

平成29年(ヨ)第2号 玄海原発再稼働禁止仮処分申立事件

決 定

当事者の表示 別紙1 当事者目録記載のとおり

主 文

5

- 1 本件申立てを却下する。
- 2 申立費用は債権者らの負担とする。

理 由

第1 申立ての趣旨

債務者は、玄海原子力発電所3号機及び4号機を運転してはならない。

10 第2 事案の概要

1 事案の要旨

本件は、債権者らが、人格権による妨害予防請求権に基づき、債務者が設置している玄海原子力発電所3号機（以下「本件3号機」という。）及び4号機（以下「本件4号機」といい、本件3号機と併せて「本件各原子炉施設」という。）の運転の差止めを命ずる仮処分命令を申し立てた事案である。

15

2 前提事実（当事者間に争いのない事実並びに証拠及び審尋の全趣旨により容易に認められる事実）

(1) 当事者

ア 債権者らは、佐賀県、福岡県、長崎県、熊本県又は山口県に居住する者である。

20

イ 債務者は、福岡市に本店を置き、電気事業等を営む株式会社である。

(2) 本件各原子炉施設の概要

本件各原子炉施設は、いずれも佐賀県東松浦郡玄海町大字今村（東松浦半島の北西先端部）に所在し、加圧水型原子炉（PWR）を使用する発電用原子炉施設であり、その詳細は、次のア又はイ記載のとおりである。

25

ア 本件3号機

(ア) 運転開始 平成6年3月

(イ) 定格電気出力 118.0万キロワット

(ウ) 原子炉熱出力 342万3000キロワット

(エ) 燃料種別, 装荷量

低濃縮 (約3~4%) 二酸化ウラン燃料及びプルトニウム・ウラン混合酸化物 (MOX) 燃料, 約89トン

イ 本件4号機

(ア) 運転開始 平成9年3月

(イ) 定格電気出力 118.0万キロワット

(ウ) 原子炉熱出力 342万3000キロワット

(エ) 燃料種別, 装荷量

低濃縮 (約3~4%) 二酸化ウラン燃料, 約89トン

(3) 原子力発電所の仕組み

ア 原子力発電所では, 原子炉でウラン235等を核分裂させ, その際に生ずるエネルギーを蒸気の形で取り出し, 蒸気でタービンを回し, タービンにより駆動される発電機で発電を行う。

イ 全ての物質は, 原子から成り立っており, 原子は, 原子核とその周りを周回する電子から構成されている。

ウラン235等の原子核が, 中性子を吸収すると, 二つから三つの異なる原子核に変化する核分裂が起こり, これにより膨大なエネルギーが発生するとともに, 核分裂生成物と2から3個の速度の速い中性子 (高速中性子) が生ずる。そして, この中性子の一部が他のウラン235等の原子核に吸収されて次の核分裂を起こし, 連鎖的に核分裂が維持される現象を, 核分裂連鎖反応と呼び, こうした核分裂が安定的に継続する状態を, 臨界状態という。

ウ ウラン235等の原子核が中性子を吸収して核分裂する確率は, 中性子

の速度が遅い場合に大きくなるため、核分裂を継続させるためには、高速中性子の速度を速度の遅い熱中性子の速度まで減速させる必要があり、原子炉では、減速材が用いられる。また、核分裂連鎖反応を安定した状態に制御するためには、核分裂を起こす中性子の数を調整する必要があり、原子炉では、中性子を吸収する物質である制御棒及び制御材を用いている。

エ 原子炉には、減速材及び冷却材（原子炉内で発生する熱を炉外に取り出し、炉心を冷却するために用いる物質）の組合せによっていくつかの種類があり、減速材及び冷却材の両者の役割を果たすものとして軽水を用いるものを軽水型原子炉という。軽水型原子炉のうち、高圧の1次冷却材を原子炉で高温水とし、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器で高温水の持つ熱エネルギーを、2次冷却設備を流れている2次冷却材に伝えてこれを蒸気に変え、この蒸気をタービンに送る方式の原子炉を加圧水型原子炉という。

(4) 加圧水型原子炉を使用する本件各原子炉施設の仕組み

加圧水型原子炉を使用する本件各原子炉施設は、ア) 1次冷却設備、イ) 2次冷却設備、ウ) 電気設備、エ) 工学的安全施設等により構成されており、その概要は、以下のとおりである。

ア 1次冷却設備

1次冷却設備は、(ア)原子炉、(イ)加圧器、(ウ)蒸気発生器、(エ)1次冷却材ポンプ及び(オ)1次冷却材管から構成されており、原子炉内で生じた熱エネルギーで1次冷却材を高温水とした上で、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器内において2次冷却材を蒸気にする機能を果たしている。蒸気発生器内で温度が下がった1次冷却材は、再び原子炉に戻される。本件各原子炉施設には、それぞれ4組の循環回路（4ループ）を設置している。

(ア) 原子炉は、燃料集合体、制御棒及び制御材、1次冷却材並びにこれらの設備を収める原子炉容器から構成されている。本件各原子炉施設は、

それぞれ一つの原子炉を設置している。

a 原子炉容器は、上部と底部が半球形となっている円筒型の容器であり、本件各原子炉施設の場合、高さ約12.9m、内径約4.4m、胴部の厚さ約20cmである。

b 燃料集合体は、ウランやプルトニウムの酸化物を小さな円柱形に焼き固めたペレットを約300個燃料被覆管（長さ約4m、ジルコニウム合金製）の中に詰め、両端を溶接して密封した燃料棒を束ねたものである。本件各原子炉施設の場合、燃料棒を264本束ねた燃料集合体193体をそれぞれ炉心に装荷している。

c 制御棒は、中性子を吸収する能力を有しており、これを原子炉内の燃料集合体に出し入れすることにより中性子の数を調整し、核分裂の数を調整することで、原子炉の出力を制御する設備である。制御棒には、銀、インジウム、カドミウム合金が用いられており、燃料棒とほぼ同じ長さ、径のステンレス鋼で被覆されている。

本件各原子炉施設では、24本の制御棒を束ねた制御棒クラスタを、原子炉内の特定の位置にある53体の燃料集合体に挿入し又は引き抜くことができるように設置している。制御棒クラスタは、電動の駆動装置により挿入又は引抜きをすることができ、通常運転時には、ほぼ全部が引き抜かれた状態であるが、事故時等には、自重により自動的に急速挿入され、速やかに原子炉を停止させる。

d 1次冷却材は、原子炉容器の内部を満たしており、熱エネルギーを伝達する役割と中性子を減速させる役割を果たしている。

e 加圧水型原子炉では、制御材として、1次冷却材に中性子を吸収する性質を持つほう素（ほう酸）を添加し、この濃度を調整することにより中性子の数を調整し、原子炉の出力制御を行っている。

(4) 加圧器は、1次冷却材が沸騰しないよう、1次冷却材を高い圧力で一

定に制御するための機器である。本件各原子炉施設は、それぞれ1台の加圧器を設置している。

(ウ) 蒸気発生器は、熱交換器であり、1次冷却材と2次冷却材の境界を形成している。蒸気発生器の伝熱管内を流れている1次冷却材から、伝熱管の外側を流れている2次冷却材に熱が伝わり、2次冷却材が蒸気となり、タービンに導かれる。本件各原子炉施設の場合、4基ずつ蒸気発生器を設置している。

(エ) 1次冷却材ポンプは、1次冷却材を循環させる機器であり、蒸気発生器の1次冷却材出口側に設置される。本件各原子炉施設の場合、それぞれ4台ずつ1次冷却材ポンプを設置している。

(オ) 1次冷却材管は、原子炉で発生した熱を蒸気発生器に運ぶための1次冷却材が通るステンレス鋼製配管であり、原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプ相互を連絡し、循環ループを形成している。

イ 2次冷却設備

2次冷却設備は、蒸気系統、タービン、復水器、主給水ポンプ、主蒸気管等から構成されており、蒸気発生器で発生した蒸気をタービンに導き、タービンを回転させる。タービンを回転させた蒸気は、復水器において海水で冷却されて水となり、ポンプで再び2次冷却材として蒸気発生器へ送られる。

ウ 電気設備

タービンの回転により(ア)発電機において電気が発生し、変圧器を通じて送電線に送られる。

原子力発電所内の機器を運転するのに必要な電気は、通常時においては(ア)発電機から所内変圧器を通じて供給するが、発電機の起動、停止時には、(イ)送電線（外部電源）から主変圧器、所内変圧器を通じて供給することができ、また、(ウ)別系統の送電線（外部電源）から予備変圧器を通じて供給

することもできる。

その他、(ア)発電機が停止し、かつ、(イ)(ロ)外部電源も喪失した場合に備え、発電所内に(エ)非常用ディーゼル発電機が設けられている。

原子炉等を監視、制御するために必要な機器に電気を供給する計測制御用電源設備（計装用電源設備）に対しては、上記の機器を運転するのに必要な電気と同じく、(ア)発電機、(イ)(ロ)外部電源及び(エ)非常用ディーゼル発電機から供給されるが、これらの全てが喪失した場合に備え、更に(カ)蓄電池が設けられている。

エ 工学的安全施設

1 次冷却設備及び 2 次冷却設備の故障等により燃料の重大な損傷及びそれに伴う多量の放射性物質が放散される可能性がある場合に、これらを防止又は抑制するため、(ア)非常用炉心冷却設備（ECCS）、(イ)原子炉格納施設、(ロ)原子炉格納容器スプレイ設備及び(エ)アニュラス空気浄化設備等から構成される工学的安全施設を設置している。

(ア) 非常用炉心冷却設備は、ほう酸水を注入するポンプを有する高圧注入系及び低圧注入系、加圧されたほう酸水を貯えるタンクを有する蓄圧注入系で構成され、1 次冷却材喪失事故時等において、原子炉を冷却するとともに安全に停止するため、ほう酸水を 1 次冷却設備（原子炉内）に注入する。

(イ) 原子炉格納施設は、原子炉格納容器及びアニュラス部で構成されている。原子炉格納容器は、1 次冷却設備を格納する容器であり、気密性が確保されていて、1 次冷却材喪失事故時等において圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する最終の障壁となる。アニュラス部は、原子炉格納容器に設けられた配管などの貫通部等から漏えいした空気をアニュラス空気浄化設備で処理するために設けられた、原子炉格納容器を取り巻く密閉された空間である。

(㊦) 原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ、スプレイリング等で構成されている。1次冷却材が原子炉格納容器内に放出された場合に、核分裂により生成した放射能を持つヨウ素（放射性ヨウ素）を吸収する性質を持つ苛性ソーダを燃料取替用水タンクに貯蔵するほう
5 酸水に添加しながら、原子炉格納容器内にスプレイして圧力、温度を下
げるとともに、空気中の放射性ヨウ素を除去する機能を持つ。

(㊧) アニュラス空気浄化設備は、1次冷却材が原子炉格納容器内に放出された場合に、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させるための設備である。

10 (5) 新規規制基準の策定等

ア 平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震（以下「東北地方太平洋沖地震」という。）に伴う福島第一原子力発電所の事故（以下「福島第一原発事故」という。）を契機として、平成24年法律第47号が成立したことにより、原子力規制委員会設置法（以下「設置法」という。）
15 が制定されるとともに、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）等が改正された（以下、平成24年法律第47号による各法律の改正を併せて「本件改正」といい、本件改正後の原子炉等規制法を「改正原子炉等規制法」という。）。

イ(ア) 改正原子炉等規制法は、発電用原子炉を設置しようとする者は、政令
20 で定めるところにより、原子力規制委員会の許可（以下「原子炉設置許可」という。）を受けなければならないと規定する（43条の3の5第1項）とともに、原子炉設置許可を受けた者は、同条2項2号から5号まで又は8号から10号までに掲げる事項を変更しようとするときは、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可（以下「設置変更許可」という。）を受けなければならないと規定する（43条の3の8第1項）。

(イ) 改正原子炉等規制法は、原子炉設置許可及び設置変更許可の基準として、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであることと規定し(43条の3の6第1項4号、43条の3の8第2項)、これを受けて、原子力規制委員会は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。乙21〔110頁〕、109〔117頁〕)を定め、併せて、設置許可基準規則の解釈を定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(平成25年原規技発第1306193号。乙45。以下「設置許可基準規則解釈」という。)を制定した。

(ロ) 設置許可基準規則は、「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」と定めるところ(4条3項)、設置許可基準規則解釈によれば、同項所定の「基準地震動」は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定することとされており(別記2第4条5項)、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することとされている(同項1号)。そして、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定に当たっては、①内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震発生状況を精査し、中・小・

微小地震の分布、応力場及び地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、②選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定することとされている（同項2号）。なお、応答スペクトルに基づく地震動評価とは、距離減衰式による地震動評価の一つで、過去の地震記録から導かれた回帰式により地震動の応答スペクトルを作成する方法をいい、応答スペクトルとは、建物等の周期ごとの揺れの大きさを表すものであり、いろいろな周期を有する建物等に対して、地震動がどのくらいの揺れを生じさせるかを、横軸に周期、縦軸に最大応答値をとって、わかりやすいように描いたものである。また、断層モデルとは、震源の断層面を詳細にモデル化したものであり、断層面の向きや傾き、大きさ、面上でのずれの量、破壊の進行速度などの断層パラメータで表現される。

(6) 深層防護の考え方

国際原子力機関（以下「IAEA」という。）の安全基準の一つである「原子力発電所の安全：設計」（「Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1」。甲A240）では、原子力発電所において事故を防止し、かつ、発生時の事故の影響を緩和する主要な手段は、深層防護の考え方を適用することであるとし、これにより、人及び環境への放射線の有害な影響を防止し、その防止が失敗した場合には、有害な影響の適切な防護及び影響の緩和を確実なものとするを目的とした複数の防護階層を備えることになるのであって、異なる防護階層の各々が独立して効力を発揮することが発電所における深層防護の基本的な要素であ

り、これは、一つの防護階層の故障が他の階層の故障をもたらすことがない
ようにする対策を組み入れることによって達成されとする。

そして、上記安全基準においては、深層防護を次のとおり五つの異なる防
護階層により構築している。

5 第1層の防護階層は、通常運転からの逸脱と安全上重要な機器等の故障を
防止することを目的とし、品質管理及び適切で実証された工学的手法に従い、
発電所が健全でかつ保守的に立地、設計、建設、保守及び運転されることを
要求するものである。

10 第2層の防護階層は、発電所で運転時に予期される事象が事故状態に拡大
するのを防止するため、通常運転状態からの逸脱を検知し、管理することを
目的とし、設計で特定の系統と仕組みを備えること、それらの有効性を安全
解析により確認すること、そのような起因事象を防止するか、又はその影響
を最小限にとどめ、その発電所を安全な状態に戻す運転手順の確立を要求す
るものである。

15 第3層の防護階層は、ある予期される運転時の事象又は想定起因事象が拡
大して前段の階層で制御できないこと、又は事故に進展し得ることを想定し、
原子炉の炉心への損傷又は重大な所外放出を防止し、発電所を安全な状態に
導くための固有の、工学的な安全の仕組み、安全系及び手順の準備を要求す
るものである。

20 第4層の防護階層は、第3層の防護階層が失敗した結果の事故の影響を緩
和することを目的とし、閉じ込め機能を確実なものとし、放射性物質の放出
が合理的に達成可能な限り低く維持されることを確実なものとすることを要
求するものである。

25 第5層の防護階層は、事故状態に起因して発生し得る放射性物質の放出に
よる放射線の影響を緩和することを目的とし、十分な装備を備えた緊急時管
理センターの整備、所内と所外の緊急事態の対応に対する緊急時計画と緊急

時手順の整備を要求するものである。

(7) 設置変更許可申請及び設置変更許可

ア 債務者は、平成25年7月12日付けで、原子力規制委員会に対し、本件各原子炉施設について、原子炉等規制法43条の3の8第1項に基づき、
5 発電用原子炉の設置変更許可の申請（以下「本件設置変更許可申請」という。）をし、平成28年9月20日付け、同年10月28日付け、同年11月4日付け及び平成29年1月5日付けで、これを補正した。（乙1，2の1）

イ 原子力規制委員会は、本件設置変更許可申請について、新規制基準への
10 適合性審査を行い、平成29年1月18日付けで、原子炉等規制法43条の3の8第1項に基づき、本件各原子炉施設に係る発電用原子炉の設置変更について許可した。（乙1，2の1）

(8) 保全の必要性

仮に、本件申立てに係る被保全権利の存在が認められる場合、保全の必要
15 性が存在することについては、当事者間に争いがない。（審尋の全趣旨）

3 争点

(1) 新規制基準の合理性（争点(1)）

(2) 本件各原子炉施設の耐震安全性に関する基準地震動策定の合理性（争点(2)）

(3) 本件各原子炉施設における火山事象による重大事故発生の具体的危険性の
20 有無（争点(3)）

(4) 本件各原子炉施設におけるテロリズム対策の合理性（争点(4)）

(5) 本件各原子炉施設における重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故
（以下、併せて「重大事故等」という。）対策の合理性（争点(5)）

(6) 本件各原子炉施設に係る防災計画の合理性（争点(6)）

4 争点に関する当事者の主張

(1) 新規制基準の合理性（争点(1)）について

(債権者らの主張)

ア 新規制基準の内容について

福島第一原発事故を契機とする本件改正の内容によれば、原子力災害の発生及び被害の拡大を防止するため、国及び原子力事業者は、確立された国際的な基準を踏まえて万全の措置を講ずる必要があり、原子力規制委員会における審査も、原子力利用における事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならないことが法律上明確に要請されているというべきである。

しかしながら、新規制基準は、以下のとおり、(ア)確立された国際的な基準を踏まえたものではなく、(イ)福島第一原発事故の教訓すら生かされておらず、最新の科学的、技術的知見が反映された万全の措置が採られたということはできない。

(ア) 確立された国際的な基準に違反すること

新規制基準は、深層防護の考え方を前提とする国際的な基準と比較すると、以下のとおり問題点を抱えている。

a 基準地震動の策定方法について

(a) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動について

原子力規制委員会の定める「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」(甲A323・乙20。以下「地震動審査ガイド」という。)においては、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を行うことを求めている。

しかしながら、これらの手法は、過去に発生した地震、地震動の知見の平均像を求めるものにすぎず、それを超える地震動が当然に発生し得るというべきである。このことは、平成17年以降の約10年間で、基準地震動を超える地震が5事例(①平成17年宮城県

沖地震〔以下「宮城県沖地震」という。東北電力株式会社女川原子力発電所〕，②平成19年能登半島地震〔以下「能登半島地震」という。北陸電力株式会社志賀原子力発電所〕，③同年新潟県中越沖地震〔以下「新潟県中越沖地震」という。東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所〕，④東北地方太平洋沖地震〔東北電力株式会社女川原子力発電所〕及び⑤同地震〔東京電力株式会社福島第一原子力発電所〕。以下「本件5事例」という。）も発生していることから明らかである。

(b) 震源を特定せず策定する地震動について

地震動審査ガイドにおいては、「震源を特定せず策定する地震動」について、その収集対象となる地震の例として、平成8年から平成25年までの17年間に国内で発生した16個の地震（以下「本件16地震」という。）を挙げているが、これらの僅かな観測記録をもって、過去1000年から10万年の間の「震源を特定せず策定する地震動」の参考となる地震動の最大値を知ることなど不可能である。また、原子力規制委員会は、もともと22個の地震をリストに挙げていたが、そのうち6個の地震を合理的な理由もないのにその収集対象から削除した。

b 重大事故対策について

新規制基準における重大事故対策は、水蒸気爆発対策については確立された国際的な基準の求める対策を全く無視し、一応対策を定めているものについても、可搬型設備を多用している点で問題があり、水素爆発対策もまるで不十分である。

c 実効的な防災計画の存在について

深層防護の理念の下においては、住民避難は、第5層の防護として位置付けられており、第1層から第4層までの防護とは独立して、そ

の防護策を十分なものとするのが求められているにもかかわらず、新規制基準は、住民避難に関する防災計画を規制対象としていない。しかも、防災計画の策定と原子炉施設の稼働の可否が連携していないため、実効的な防災計画がなくとも同稼働が認められる不合理な事態となっている。

(イ) 最新の科学的、技術的知見が反映されていないこと

a 福島第一原発事故の原因が未解明であること

新規制基準は、福島第一原発事故が津波による電源の水没を原因とするものであったとの前提に立ち、津波対策と電源対策、重大事故対策等を柱とするものである。もっとも、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会法に基づき国会に置かれた東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（以下「国会事故調」という。）は、地震動による小規模な冷却材喪失事故や全交流電源喪失原因が津波以外の原因によって生じた可能性等複数の未解明の問題点を指摘して、引き続き調査検討を行うことを提言している（甲A1）にもかかわらず、現時点でもこうした原因の究明は進んでいない。

b 立地審査指針の見直しや組入れがされていないこと

福島第一原発事故の教訓を生かして再稼働の審査を行うのであれば、重大事故が発生しても、周辺住民に放射線障害や著しい放射線災害を与えないように立地評価を行うことが極めて重要となる。

しかしながら、新規制基準においては、重大事故、仮想事故、目安線量を基にした「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて（昭和39年5月27日原子力委員会決定）」中の原子炉立地審査指針（乙92。以下「立地審査指針」という。）の内容を見直すどころか、これが基準から除外された。

改正原子炉等規制法においても、原子炉が災害の防止上支障がない

ものであるかどうかの適合性審査における考慮要素として、発電用原子炉施設の「位置」を審査することとされているのであるから（改正原子炉等規制法43条の3の6第1項4号）、従前どおり、原子炉と周辺住民との離隔を考慮すべきことが求められていると解すべきである。また、国際的な基準においても、IAEAの安全基準やアメリカ合衆国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）の規制においては、立地評価が原子力安全規制に組み込まれている。立地審査指針は、重大事故対策や防災計画の整備により代替することができるものではない。

- c 共通要因に起因する設備の故障（以下「共通要因故障」という。）が想定されていないこと

福島第一原発事故においては、自然現象や人為事象により、非常用復水器（IC）2系統の手動停止、非常用交流動力電源系統の多重故障、非常用所内直流電源系統等の共通要因故障（共通要因とは、二つ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のこと）が発生した。

しかしながら、設置許可基準規則は、12条2項や2条2項3号の規定をみると、設計基準事故の想定事象として、単一の故障を想定するにとどまり、共通要因故障への備えを要求していない。

我が国においては、これまで国際原子力事象評価尺度（INES）のレベル2に相当する事故に至ったものが7件、同レベル1に相当する事故が近年の統計だけでも35件報告されるなど、偶発故障による事故を無視することはできないのであり、原子力発電所の安全性を確保するためには、設計基準において偶発故障の複数同時発生を想定し、それによっても安全機能が失われないような対策を講ずるべきであって、単一の故障の仮定をもって安全評価を行うことは不合理である。

d 重要度分類指針（甲 A 3 2 1，乙 2 1 [84頁]，1 0 9 [85頁]），耐震重要度分類指針（甲 A 3 2 2，乙 1 0 9 [96頁]）が見直されていないこと

(a) 外部電源について

福島第一原発事故は、地震の発生後、間もなく外部電源設備がその機能を喪失し、更に津波の到達後、間もなく非常用ディーゼル発電機や配電盤の多くが津波により水を被り、その機能を喪失したため、全交流電源を喪失し、原子炉の冷却が困難となったことを原因として生じたものである。

したがって、新規制基準においては、外部電源の信頼性の向上を図る必要があり、具体的には、重要度分類や耐震重要度（核施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度。設置許可基準規則解釈別記 2 [乙 4 5] 参照）の分類の引上げが実施されるべきであったが、実際には、外部電源対策として、独立した 2 回線以上の送電線への接続と回線の物理的分離が要求されるにとどまり、上記分類の引上げが実施されなかった。

NRC は、炉心損傷頻度の 73% 又は約 90% が外部電源の喪失により発生する旨の試算を公表しており、こうした炉心損傷頻度への外部電源喪失事象の寄与度の高さに鑑みれば、外部電源の信頼性の強化を図ることが炉心損傷対策として重要かつ有効であることは明らかである。

また、非常用電源設備は、新規制基準において、どのような事態を想定し、どのような設備を必要とするのかが明らかにされていないため、現実の事故が発生した際、非常用電源に要求される具体的な性能等の詳細を算定することが不可能であり、そもそも必要な対策を立てることができない。加えて、非常用ディーゼル発電機の貯

蔵燃料を7日間分とする点について、その根拠が不明である上、福島第一原発事故において外部電源の復旧までに11日を要したことからすれば、合理性を欠くというべきである。

(b) 使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）について

原子炉から取り出された核燃料である使用済燃料は、崩壊熱や放射線毒性を帯びているため、使用済燃料ピットにおいて、核分裂連鎖反応を制御する機能を有するほう酸水を満たして冠水するとともに循環させて冷やしている。

もつとも、この冷却に失敗すると、使用済燃料は、崩壊熱で発熱を続け、1000度前後となるとジルコニウム合金の燃料被覆管が酸化を始め、更に高温になると燃料被覆管が溶けて燃えるジルコニウム火災が生じ、この火災の高熱で使用済燃料が細かく砕け、溶融してミクロン単位の微粒子となる。そして、仮に、原子炉建屋が機能を果たさなくなると、高レベルの放射性物質である使用済燃料の微粒子が空中高く吹き上げられて飛散する事故が生ずることとなる。

福島第一原発事故においては、偶然が重なり、上記のような事故が生じなかったものの、こうした事故の発生を防ぐには、使用済燃料の冷却に関する対策は、耐震重要度分類の見直しも含めた規制がされるべきであったにもかかわらず、新規制基準においては、耐震重要度分類上、使用済燃料ピットの冷却系（Bクラス）と計測系（Cクラス）の各分類が変更されなかった。

(c) 原子炉と格納容器の計装系について

福島第一原発事故の反省を踏まえ、新規制基準においては、原子炉と格納容器の計装系について、従来の重要度分類指針上の異常影響緩和機能（MS）はクラス2からクラス1に見直されるべきであ

るにもかかわらず、いまだこうした見直しがされていない。

イ 新規制基準の策定に至る経緯について

新規制基準は、原子力規制委員会が平成24年9月19日に発足した後、半年も経たないうちに合計49もの規則案等をまとめ、平成25年4月1
5 1日から同年5月10日までの間に実施された意見公募手続（パブリック
コメント）を経て、同年7月8日に施行された。

しかしながら、新規制基準は、審査基準全体について抜本的かつ徹底的
な見直しが必要であったのであるから、そのためには相応の期間を要する
はずであり、半年程度の短期間により、原子力基本法の求める「国際的な
10 基準」に到達できるはずがない。このような新規制基準の策定についての
拙速さからしても、原子力規制委員会が、設置法の求める事故防止のため
の最善かつ最大の努力をしていないことは明らかであって、新規制基準が、
災害の防止上支障がないものということとはできない。

また、上記意見公募手続も、形式上実施されただけにすぎない。

さらに、原子力規制委員会の委員には、その欠格要件に該当する更田豊
15 志及び中村佳代子を選任されるとともに、平成26年9月に同委員に就任
した田中知は、元日本原子力学会会長であり、平成16年度から平成23
年度までの8年間にわたり、原子力事業者や関連団体から760万円を超
える寄付や報酬を受けていたことが判明しているものであって、原子力規制
20 委員会が、公平、中立な立場の人物により構成されていることもない。

（債務者の主張）

ア 新規制基準の内容について

（イ）基準地震動の策定方法について

a 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動について

25 （a）基準地震動は、設置許可基準規則において、最新の科学的知見、
専門技術的知見を踏まえ、信頼性と精度を確保した調査結果を基に、

敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に想定すべきものとされ、各種の不確かさを適切に考慮すべきとされるなどしており、新規制基準は、基準地震動が過小評価となるような基準ではない。

また、地震動審査ガイドが定める基準地震動の策定方法及び債務者が策定した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動は、「平均像」そのものではなく、敷地及び敷地周辺に関する詳細な調査結果及び豊富な観測記録に基づく分析により把握した地域的な特性を踏まえ、不確かさを考慮し、安全側の評価となるように十分な余裕を持たせた上で策定した妥当なものであり、基準地震動を超過する地震動が本件各原子炉施設において発生する可能性は極めて低いことから、基準地震動を超える地震動が発生することが容易に想定されるということとはできない。

(b) 基準地震動を超過した本件5事例は、いずれも当該地点固有の地域的な特性（震源特性、伝播経路特性及びサイト特性）による影響が要因となって生じたものであり、現在の地震動評価手法においては、基準地震動超過地震の原因となった地域的な特性は、いずれも考慮することが可能となっていることから、本件5事例は、新規制基準に基づいて策定された基準地震動の信頼性を否定する根拠とならない。また、本件5事例のうち、①宮城県沖地震、②能登半島地震及び③新潟県中越沖地震の事例は、平成18年に改訂された耐震設計審査指針に基づく基準地震動を超過した事例ではなく、昭和53年に制定された旧耐震設計審査指針（乙113）に基づく基準地震動を超過した事例にすぎない。

b 震源を特定せず策定する地震動について

地震動審査ガイドにおいて「震源を特定せず策定する地震動」の検

討事例として示される本件1.6地震は、原子力規制委員会の有識者を交えた公開の議論を経て選定されたものであり、債務者は、本件各原子炉施設の地域性等を踏まえ、本件1.6地震の規模や要求事項に応じて、「震源を特定せず策定する地震動」として考慮した。

原子力規制委員会は、平成7年兵庫県南部地震（以下「兵庫県南部地震」という。）以降に国内で発生した内陸地殻内地震から22個の地震（Mw〔モーメント・マグニチュードを示す略称記号で、地震モーメントの大きさをマグニチュードに換算したもの〕6.5未満の国内のどこでも発生すると考えられる14個の地震及びMw6.5以上であっても事前に震源の特定が困難な8個の地震）を抽出し、その後、同委員会の「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム（地震・津波検討チーム）」（以下「地震等基準検討チーム」という。）において、上記22個の地震のうちMw6.5以上の6個の地震について、地質体、地震断層出現の有無、活断層の分布、重力分布等について検討した結果、震源の特定が可能であるとの判断の下、検討対象から除かれたものであり（乙22〔6～28頁〕）、この選定の経過にも合理的な理由がある。

(イ) 重大事故等対策について

設置許可基準規則においては、重大事故に至るおそれがある事故や重大事故が発生した場合にも、炉心の著しい損傷や原子炉格納容器の破損及び原子力発電所外への放射性物質の異常な水準の放出等を防止するための必要な措置が講じられていること、対策の有効性を確認すること等が要求されている。こうした対策については、福島第一原発事故の教訓はもとより、IAEA等の国際機関の安全基準や、アメリカ合衆国等の主要国の各規制内容及び事故時の状況を考慮して検討されている。

また、新規制基準において可搬型設備での対応が基本とされているの

は、接続作業等の人的対応が必要となるデメリットはあるとしても、対応の柔軟性や耐震性の面におけるメリットの方が大きいと考えられたためである。そして、事故発生の早い段階で必要と考えられる原子炉冷却材低圧時の冷却対策や電源確保対策については、常設設備（恒設代替設備）により対応することとされており、新規制基準は、可搬型設備と常設設備を適切に組み合わせることにより、重大事故等対策の信頼性を高めることとしている。

(り) 防災計画について

原子力防災については、原子力災害対策特別措置法、原子炉等規制法、災害対策基本法等があいまって、これらの法体系全体を通じて、避難計画策定を含む原子力防災対策が講じられることとなっている。そして、原子力防災対策については、福島第一原発事故以降、国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告、IAEAの安全基準の制定又は改定等の国際的な動向を踏まえ、中央防災会議により防災基本計画（原子力災害対策編）が改正されるとともに、原子力規制委員会により原子力災害対策指針が策定されるなどして、新たな制度枠組みが設定され、この制度枠組みの下で、国、地方公共団体及び原子力事業者である債務者は、仮に、原子力災害が生じた場合にも、住民等の被ばく防護措置に向けた役割を適切に果たすべく、防災組織の構築、情報連絡体制の整備、資機材の確保、計画等の策定等の準備を行っており、緊急事態発生時においては、連携して原子力防災対策を実施し、住民等に対する防護措置を行うこととしている。

そして、地方公共団体が整備する「地域防災計画（原子力災害対策編）」（避難計画を含む。）の充実化も進められており、国は、これを積極的に支援している。

原子力防災対策は、上記の制度枠組みの下で実施されるものであるた

め、避難計画等の妥当性についても、原子力規制委員会がこれを審査するのではなく、国、地方公共団体等で構成される地域原子力防災協議会において、具体的かつ合理的なものであることを確認した上で、同協議会における確認結果を原子力防災会議に報告し、了承を得る構造となっている。

なお、IAEAの安全基準においては、深層防護の概念を原子力発電所の設計に適用すべきとされるにとどまり、必ずしもその全ての対応を原子力事業者に対する規制に規定することが求められているわけではなく、政府は、規定を設け、原子力又は放射線源による緊急事態に対する準備と対応に関する役割と責任を明示し、割り当てることを確実なものとしなければならないとされており、避難計画に関する事項を含む緊急事態に対する準備と対応について、原子力事業者に対する規制として規定することは求められていない。

(エ) 福島第一原発事故の重要な状況把握について

福島第一原発事故については、国会、政府、民間及び東京電力株式会社の四つの事故調査委員会並びに経済産業省原子力安全・保安院（当時。以下「原子力安全・保安院」という。）がそれぞれ原因究明等を行って事故調査報告書等を取りまとめている。そして、福島第一原発事故に関するこれらの調査、分析の結果を踏まえ、原子力安全委員会（当時）及び原子力安全・保安院は、この事故を教訓として生かすべく、安全規制（事故防止対策、重大事故等対策、地震・津波対策）に関する検討を行っている。新規制基準は、こうした検討結果を踏まえ、原子力規制委員会の下に「発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム」（後に「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」と改称。以下「新規制基準検討チーム」という。）や地震等基準検討チーム等が設置され、検討が重ねられた上で策定されたものである。

地震動による小規模な冷却材喪失事故や全交流電源喪失原因が津波以外の原因によって生じた可能性を指摘している報告書は、国会事故調報告書のみであり、他の事故調査委員会等の報告書においては、地震動による福島第一原子力発電所の安全上重要な設備の損傷は報告されておらず、原子力規制委員会も、地震動による配管の破損が同発電所1号機の事故原因である可能性を否定している。

(オ) 立地審査指針の見直し、組入れについて

設置許可基準規則解釈においては、原子力安全委員会が策定し、用いられてきた従前の安全審査指針類の一部等が引用されており、この引用された安全審査指針類は、新規制基準の施行後においても、基本的な規制体系の一部を構成している。その上で、立地審査指針については、設置許可基準規則解釈において引用されておらず、新規制基準の下では、規制体系の構成要素となっていないが、立地審査指針に記載されていた要求事項については、設置許可基準規則等の現在の規制体系において考慮、判断されている。

すなわち、立地審査指針1. 1記載の原則的立地条件(1)（「大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないこと。」。以下「原則的立地条件①」という。）の事項は、設置許可基準規則においては、地盤の安定性や地震等による損傷防止等自然的条件ないし社会的条件に係る個別的な規定との関係で考慮されている。他方で、原則的立地条件(2)（「原子炉は、その安全防护施設との関連において十分に公衆から離れていること。」。以下「原則的立地条件②」という。）及び同(3)（「原子炉の敷地は、その周辺も含め、必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること。」。以下「原則的立地条件③」という。）の事項は、改正原子炉等規制法の

下では、設置許可基準規則において、万一、炉心損傷等の重大事故等が生じた場合において、工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止、抑制するための重大事故等対策に係る規定として整備されている（設置許可基準規則 37 条以下）。また、重大事故等対策の有効性評価において、放射性物質の総放出量について、放射性物質による環境への汚染の視点を含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることが求められている。さらに、原子力防災対策について、原子力災害対策特別措置法等が制定され、その充実、強化が図られている。

そして、福島第一原発事故の知見等を踏まえると、長期間帰還できない地域を生じさせないためには、放射性物質の総放出量を規制することが重要であると判断された。それゆえ、原子力立地条件を立地審査の過程で審査する必要がなくなったものである。

(ハ) 共通要因故障の想定について

設置許可基準規則は、共通要因故障の原因となる事象を、福島第一原発事故の原因となった津波に限らず幅広く捉え、かつ、その考慮を手厚くし、炉心の著しい損傷を確実に防止して、発電用原子炉施設の安全確保をより確実なものとするべく、地震（設置許可基準規則 4 条）、津波（同 5 条）、火山活動、竜巻、森林火災（同 6 条）等の自然現象の想定や、発電所内部での火災（同 8 条）、溢水（同 9 条）等に対する考慮をより厳格に求めており、これにより共通要因故障が防止される。そして、このような共通要因故障を防止する設計が行われていることを前提として、偶発的な機器の故障、破損等に対する信頼性を確保するため、単一故障を仮定して設計、評価が行われる。

このように、新規制基準は、福島第一原発事故等を踏まえ、共通要因故障を含めた故障が発生しないことを要求している。

(ニ) 耐震重要度分類等の見直しについて

a 外部電源について

原子炉の安全確保に係る電源供給については非常用ディーゼル発電機がその役割を担うこととし、非常用ディーゼル発電機に特に高い信頼性を持たせることにより原子炉の安全性を担保するというのが、原子力発電所の設計上予定された姿である。

そして、外部電源系による電力供給は、遠く離れた発電所等から電線路等を経由して供給されるものであるが、長大な電線路や経由する変電所の全てについて高い信頼性を確保することは不可能であり、また、電力系統の運用の状況によりその信頼性が影響を受けるため、原子力発電所側からは管理することができない。さらに、発電所外の電線路等は、発電用原子炉施設の設備ではないことから、事故等の発生時における原子炉の安全確保に係る電力供給は、非常用ディーゼル発電機が担うこととし、高い信頼性を持たせている。

新規制基準は、福島第一原発事故を踏まえ、外部電源及び非常用ディーゼル発電機に関する規制要求を強化するとともに、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も必要な電力を確保するための対策を求めている。

b 使用済燃料ピットについて

使用済燃料ピット水冷却設備及び使用済燃料ピット計装設備は、耐震重要度分類としてはSクラスに分類されない設備ではあるものの、波及的影響の観点から、Sクラスと同じく基準地震動に対する耐震安全性を有していることを確認することが求められている。なお、債務者は、本件各原子炉施設の使用済燃料ピット水冷却設備について、基準地震動に対する耐震安全性を有していることを確認している。

c 計装設備について

設置許可基準規則は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ等の健全

性を確保するために監視することが必要なパラメータについて、通常
運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても監視できるものとする
ことを求めるとともに、設計基準事故が発生した場合においては、
その状況を把握し、対策を講ずるために必要なパラメータについて、
設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間
にわたり連続して監視、記録できるものとすることを求めている（2
3条）。

これに加え、設置許可基準規則は、福島第一原発事故を踏まえ、重
大事故等が発生し、計測機器の故障により、炉心損傷防止対策及び格
納容器破損防止対策等を成功させるために監視することが必要なパラ
メータを計測することが困難な場合において、当該パラメータを推定
するために有効な情報を把握できる設備を設けることを求め、計測設
備の信頼性強化を要求している（58条）。

イ 新規制基準の策定に至る経緯について

新規制基準は、その策定に当たり、原子力規制委員会が設置した新規制
基準検討チーム、地震等基準検討チーム等の会合において、原子力規制委
員会担当委員、多様な学問分野の外部専門家、原子力規制に対する造詣の
深い原子力規制庁職員及び旧独立行政法人原子力安全基盤機構の職員らが
出席し、おおむね月に二、三回程度の会合が開かれ、原子力安全委員会及
び原子力安全・保安院における検討結果、最新の科学的、専門技術的知見、
海外の規制動向等も踏まえて議論が重ねられた。また、検討チームの議事、
資料及び議事録は、原則として公開され、外部専門家については、透明性、
中立性を確保するため、電気事業者等との関係について自己申告をすること
が求められ、申告内容が原子力規制委員会のウェブサイト上で公開され
た。さらに、新規制基準の骨子案及び基準案については、それぞれ意見公
募手続に付され、これに対して寄せられた多数の意見が検討され、適宜反

映されたものである。

こうした経緯に照らすと、新規制基準は、福島第一原発事故の教訓を踏まえ、専門性、透明性、中立性を確保しつつ、十分な検討を経て策定されたといえることができる。

5 上記意見公募手続は、単に形式上実施されたものとは到底いうことができない。また、原子力規制委員会の委員について、更田豊志及び中村佳代子は、同委員会委員就任前に、それぞれ独立行政法人日本原子力研究開発機構又は公益社団法人日本アイソトープ協会の職を辞しているから、設置
10 法7条7項各号所定の欠格事由に該当しないことは明らかである。さらに、田中知についても、政府は、報酬の金額が少額であり、専門技術的な立場から助言を行うような内容であるため、委員に就任する上で全く問題ないと説明している。

(2) 本件各原子炉施設の耐震安全性に関する基準地震動策定の合理性(争点(2))
について

15 (債権者らの主張)

ア 新規制基準の不合理性について

前記(1) (債権者らの主張) ア(ア) a 記載のとおり、基準地震動の策定方法について新規制基準の定める内容は、合理性を欠くものである。

イ 検討用地震の選定について

20 (ア) 債務者は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定に当たり、検討用地震として「竹木場断層による地震」及び「城山南断層による地震」を選定しているところ、債務者の活断層評価によると、城山南断層は、東松浦半島には達しないとされている。

しかしながら、まず、城山南断層の西端延長線上には、呼子南リニア
25 メントと呼ばれる地形が存在するところ、平成23年の半田駿佐賀大学名誉教授によるVLF法による活断層調査では、呼子南リニアメントの

近傍において、活断層に特有の抵抗値が極端に低下するデータ（低比抵抗帯）が検出されたことからすれば、呼子南リニアメント又はその近傍に活断層が存在する可能性があるというべきである。また、呼子南リニアメントの西北西延長上には、名護屋断層が存在しているところ、城山南断層、呼子南リニアメント及び名護屋断層がほぼ直線状に位置していることからすれば、これらは連続する活断層である可能性がある。

そして、以上の可能性を考慮すると、城山南断層は、債務者が想定している長さよりも長くなるばかりか、本件各原子炉施設の近距離に位置することになるから、城山南断層から発生する地震による地震動が、債務者が想定する基準地震動を大きく超える可能性がある。

- (イ) 債務者が、「震源を特定せず策定する地震動」の策定に当たり、本件16地震のうち、平成12年鳥取県西部地震（以下「鳥取県西部地震」という。）及び平成16年北海道留萌支庁南部地震（以下「留萌支庁南部地震」という。）の二つの検討用地震を選定した方法も恣意的であり、基準そのものへの当てはめも不合理である。

ウ 入倉・三宅式による評価の問題点について

- (ア) 前原子力規制委員会委員長代理である島崎邦彦によれば、債務者が「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動を策定するに当たり、断層面積と地震モーメントの関係式として、入倉孝次郎・三宅弘恵「シナリオ地震の強震動予測」（甲A444・乙67。以下「入倉・三宅（2001）」という。）において提案された経験式（以下「入倉・三宅式」という。）を採用すると、地震モーメントが過小評価となる。

- (イ) すなわち、活断層（震源モデル）の情報（長さ、面積等）から地震規模を推定する経験式には、入倉・三宅式のほかにも、武村雅之「日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被

害との関連一」(甲A447)において提案された経験式(以下「武村式」という。)等いくつかの経験式が提案されており、どの経験式を選定するかにより推定される地震規模が大きく異なる場合があるところ、活断層長さ(L [m])と地震モーメント(M_o [Nm])との関係式である他の経験式と比べると、入倉・三宅式が地震モーメントを過小評価するものであることが分かる。

また、日本の陸域及びその周辺の7個の地殻内地震(マグニチュード7程度以上)について、その活断層の長さを上記各経験式に当てはめてそれぞれの地震モーメントを求め、観測値と比較すると、入倉・三宅式のみ、傾斜角が30度の場合を除いて地震モーメントを過小評価しており、入倉・三宅式は、断層の傾斜角が60～90度で、断層のずれが大きい場合には、地震モーメントが過小評価される可能性がある。

さらに、既存の断層面積の推定値から、入倉・三宅式を用いて平均的なずれの量(すべり量)を求め、ここから推定される変形が実測値と調和的かどうかを検討すると、入倉・三宅式では、実測値の4分の1以下の変形しか説明できないことが分かる。

平成28年熊本地震(以下「熊本地震」という。)のデータを用いて検討すると、入倉・三宅式による地震モーメントの推定値が 1.37×10^{19} Nmであるのに対し、実測値が 4.66×10^{19} Nmであり、推定値の3.4倍であることが分かる。そして、震源近傍での強い揺れの程度(短周期レベル)について、その大きさが地震モーメントの $1/3$ 乗に比例する式が提案されていることから、入倉・三宅式を使用した結果に対し、実際の強い揺れの程度(短周期レベル)が50%増となる。

その上で、「日本列島の垂直、あるいは垂直に近い断層で発生する大地震の地震モーメントの推定には、入倉・三宅式を用いてはならない」と結論付けられる。

(ウ) また、島崎邦彦によれば、入倉・三宅式を用いるべきか、他の経験式を用いるべきかは、地震後に判明したデータによって解析した震源パラメータを前提として、どちらの手法がより正確な地震モーメントを求めることができるかという問題ではなく、地震が発生する前に与えられている乏しい情報を前提として、どちらの手法がより将来発生する地震規模に近い結果を得ることができるかというポストディクションの問題である。

(エ) 以上の島崎邦彦の指摘は、本件各原子炉施設にも当然に当てはまるものであるから、入倉・三宅式を基に策定された本件各原子炉施設の基準地震動は、過小に評価されているというべきである。

(債務者の主張)

ア 新規制基準の定める基準地震動の策定方法について

前記(1) (債務者の主張) ア記載のとおり、新規制基準の定める基準地震動の策定方法は、合理的なものである。

イ 検討用地震の選定について

(ア) a 債務者は、本件各原子炉施設の敷地（以下「本件敷地」という。）からの距離に応じて、陸域及び海域について、文献調査に加え、変動地形学的調査、地球物理学的調査、地表地質調査等の最新の手法による詳細な調査を実施し、既往調査結果や最新の知見も踏まえて検討を行い、断層の活動性や連続性を安全側に評価した。また、以上の地質調査を踏まえた活断層の評価に当たっては、原子力規制委員会において定められた「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」に基づき、「後期更新世（約12～13万年前）以降の活動が明確に否定できない断層」については活断層とした。

そして、城山南断層は、地表地質調査の結果、リニアメントと同方向の小規模な断層又は節理が多くの地点で確認され、後期更新世以降



の活動を否定できないことから、活断層として評価した。また、リニアメントの西側延長海域についても、債務者が実施した海上音波探査（地球物理学的手法の一つで、海上から発した音波の反射波の解析により海底の地下構造を推定するもの）では断層が確認されなかったものの、海域に分布する地層の状況等により断層の存在を明確に否定できないことから、活断層が認められない対岸までの区間を活断層として評価した。

他方で、債務者は、呼子南リニアメントについて、変動地形学的調査により、最もランクの低いL_Dランクのリニアメントを抽出したが、地表地質調査の結果、リニアメントを横断して、約300万年前の東松浦玄武岩類の各層がずれることなくおおむね水平に連続していることが確認され、少なくとも東松浦玄武岩類の堆積以降の活動が認められないことから、活断層ではないと判断した。この点について、VLF法を含む「地下の電気抵抗を測定する方法」は、電磁波等を利用して地下の比抵抗（電気の流れやすさ）の分布を測定するものにすぎず、「活断層の有無」の判断に資するものではなく、低比抵抗帯が存在したことをもって、活断層の存在が推測されるものではない。

b また、債務者は、文献上、「活断層の疑いがあるリニアメント（確実度Ⅲ）」と示され、変動地形学的調査により、L_Dランクとして名護屋断層のリニアメントを抽出したが、地表地質調査及びボーリング調査の結果、リニアメントを横断して、約300万年前の東松浦玄武岩類の各層がずれることなくおおむね水平に連続していることが確認され、少なくとも東松浦玄武岩類の堆積以降の活動が認められないことから、活断層ではないと判断した。

(イ) 債務者は、本件16地震からの検討用地震の選定について、①Mw 6.5以上の地震については、その発生した地震の震源域周辺と本件敷地周

辺との地質、地質構造等について比較、検討した結果、横ずれ断層型が主体であること、相対的にひずみ速度が小さいことなどの共通性が見られた鳥取県西部地震を選定し、②Mw 6.5未満の地震については、地盤が著しく柔らかい観測点を除外し、敷地に大きな影響を与える可能性のある観測記録を選定し、精度の高い地盤情報が得られている観測点における観測記録を抽出した結果、留萌支庁南部地震のK-NET港町(HKD020)の観測記録を最終的に選定したものである。

ウ 入倉・三宅式について

(7) 地震調査研究推進本部地震調査委員会（以下「地震調査委員会」という。）の「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」（乙66, 107。以下「地震本部レシピ」という。）は、専門家により構成された地震調査委員会に取りまとめられたものであって、平成12年以降に我が国で発生した地震に係る観測記録を精度良く再現できるとともに、原子力規制委員会の地震等基準検討チームにおいても、最新の知見を反映するものとして評価されている。したがって、入倉・三宅式を含む地震本部レシピが、現在の科学技術水準に照らして合理的なものであることは明らかである。

そして、債務者は、本件各原子炉施設に関して、入倉・三宅式を含む地震本部レシピの予測手法を採用するに当たり、本件敷地の地盤における観測記録を用いて、その地域的な特性に照らし、同手法の適用性を確認した。さらに、債務者は、地震動評価において多くの観点から安全側となる評価を行っており、本件各原子炉施設の基準地震動は、十分な余裕が確保されたものである。

(イ) これに対し、債権者らは、島崎邦彦の論文を基に、入倉・三宅式が不合理なものである旨主張する。

a しかしながら、島崎邦彦の論文において入倉・三宅式とされた式は、

その成り立ちを踏まえずに変形したものであり、本来の入倉・三宅式とは異なるものである。すなわち、入倉・三宅式は、これを用いて地震モーメントを求める際に代入する値について、地表に現れた断層長さをそのまま用いることを予定しておらず、個別に地下の震源断層のパラメータ（断層長さ、断層幅、断層傾斜角等）を求めた上で、震源断層面積の値を代入することを予定しているにもかかわらず、島崎邦彦は、入倉・三宅式について、断層幅を1.4 km、断層傾斜角を垂直にそれぞれ固定した上で、断層長さと地震モーメントの関係式に変形させており、科学的意義を失わせている。

また、島崎邦彦の論文において各々の式の比較の前提とされた断層長さ自体に合理性がない以上、その比較の結果も合理性を欠くというべきである。

b さらに、そもそも、本件各原子炉施設は、敷地周辺に活断層のない（少ない）場所を選んで建設しているので、考慮すべき活断層の活動に伴う地震観測記録がないことは当然であり、考慮すべき活断層の活動に伴う地震観測記録がない中、どのようにして今後起こり得る地震を科学的な根拠を持って想定するかが肝要なのであって、考慮すべき活断層の過去の地震観測記録が存在しない場合であっても、科学的に合理的な震源モデル（震源断層）を設定することは十分に可能である。

(3) 本件各原子炉施設における火山事象による重大事故発生の具体的危険性の有無（争点(3)）について

（債権者らの主張）

ア 九州におけるカルデラ噴火について

本件各原子炉施設を取り巻く九州一円には、阿蘇カルデラ（中央火口丘群）、加久藤カルデラ（霧島火山）、姶良カルデラ（桜島火山）、阿多カルデラ（開聞岳）、鬼界カルデラ（薩摩硫黄岳）といった活動的なカルデ

ラ火山が多数存在し、カルデラ噴火の危険性が高い。カルデラ噴火は、地殻の中で長い時間蓄積されたマグマが一気に噴出する現象であり、通常の噴火と異なり、火砕流も放射状に流出し、到達範囲も広大な面積に及ぶことから、破局的噴火（火山爆発度指数〔以下「VEI」という。〕7以上の規模の噴火）とも呼ばれ、これによる火砕物の噴出量は、数時間から数週間の間に10㎦から数千㎦にも及ぶとされる。

イ 巨大なカルデラ噴火の発生の可能性について

巨大なカルデラ噴火は、約7300年前の鬼界カルデラの噴火が最後であり、世界を見渡しても、科学文明が発展して以降、人類はいまだこうした巨大な噴火を経験していない。もっとも、巨大なカルデラ噴火の周期が5000年から1万6000年に1回であること、最新の巨大なカルデラ噴火が約7300年前であることからすれば、こうした巨大な噴火はいつ起こってもおかしくない。

そして、債務者は、こうした巨大な噴火の危険性に対し、モニタリングによって噴火の兆候を予知する対策を講ずるところ、巨大な噴火の前兆を予知することは、極めて困難であるし、その正確な時期や規模の予測は、現代の最新の知見をもってしても著しく困難である。また、仮に、これを予知することができたとしても、燃料棒や使用済燃料を安全に搬出するには少なくとも数年かかるとされているから、放射性物質を放出し続ける重大事故に至ることは避けられない。この点に関する債務者の火山の影響評価は、合理的根拠に乏しく、希望的観測にすぎないというべきである。

ウ 阿蘇カルデラの巨大な噴火の発生の可能性について

阿蘇山一帯では、有史以来、大小問わず頻繁に噴火が繰り返されてきたところ、阿蘇山でカルデラ噴火が発生すれば、北部九州一帯が巨大な火砕流に襲われ、約9万年前に発生した最大規模のカルデラ噴火（Asô-4）

が発生すると、500度を超えるような高温の噴煙を伴う火砕流が時速100kmを上回る速度で進出するため、本件敷地にも到達する可能性が極めて高い。その場合、本件各原子炉施設は、崩壊する可能性が高く、仮に、崩壊を免れたとしても、制御不能となり、重大事故が発生することは確実である。

また、本件敷地内には、1mから十数mにも及ぶ有毒ガスを含む火山灰が降り積もり、原子炉が制御不能になったり、重要な施設の倒壊や外部電源の喪失などが引き起こされたりすることなども考えられる。

そもそも、原子力規制委員会の定める「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（甲B24・乙134。以下「火山ガイド」という。）の基準は、緩きに失する問題点があるが、この点をおくとして、火山ガイドにおける立地評価の手順に即して阿蘇カルデラについて検討すると、阿蘇カルデラは、⑦本件各原子炉施設から半径160kmの範囲内に位置し、④完新世に活動がある。そして、⑦阿蘇カルデラが現在も活動中であることから、本件各原子炉施設の運用期間中における活動の可能性が十分小さいと判断できない場合に当たるし、過去最大の噴火である約9万年前のA s o - 4を噴火規模とすると、これが本件各原子炉施設に到達する可能性が十分小さいといえないことは明らかである。そうすると、本件各原子炉施設の立地が、阿蘇カルデラとの関係で不適當であることに異論を挟む余地はない。

エ 債務者の主張に対する反論について

(ア) 債務者は、噴火間隔を評価要素としているところ、直近の噴火から約9万年が経過していることからすれば、いつ破局的噴火が発生してもおかしくないと考えるべきである。また、阿蘇カルデラについては、過去の破局的噴火を見ても、噴火ステージ理論との関連性が明らかでなく、プリニー式噴火（と推定される噴火）の継続期間も判然としないので、突然のプリニー式噴火の直後に破局的噴火が発生する可能性も高い。さ

らに、現在の地震波の測定、地殻変動の観測等を通じた解析手法では、マグマ溜まりの存在が確認できる程度であり、その規模や位置を正確に特定することが困難であるばかりか、その不存在を確認することまではできない。このように、阿蘇カルデラ等が本件各原子炉施設の運用期間中に破局的噴火を起こす可能性が十分に小さい旨の債務者の主張は、合理的、科学的根拠を有するものでないことが明らかである。

(イ) 債務者は、本件各原子炉施設の降下火砕物の影響評価において、従来の火山灰濃度の設定値である $3 \text{ mg} / \text{m}^3$ を設計基準としていたが、原子力規制委員会は、平成 29 年 7 月 19 日に原子力規制庁に設置された「降下火砕物の影響評価に関する検討チーム」（以下「降下火砕物検討チーム」という。）における検討結果に基づき、フィルタ交換などによって機能維持が可能かどうかを評価するための基準として、機能維持評価用参考濃度を設定し、本件各原子炉施設については $3.8 \text{ g} / \text{m}^3$ に引き上げることにし、同年 11 月 29 日、火山ガイド等を改正し、気中降下火砕物濃度として正式に設計基準として定め、同年 12 月 14 日に施行された。そのため、債務者が従来限界濃度（外部電源喪失の場合に非常用発電ディーゼル発電機で耐えられる降下火砕物の限界値）としてきた $0.9 \text{ g} / \text{m}^3$ の 4 倍を超える濃度となるおそれがあることが明らかとなった。

しかも、債務者の限界濃度の計算には、吸気フィルタ降下火砕物捕集容量の値として採用するものに合理性がない。また、非常用ディーゼル発電機が 2 台しかない点にも、1 台が故障した場合のリスクが考えられていないため、不備があるし、タービン動補助給水ポンプによるバックアップも正常に機能するかは確実でない。さらに、非常用ディーゼル発電機のフィルタ交換作業についても、降下火砕物が降りしきる中、最大で数週間にわたり、作業を継続することなど不可能であり、危機管理意識が著しく欠如している。

加えて、施行から約1年後まで適用しない旨の経過措置が設けられたことは不合理であり、少なくとも安全が確認できるまでは再稼働を認めない措置をとるべきである。

(債務者の主張)

5 ア カルデラ火山における破局的噴火の評価について

債務者は、将来の活動可能性が否定できない火山として、五つのカルデラ火山（阿蘇，始良，加久藤・小林，阿多及び鬼界。以下，併せて「本件5カルデラ火山」という。）を含む21個の火山を抽出した。

10 そして、債務者は、このうち本件5カルデラ火山について、壊滅的な被害をもたらす破局的噴火（100km³以上の噴出物を伴う噴火）が本件各原子炉施設の運用期間中に発生する可能性を、①カルデラ火山の噴火間隔，②噴火ステージ，③マグマ溜まりの状況の三つの観点から総合的に評価したところ、いずれも本件各原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が起こる可能性が極めて低いことを確認した。

15 また、債務者は、本件5カルデラ火山については、現在の各噴火ステージにおける既往最大規模の噴火を考慮するとともに、その他の16個の火山については、各火山の既往最大規模の噴火を考慮して、本件各原子炉施設への火山事象の影響を評価したところ、21個の火山の噴火規模と本件各原子炉施設までの距離との関係等から、降下火砕物（火山灰等）を除く
20 火山事象（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，地殻変動等）については、いずれも本件敷地には影響がないことを確認した。さらに、降下火砕物（火山灰等）については、過去最も影響が大きかった約5万年前の九重第1噴火を想定し、地質調査結果，文献調査結果及び数値シミュレーション結果を踏まえ、安全側に層厚10
25 cmの降下火砕物（火山灰等）が生じた場合についての評価を行い、降下火砕物の直接的影響により、安全上重要な建物・機器等の安全性が損なわれ

ることではないことを確認するとともに、間接的影響によっても、非常用ディーゼル発電機の7日間連続運転により、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を確保できることを確認した。そして、降下火砕物の飛来のおそれがある場合には、火山噴火対策を行うための体制を構築し、プラント及び屋外廻りの監視の強化、降下火砕物の除去等を実施することとしている。

イ 阿蘇カルデラの個別評価について

①阿蘇カルデラの噴火間隔については、破局的噴火の最短の噴火間隔が約2万年であるのに対し、現時点は直近の破局的噴火からの経過時間が約9万年であるから、破局的噴火のマグマ溜まりを形成している可能性や破局的噴火を発生させる供給系ではなくなっている可能性等が考えられなくもない。

もともと、②阿蘇カルデラの噴火ステージについては、現在の阿蘇カルデラにおける噴火活動は、直近の破局的噴火以降、後カルデラ火山である阿蘇山において草千里ヶ浜軽石等の多様な噴火様式の小規模噴火が発生しているのみであり、プリニー式噴火が間欠的に発生しているものではないため、後カルデラ火山噴火ステージと考えられ、本件各原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が起こる可能性は極めて低い。

また、③阿蘇カルデラにおけるマグマ溜まりの状況については、大規模な珪長質マグマ溜まりはないとされており、地下約10km以浅に大規模なマグマ溜まりはなく、マグマ溜まりの顕著な増大は認められない。この点について、破局的噴火を引き起こすような大規模なマグマ溜まりは、現在の科学技術を駆使した解析を行えば、少なくともおおよその位置を低比抵抗領域や低速度領域として把握することは可能である。

以上のとおり、①噴火間隔、②噴火ステージ及び③マグマ溜まりの状況を踏まえて総合的な評価を行うと、阿蘇カルデラは破局的噴火直前の状態ではなく、本件各原子炉施設の運用期間中に破局的噴火が起こる可能性は

極めて低い。

この点について、火山ガイドにおいては、「将来の活動可能性がある」と評価した火山」を対象として、「原子力発電所の運用期間中において設計対応が不可能な火山事象を伴う火山活動の可能性の評価」を行うこととされているところ、債務者は、上記のとおり、阿蘇カルデラについては本件各原子炉施設の運用期間中における破局的噴火の可能性が十分に小さいと評価し、運用期間中の噴火規模を、現在の噴火ステージにおける既往最大規模である阿蘇草千里ヶ浜噴火に設定し、これを前提に、設計対応不可能な火山事象（火砕物密度流等）が本件各原子炉施設に到達する可能性が十分に小さいと評価したものであり、火山ガイドの定めに沿うものである。

ウ 降下火砕物の大気中濃度に係る新知見について

降下火砕物検討チームにおける検討結果を踏まえ、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の改正案が平成29年11月29日に決定され、同年12月14日に施行されたところ、債務者は、本件各原子炉施設における気中降下火砕物濃度を約 3.8 g/m^3 と安全側に評価した上、上記改正による要求事項について、次のとおり対策を実施している。

(7) 非常用交流動力電源の機能を維持するための対策について

債務者は、本件敷地における降下火砕物の堆積量として想定する層厚10cmに24時間の降灰で達する大気中濃度（約 3.8 g/m^3 ）においても、2系統ある非常用ディーゼル発電機の機能をいずれも確実に維持できるよう、吸気フィルタの閉塞防止措置の強化を行うこととし、平成29年11月末、①フィルタ面積の拡大による閉塞までの時間の延長、②取替え及び清掃の容易化による時間の短縮、③フィルタの2段構造化による非常用ディーゼル発電機運転中のフィルタ取替え並びに取替え及び清掃時間の短縮の機能を有するフィルタコンテナ（非常用ディーゼル発電機1台当たり3台設置）を既存の吸気消音機の近傍（各号機の原子

炉周辺建屋屋上)に新たに設置した。これにより、本件各原子炉施設に多量の降灰が予想される場合、フィルタコンテナと吸気消音機をダクトで接続すれば、約 5.2 g/m^3 の大気中濃度環境下においても、その機能を維持することができる。さらに、債務者は、降下火砕物に対する本件各原子炉施設の安全性をより一層高めるため、今後、降下火砕物の捕集量等がより高まるように改良を施したフィルタをフィルタコンテナに設置する予定である。

(イ) 代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策について

債務者は、本件各原子炉施設の各号機に2台ずつ設置している非常用ディーゼル発電機がいずれも偶発的に多重故障を起こした場合、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いて復水タンク等の水を蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁から蒸気を大気へ放出することにより、炉心を冷却する。そして、可搬型ディーゼル注入ポンプのディーゼル機関の運転には、外気の吸入を必要とするため、専用のフィルタコンテナ（前記の改良型フィルタ）を新たに配備し、本件各原子炉施設に多量の降灰が予想される場合には、同注入ポンプとフィルタコンテナをダクト（可搬型）で接続することとし、平成30年3月末までに、フィルタコンテナ及びダクト等の配備を終える予定である。

(ウ) 交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策について

債務者は、フィルタの閉塞等を起因とする交流動力電源喪失時には、本件各原子炉施設の各号機に1台ずつ設置しているタービン動補助給水ポンプで蒸気発生器に給水し、主蒸気逃がし弁から蒸気を大気へ放出することにより、炉心の冷却を約21.7日にわたり継続できることを評価、確認している。また、タービン動補助給水ポンプについては、

耐震安全性を確保していることを確認している。

(エ) 上記(ア)から(ウ)までの対策に係る体制整備に関する内容の保安規定への記載について

債務者は、降灰時における原子炉施設の保全のための活動について、
「玄海原子力発電所原子炉施設保安規定」等に定め、通常時から降灰時の体制及び手順を整備するとともに、必要な資機材を配備し、教育訓練等を行っている。

(オ) 経過措置について

なお、前記の改正は、施行日前に既に新規制基準適合性に係る保安規定の変更の認可を受けている者は、平成30年12月31日までの間は適用しない旨の経過措置が示されており、債務者にもこの経過措置の適用があるものの、債務者は、経過措置による猶予期間の経過を待つことなく、迅速、適切に上記検討を実施し、同年3月中をめぐに、原子力規制委員会に「玄海原子力発電所原子炉施設保安規定」の変更認可申請を行う予定である。

(4) 本件各原子炉施設におけるテロリズム対策の合理性（争点(4)）について
(債権者らの主張)

ア テロリズム対策の必要性について

福島第一原発事故によって、テロリズムにより原子力発電所の周辺施設の電源設備に深刻な損害を与えると、炉心溶融を引き起こすことができることをテロリストに広く認識させることとなった。原子力発電所を標的としたテロリズムは、世界中で多数発生しており、日本でも原子力発電所を標的としたテロリズム発生を想定した被害予測もされていたのであり、福島第一原発事故を契機として、その危険性は一層高まっているといえることができる。

イ テロリズム対策に係る新規制基準の不十分性について

新規制基準においては、特定重大事故等対処施設の設置が義務付けられており（設置許可基準規則42条）、意図的な航空機の衝突等への可搬型設備を中心とした対策（可搬型設備、接続口の分散配置）と、バックアップ対策として常設型設備（フィルタ付きベント設備等の特定重大事故等対処施設及び所内常設直流電源設備）の設置が要求されている。

しかしながら、大型航空機が衝突し、大量の燃料が飛散し、炎上している事態において、作業員が可搬型設備を迅速に必要な箇所に搬送し、これを運転し、稼働させるのは容易でない。また、特定重大事故等対処施設等の設置期限について、新規制基準の施行後5年以内とされていたのを工事計画の認可から5年以内と更に猶予する改正が行われたところ、テロリズムがいつ起きるかもしれないのであるから、特定重大事故等対処施設等を設置しないまま本件各原子炉施設を稼働することは許されない。

以上のとおり、テロリズム対策に係る新規制基準は、不十分な内容というべきである。

ウ 必要な対策の不備について

(7) 侵入者対策の不備

本件各原子炉施設を含む我が国の原子力発電所における侵入者対策は、アメリカ合衆国等において確立された国際的な基準からみると、極めて低いレベルにあり、同国等の核関連施設でさえ不法侵入を許す事件が発生していることからすれば、本件各原子炉施設における侵入者対策は十分でないというべきである。

(イ) 内部脅威対策の不備

原子炉施設のテロリズム対策として、作業員等内部情報に精通した者により、機密情報の漏えい、テロリストの侵入幫助、攻撃がされるといった内部脅威への対策も必要であるが、我が国においては、原子力施設における施設従事者の信頼性確認制度が導入されておらず、確立された

国際的な基準を踏まえていないというべきである。

(り) 航空機衝突対策の不備

前記イ記載のとおり、テロリズム対策に係る新規制基準の内容が不十分である以上、航空機衝突対策には不備があるというべきである。

(エ) ミサイル攻撃対策の不備

本件各原子炉施設がミサイルにより攻撃された場合においては、大量の放射性物質が放出される事態が発生する可能性を否定することができず、特に、使用済燃料ピットは、原子炉格納容器のように堅固な施設に守られていないため、ミサイル攻撃を受けた場合に大量の放射性物質が放出される事態を防ぐことはおよそ期待できない。そして、今般、朝鮮民主主義人民共和国によるミサイル攻撃の危険性が広く報道される国際情勢の下、我が国においては、原子力発電所がミサイル攻撃を受けるという事態を想定すらしていないのであるから、十分な対策が講じられていない。

(オ) サイバーテロリズム対策の不備

原子力発電所の制御系システムに侵入し、燃料操作によって炉心に影響を与えたり、電源系統の遠隔操作によって冷却機能を麻痺させたりするなどの原子力発電所へのサイバーテロリズムが発生すると、放射性物質の漏れにつながる危険性があるところ、この点についての十分な対策が講じられていない。

(債務者の主張)

ア 本件各原子炉施設に係るテロリズム対策について

債務者は、原子炉等規制法（４３条の３の６第１項３号）、設置許可基準規則（７条、４３条３項５号）、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（以下「国民保護法」という。）等を踏まえ、本件各原子炉施設に係るテロリズム対策を講じている。

イ 債務者によるテロリズム対策の内容について

債務者は、区域を設定し、その区域を柵、鉄筋コンクリート造の壁等の障壁によって防護した上で、巡視、監視等を行うことにより徹底した侵入者対策を講じており、侵入者を想定した訓練についても、警察及び海上保安庁と連携しつつ、定期的を実施している。また、安全確保のために重要な設備を含む区域では、二人以上の者が同時に作業又は巡視を行うこと（ツーマンルール）としており、内部者の不審行為に対する対策も適切に講じている。さらに、大規模な自然災害又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って原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が生じた場合における体制を整備し、ミサイル攻撃等の大規模なテロリズム（テロ攻撃）に対して国と連携して対処することとし、サイバーテロを含む不正アクセス行為を防止する対策を適切に講じている。なお、債務者は、USBメモリを介したウイルス感染の防止対策として、事前に許可されたUSBメモリでなければ重要システムに接続できないように厳格な管理体制を構築している。

したがって、本件各原子炉施設において、テロリズムにより深刻な災害が発生する具体的な危険性があるということとはできない。

(5) 本件各原子炉施設における重大事故等対策の合理性（争点(5)）について （債権者らの主張）

ア 水素爆発対策の不備について

格納容器の破壊を防ぐためには、その内部において水素爆発が起きないように十分な対策がとられる必要がある。すなわち、原子炉の冷却機能喪失状態が続くと、炉心燃料の温度が上昇し、燃料が熔融するところ、こうした重大事故の際には、①ジルコニウム－水反応、②熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）、③水の放射線分解、④ジルコニウム以外の金属－水反応により水素が発生し、その水素が空気中の酸素と反応して熱を

出し、その反応速度が速いと、爆轟を生じさせる。

そして、新規規制基準においては、格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止することが求められ、その判断基準については、「原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件(水蒸気の存在を除外して算定すること)に換算して13 vol %以下又は酸素濃度が5 vol %以下であること」とされている(「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」〔甲A351・乙41, 94。以下「炉心損傷防止対策等審査ガイド」という。〕)。

しかしながら、以下のとおり、本件各原子炉施設における水素爆発対策は、不十分というべきである。

(7) 水素濃度の安全裕度がほとんどないこと

原子力規制委員会は、炉心損傷防止対策等審査ガイドにおいて、水素の発生に関する主要解析条件として、①炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする、②原子炉圧力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮することとされている。

そして、債務者は、炉心熔融と原子炉圧力容器の破損に伴う格納容器内の水素濃度の時間的变化を、解析コードMAAPを用いて行ったところ、水素濃度の最大値は約12.8 vol %であり、判断基準値13.0 vol %を下回っているとする。

しかしながら、上記評価は、爆轟防止基準との差が僅か0.2%程度で安全裕度がほとんどなく、上記解析において、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生を考慮しておらず、この不確かさを考慮すると、13.0 vol %を超えることは明らかである。

この点について、債務者は、熔融炉心・コンクリート相互作用による

水素の発生を合わせた評価においては、ジルコニウム・水反応による水素濃度の評価方法と異なり、電気式水素燃焼装置（イグナイタ）及び静的触媒式水素再結合装置（PAR）が機能することを前提条件としており、それが機能しないという安全側の条件を付加すれば、水素濃度が13.0vol%を上回る可能性が高いものと考えられる。

(イ) 債務者による水素濃度の解析評価が甘いこと

また、債務者は、ジルコニウム以外の金属である鉄が酸化して水素を発生することを考慮しておらず、この点を考慮すると、格納容器で水素爆轟が生ずるおそれがあるというべきである。

(ロ) 電気式水素燃焼装置による対策に問題があること

さらに、債務者は、水素爆発防止対策の一つとして、電気ヒータに通電して水素を燃焼させる電気式水素燃焼装置を13基（予備1基）設置している。

しかしながら、電気式水素燃焼装置の使用は、労働安全衛生規則279条、280条に違反するというべきである。また、電気式水素燃焼装置の作動のためには交流電源が必要であり、全交流電源喪失時において十全に機能するかは疑問であるし、運転員による操作に過誤が起こる可能性もある。

イ 水蒸気爆発対策の不備について

(ア) 水蒸気爆発は、高温熔融物と接した液体の水が瞬時に蒸発する物理現象である。

格納容器の破壊を防ぐためには、その内部において水蒸気爆発が起きることのないように十分な対策がとられる必要があるが、債務者は、本件各原子炉施設において、水蒸気爆発が起こる可能性が極めて低いとして、その対策を不要とし、原子力規制委員会も、実験では自発的な水蒸気爆発が起こっていないため、重大事故時の水蒸気爆発の発生可能性を

考慮する必要がないとする。

- (イ) しかしながら、重大事故の際には、様々な状況が外部誘因となり、水蒸気爆発が発生する蓋然性が高い。例えば、①重大事故の際、100トンに及ぶ溶融物が水プールに落下した場合には、少量の水を溶融物と水プール底部や壁との間に囲い込んだり、水を含む固形物を囲い込んだりする可能性があり、これらの場合、囲い込まれた水が急蒸発して、水蒸気泡が急膨張することにより、水蒸気爆発の誘因（トリガー）となる可能性がある。また、②外部から流入する水流の発生や、水温の急変や水素爆発による圧力パルスなども水蒸気爆発の誘因となり得る。さらに、③重大事故時の水素爆発対策として、電気式水素燃焼装置により人為的に水素の燃焼を行うという方法がとられているが、これは、いわば小規模の水素爆発を起こすということであり、これが外部的な誘因となる可能性も十分に考えられる。

また、債務者は、高温の溶融物を水プールに落下させて水蒸気爆発の発生を調査するための複数の実験装置のうち、韓国原子力研究所のTRO I装置の実験データについてのみ言及せず、原子力規制委員会も、この実験データを評価しないとしているが、実験の規模や実施時期からすれば、上記TRO I装置の実験結果を評価すべきである。この点について、KROTOS及びTRO Iの実験は、いずれも原子力発電所における水蒸気爆発の検証の対策のために行われた実験であり、そのような実験において、12回中8回も水蒸気爆発が生じたことを軽視すべきではない。そして、炉心溶融に至っているような状況下においては、膜沸騰状態を不安定化させる様々な外部トリガー（外乱）が考えられるのであり、このことは、経済開発協力機構（OECD）のSERENAプロジェクトにおいても報告されているのであって、債務者は、何ら具体的な根拠を示すことなく、実機において外乱が生じないと主張するものにす

ぎない。

さらに、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）の水蒸気爆発に係る報告書（甲A355）に基づくJASMINEコードを用いた水蒸気爆発の評価においては、重大事故の際に原子炉圧力容器外において水蒸気爆発が発生する可能性を否定していない。そして、諸外国においては、重大事故時の水蒸気爆発の危険性について深刻に認識されており、柏崎刈羽原子力発電所の適合性審査においては、水蒸気爆発を回避するための措置も検討されている。

- (ウ) また、重大事故等の状況によっては、配管の破損に伴い飛散、落下した配管保温材が流路を閉塞するなどして、計画どおりに原子炉キャビティに水を張ることができない可能性もある。

ウ 可搬型設備による人的対応の限界について

本件各原子炉施設においては、重大事故対策として、①溶融炉心冷却のための可搬型ポンプ及び移動式大容量ポンプ車、②電源対策としての電源車及び空冷式ガスタービン発電車、③放射性物質拡散抑制のための放水車という可搬型設備が採用されている。

しかしながら、可搬型設備による人的対応は、以下のとおり、事故発生時においては不確定要素が多く、十分に機能するとは期待できないのであり、可搬型設備について対応の柔軟性や耐震性についてのメリットが大きいとしても、その人的対応の不確実性が解消されない限り、重大事故に十分対応できない可能性が払拭されないというべきである。

(ア) 可搬型設備の欠点

可搬型設備を利用するには、移動作業を要するのであり、移動のためには人手、道路、安全な作業環境がそろっている必要があり、時間もかかる。他方で、常設設備は、少ない対応要員により設備を動作させることができ、事故が生じた後であっても短時間で投入することが可能であ

るから、事故による事象の進展が早い場合には、可搬型設備よりも優れている。

(イ) 人的対応の不確実性

また、生身の人間が可搬型設備を操作して重大事故対応を迫られることの過酷さや不確実性、時間がかかることを考慮すると、可搬型設備に頼った新規制基準が不合理であることは明らかである。

なお、欧州電力事業者要求仕様（EUR）は、重大事故時に人的対応に頼ることの危険性に鑑み、①炉心損傷保護のための対応として、起回事象の発生から6時間は人的対応に依存してはならず、②格納容器保護のための対応として、12時間（目標24時間）は人的対応に依存してはならないとの基準を定めており、このことからしても、本件各原子炉施設における重大事故対策が、人的対応に大きく依存した不合理なものであることは明らかである。

エ・使用済燃料ピットの危険性について

(ア) 福島第一原発事故で明らかになった使用済燃料貯蔵施設の危険性

福島第一原発事故により、使用済燃料貯蔵施設においても、冷却水が失われれば冠水状態が保てなくなり、その場合の危険性は、原子炉格納容器内と違いがなく、むしろ、使用済燃料が、原子炉内の核燃料よりも核分裂生成物をはるかに多く含むから、被害の大きさのみを比較すると、使用済燃料貯蔵施設の方が危険であることが明らかになったといえることができる。

(イ) 使用済燃料ピットについての重大事故対策の不十分性

a. 堅固な施設による囲い込みが存在しないこと

使用済燃料ピットは、原子炉と異なり、原子炉格納容器の外部にあり、原子炉の建屋にしか守られておらず、これを堅固な施設により囲い込む対策が講じられていない。債務者は、使用済燃料ピットが冠水

状態にあることを前提として主張するにすぎず、失当である。

- b 使用済燃料貯蔵施設の冷却設備の耐震重要度分類がBクラスであること

前記(1) (債権者らの主張) ア(イ) d (b)記載のとおり、新規制基準においては、使用済燃料貯蔵施設の冷却設備の耐震重要度分類は、Bクラスにとどめられており (設置許可基準規則解釈別記2第4条2項2号④)、本件各原子炉施設の使用済燃料ピットの冷却設備も、原子力規制委員会においてSクラスとして審査されておらず、基準地震動に対する耐震安全性が確認されていないから、対策として不十分であるというべきである。

- c 使用済燃料貯蔵施設の計測装置の耐震重要度分類がCクラスであること

前記(1) (債権者らの主張) ア(イ) d (b)記載のとおり、新規制基準においては、使用済燃料貯蔵施設の計測装置の耐震重要度分類は、Cクラスにとどめられており (設置許可基準規則解釈別記2第4条2項3号)、地震に対して一般産業施設又は公共施設と同等の安全性しか要求されておらず、本件各原子炉施設の使用済燃料ピットの計装装置は、原子力規制委員会においてSクラスとして審査されておらず、基準地震動に対する耐震安全性が確認されていないから、対策として不十分であるというべきである。

- d 稠密化された使用済燃料貯蔵施設は危険性を内包すること

「憂慮する科学者同盟」のエドウィン・ライマンは、稠密な形で使用済燃料を入れることの危険性を指摘し、乾式貯蔵の導入により使用済燃料の密度を下げることを提言している。また、日本原子力学会は、福島第一原発事故においても乾式貯蔵設備の健全性が保たれたことなどから、空冷の中間貯蔵設備の導入を提言している。そして、本件各