

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、その地域の特性（震源特性、伝播経路特性又は軟地地盤の特性）についての考慮な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の実態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ではできない。

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ダリ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、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、その結果生ずる応力に対して、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なおおむね弾性状態に留まることがとされている。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おそれがないものでなければならぬ」とし、これを満たすための基準地震動に対する設計方針として、次のとおり定められている。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、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、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等を当然の前提とした上で、設置許可基準規則は、事故時及び事故に付きながら得る異常時に限り放射性物質が放出等され公衆又は従事者に放射線曝露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

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面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・許容応力漏（J E A G 4601・補一1984）、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Ss 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Ss 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Ss による地震力と施設の運転状態ごと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Ss 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スピアの 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(9)ウ、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性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(9)ウ)、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機能を模倣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があるが、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(効))、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取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強度評価において、基準地震動(最大加速度: 5.40 cm/s^2)に対する耐震余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(効) 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ことができ。

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う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ではできない。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・構造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、原告人らの上記主張は採用できない。

原告人らは、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るとして、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・構造物や機器・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、原告人らのいう設計、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・構造物（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・構造物及び機器・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とできる。

以上のとおりであるから、原告人らの上記主張はいずれも採用できない。

(4) 原告人らは、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原告人らの主張するとおりであるとしても、建物・構造物や機器・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的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つ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）を越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ものであり（疎明資料（乙1-35））及び審尋の趣旨によれば、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)を用いた評価を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る陳明資料もない。

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が疑わしいとも主張するが, 認定事実ウ(ウ)のおおりに, 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だから, 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, 266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だけではできず, 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)を超えてい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591MPa)。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ではできない。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0.09、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象の一つとして、「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つたこと、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つ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小さいと考えられるから、地震動については、基準地震動を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ではできない。

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支持構造物にあっては、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最悪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

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、配管の固有周期が大きくなり、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されない。

(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(前掲事実(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な、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、及び獨立性を確保するものでなければならぬこと(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ことともに、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

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態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して、機械学会設備規格(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して、疲労累積係数(設計過渡現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回とすると、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きことを併せて考えると、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

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ぬこと（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ぬこと（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ぬこと（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ぬこと（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、原子炉冷却材圧力パウダング高圧時に発電用原子炉を冷却するため

の設備の設置、原子炉冷却材圧力パウダングを減圧するための設備の設置、原子炉冷却材圧力パウダング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なとなる水の

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（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ている設備及び手順を整備することの観点から、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できる。

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つて、重大事故の発生及び拡大の防止を図るものであるということができる。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（単一の原因によつ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）によつ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つ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、認定事業者のとおり、本体原子炉施設につき、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り、制御棒による原子炉停止操作ができないう場合は、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、蒸気によつて駆動するタービン駆動補助給水ポンプが作動するという3段階目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つ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3つの注水系統の機能が全て喪失した場合には、格納容器再循環ポ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うちは、常設電動注水ポンプあるいは可搬式ディーゼル注水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。

以上のおおと、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段階のものもが備えられるなどしているのであり、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認、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（既定事実

二(ウ)。そして、これら相手方の一連の安全対策については、原子力規制委員会が、新規制基準への適合性が認められると判断しており（既定事実オ(ウ)、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

(ア) 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、復旧活動が担保されたものも選定され、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線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こととされており、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、補充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

層の防災対策を裏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ぬ、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ぬ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、多様性及び獨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出来る。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出来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、多様性及び獨立性を確保させ、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出来る。

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ものではなく、他

方で、多様な状況に柔軟に対処し得るといふ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ではなく、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、前記認定顯示のとおりである。

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なる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、獨立性、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とはできない。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れないように設計することを求めるなど、抗告人らと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SR-2/1において、第5の防護レベルは、事故状態の帰帰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き、原子力規制委員会の定める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、防災対策が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。

- (4) 原告人らは、相手方は、過酷事故対策の条件として、「大破断LOCC
A (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、格納容器パイパス事故「SBO + SGTR (主蒸気発生器の伝熱管破断) + 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。

疎明資料 (乙44, 262) 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37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ケ

ンスとして、被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、被告人らの主張する格納容器パイパスについても、「インターフェイシステム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ではない。原告人らは、全交流電源喪失及び直流電源喪失のシケンスや、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んである。)、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、いづれも、耐震重要施設 (スクラズ) とされている上、使用済燃料の冷却方法からして、原子炉冷却材炉圧カ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。

- (5) 原告人らは、多重防護の観点から、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、このような新規制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、フィルタ及び貯蔵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（水面はグラントレレベルと同等）、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

鋼内張りした構造物であること、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し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器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(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（サブポート部材）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い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。そうであるとするれば、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で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、菅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。

(甲) 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、巨大地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る。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ということができ、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応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にわかに考え難い。

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。

(乙) 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

生じ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、水素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、原告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うことができる。

しかし、鑑定事実エ(イ)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喪失する事故を評価事故シナ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、外部電源があつ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。)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(水蒸気の存在を除外する。)に換算した水素濃度は最大約9.7v o 1%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12.6v o 1%となつて、「水素濃度がドライ条件に換算して13v o 1%以下であること」という基準を満たすこととされることが認められる。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さきという特徴を有することを併せて考えると、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炉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、水素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、水素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、原子炉規制委員会も水素気爆発を上記の事象から除外したこと、相手方は、水素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KRTOSが行われ、これらのうちKRTOSの一部実験においてのみ、水素気爆発が発生したが、水素気爆

発が発生した実験においては、外乱を与えて液一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、実機においては液一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、KROOTOS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、KROOTOS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ではない（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抗告人らの主張は、いずれも、採用することができない。

(ウ) 抗告人らは、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ずとして、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場合とし、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ない代替緊急時対策所を設置することとしており、原子力規制委員会には、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保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、抗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ところもできない。

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合理的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、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免的に存し、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）も等ではない。さらに、重大事故対策においても、当該重大事故等が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ではできないのである。

そうであるとするれば、耐震安全性に関する抗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り、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「⑩：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ふ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、異常が見つかつたとしても、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つ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」を用いて行つたところ、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となつたとされる（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、238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含まえ8000N/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蓋建屋の建物、復水タンク、燃料取扱用水タンク、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つたところ、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238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

とき、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) 実際に降灰が始まつた場合、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、除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こととされている。

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。

c. 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、水等の補給を陸路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經由して搬入することが予定されている。」

原決定165頁11行目「科学的」から13行目「までを」までを「たとえ改め、16行目「債務者の」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。

原決定168頁11行目の「設計対応不可能な」を削る。

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。

(7) 日本列島における火山活動の仕組みと超巨大噴火

a. 日本列島における火山活動は海洋プレートとの沈み込みと深い関係があり、指輪されている。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く。「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ピルという巨大な液滴を形成するようになる。この高温のダイアピ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源泉となる(何らかのきっかけでマグマが地殻内の亀裂を通過して地表に達した場合に噴火となる)。ダイアピ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とされる。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 「巨経サイエンス 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、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殻の亀裂から爆発的に噴出し、巨大な噴煙柱が形成されるブリーニース式噴火が始まる。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規模な噴火が発生する。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5000t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4000t超）及び約5万年前（岩戸噴火。噴出量約18～2300t）が起きている。なお、約1万3000年前に噴出量約1100t（VEI6クラス）の桜島磁摩噴火が発生している。上記始良Tn噴火では、高度300m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90km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tにも及び、本件原子炉施設から2.80km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50cmを超えるものとされる（甲111, 264, 361, Z59）。

(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100t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5km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, Z59）。

(c) 阿多カルデラでは、約25万年前（阿多鳥浜噴火）及び約11万年前（阿多噴火）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5km以内の地点で発見

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㎥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（鬼界葱原噴火）及び約7300年前（鬼界アカホヤ噴火）にそれぞれ噴出量100㎥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100㎥を大きく上回るとされ、相手方は約200㎥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（幸壱火砕流）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たとともに、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100㎥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600㎥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㎥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18、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、1000万年前以降の沖繩トラフの形成、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400～2000万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、最近の数十万年

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興味があることを示唆している(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1000㎥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、小規模一中規模火砕流噴火、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1~500㎥)からなる、小規模噴火サイクルは、小規模のブルカノ式噴火、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、噴火口にかかると鬼界カルデラは、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ブ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1000年前に脱ガス化した流紋岩噴火岩が噴出し、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が始まり、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殻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見ると、始良カルデラの内部なしい周辺で、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ア噴火を起しており、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1と大規模火砕流及びカルデラ陥没を生じたクライマイクスのステージ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、巨大な火砕流となつて、周囲に広がつたと考えられる、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帯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帯と重なるのは、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帯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)。

(甲) 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圧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熟成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帯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考え、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ェ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40~60㎥とされる。乙82)の際に生じた化学的

(組成)累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0.05㎥/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以上の珪長質マグマの貫入が見られるようなところでは、岩体下部の結晶に含むマッシュェ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體拡散現象やジルコニウムの放射年代に基づき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カカルデラの2.5万年前のオルアスイ噴火(みかけの噴出量1200㎥)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)。

(イ) 各カルデラ火山のマグマ溜まりの状況等

a 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1.2km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關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關与すること、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柱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脇を縫って桜島直下に移動していると考えべきであって、カルデラ中央部には大きな柱長質なマグマ溜まりが存在し、安山岩質マグマはそこより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、地下深部で柱長質マグマが蓄積され続けていることを示唆しており、もし柱長質マグマが過去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ダ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ところ、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きているため、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、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

鎌山恒臣ほか「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以内にマグマが滞留し、そこから火山ガスが帯水層に供給されているのに対し、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児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考えられ、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)。

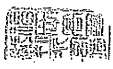
c 鬼界カルデラ

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児島火山構造性陥没地(鹿児島地溝)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、稲村岳の活動をささみ、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期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は逆に考え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、草千里南都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(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(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、マグマの大きさは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できないか、あるいは、高温のマグマは水が少量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、篠島、篠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。

(ウ) 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爆發指数(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 鹿児島地帯のカルデラ火山(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. 中節節也「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年見れば起こり得るとされる。前野梁「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1000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「熊鷹の急、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Tn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。

(d) 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、日本列島に住む数百万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、数百度も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クラスを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域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。

(e) 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Tn噴火)に先立って、約10万年前の樺山噴火(約40kt超)、約5万年前の岩戸噴火(約18~23kt)(甲361)のほか、約3万1000年前の深港・荒崎噴火(約7.5kt)(甲291)等がある。始良Tn噴火後は、約1万3000年前の桜島薩摩噴火(約11kt)が最大規模の噴火(VEI6)であり、そのほか、噴出量が数kt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(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。
- (f) 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) (Z251)。
以下「町田・新井(2011)」という。)及びZ59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。

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（Z251）。

- 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（Z59、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、噴火様式はプリニエ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2.0～3.5km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、非常に立派なものできておりませうけれども、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、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と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、異常を見つけないということなんですから、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れども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ないんですけど、そもそもどれぐらいたまっているのかというのにはわからんわけで

すね。それについては、トモグラフィー、それからレンジャー関数解析、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せんけれども、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ね。」

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って、数日〜数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に噴火を予知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てよ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知技術の実用化は、おそろしく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 日本火山学会原力問題対応委員会の巨大噴火の予知と監視に関

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つており、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」を発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、原子力規制委員会への対応としては、予測の困難性や前駆現象を広げにくく、完

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、設計対応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。設計対応不可能な事象とは、「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、検討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

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

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ヤグラムにおいて、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國內既往最大到達距離に影響範囲とする）、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、十分小さ

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(10)イ及び認定事実イのおおであり、その概略は次のようなものである。

(7) 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。

(ウ) 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)による噴火スケ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。

(イ) 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。

ウ 原子力規制委員会は、認定事実(1)のおお、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おり、新規制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ず、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ればならずとしており、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制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、前記のおお、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」、「地震変動」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）可能性の大小を基準とし、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ら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応を行うものとして、その判断条件及び実施方針を定めるといふものである。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、原子力発電所にとつ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ら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応を行うものとして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的確に予測できることを前提とするものであるといふことができる。

そうであるところ、認定事実エによれば、火山の噴火規模と噴火頻度なしい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、VEI6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かを的確に判断するに足りる理論や技術的手法を合わせ持た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ふことができる。）。

そうであるとするれば、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象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、いかに多重防護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、これによつ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認される。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ふべきである。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)」(Z199)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、火山プロセスの教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、火山プロセスの教値シミュレーションを使用しよく、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、確率論の評価では、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 もつとも、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る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奪ないし限りなく零に近く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のであり、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。そうであるとするれば、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全新世（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、地球物理学的見地からは、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たとともに、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1.5cmの厚さで地層に残されているとされ、約8万年前の給良Tt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8万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。

そうであるとするれば、発電用原子炉施設の安全性確保についての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として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われていると解する根拠は見いださ難い。

エ 以上認定説示したところによれば、少なくともVEI 7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う限り、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とも、当該発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けることあるというところがあるといふことはできない。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こともできない。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VEI 7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、立地不適としなくとも、原子炉等規制法の趣旨に反することではできず、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)において認定説示したとおり、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VEI 7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、立地不適としなくとも、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ふことはできず、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10km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つのカルデラの火山を含む合計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、VEI 6以下の既往最大規模の噴火を、その他の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VEI 7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、認定事案に照らしても、不合理な点は見当たらない。

ウ 前提事実(イ)(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In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, H. 「Onset of caldera collapse during ignimbrite eruptions.」(2001)、徳原ほか(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、階段ダイアグラムに基づき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6万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きマグマ供給量は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①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、1000万年前以降の沖繩トラフの形成、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88)もこれを統計的に裏付けるものということはできない。

また、前記②のうちNagaoka(1988)(乙65)のいわゆる噴火スデージ論についても、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紀後期の噴火シークエ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100年程度の間に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、セントリーニ火山のミノア噴火(マグマ噴出量40~60km³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10km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、マグマの蓄積率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)。

認定事実これらを知見を踏まえ検討すると、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きな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ことではない。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に霧島、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ことではない。さらに、阿蘇カルデラについても、草千里南部付近下(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班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ことではない。

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、1.0km、1.2km等)にマグマ溜まりが存在し、班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、現在霧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、20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(1799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おらず、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もあってしては、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はあるとしても、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はない(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ことが、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の見解（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。

以上認定提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と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、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、サーージ及びブラススト）、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、地震変動、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(10)イ(ウ)のとおりに、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V E I 7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とも、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、審査の全趣旨によれば、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

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、不合理ということではできない。

ウ 降下火砕物の降下量の想定について

前提事象(0)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1.3万年前の桜島陸噴火を踏まえ、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、始長カルデラほかのカルデラ火山がV E I 7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、V E I 7に至らない噴火でも、相手方が考慮する約1万2800年前の桜島陸噴火は、そのデフラ噴出量からしてV E I 6の中でも最も規模の小さいものに分類され、始長カルデラでは福山噴火や岩戸噴火のように桜島陸噴火を超えるV E I 6規模の噴火が起こっているのだから、桜島陸噴火を想定するのは著しい過小評価である、相手方の桜島陸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広がることがある点を無視していること、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

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塵耗、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

定すべきところ、月別平均値をとることでの日々の風向、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 (TEPIRA2) 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起)、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 (認定事実エ付) 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。

抗告人らは、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だから、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残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ではできるとしても、以上認定説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ではできず、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であることされ、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が、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、テプア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、降下テプアラの場合、分布の広さを決める要因は、一般的にはテプアラの量、初生粒組成、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、当て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れ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、多くのプリニーアンテプア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紀テプアラの場合、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「TEPRA 2」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とされたことと、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、評価を行ったことが不合理であるということではできない。

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(TEPRA 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「TEPRA 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県で観測された1981年~2010年の各月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が

ら算出した10.93hを使用し、噴煙柱高さについて35h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うことができる（前記のとおり、小林・沼池
（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(付)及び疎明資料(乙232の2～4)並びに筆名の全趣旨に
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、動的機器の摺動部及び流路における機械的な磨耗、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、磨耗、腐食、
大気汚染、水質汚染、絶縁低下）及び間接的影響（温った降下火砕物が
送電線の導子及び特高開閉所施設の充電露出部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
計装器）、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
受ける可能性の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油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。

⑤ 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、建屋及び構造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抗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

抗告人らは、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ァイ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は再飛散した際の、しかも、降下火砕物中直径 $10 \mu\text{m}$ 以下の浮遊粒子（PM10）. 空気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24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、抗告人らは、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、抗告人らは、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、シリンドラナイナードとピストリングの間隙のみならずピストリング溝とピストリングの間隙（サイドクリアランス）に侵入してピストリングの焼付き、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、摺動部の摩擦、摩耗、固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、福島臨海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ァイ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速いことや、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砕しやすいため、摩耗等による影響は小さいと考えられた上で、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、誓書の趣旨によれば、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 $10\mu\text{m}$ 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倍以上になるとして、直ちに採用すること、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(付) b(d)に加えて、疎明資料(甲75、乙232)の3・4、256)及び誓書の趣旨によれば、非常用ディーゼル発電機の機関吸気系統は、吸気消音器(外気を取り入れられる装置)、通給器(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降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、取り付けるのみであり、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(付) b(b)のとおり、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

ばすことで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考えられていること、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リングの間やサイドクリアラランス(ピストリング溝とピストリングとの間隙)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リングの間やサイドクリアラ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、ピストリングが磨き付き、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リングは、いずれも摩耗に強い部材である特殊鋼鉄(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リングを摩耗させることはないといわれていること、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、機軸、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リングの焼付き、ピストンの固着、潤滑油フィルタの詰まり、摺動部の摩耗、摩擦、固着が生じることが考えにくく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的確な疎明資料も見当たらない。

なお、疎明資料(乙232の3)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ではない。

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ではできず、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。

(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

抗告人らは、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量は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。

説明資料（乙44、232の3、257）及び審尋の趣旨によれば、

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が発生する場合は、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ところ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、そのための水中ポンプ（電動）及び水中ポンプ用発電機を号機当たり2セット及び予備の台数（水中ポンプは計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給水ポンプ蒸気放出口は、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。そうであるとするれば、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ス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、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とはできない。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、原子炉補機冷却水冷却器の冷却管の内径は約1.6mm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.

6～8.6μm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6.6μm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る高濃度の降下火砕物のかん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、次に装置やコンピュータ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、蒸温上昇、潤滑油の劣化、冷却水系統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(イ) 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)、安全補機閉鎖室(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6.6～8.6μm)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系統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になっていること、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閉器室については、外気取入口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、外気取入口ダンパを閉止し、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には、まず、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。

(四) 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、降下火砕物の屋根の重量が増すことによりその固有振動数が変化し、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積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疊荷重である。)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(V E I 5)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、前記認定説示したとおり、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。

そうであるとするれば、火山性地震による影響については地震動評価に基づき耐震安全性の確保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、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ではなく、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過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うことができる。

(ウ) 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おり、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、降下火砕物が増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おり、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分程度で除灰できてい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、陸路が使用不能場合に備え、海路により外部支援を受けられることとしており、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おり、(認定事実イ) 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、このように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ではできず、相手方の上記主張は、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。

(ウ) 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 相手方らは、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プサ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も併せ考え、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ではできない(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(甲)において認定既示したとおりである。

したがって、原告人らの上記主張も、採用することができない。

カ 小括

以上認定既示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ではできない。

(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前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と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ではできない。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、不合理ということではできず、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ではできない。そうであるとするれば、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ではできず、相手方は、これらについて、相当の根拠、資料に基づく疎明を尽くしたというべきである。

もともと、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域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の時間間隔(タイムスケール)とはいえかつ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、火山事象とよ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象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と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、原告人らの主張、陳明をしんしゃくしても、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

原告人らは、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はあるものの、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、新規制基準及び「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ができる。相手方は、この点について、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。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べきでない。

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

(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られていないし、相手方が新規制基準の求める対策を講じていることとの説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件等の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じ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個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傷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傷、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うことができるのであって、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うことができる。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」に適合するとした原子力規制委員会の判断が不合理であるということはできない。

そうであるとするれば、本件原子炉施設その他の発電用原子炉施設について、抗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。

次に、抗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、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にはできない。

以上のとおりであるから、これらの点に対する原告人らの主張は、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ず(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(2
5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ず、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、指定制
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、指定制政機関の長等、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、指定制

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がある
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とし
(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、指定制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
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して認め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ということがで
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ではできず、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いることができ
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、
原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
難できない住民等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えることはでき

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とはできない。

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と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かっ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、資料に基づき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、資料に基づき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と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武力攻撃に対する危険性を検討する余地があるとして、事案も、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

博雄博幸稔一資美男典和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穂真貴和有秀み優泰恵健祥阜敏
 平田田口田橋留間永沢田利木嶋口山前山邊苗衛山原丸田馬
 野増増山吉高福野末向黒聘玉泉銚永井中藏立川下吉青江金前中



一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
 純隆伸俊良孝秀陽多幸優一博幸良貴寿作徳一価清裕
 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鳥毛
 谷西山工年増小山塩中竹松成久松織橋青小井岩岩亀藤高小白大



平 子 浩 樹 靖 之 一 典 一 樹 実 樹 修 雅
 洋 友 良 成 弘 啓 宏 雄 秀 一 敏
 山 原 嶋 田 山 野 合 島 野 渡 木 木 守 永 島
 増 前 紋 和 内 只 河 鹿 中 海 青 荒 甫 池 柁

九州電力株式会社 明 彦 明 隆 郎 朝 豪 昭 織
 瓜 堤 山 松 野 斉 永 熊 池
 生 内 崎 田 藤 原 谷 田
 道 克 喜 健 芳 善 早

上記復代理人弁護士

相 手 方
 同代表者代表取締役
 同代理人弁護士

福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号

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

