施設敷地における降下火砕物の層厚は2mを超えるなどと主張し、疎明資料として甲429、430を提出する。しかし、疎明資料(乙252、253)及び審尋の全趣旨によれば、計算コード「TEPHRA 2」は、移流拡散モデルを用いたシミュレーションプログラムであり、火口上に仮定した均質な噴煙柱から全ての噴出物量を放出し、垂直方向の拡散を考慮せず、各高度の風向・風速を一定と仮定するなどして、各高度から放出された噴出物量を落下地点ごとに積算して地表の降灰量を算出するものであって、風向・風速、総噴出量及び噴煙柱高さその他の計算条件を入力することにより、降灰範囲及び降灰量が得られるものであり、単純化されたモデルであるものの、火山から100km程度の範囲では、風向きが大きく変わることは考えにくいことなどから、一定の実用性があるとされているものであること、相手方は、風向・風速について本件原子炉施設敷地から最も近い鹿児島地点で観測された1981年~2010年の各月の平均値を使用し、総噴出量について小林・溜池(1999)が桜島薩摩噴火の降下火砕物の分布状況か

ら算出した10.98kmを使用し、噴煙柱高さについて35kmを使用していること、以上のとおり認められる。これらによれば、相手方のシミュレーションの過程が不合理であるということとはできず、前記の認定事実からすれば、同シミュレーションの結果は、桜島薩摩噴火の降下火砕物の分布状況をよく再現しているといえる（前記のとおり、小林・溜池（1999）は、桜島薩摩噴火の時期を偏西風が弱まる夏季と推定している。）から、相手方の上記数値シミュレーションが過小評価になっているということとはできない。

以上によれば、相手方が、影響評価において、降下火砕物の量につき、約1.3万年前の桜島薩摩噴火を踏まえ、本件原子炉施設に厚厚15cmの降下火砕物が生じるものと想定して評価を行ったことが不合理であるということとはできず、抗告人らの前記主張は、いずれも、採用することができない。

エ 相手方の降下火砕物の影響に対する防護設計の概要

認定事実イ(オ)及び疎明資料（乙232の2～4）並びに審尋の全趣旨によれば、相手方の降下火砕物の影響に対する防護設計の概要は、次のとおりである。

- ① 降下火砕物による堆積及び衝突に伴う荷重、狭あい部における機械的な閉塞、助的機器の摺動部及び流路における機械的な摩耗、大気汚染、水質汚染、電気系又は計装制御系の絶縁低下、腐食の影響モードを想定する。
- ② 設計対象施設を発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針に規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に該当する構造物、系統及び機器とし、直接的影響（荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染、絶縁低下）及び間接的影響（湿った降下火砕物が送電線の碍子及び特高開閉所施設の充電露出部等に付着し絶縁低下を生

じさせることによる広範囲における外部電源喪失並びに降下火砕物が道路に堆積することによる発電所外の交通の途絶及び発電所内の交通の途絶）を評価する。

なお、評価対象施設の主なものは、屋外に設置されている施設（復水タンク、燃料取替用水タンク、海水ポンプ）、屋外に開口しており降下火砕物を含む海水の流路となる施設（海水ポンプ、海水ストレータ）、屋外に開口しており降下火砕物を含む空気の流路となる施設（非常用ディーゼル発電機（機関、吸気消音器）、主蒸気逃がし弁消音器、主蒸気安全弁排気管、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出口、格納容器排気筒、換気空調設備（外気取入口））、屋外に開口しており屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設（制御用空気圧縮機、安全保護系計装盤）、安全上重要な設備等（クラス1、クラス2に属する施設）を内包し降下火砕物から防護する施設（原子炉建屋、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、ディーゼル建屋、主蒸気管室建屋）、降下火砕物の影響を受ける可能性がある施設で安全上重要な設備等（クラス1、クラス2に属する施設）の運転に影響を及ぼす施設（取水設備、補助建屋排気筒、換気空調設備（外気取入口）、タンクローリ）である。

- ③ 荷重による影響については、火山以外の自然現象として風及び積雪を組み合わせる。建屋については、建築基準法における一般地域の降雪の荷重の考え方に準拠し、降下火砕物の降下から30日以内を目処に適切に除去を行う設計とし、短期許容応力を許容限界とする。
- ④ 広範囲にわたる送電網の損傷による長期（7日間）の外部電源喪失、発電所外における交通の途絶及び発電所内における交通の途絶に対し、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないよう、外部電源喪失が発生した場合に対して、ディーゼル発電機により電源供給ができる設計とし、外部からの支援なしでディーゼル発電機により7日間の電源供

給を継続できるよう燃料油貯蔵タンク及びディーゼル発電機燃料油貯槽に燃料を貯蔵できる設計とする。また、タンクローリによる燃料供給に必要な発電所内のアクセスルートの降下火砕物を除去できる設計とする。

- ⑥ 降灰時には、外気取入口に設置している平型フィルタ、外気取入ダンプの閉止、換気空調系の停止又は閉回路循環運転により、建屋内への降下火砕物の侵入を防止するよう手順等を整備し、必要時には的確に実施する。降灰時又は降灰後における換気空調設備のフィルタの取替・清掃作業、水循環系のストレーナ清掃作業（捕獲した降下火砕物の除去）、碍子及びガス絶縁開閉装置の絶縁部の洗浄作業、建屋及び構築物等における降下火砕物の除去作業を、あらかじめ手順等を整備し、必要時に的確に実施する。

オ 相手方の安全性評価に対する原告人らの主張について

ア 非常用ディーゼル発電機について

原告人らは、相手方は、層厚15cmの降灰時における降下火砕物の濃度を $3241 \mu\text{g}/\text{m}^3$ と想定して非常用ディーゼルエンジンの安全性を評価しているが、上記数値は、2010年アイスランド共和国南部のエイヤフィヤトラヨークトル氷河の噴火（VEI4）による火口から約4.0km離れたヘイマランド地区の降下火砕物（層厚約5mm）が最後の噴火から3週間以上経過した後に再飛散した際の、しかも、降下火砕物中直径 $10 \mu\text{m}$ 以下の浮遊粒子（PM10。空气中浮遊粒子総質量に占める割合は最大25%程度）のみの濃度の観測値を上記噴火による降下火砕物の大気中濃度として用いたものであるところ、上記噴火における2.4時間平均PM10濃度の観測値や1980年のアメリカ合衆国西部のセントヘレンズ火山の噴火（VEI5）における同火山から135km離れた地表付近地点における2.4時間平均総浮遊粒子状物質濃度の観測値

（それ自体が相手方の想定値を10倍以上上回っている。）等から本件原子炉施設敷地に層厚15cmの降下火砕物があった場合の大気中濃度を推計すると、相手方の用いた数値の数十倍から100倍以上となり、相手方の降下火砕物の層厚の評価が過小であることを考慮すると、上記数値の約300倍となるから、相手方の想定した降下火砕物の大気中濃度は著しい過小評価であると主張する。その上で、原告人らは、相手方の非常用ディーゼル発電機吸気フィルタの降下火砕物による閉塞所要時間は著しい過小評価となっており、相手方の提示するフィルタメンテナンス所要時間に照らすと、2台ある非常用ディーゼル発電機を交互に稼働させたとしても、安定的な電力供給ができないと主張する。さらに、原告人らは、大量の降下火砕物の到来により大量の粒子が非常用ディーゼル発電機のフィルタに捕獲されずに通過することになる、降下火砕物の硬度は部材硬度よりも高く、また、降下火砕物が破砕することにより生じる火山ガラス微粒子の形状由来の摩耗能力は高く、微粒子のサイズからも、シリンダライナーとピストンリングの間隙のみならずピストンリング溝とピストンリングの間隙（サイドクリアランス）に侵入してピストンリングの焼付き、ピストンの固着の原因となり、降下火砕物で汚染された潤滑油が機関各部に送出され、潤滑油フィルタが詰まったり、摺動部の摩耗、面着が生じたりする危険があるなどと主張する。

疎明資料（甲184、185、乙57の2、232の4）及び審尋の全趣旨によれば、相手方は、降下火砕物による影響評価において、桜島陸岸噴火の文献調査結果及び地質調査結果から、降下火砕物の飽和密度を $1.3 \sim 1.5 \text{ g}/\text{cm}^3$ 、湿潤密度を $1.1 \sim 1.3 \text{ g}/\text{cm}^3$ 、乾燥密度を $0.6 \sim 0.8 \text{ g}/\text{cm}^3$ 、粒径につきその95%以上が4mm以下であると想定した上、降下火砕物の大気中濃度につき、2010年アイスランド共和国南部のエイヤフィヤトラヨークトル氷河の噴火（VEI4）に

よる火口から約40km離れたヘイマランド地区の大気中の火山灰濃度(24時間観測ピーク値)であるとして3241 $\mu\text{g}/\text{m}^3$ を想定して、降下火砕物による非常用ディーゼル発電機の吸気フィルタへの影響についての評価を行い、浮遊性粒子は降下速度が比較的遅いことや、粒径が小さく目詰まりしにくいことから、吸気フィルタは容易には閉塞しないと考えられ、また、機関内に侵入しても降下火砕物は硬度が低く破碎しやすいことから、摩擦等による影響は小さいと考えられるとした上で、吸気フィルタの閉塞までに要する時間を約26.5時間と試算している事実が認められる。

そうであるところ、確かに、審尋の全趣旨によれば、相手方が降下火砕物の大気中濃度として想定した値(3241 $\mu\text{g}/\text{m}^3$)は、降下火砕物が再飛散した際のPM10(直径10 μm 以下の浮遊粒子)の測定値である可能性があり、相手方の大気中濃度の想定値は少なくとも10倍以上の過小評価となっている疑いがある。

しかしながら、抗告人らが疎明資料として援用する甲430における試算値は、風力・風向として川内方向に風が吹いていた特定の日(平成10年9月18日)のデータを設定し、層厚を61cmと算出した上大気中濃度が相手方の想定値の300倍以上になるなどとするものであって、その前提及び過程が合理性を欠くものとして、直ちに採用することができない。

そして、認定事実イ(オ)b(d)に加えて、疎明資料(甲75、乙232の3・4、256)及び審尋の全趣旨によれば、非常用ディーゼル発電機の機関吸気系統は、吸気消音器(外気を取り入れる装置)、過給器(取り入れた空気を圧縮する装置)、空気冷却器(圧縮された外気を冷却する装置)及びシリンドラ(外気に燃料を噴出し燃焼させる装置)等により構成されていること、非常用ディーゼル発電機の吸気消音器は、下方か

ら吸気する構造となっていて、降下火砕物を吸い込みにくく、層状の吸気フィルタに吸い込まれた降下火砕物のうち粒径0.12mm以上の降下火砕物を90%以上捕集するとされていること(なお、粒径1mm以上の降下火砕物は落下速度が速く吸い込まれないとされる。)、吸気フィルタは、12分割されており(各パーツの重さ約4kg弱)、交換は工具で1パーツ当たり4か所の取付ボルトを取り外し、取り付けのみであり、清掃も付着した降下火砕物をエアガンで飛散させるだけであること、相手方は、これらのフィルタの交換、清掃を、作業員を8人と仮定した上で、2人1組として1パーツの取り外しを行い、2組が同時に作業を進めるものとして、その作業時間を余裕を持たせて約2時間と試算しており、これを3組が同時に取外作業を行い、各号機に配備されている予備の吸気フィルタを使って3組が同時に取付作業を行い、これと並行して4台のエアガンで同時に清掃作業を行えば、約40分でフィルタ交換を行うことができるとされていること(なお、認定事実イ(オ)b(b)のどおり、気象庁により噴火警戒レベル5が発表され、かつ、降灰予報により本件原子炉施設に降灰が予想される場合、火山非常体制を発令して、必要な要員を招集、配置するものとされている。)、以上の事実が認められる。

そうであるとするれば、相手方が降下火砕物の大気中濃度として想定した値(3241 $\mu\text{g}/\text{m}^3$)がかなりの過小評価となっている疑いがあり、その結果として、非常用ディーゼル発電機の吸気フィルタの閉塞所要時間についての相手方の試算値が過大評価となっている疑いがあるとしても、上記認定の非常用ディーゼル発電機の開口部の位置及び構造、フィルタの構造、機能、フィルタの交換及び清掃の手順、要員の配置、想定される降下火砕物の性状等からすれば、上記の点が降下火砕物が吸気フィルタ閉塞を来すことにより非常用ディーゼル発電機の機能に影響を及

ばすことはないという相手方の評価を直ちに左右するものとは認め難く、他に降下火砕物の濃度が相手方の想定値を大きく上回った場合に吸気フィルタの閉塞等を来して非常用ディーゼル発電機の機能に影響を及ぼすことについての工学的機序等を示すなど相手方の上記評価を覆すに足りる的確な疎明資料も見当たらない。

また、疎明資料(乙232の4, 256)及び審尋の全趣旨によれば、非常用ディーゼル発電機の過給機に降下火砕物が侵入しても、狭あい部の間隔は0.37~0.5mmであって、降下火砕物は硬度が低く(モース硬度5)、破碎しやすいことから、過給機を摩耗させることはないとされていること、降下火砕物が機関本体の吸気ラインに侵入したとしても、シリンダライナーとピストンリングの間やサイドクリアランス(ピストンリング溝とピストンリングとの間隙)は数 μm から数十 μm と非常に狭いから、降下火砕物が入り込むことはほとんどない上、シリンダ内には燃焼に伴う吸気の流れが、シリンダライナーとピストンリングの間やサイドクリアランスには潤滑油の流れがそれぞれ常時あって、その発電機1台当たりの吸気流量は約9 $\text{m}^3/\text{秒}$ 、潤滑油の流量は約8 $\text{L}/\text{時}$ であり、降下火砕物はその融点(約1000 $^{\circ}\text{C}$)からしてシリンダ内(圧縮温度約500~600 $^{\circ}\text{C}$)で融解しないから、シリンダ内に侵入した降下火砕物の粒子は排気ガスや潤滑油とともに排出され、ピストンリングが焼き付き、ピストンが固着することはないとされていること、また、シリンダライナー及びピストンリングは、いずれも摩耗に強い部材である特殊铸铁(ブリネル硬さ230程度)で構成されており、火山ガラスを主成分とする降下火砕物がシリンダライナー及びピストンリングを摩耗させることはないとされていること、降下火砕物がシリンダライナー等により破碎された場合、大部分は空気とともに排出されるものの、その一部が潤滑油とともに潤滑油タンクに戻るようになるが、潤滑油タン

クの底に沈殿した降下火砕物はドレン(排水口)操作により排出することができ、沈殿せずに再び潤滑油とともに機関内に混入したとしても、潤滑油の主な供給先は軸受等であって、運転機能に支障はないとされていること、潤滑油は潤滑油ポンプにより潤滑油冷却器、潤滑油主こし器を経て機関に至るところ、潤滑油主こし器は2系列備えられており、運転中においてもレバー操作により切替えが可能であること、非常用ディーゼル発電機には潤滑油の差圧により開くバイパス弁は設置されていないこと、吸気消音器及び空気冷却器には狭あい部がないため侵入した降下火砕物による影響はないとされること、空気冷却器出口温度は吸入空気の温度(外気温度)よりも常に高い状態で運転されるため、冷却器の結露による降下火砕物付着はないとされていること、降下火砕物よりも硬い石英や長石を主成分とする黄砂が本件原子炉施設に設置されているものを含む非常用ディーゼルエンジンの月1回の試運転において運転機能を阻害する事象が確認されておらず、ピストン摺動面の擦り傷、焼付等の不具合事象も報告されていないこと、以上の事実が認められる。

そうであるとすれば、相手方が降下火砕物の大気中濃度として想定した値(3241 $\mu\text{g}/\text{m}^3$)がかなりの過小評価となっている疑いがあるとしても、上記認定の非常用ディーゼル発電機の機関部その他の構造、機能、作動機序、想定される降下火砕物の性状等からすれば、上記の点は、降下火砕物の影響によりピストンリングの焼き付き、ピストンの固着、潤滑油フィルタの詰まり、摺動部の摩擦、摩耗、固着が生じることは考えにくいとした相手方の評価を左右するものとは認め難く、他に相手方の上記評価を左右するに足りる的確な疎明資料も見当たらない。

なお、疎明資料(乙232の9)及び審尋の全趣旨によれば、非常用ディーゼル発電機は、海水ポンプから取り込んだ海水との熱交換により冷却する水冷式であるところ、海水中のごみ等を除去する金属フィルタ

が収納されている海水ストレーナは、フィルタのメッシュサイズが直径8mmであって、これより大きな降下火砕物はフィルタにより捕獲され、海水ストレーナは清掃可能であること、降下火砕物に粘性を生じさせる粘土鉱物等は含まれていないから、海水ストレーナが閉塞することはないとされていること、非常用ディーゼル発電機の冷却管の内径は約10mm（空気冷却器）及び約13mm（清水冷却器、潤滑油冷却器及び燃料油冷却水冷却器）であって、降下火砕物の粒子よりも十分大きいこと、各冷却機に通水される海水の流量も大きいこと、以上の事実が認められ、この事実からすれば、海水ストレーナ及び非常用ディーゼル発電機の冷却管が降下火砕物により閉塞することがないとした相手方の評価も不合理であるということとはできない。

以上によれば、降下火砕物の非常用ディーゼル発電機への侵入等による機器の機能への影響はないとした相手方の評価が不合理であるということとはできず、原告人らの前記主張は、いずれも採用することができない。

(イ) 非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合の対策について

原告人らは、相手方が非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合における炉心冷却の方法として想定するタービン動補助給水ポンプによる注水は、給水源枯渇による稼働時間限界及び一次冷却材の不足による有効時間限界があり、RCP（一次冷却材ポンプ）シールLOCAが発生した場合には、炉心損傷までの猶予時間は約2.9時間であるから、この間に交流電源を回復して常設電動注入ポンプによる炉心注水が成功しない限り炉心損傷のリスクが否定できないところ、その保証はなく、また、給水源である復水タンクの水は10.9時間で枯渇するから、この間に補給用水中ポンプの動力源である大気吸入型熱機関が降下火砕物により稼働不能になれば、炉心損傷のリスクは否定できないなどと主張する。

疎明資料（乙44、232の3、257）及び審尋の全趣旨によれば、相手方は、原子力規制委員会の策定した有効性評価ガイドが、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る標準評価手法において、事故シーケンスグループの主要解析条件等として、全交流動力電源喪失につきRCPシールLOCAが発生しない場合は「全交流動力電源は24時間使用できないものとする」とされ、RCPシールLOCAが発生する場合は「送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統の機能喪失を想定する」とされているのに従って、RCPシールLOCAが発生する場合の対策として、外部電源及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合には、大容量空冷式発電機からの給電を受電確認までを含めて約15分で確立することができることを保守的に評価して、事象発生60分後に代替交流動力電源を確保するものとしていること、一次冷却材ポンプ（RCP）の運転中その駆動軸部からの一次冷却材の漏えいを防ぐRCPシールも高温高圧の一次冷却剤に曝されることになり、充てん/高圧注入ポンプによる封水（冷却水）注入等の対策を講じているが、交流動力電源喪失時にはこうした対策が機能しないため、相手方は、RCPシールLOCAの発生防止対策として、耐熱性を有するRCPシールを使用しており、より耐熱性の高いRCPシールへの取替えを順次実施していること、タービン動補助給水ポンプの水源となる復水タンク（タンク容量約800m³）の水が枯渇した場合は、淡水又は海水を取水源として水を補給することとされ、そのための中水ポンプ（電動）及び中水ポンプ用発電機を号機当たり2セット及び予備の台数（中水ポンプは計10台）備えているほか、二次系純水タンク供給弁の開弁及び復水タンク供給弁の閉止操作を行うのみで水源を復水タンクから二次系純水タンクへ切替えてタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水することもできること、タービン動補

助給水ポンプを用いた原子炉冷却設備で屋外に開口している主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管は、その配管構成、構造、向き等からして、降下火砕物が直接配管内に侵入しにくくなっている上、運転中は蒸気が吐出されていること、以上の事実が認められる。

そうであるとすれば、降下火砕物の影響により全交流動力電源を喪失しても、そもそも、前記認定のとおり、代替交流動力電源確保のための多重性、多様性及び独立性を備えた対策が講じられている上、上記認定のとおり、耐熱シールを使用するなど設備上もRCPシールLOCAが発生しにくい措置が講じられており、万一RCPシールLOCAが発生した場合には速やかに代替交流動力電源が確立されて高圧注入系及び格納容器スプレイ系等による冷却機能が確保され、また、RCPシールLOCAが発生しない場合には、タービン動補助給水ポンプによる二次系冷却系からの冷却機能が確保されるものとされているから、相手方のこれらの炉心損傷防止対策は新規制基準及び有効性評価ガイドに適合するとして原子力規制委員会の判断が不合理であるということとはできず、また、有効性評価ガイドの炉心損傷防止対策に関する定めが不合理であるということもできない。したがって、抗告人らの前記主張を採用することはできない。

なお、疎明資料(乙232の3)及び審尋の全趣旨によれば、原子炉補助機冷却水冷却器の冷却管の内径は約16mmであって、降下火砕物の粒子よりも十分大きい上、各冷却機に通水される海水の流量も大きいから、海水ストレーナ及び非常用ディーゼル発電機の冷却管が降下火砕物により閉塞することがないとした相手方の評価も不合理であるということとはできない。

(ウ) 換気空調系について

抗告人らは、本件原子炉施設の換気空調系(給気系)には防塵効率(6.

6~8.6 μ mの粒子に対する値)85%の平型フィルタが用いられているが、本件原子炉施設に到達する降下火砕物の粒子は6.6 μ mのもので25%以上であると予想され、当初の設計条件として見込まれていない高濃度の降下火砕物のかなりの量の粒子がフィルタを通過して建屋内に侵入することが想定され、建屋内の電気品室、中央制御室の電気・電子装置、コンピューター等の内部に入り込み付着することによる動作不良、摺動部の摩耗、摩擦等が時間の経過とともに急増する可能性があり、次々に装置やコンピューターが故障する事態も考えられ、また、室内換気系フィルタの閉塞によって、室温上昇、潤滑油の劣化、冷却水システムの流量低下等が発生し、非常用ディーゼル発電機が故障する可能性があり、これらは共通起因事象として考慮されるべきであるところ、その検討がされないまま、高性能のフィルタさえ装備されていないと主張する。

しかしながら、認定事実イ(ウ) b(d)に加えて、疎明資料(甲75、乙232の3、256)及び審尋の全趣旨によれば、中央制御室(換気空調系)、安全補機開閉器室(空調系)、制御用空気圧縮機室(換気系)、格納容器(給気系)、放射線管理室(給気系)、ディーゼル発電機室(換気系)、補助給水ポンプ室(換気系)、主蒸気配管室(換気系)、補助建屋(給気系)の外気取入口には平型フィルタが設置されていること、この平型フィルタは、JISZ890.1「試験用粉体及び試験用粒子」に規定された試験用粉体8種(中位径の範囲が6.6~8.6 μ m)に対する防塵効率が85%以上であること、平型フィルタには差圧計が設置され、差圧が規定値に達すると交換する手順となっており、最大のもので4~5名により1時間程度で交換可能であって(フィルタの取替作業はガラリ内で行うものとされている。)、系統切替えや事故時外気隔離モード等により給気システムを停止することなくフィルタ交換を行うことが可能であり、給気系の停止が必要なものについては、作業制限等に

よる対応が可能とされていること、差圧計の計装配管は外気取入口が下向き又は横向きになるように施工され、同配管の差圧計側は密閉構造となっていること、換気空調設備の外気取入口は原子炉補助建屋の屋上等に設置されており、タービン建屋等からのアクセス性がよいこと、フィルタの取替え、清掃の手順も定められていること、フィルタの取替え、清掃によっては対応が困難と予想される場合は、中央制御室及び安全補機開閉器室については、外気取入用ダンパが設置されており閉回路循環運転が可能であることから、ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行うことにより、降下火砕物の侵入阻止が可能であるとされ、中央制御室については、空調ファンを停止し、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行った場合でも、酸素濃度等の作業環境への影響は小さく、約64時間外気を遮断したままでも、運転員の作業環境に影響を与えないとされ、また、ごく一部の灰が侵入しても設備への影響はないとされていること、外気隔離用ダンパが設置されていない空調系統については、空調ファンを停止することで、降下火砕物の侵入阻止が可能であるとされていること、ディーゼル発電機室換気系については、非常用ディーゼル発電機運転時には室内温度の上昇が懸念されることから換気空調系の停止を行わないものとされているが、前記のとおり吸気消音器には吸気フィルタが設置されており、また、燃料油貯油槽ベント管及び燃料油貯蔵タンクベント管は、いずれも、開口部が下向きとなっており、降下火砕物が侵入しにくい構造となっていること、機関の燃料油系統には燃料油こし器が2か所あり、運転に影響がある大きさの異物は除去される仕組みとなっており、燃料油こし器はそれぞれ2系列備えられていて、運転中においても切替えが可能であること、燃料油サービスタンク及び潤滑油タンクは屋内設備である上、それぞれのベント管は、開口部が下向きであって、降下火砕物が侵入しにくい構造となっていること、以上の事実

が認められる。

上記事実によれば、降下火砕物の換気空調設備への侵入等により機器の機能に影響がないとした相手方の評価が不合理であるということではできず、抗告人らの前記主張は、その前提を欠くか、又は的確な裏付けを欠くものであって、いずれも採用することができない。

(二) 地震荷重との組合せについて

抗告人らは、桜島大正噴火の際にはマグニチュード7.1という比較的大きな地震が発生しているから、桜島薩摩噴火規模の噴火による降下火砕物と地震荷重の組合せを考慮しなくてよい合理的理由はなく、降灰で建屋の屋根の重量が増すことによりその固有振動数に変化し、共振の可能性もあり、マグニチュード7.1を大きく上回る地震が同時期に発生すると、建屋屋根にかかる荷重が増大するなどして屋根が崩落することも考えられると主張する。

前記エにおいて認定した事実及び疎明資料(乙232の2・3)によれば、相手方は、降下火砕物の堆積荷重による構造物への静的負荷の評価において、本件原子炉施設の立地地域は、建築基準法施行令に基づく地震荷重と積雪荷重の組合せを要しない地域であり、降下火砕物の堆積は積雪頻度と同等以下であることから、地震荷重との組合せを考慮しないものとし、火山以外の自然現象として積雪を組み合わせていること、評価条件として、降下火砕物につき堆積量1.5cm、密度1.5g/cm³(飽和状態)、積雪量38cm(阿久根特別地域気象観測所他における積雪の深さの月最大値)とし、積雪の単位荷重として建築基準法施行令に基づく積雪の単位荷重を用い、余裕を持たせて評価荷重を3000N/m²と設定していること、建築基準法における一般地域の降雪の荷重の考え方に準拠し、降下火砕物の降下から30日以内を目処に適切に除去を行う設計として、短期許容応力(短期では少なくとも長期の1.5倍の

荷重が負担できるとされる。)を許容限界とし、短期荷重として負担できる荷重と長期荷重の差分を許容堆積荷重としていること、原子炉建屋、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、ディーゼル建屋及び主蒸気管室建屋について、設計時考慮荷重が最も小さいスラブを代表部位として評価したところ、いずれも許容堆積荷重が降下火砕物堆積荷重(上記のとおり積雪との重畳荷重である。)を十分上回っていること、以上の事実が認められる。

上記のとおり、相手方は、降下火砕物の堆積荷重による構造物への静的負荷の評価において、地震荷重との組合せを考慮していない。確かに、桜島大正噴火(VEI5)の際には桜島地震(マグニチュード7.1、本件原子炉施設敷地と震央との距離約4.7km)が発生し、本件原子炉施設敷地付近における地震動は震度5程度と推定されており(乙120)、噴火規模として桜島薩摩地震を想定した場合に桜島地震の規模を上回る火山性地震が発生する可能性も否定できないが、検討対象火山と本件原子炉施設敷地との距離や火山性地震の発生の機序、上記各評価対象建屋の構造及び機能等に加えて、前記認定脱示したとおり、建物・構築物(鉄筋コンクリート造耐震壁)については地震応答解析等による安全性評価において評価基準値を大きく下回っており、また、上記のとおり上記各評価対象建屋の積雪との組合せ荷重も許容堆積荷重を十分下回っていることを併せ考慮すれば、火山性地震による影響が直ちに降下火砕物の堆積荷重による構造物への負荷の評価に有意な影響を及ぼすとは考え難い。また、抗告人らの主張するような地震荷重の発生機序等を裏付けるような疎明資料も見当たらない。

そうであるとすれば、火山性地震による影響については地震動評価に基づく耐震安全性の確保において評価し尽くされているといえるから、相手方が降下火砕物の堆積荷重による構造物への静的負荷の

評価において地震荷重との組合せを考慮していないことが不合理であるということとはできず、抗告人らの上記主張は、採用することができない。

なお、甲428には、水蒸気爆発等による湿った降下火砕物の影響を想定すべきであるとの記載部分があるが、構造物への静的負荷評価においては、積雪荷重との組合せ等として評価し尽くされているといえることができる。

㊦) 電源の確保等について

抗告人らは、相手方は7日間の外部電源喪失しか想定していないが、桜島薩摩噴火規模の噴火では周辺地域への影響は甚大なものがあり、7日間の想定は楽観的にすぎると主張する。

前記認定事実及び疎明資料(甲75、乙44、232の3、4)及び審尋の全趣旨によれば、相手方は、外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保として、各号機に必要な容量のディーゼル発電機を2台設置し、それぞれ非常用所内高圧母線に接続するものとしているほか、蓄電池非常用2系統をそれぞれ別の場所に設置し、ディーゼル発電機の連続運転に必要な燃料を貯蔵する設備として、既設のディーゼル発電機燃料油貯油槽に加えて、7日間の連続運転を可能とするために燃料油貯蔵タンクを新たに敷地内に設置し、燃料運搬用のタンクローリを複数台損傷することをも考慮した必要台数分備えており、さらに、重大事故等対処設備として、常設代替交流電源としての大容量空冷式発電機を各号機に1台ずつ、可搬型代替電源としての発電機車(高圧発電機車及び中容量発電機車)を複数台設置し、号機間電力融通ケーブルを設置するなどしていること、本件原子炉施設には、送受電可能な500kV送電線1ルート2回線及び受電専用220kV送電線1ルート1回線の合計3回線で電力系統に連系しており、500kV送電線は約60km離れた南九州変電所に連系し、220kV送電線も南九州変電所に連系しており、

南九州変電所が停止した場合には、220kV送電線を人吉変電所を経由するルートに接続する運用としていること、相手方は、大規模な盛り土崩壊、大規模な地滑り等による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保するなどしていること、送電鉄塔に使用されている碍子は、降下火砕物が堆積しにくい構造となっており、静的荷重の影響を受けにくいとされていること、相手方は、大量の降下火砕物による電力供給への影響が想定される場合には、可搬型の洗浄装置等で碍子の洗浄を実施するものとしていること、相手方は、タンクローリは、堆積量が極めて少ないため、簡易な降下火砕物の除去により通行が可能であり、除灰作業の検証試験によっても約40分程度で除灰できることが確認されていること、アクセスルートの確保、堆積した降下火砕物の除灰、タンクローリによる補給等、屋外で作業をする際は、必要に応じてゴーグルや防護マスク等の保護具を着用することにより、降下火砕物の影響から作業員を保護するものとされていること、相手方は、本件原子炉施設敷地で想定(15cm)を超えた降灰を仮定した場合、近辺道路にも同様に降灰し、道路の通行不能や長期間の渋滞等が予測されることから、陸路による非常用ディーゼル発電機の燃料等の輸送が困難になることが考えられるため、陸路が使用不能な場合に備え、海路により外部支援を受けることとしており、船舶により非常用ディーゼル発電機の燃料等の補給を降灰の影響を受けていない地域から海上輸送により本件原子炉施設構内の荷揚用岸壁を経由して運び入れるものとしていること(認定事実イ(㉔) c)、以上の事実が認められる。

前記のとおり、火山ガイドにおいても、降下火砕物は広範囲に及ぶことから、原子力発電所周辺の社会インフラに影響を及ぼし、この中には、広範囲な送電網の損傷による長期の外部電源喪失や原子力発電所へのアクセス制限事象が発生し得ることも考慮する必要があるとされていると

ころであり、降下火砕物による影響を評価するに当たっては、このような火山事象特有の影響を十分考慮した設計対応(特に外部電源喪失を想定した対策)を行う必要がある。そうであるところ、上記事実によれば、海路により降灰の影響を受けていない地域からの非常用ディーゼル発電機の燃料等の輸送が確保されるなど、非常用ディーゼル発電機を中核とした多重性及び独立性を考慮した実効的な交流電源の確保が図られている上、代替交流動力電源の確保も図られているほか、そもそも、外部電源についても、送受電可能な500kV送電線1ルート2回線及び受電専用220kV送電線1ルート1回線の合計3回線で電力系統に連系しており、南九州変電所が停止した場合には220kV送電線を人吉変電所を経由するルートに接続する運用とされているのであって、本件原子炉施設に降下火砕物による影響を及ぼし得る火山との位置関係からしても、上記の対策が奏功する場面も考えられなくはない。

以上によれば、降下火砕物の影響により広範囲な送電網の損傷による長期の外部電源喪失が生じたとしても本件原子炉施設の安全性は維持できるとした相手方の評価が不合理であるということとはできず、原告人らの上記主張は、的確な裏付けを欠くものとして、採用することができない。

(㉔) 可搬式設備を用いた人力による対応を基本としていること等について原告人らは、相手方の過酷事故対応は、可搬式設備を用いた人力による対応を基本としているため、降下火砕物や火山ガスが人力による作業に支障を来すおそれがあり、また、広域停電、道路の渋滞等の火山灰によるオフサイトへの影響が本件原子炉施設における過酷事故対応に悪影響を及ぼすおそれがあるなどと主張する。

確かに、前記認定のとおり、降下火砕物の影響に対する安全性の確保については、フィルタの交換、清掃、堆積した降下火砕物の除去、アク

セスルートの確保、燃料油等の物資の運搬等、人力による対応が重要な部分を構成しており、降下火砕物による大気汚染等の環境下での対応が見込まれるものも含まれている。しかし、これは、降下火砕物という起因事象の性格上やむを得ないものである上、前記のとおり、短時間で効率的に作業を行うことができるような設備上の工夫や態勢整備等もされていることなどをも併せ考えると、人力による対応が重要な部分を構成しているからといって直ちに安全性に欠けるということとはできない（甲222もこの認定を直ちに左右するものとはいえない。）。

また、広域停電、道路の渋滞等の火山灰によるオフサイトへの影響については、前記(イ)において認定説明したとおりである。

したがって、抗告人らの上記主張も、採用することができない。

カ 小括

以上認定説明したところによれば、相手方が、降下火砕物による影響を火山事象として抽出し、降下火砕物の量につき、約1.3万年前の桜島臨摩噴火を踏まえ、本件原子炉施設に層厚15cmの降下火砕物が生じるものと想定して、火山ガイドに従った影響評価を行い、防護設計を行ったことについて、火山ガイドを踏まえたものになっているとして新規制基準に適合するものとした原子力規制委員会の判断が、不合理であるということとはできない。

(6) 火山事象により本件原子炉施設が影響を受ける可能性と人格権侵害又はそのおそれの有無についての結論

以上検討してきたところによれば、立地評価に関する火山ガイドの定めは、少なくとも地球物理学的及び地球化学的調査等によって検討対象火山の噴火の時期及び規模が相当の時点での確に予測できることを前提としている点において、その内容が不合理であるといわざるを得ないが、相手方が火山影響評価の検討対象火山として抽出した火山に含まれるカルデラ火山との関係

において立地不適としなくても本件原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということとはできず、その余の火山については設計対応不可能な火山事象が本件原子炉施設敷地に到達する可能性はないというのであるから、本件原子炉施設が火山の影響に対する安全性の確保の観点から立地不適と考えられないとした原子力規制委員会の判断が、結論において不合理であるということとはできない。また、降下火砕物の影響評価に関する火山ガイドの定めは、降下火砕物の影響の特徴を踏まえた発電用原子炉施設の安全性確保の基準を定めたものとして、不合理ということとはできず、相手方が、降下火砕物による影響を火山事象として抽出し、降下火砕物の量につき、約1.3万年前の桜島臨摩噴火を踏まえ、本件原子炉施設に層厚15cmの降下火砕物が生じるものと想定して、火山ガイドに従った影響評価を行い、防護設計を行ったことについて、火山ガイドを踏まえたものになっているとして新規制基準に適合するものとした原子力規制委員会の判断が、不合理であるということとはできない。そうであるとすれば、本件原子炉施設が火山の影響に対する安全性の確保に係る新規制基準に適合するものとした原子力規制委員会の判断が不合理であるということとはできず、相手方は、これらについて、相当の根拠、資料に基づく説明を尽くしたというべきである。

もつとも、前記のとおり、現在の科学的技術的知見をもってしても、発電用原子炉施設の運用期間中に検討対象火山が噴火する可能性やその時期及び規模を的確に予測することは困難であるのであって、本件原子炉施設がカルデラ火山を含む多くの活火山の存在する活動的な火山構造性地溝である鹿児島地溝近くに立地し、その敷地から160km以内の範囲に非常に長期間の間隔（タイムスケール）とはいえかつて破局的噴火を繰り返したカルデラ火山が5つも存在していることなどからすると、本件原子炉施設の運用期間中に設計対応不可能な火山事象が発生する可能性（リスク）は零にはならないし、また、相手方が火山の影響評価において想定した桜島臨摩噴火の規模を

上回る火山事象の影響を本件原子炉施設が受ける可能性（リスク）も零にはならない。さらに、火山事象とりわけ降下火砕物の影響は広範囲に及び、原子力発電所周辺の社会インフラにも重大な影響を及ぼすものであるところ、降下火砕物の影響に対する安全性の確保については、起因事象の性格上、人力による対応が重要な部分を構成しており、これらの対策が正常に機能せず、あるいは現場の混乱等により人為ミスが重なるなどの不測の事態が生じる可能性も皆無ではない。

しかしながら、前記のとおり、火山事象のような現在の科学技術水準の下において合理的な予測が困難な自然災害について、発電用原子炉施設の安全性確保の観点からこれをどのように想定すべきかについては、我が国の社会が自然災害に対する危険性をどの程度まで容認するかという、社会通念を基準として判断するほかないのであって、原子炉等規制法を始めとする原子力利用に関する現行法制度もこのことを前提としているものと解される。そして、以上認定既示したところによれば、相手方の火山影響評価における火山事象の想定は、相手方が火山影響評価の検討対象火山として抽出した火山に含まれるカルデラ火山との関係において立地不適としなくても本件原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということではできず、その余の火山については設計対応不可能な火山事象が本件原子炉施設敷地に到達する可能性はないというのであるから、本件改正後の原子炉等規制法及び同法の委任を受けて制定された設置許可基準規則の趣旨に反するともいえず、抗告人らの主張、疎明をじんしゃくしても、本件原子炉施設が火山の影響に対する安全性を欠くことにより抗告人らの生命、身体に直接的かつ重大な被害が生じる具体的な危険が存在するということではできない。

4 その他の事象により本件原子炉施設が影響を受ける可能性と人格権侵害又はそのおそれの有無（争点4）について

(1) 竜巻について

抗告人らは、使用済燃料ピットは、堅固な構造物に囲い込まれていないので、竜巻による飛来物が、燃料取扱建屋の外壁等を貫通して内部に侵入し、使用済み核燃料が破損したり、ピットの破損により使用済燃料の冷却ができなくなる危険があるなどと主張する。

疎明資料（甲200、乙44）によれば、竜巻による飛来物の使用済燃料ピットへの衝突に対する安全性について、相手方は、本件原子炉施設が立地する地域との気象上の地域的類似性が認められる地域において発生する竜巻の規模や発生頻度などを踏まえた上で、基準竜巻の最大風速92m/sとし、本件原子炉施設のある地域的特性による増幅可能性が低いとして設計竜巻の最大風速を92m/sとしつつ、保守性の観点から評価に用いる竜巻の風速として国内最大級の風速100m/sを設定し、また、本件原子炉施設の敷地やその周辺の調査を踏まえて、最大重量の設計飛来物として135kgの鋼製材を想定し、竜巻防護施設である使用済燃料ピット及び使用済み燃料ラックの外郭となる施設である燃料取扱建屋の外壁及び屋根の鉄骨造部分については設計飛来物が貫通する（ただし、保守的に建屋の屋根による影響は考慮せず、直接使用済燃料ピット内に進入するケースを想定する。）ものとして、使用済燃料ピットに設計飛来物が侵入した場合の影響評価を行ったところ、飛来物が燃料ラックに直接落下するケース及びラックセル内を通り燃料集合体に直接落下するケースを想定しても、飛来物が燃料集合体まで到達することとはなく、また、使用済燃料ピットのライニング及びコンクリートが損傷する可能性があるものの、ピット水の喪失はなく、冷却及び遮へい機能は維持されると評価しており、原子力規制委員会も、このような相手方の評価を、新規基準及び「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）に適合するものと判断していることが認められる。

上記事実によれば、相手方による上記評価の過程に不合理な点は見当たらず



ず、相手方の評価が新規制基準及び「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に適合するものとした原子力規制委員会の判断も不合理であるということはいえないから、相手方は、この点について、相当の根拠、資料に基づく疎明を尽くしたというべきである。なお、竜巻は、一過性の短時間に起こる現象であるから、使用済燃料ピットの同一箇所に複数の飛来物が複数回進入するという事態は容易に想定し難く、これを想定していなかったとしても、不合理であるということはいえない。

したがって、原告人らの上記主張は採用できず、本件原子炉施設の使用済燃料ピットが竜巻の影響に対する安全性を欠くことにより原告人らの生命、身体に直接的かつ重大な被害が生じる具体的な危険が存在するということができない。

(2) テロリズム及び戦争行為について

原告人らは、新規制基準では、事業者に対し、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突やテロリズムによる重大事故等への対応を求めているものの、原子力発電所の施設がミサイル攻撃に対処し得る設備を備えていることも、テロリストによる攻撃に対する職員の訓練をすることも求めているし、相手方が新規制基準の求める対策を講じていることの疎明もないと主張する。

本件改正により、原子力基本法2条2項において、原子力利用における安全の確保について我が国の安全保障に資することが目的として規定され、原子炉等規制法1条において、テロリズムその他の犯罪行為の発生をも想定した必要な規制を行うこと及び我が国の安全保障に資することが目的として規定された。これを受けて、設置許可基準規則において、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等及び不正アクセス行為を防止するための設備の設置(7条)を求めるとともに、特定重大事故等対処施設(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性物質の異常な水準の放出を抑制するためのもの(2条2項12号)の設置を求め(42条。ただし、附則2項により原子炉等規制法43条の3の9第1項による認可の日から起算して5年間の猶予が与えられている。)、また、重大事故等対処設備(重大事故等に対処するための機能を有する設備(2条2項14号)のうち可搬型重大事故等対処設備(43条2項)について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを求めている(43条3項5号)。

そして、疎明資料(乙44)及び審尋の全趣旨によれば、相手方は、安全機能を有する構造物、系統及び機器を含む区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁等により防護し、その周囲には海側を含めフェンスや侵入検知装置等を設置するなど、人の接近管理及び出入管理を行える設計としていること、本件原子炉施設への不正な爆発性物等を持ち込みを防止するための持ち込み検査が行える設計としていること、本件原子炉施設等の防護のために必要な設備及び操作に係る情報システムへの電気用通信回線を通した不正アクセス行為(サイバーテロを含む。)を遮断する設計としていること、可搬型重大事故等対処設備全般につき、複数の設備(一つで十分な容量等を有する。)を原子炉建屋等から100mの離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散して保管するなどしていること、これらの設備と常設設備の接続口が建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数箇所設置されていること、故意による大型航空機等の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合におけるこれに対する手順書の整備、体制の整備、設備及び資機材の整備の各方針を策定していること、このうち手順書については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火

災の発生等を考慮し、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を整備するものとし、体制の整備については、勤務時間外、休日（夜間）における常駐者は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機するとともに、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮するなどとし、設備及び資機材の整備については、可搬型重大事故等対処設備は外部事象の影響を受けにくい場所に保管するとともに、設備同士の距離を十分に離して複数個所に分散して配置するものとし、大規模損壊発生時の対応に必要な資機材は、その発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から100m以上離隔を取った場所に配備するなどとしていること、さらに、相手方は、24時間体制で本件原子炉施設の警備をしており、アメリカ合衆国における同時多発テロの発生以降、警備当局との連携の下に警備を強化していること、及び相手方によるこれらの対策が、原子力規制委員会により、新規規制基準や原子炉等規制法4.3条の3の6第1項3号の審査に係る内規である「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）等に適合しているとの判断がされていることの各事実が認められる。

ところで、我が国の法制上、テロリズムを含む犯罪行為の予防及び鎮圧は警察の責務とされており（警察法2条1項。なお、大規模なテロリズムについては武力攻撃事態等における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律25条1項にいう緊急対処事態として国等において対処することになると考えられる。）、原子力災害対策特別措置法も、3条において、原子力災害の発生の防止に関し事業者に万全の措置を講ずる責務を課

す一方で、4条の2において、国は、テロリズムその他の犯罪行為による原子力災害の発生も想定し、これに伴う被害の最小化を図る観点から、警備体制の強化、原子力事業所における深層防護の徹底、被害の状況に応じた対応策の整備その他原子力災害の防止に関し万全の措置を講ずる責務を有すると規定している。

このような原子力利用に関する法令の規定からすれば、発電用原子炉施設を含む原子炉施設のテロリズムその他の犯罪行為に対する安全性の確保については、国の責務であることを基本としつつ、施設の構造及び設備並びに重大事故等対策の観点からの規制を通じて事業者にも一定の責務を課しているものといえるのであって、設置許可基準規則の前記のような定めは、以上のような法の趣旨を具体化したものといえる。そして、上記認定事実によれば、テロリズムその他の犯罪行為の発生を想定した相手方の不法な侵入等の防止や重大事故等対策が新規規制基準及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に適合するとして原子力規制委員会の判断が不合理であるということとはできない。

そうであるとすれば、本件原子炉施設その他の発電用原子炉施設について、原告人らの主張するようなテロリズムに対する脆弱性を検討する余地があるとしても、これをもって、本件原子炉施設が安全性に欠けるところがあるとして、事業者である相手方による原告人らの人格権（生命、身体に係る権利）に対する違法な侵害行為のおそれがあるということとはできない。

次に、原告人らのいう戦争行為による攻撃からの発電用原子炉施設の安全性の確保については、基本的に国の責務として国の防衛政策に位置づけられるべきものであり、武力攻撃事態等における国民の保護のための措置に関する法律においても、国は、国民の安全を確保するため、武力攻撃事態等に備えて、あらかじめ、国民の保護のための措置の実施に関する基本的な方針を

定めるとともに、武力攻撃事態等においては、その組織及び機能のすべてを挙げて自ら国民の保護のための措置を的確かつ迅速に実施すること等により、国全体として万全の態勢を整備する責務を有するとされ（3条1項）、国民は、同法の規定により国民の保護のための措置の実施に関し協力を要請されたときは、必要な協力をするよう努めるものとされ（4条1項）、その協力は国民の自発的な意思にゆだねられるものであって、その要請に当たって強制にわたることがあってはならないとされている（4条2項）。また、同法105条から107条において、武力攻撃原子力災害への対処、原子炉等に係る武力攻撃災害の発生等の防止、放射性物質等による汚染の拡大の防止等について規定されているが、事業者の対応としては、原子力防災管理者の内閣総理大臣及び原子力規制委員会等に対する通報義務、原子力災害対策特別措置法25条1項の準用による武力攻撃原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行わせる義務等が規定されているにすぎない。

以上のような現行法制度の下においては、本件原子炉施設その他の発電用原子炉施設について、抗告人らの主張するような武力攻撃に対する危険性を検討する余地があるとしても、これをもって、本件原子炉施設が安全性に欠けるところがあるとして、事業者である相手方による抗告人らの人格権（生命、身体に係る権利）に対する違法な侵害行為のおそれがあるということとはできない。

以上のとおりであるから、これらの点に対する抗告人らの主張は、いずれも採用することができない。

5 本件避難計画等の実効性と人格権侵害又はそのおそれの有無（争点5）について

(1) 認定事実

認定事実は、原決定の「理由」中「第4 当裁判所の判断」の4(2)に記載のとおりであるから、これを引用する。

(2) 検討

ア 前記のとおり、本件改正により、原子力災害のいわゆるオフサイト対策（防災対策）については、緊急時以外のいわゆる平時においては、原子力基本法を改正して、内閣に原子力防災会議を置き（3条の3）、原子力防災会議において、原子力規制委員会の定める原子力災害対策指針に基づく施策の実施の推進その他の原子力事故が発生した場合に備えた政府の総合的な取組を確保するための施策の実施の推進、及び原子力事故が発生した場合において多数の関係者による長期にわたる総合的な取組が必要となる施策の実施の推進をつかさどるものとされている（3条の4）。また、緊急時においては、原子力災害対策特別措置法に基づき、内閣府に内閣総理大臣を長とする原子力災害対策本部を設置し（16条1項、17条1項）、緊急事態応急対策等を的確かつ迅速に実施するための方針の作成、関係執行機関及び原子力事業者らが防災計画、原子力災害対策指針又は原子力事業者防災業務計画に基づいて実施する緊急事態応急対策の総合調整等を行うものとされている（18条）。

そうであるところ、原子力災害対策特別措置法は、原子力事業者の責務として、原子力事業者は、原子力災害の発生への防止に関し万全の措置を講ずるとともに、原子力災害の拡大の防止等に関し、誠意をもって必要な措置を講ずる責務を有すると規定し（3条）、国の責務として、国は、原子力災害対策本部の設置、地方公共団体への必要な指示その他緊急事態応急対策の実施のために必要な措置並びに原子力災害予防対策及び原子力災害事後対策を講ずること等により、原子力災害についての災害対策基本法3条1項（国の責務）の責務を遂行しなければならないと規定し（4条1項）、地方公共団体の責務として、地方公共団体は、原子力災害予防対策並びに緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策の実施のために必要な措置を講ずること等により、原子力災害についての災害対策基本法4条1項（都道

府県の責務)及び5条1項(市町村の責務)の責務を遂行しなければならないと規定している(5条)。

そして、原子力災害対策特別措置法は、原子力事業者の義務として、原子力事業者は、その原子力事業所ごとに、当該原子力事業所における原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止等するために必要な業務に関し、原子力事業者防災業務計画を作成等するものとし(7条1項)、原子力事業者は、その原子力事業所ごとに、原子力防災組織を設置しなければならない(8条1項)、原子力事業者は、その原子力事業所において原子力事業者防災業務計画の定めるところにより、当該原子力事業所の原子力防災組織に原子力災害の発生又は拡大のために必要な応急措置を行わせなければならない(25条1項)、原子力緊急事態宣言があった時から原子力緊急事態解除宣言があるまでの間においては、原子力事業者等は、法令、防災計画、原子力災害対策指針又は原子力事業者防災業務計画の定めるところにより、緊急事態応急対策を実施しなければならない(26条2項)、また、法令、防災計画、原子力災害対策指針又は原子力事業者防災業務計画の定めるところにより、指定行政機関の長及び指定地方行政機関の長並びに地方公共団体の長その他の執行機関の実施する緊急事態応急対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与その他必要な措置を講じなければならないと規定している(26条2項)。

他方で、原子力災害対策特別措置法は、原子力規制委員会は、防災基本計画に適合して、原子力事業者、指定行政機関の長等、地方公共団体等による原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策(原子力災害対策)の円滑な実施を確保するための指針(原子力災害対策指針)を定めなければならないとし(6条の2第1項)、原子力緊急事態宣言があった時から原子力緊急事態解除宣言があるまでの間においては、指定行

政機関の長等及び地方公共団体の長等は、法令、防災計画、原子力災害対策指針の定めるところにより、緊急事態応急対策を実施しなければならないとし(26条2項)、また、調査により原子力災害事後対策実施区域において放射性物質による環境の汚染が著しいと認められた場合において、当該汚染による原子力災害が発生し、又は発生するおそれがあり、かつ、人の生命又は身体を当該原子力災害から保護し、その他当該原子力災害(原子力災害が生ずる蓋然性を含む。)の拡大を防止するため特に必要であると認めるときは、市町村長は、当該原子力災害事後対策実施区域内の必要と認める地域の居住者、滞在者その他の者に対し、避難のための立退き又は屋内への避難を勧告し、及び急を要すると認めるときは、これらの者に対し、避難のための立退き又は屋内への退避を指示することができる(27条の2第1項)、市町村長は、避難のための立退き又は屋内への退避を勧告し又は指示しようとする場合等において、必要があると認めるときは、指定行政機関の長等又は都道府県知事に対し、当該勧告又は指示に関する事項について、助言を求めることができるとしている(27条の4)。

そして、原子力災害対策特別措置法28条1項、災害対策基本法40条、42条により、都道府県防災会議は、防災基本計画及び原子力災害対策指針に基づき、当該都道府県の地域に係る原子力災害についての都道府県地域防災計画を作成し、当該都道府県地域防災計画において、原子力災害予防対策、原子力緊急事態宣言その他原子力災害に関する情報の伝達、退避、救護、救助、衛生その他の緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策に関する事項別の計画等について定めるものとし、また、市町村防災会議は、防災基本計画及び原子力災害対策指針に基づき、当該市町村の地域に係る原子力災害についての市町村地域防災計画を作成し、当該市町村地域防災計画において、原子力災害予防対策、原子力緊急事態宣言その他原子力災害に関する情報の伝達、退避、救護、救助、衛生その他の緊急事態応急対

策及び原子力災害事後対策に関する事項別の計画等について定めるものとしている。本件避難計画等は、原子力災害対策特別措置法28条1項、災害対策基本法42条に基づく原子力災害についての地域防災計画として定められたものである。

なお、前記のとおり、原子力規制委員会は、原子力災害対策指針を定めるほか、内閣総理大臣とともに、原子力事業者が届け出た原子力事業者防災業務計画が当該原子力事業所に係る原子力災害の発生又は拡大を防止するために十分でないとき等に原子力事業者に対し原子力事業者防災業務計画の作成又は修正を命ずるものとされている。

イ 以上のような原子力災害対策に関する法令の規定からすれば、原子力災害の発生の防止及び拡大の防止等について原子力事業者は第一次的な責務を負うものの、当該原子力事業所において必要な措置を講ずることが前提とされており、当該原子力事業所周辺住民の生命又は身体を原子力災害から保護するための避難等を含むいわゆるオフサイトの災害対策は、市町村、都道府県及び国（原子力防災会議、原子力災害対策本部）が担うものとされ、このうち周辺住民の避難等については、避難計画の作成及び避難の勧告又は指示を含めて、基本的に市町村の責務とされていることができる。そして、これらのいわゆるオフサイトの災害対策については、発電用原子炉の設置、運転等に関する規制の対象とされず、前記のとおり、原子力規制委員会は、原子力災害対策指針を定めるほか、内閣総理大臣とともに原子力事業者による原子力事業者防災業務計画の作成等を規制する権限等を有するにとどまっており、その趣旨については、原子力規制委員会にその専門的、科学的な観点から関与させることとしたものであると解される。なお、原子力災害対策を発電用原子炉の設置、運転等に関する規制の対象とするか否かは、立法政策に属する事柄であって、災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法等に基づく原子力災害対策が有効かつ適切

に機能する限りにおいて、上記のような立法政策が、深層防護の観点からも、不合理であるということとはできず、そのような立法政策がとられたからといって、直ちに確立された国際的な基準を満たさないということもできないことは、前記のとおりである。

以上のような現行法制度の下においては、発電用原子炉施設に起因する原子力災害の発生等に対する周辺住民の避難計画が全く存在しないか又は存在しないのと同視し得るにもかかわらずあえて当該発電用原子炉施設を運転等するような場合でない限り、当該避難計画が合理性ないし実効性を欠くものであるとしても、その一事をもって直ちに、当該発電用原子炉施設が安全性に欠けるところがあるとして、当該発電用原子炉施設を設置、運転等する原子力事業者による周辺住民等の人格権（生命、身体に係る権利）に対する違法な侵害行為のおそれがあるということとはできないと解すべきである。

そうであるところ、認定事実によれば、本件避難計画等は、その内容が防災基本計画及び原子力災害対策指針に適合するものであって、原子力防災会議において、本件原子炉施設からの距離に応じた対応策が合理的かつ具体的なものとして定められていることを確認したとして了承されたものであるというのである。そうであるとすれば、本件避難計画等について、抗告人らの主張するように、段階的避難の実効性、自然災害を想定した避難経路の確保、避難行動要支援者（要援護者）についての避難態勢、避難手段、避難先の確保等、避難施設等調整システムの実効性、自家用車で避難できない住民に係る輸送手段の確保、避難時における避難車両の燃料補給や避難者の車中における放射線被曝の危険等、避難先の変更等に係る情報伝達の実効性等の問題点を指摘することができるとしても、本件避難計画等の内容等からして本件原子炉施設に起因する原子力災害の発生等に対する周辺住民の避難計画が存在しないのと同視し得るということとはでき

ないから、本件避難計画等の下において相手方が本件原子炉施設を運転等することをもち、直ちに事業者である相手方による原告人らの人格権（生命、身体に係る権利）に対する違法な侵害行為のおそれがあるということはない。

したがって、本件避難計画等の合理性、実効性に関する原告人らの主張は、いずれも、採用することができない。

6 結論

以上検討したところによれば、発電用原子炉施設の耐震安全性の確保に関する新規制基準の定めが不合理であるということとはできず、本件原子炉施設が耐震安全性の確保に係る新規制基準に適合するとして原子力規制委員会の判断が不合理であるということもできない。

また、立地評価に関する火山ガイドの定めは、その内容が不合理であるといわざるを得ないが、相手方が火山影響評価の検討対象火山として抽出した火山に含まれるカルデラ火山との関係において立地不適としなくても本件原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということとはできず、その余の火山については設計対応不可能な火山事象が本件原子炉施設敷地に到達する可能性はないというのであるから、本件原子炉施設が火山の影響に対する安全性の確保の観点から立地不適と考えられないとした原子力規制委員会の判断が、結論において不合理であるということとはできず、他方で、降下火砕物の影響評価に関する火山ガイドの定めは、不合理ということとはできないのであって、本件原子炉施設が火山の影響に係る新規制基準に適合するものとした原子力規制委員会の判断が、不合理であるということとはできない。

さらに、本件原子炉施設が竜巻の影響に係る新規制基準に適合するとして原子力規制委員会の判断も、不合理であるということとはできない。

そうであるとすれば、相手方は、以上の事項について、相当の根拠、資料に基づく疎明を尽くしたというべきである。前記のとおり、相手方は、本件にお

いて、本件原子炉施設が原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準に適合するものであることを主張、疎明の対象として、本件原子炉施設の運転等によって放射性物質が周辺環境に放出され、その放射線被曝により原告人らがその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険が存在しないことについての主張、疎明を行うものであるから、相手方は、少なくとも耐震安全性、火山の影響に対する安全性及び竜巻の影響に対する安全性については、本件原子炉施設の運転等によって放射性物質が周辺環境に放出され、その放射線被曝により原告人らがその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険が存在しないことについて、相当の根拠、資料に基づく疎明を尽くしたというべきである（なお、火山の影響に対する安全性については、上記のとおり立地評価について原子力規制委員会において用いられている具体的な審査基準（火山ガイド）の内容が不合理であるということができるが、火山影響評価の検討対象火山として抽出した火山に含まれるカルデラ火山との関係において立地不適としなくても本件原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということとはできないことについて相応の疎明を尽くしたといえる。）。

また、テロリズムその他の犯罪行為の発生を想定した相手方の不法な侵入等の防止や重大事故等対策が新規制基準に適合するとして原子力規制委員会の判断が不合理であるということとはできず、本件原子炉施設について原告人らの主張するようなテロリズムに対する脆弱性を検討する余地があるとしても、これをもって、本件原子炉施設が安全性に欠けるところがあるとして、事業者である相手方による原告人らの人格権（生命、身体に係る権利）に対する違法な侵害行為のおそれがあるということとはできないし、本件原子炉施設について、原告人らの主張するような武力攻撃に対する危険性を検討する余地があるとしても、これをもって、本件原子炉施設が安全性に欠けるところがあるとして、事業者である相手方による原告人らの人格権（生命、身体に係る権利）に対する

違法な侵害行為のおそれがあるということもできない。

さらに、本件避難計画等について抗告人らが主張するような問題点を指摘することができるとしても、本件避難計画等の下において相手方が本件原子炉施設を運転等することをもって、直ちに事業者である相手方による抗告人らの人格権（生命、身体に係る権利）に対する違法な侵害行為のおそれがあるということとはできない。

そして、他に本件原子炉施設が安全性に欠けるところがあり、本件原子炉施設の運転等によって放射性物質が周辺環境に放出され、その放射線被曝により抗告人らがその生命、身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険が存することをうかがわせるような事情は記録上見当たらない。

以上によれば、抗告人らの相手方に対する人格権に基づく本件原子炉施設の運転の差止めを求める本件仮処分命令の申立ては、被保全権利についての疎明を欠くことに帰するから、その余の点について判断するまでもなく、理由がない。

したがって、本件各抗告は、いずれも理由がないから、これらを棄却すべきである。

よって、主文のとおり決定する。

平成28年4月6日

福岡高等裁判所宮崎支部

裁判長裁判官 西 川 知 一 郎

裁判官 下 馬 場 直 志

博雄博幸秘一資美男典美美大臣人倫博貴代彦わ貴広子太子宏之
 康秀政謙英俊睦和佐祐尚武德真貴和有秀み優泰志健祥昌敏
 平田田口田橋留間永沢田利木嶋口山前山邊齒崎山原丸田馬
 野増増山吉高福野末向黒鴨志玉泉鈴永井中藏立川下吉青江金前中

一二卓郎宏文志一介雄恵子弘充子寛潤護昭一研太郎淳織直努貴
 純隆太仲俊良孝秀賜多幸優一博幸良貴壽作徳一価清裕
 口田田藤森田林田地島村岡合山田戸木野脇本井田元妻堀島毛
 谷西山工年増小山塩中竹松成久松織橋青小井岩岩亀蔵高小白大

增前	山原	洋友	平紀
和	嶋	良	子
内	田	成	浩
只	山	成	樹
河	野	弘	靖
鹿	合	啓	之
中	島	宏	一
海	野	雄	典
青	渡	秀	一
荒	木	秀	樹
甫	木	一	実
池	守	一	樹
権	永	敏	修
	島		雅

上記復代理人弁護士

福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号

相手方
 同代表者代表取締役
 同代理人弁護士

九州電力株式会社
 瓜生道明
 堤克彦
 山内喜明
 松崎隆
 野田健太郎
 斉藤芳朗
 永原豪
 熊谷善昭
 池田早織

これは正本である。

平成28年4月6日

福岡高等裁判所宮崎支部

裁判所書記官 新原康伸

