

(c) 安全設計評価について、設置許可基準規則及び同解釈は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」が発生した際に設計基準対象施設が有効に機能して事態が収束されることを要求し、具体的には、新規制基準施行前に用いられていた安全評価審査指針に基づいて解析を行い、同指針に定める判断基準を満たすことを要求している（設置許可基準規則13条1項及び同解釈13条1項）。そして、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について、安全評価審査指針における「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」をそれぞれ読み替えて評価を行うものとしている。

c. 相手方は、設置許可基準規則解釈13条1項は、「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故」に対する解析及び評価を安全評価審査指針等に基づいて実施することとし、単一故障を想定した評価をしているから、不合理であると主張する。

しかし、地震、津波等の外部事象に起因する共通要因故障については、その原因となり得る外部事象によって安全機能を喪失することがないように設計することにより、安全機能の喪失が防止される。単一故障の仮定とは、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た上で、さらに、自然現象以外の事象に起因する設備の「異常事態」（安全設計審査指針における「運転時の異常な過渡変化」又は「事故」）を想定し、この「異常事態」に加えて、「異常事態」に対処するために必要な系統、機器の単一故障（偶発的な機器の故障、破損等のいわゆる「内部事象」による安全機能の喪失）を仮定して解析を行うことを意味する。

そうであるから、設置許可基準規則13条1項及び同解釈並びに安全評価審査指針は、共通要因故障による設備の安全機能の喪失防止に加えて、さらに単一故障の仮定により、設備の安全性の確保を意図するものであり、不合理なものとはいえない。

なお、仮に、設計上の想定を上回る地震、津波等の外部事象によって共通要因故障に至る危険性があるのであれば、それは、当該外部事象に係る設計上の想定（地震であれば基準地震動、津波であれば基準津波等）が不十分であることに他ならな

いのであるから、設計上の想定を見直して検討すべきであり、上記判断を左右しない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(ウ) 基準地震動の策定について

前記のとおり、本件各原子力発電所の「基準地震動策定」に関する新規制基準適合性について、新規制基準の策定内容を含めて、不合理な点がないことが、相当の根拠及び資料に基づいて疎明されているから、基準地震動の策定が不合理であるとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(4) 重大事故等対策について

ア 新規制基準（乙7.5，乙7.6，乙12.8，乙27.3の1）

(ア) 重大事故等対策の規制の経緯

新規制基準策定以前は、原子炉等規制法及び原子力安全委員会指針等においては、設計基準事故が生じた場合、「炉心は著しい損傷に至ること無く、かつ、十分な冷却が可能であること」のみが要求されていた。

新規制基準においては、福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、上記に加えて設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合、さらに炉心の著しい損傷が発生した場合も想定した対策を求めることとした。

(イ) 重大事故の定義

重大事故とは、発電用原子炉の炉心の著しい損傷又は核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体若しくは使用済燃料の著しい損傷を指し（原子炉等規制法4.3条の3の6第1項3号，実用炉規則4条），その重大事故に至るおそれのある事故（ただし，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）と併せて重大事故等という定められている（設置許可基準規則2条2項11号）。

設置許可基準規則は、第3章（重大事故等対処施設。同規則3.7条～6.2条）において、重大事故等対策の内容について規定し、深層防護の観点から、次のと

おり定めている。

(ウ) 重大事故等対処施設に関する要求事項（設置許可基準規則 38 条～42 条）

設置許可基準規則は、重大事故等対処施設に対して、一般的に要求すべき事項として、外部事象等への頑健性の観点から、自然的条件（地震、津波等）、内部火災及び社会的条件（故意による大型航空機の衝突等）によって重大事故等対処施設の機能が損なわれるおそれがないことを要求している（同規則 38 条～42 条）。

同規則 38 条は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、建物等の支持機能に重大な影響が生じることにより重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれることがないように、当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤に設けることなどを要求している。

同規則 39 条は、基準地震動による地震力により、必要な機能が損なわれるおそれがないことなどを要求している。

同規則 40 条は、基準津波により、必要な機能が損なわれるおそれがないことを要求している。

同規則 41 条は、施設に発生した火災により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれがないことを要求している。

同規則 42 条は、特定重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設とは、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をいう〔同規則 2 条 2 項 1 2 号〕。）について、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突等に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことなどを要求している。

(エ) 重大事故等対処設備に関する要求事項（設置許可基準規則 4 3 条～6 2 条）

設置許可基準規則は、重大事故等対処設備について、共通する一般的要求事項を定める（同規則 4 3 条）とともに、個別の設備との関係で、考慮すべき重大事故等を踏まえて必要な個別の要求事項を定めている（同規則 4 4 条～6 2 条）。

a 一般的要求事項（設置許可基準規則 4 3 条）

設置許可基準規則 4 3 条は、重大事故等対処設備の基本設計ないし基本的設計方針に係る一般的要求事項として、可搬型重大事故等対処設備（可搬型重大事故等対処設備とは、重大事故等対処設備のうち可搬型のものをいう〔同規則 4 3 条 2 項〕）及び常設重大事故等対処設備（常設重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備のうち常設のものをいい、可搬型重大事故等対処設備と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む〔同規則 4 3 条 2 項〕）について、それぞれの役割を踏まえた機能等を要求している。

b 個別的な要求事項（設置許可基準規則 4 4 条～6 2 条）

発電用原子炉施設の基本的な安全機能は、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の 3 つである。

設置許可基準規則においては、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に安全機能を有する系統の各基本的な安全機能が維持されることを求めている。

そして、深層防護の考え方から、重大事故等対策として、想定外の事象を排除するため、理由を問わず、設計基準事故等に対処するための設備が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷の防止、原子炉格納容器の破損防止等及び放射性物質の拡散の抑制のための対策を要求している。

(a) 炉心の著しい損傷等を防止するための対策（設置許可基準規則 4 4 条～4

9条1項)

「止める」機能について、核反応を止める制御棒等（設置許可基準規則25条）については、重要度の特に高い安全機能を有するものとして、合理的に達成しうる最高度の信頼性を確保すること（同規則12条、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）を要求している。それでもなお、制御棒が動かず緊急停止に失敗した場合を想定し、同規則44条は、緊急停止失敗時に炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を未臨界にするための設備を求めている。

「冷やす」機能について、事故時に炉心を冷却する非常用炉心冷却設備である高圧炉心スプレイポンプ等（同規則19条）も合理的に達成しうる最高度の信頼性を確保することを要求している。そして、非常用炉心冷却設備が作動せず炉心の冷却に失敗した場合を想定し、次のとおり定めている。

同規則45条は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合であっても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するための設備を求めている。

同規則46条は、原子炉冷却圧力バウンダリが高圧の状態設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合であっても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を求めている。

同規則47条は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合であっても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するための設備を求めている。

このように、同規則45条から47条は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の安全機能が喪失した場合であっても、原子炉冷却材圧力バウンダリを高圧の状態から低圧状態にするなどして、発電用原子炉を冷却するため、各設備

を要求している。

「閉じ込める」機能について、格納容器には「閉じ込める」機能を担保するための格納容器スプレイ（格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備）等（同規則 3 2 条）の機器が設置されているが、そのような機器についても、合理的に達成しうる最高度の信頼性を確保すること（同規則 1 2 条，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）を要求している。そして、格納容器スプレイ等が機能しなかった場合を想定し、同規則 4 9 条 1 項は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合であっても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備を求めている。

なお、同規則 4 8 条は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンク（発電用原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。）へ熱を輸送する機能が喪失した場合であっても、炉心に熱が蓄積することを防ぐことで炉心の著しい損傷を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備を求めている。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した上で要求する原子炉格納容器等の破損防止に必要な対策（設置許可基準規則 4 6 条，4 7 条及び 4 9 条 2 項～5 3 条）

設置許可基準規則は、炉心の著しい損傷を防止するための設備を設けることを要求しているが、それでも炉心の著しい損傷が発生した場合を想定し、「閉じ込める」機能の観点から、原子炉格納容器等の破損及び放射性物質の異常な水準での放出を防止する対策を、同規則 4 6 条，4 7 条及び 4 9 条 2 項から同規則 5 3 条において要求している。

(c) 使用済燃料ピットの冷却等のための対策（設置許可基準規則 5 4 条）

設置許可基準規則 5 4 条は、使用済燃料ピットの冷却等のための設備を求めて

いる。

使用済燃料ピットには、使用済燃料が保管されており、一定の水位を保ちながら冷却を継続している。使用済燃料は炉内の燃料と比較すると発熱量が小さく、使用済燃料ピットへの補給水系の機能が失われた場合においても損傷が生じるような事態に至るには長時間を要する。かかる施設の特徴を踏まえ、同規則54条1項は、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合を想定し、代替注水設備として可搬型代替注水設備を配備するなど、貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための設備を求めている（同規則の解釈54条）。さらに、同規則54条2項は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において、スプレー設備として可搬型スプレー設備を配備することなど、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するための設備を求めている（同規則の解釈同条）。

(d) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に係る対策（設置許可基準規則55条）

設置許可基準規則は、重大事故等対策として、炉心の著しい損傷の防止、原子炉格納容器の破損の防止、及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の防止のための設備を求めている。そして、あえて、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合をも想定し、その場合、周辺環境への放射性物質の異常な水準の放出防止の観点から、同規則55条は放射性物質の拡散形態を適切に考慮し、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を求めている。

(e) その他の要求事項

重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷等を防止するためには、

水の供給と電源の確保が重要となることから、同規則56条は、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための設備等を求めており、同規則57条において必要な電力を確保するための電源設備を求めている。

さらに、重大事故等に対処するためには、原子炉等の状況を把握し、収集した情報を基に、事故の進展に応じた対処をする必要がある。そこで、情報収集及び対処のために必要な設備として、計装設備（同規則58条）、原子炉制御室（同規則59条）、監視測定設備（同規則60条）、緊急時対策所（同規則61条）及び通信連絡を行うために必要な設備（同規則62条）を求めている。

#### （オ） 重大事故等対策の有効性評価

重大事故等対策の有効性に係る評価は、設置（変更）許可申請者に対して、重大事故等を想定して解析評価を行い、重大事故等対策が有効であるかどうかを確認することを求めるものである（設置許可基準規則37条）。具体的には、設置（変更）許可申請者は、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の必要な措置について、その有効性があることを確認し（同条第1項の解釈）、さらに、重大事故が発生した場合においても、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の必要な措置について、その有効性があることを確認するものである（同条第2項の解釈）。

#### （カ） 炉心損傷防止対策における有効性評価の手法

##### a 事故シーケンスグループの選定方法

設置許可基準規則37条1項の解釈では、炉心の著しい損傷の防止対策について、事故シーケンスグループごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。事故シーケンスとは、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故のシナリオを、起因事象、安全設備や緩和操作の成功・失敗、物理現象の発生の有無などの組み合わせとして表したものである。さらに、これを樹形状の論



理構造図にしたものをイベントツリーという。また、系統・機器等の機能喪失について、その発生の原因をたどって樹形状に展開した図式をフォールトツリーという。

そして、著しい炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態、対策の共通点に着目して類型化したものが事故シーケンスグループである。

同規則 37 条 1 項の解釈では、これまでの研究の成果等を踏まえ、有意な炉心損傷頻度をもたらす様々な事故シーケンスを概ね網羅すると考えられる事故シーケンスグループを「必ず想定する事故シーケンスグループ」として定めている。本件各原子力発電所のような加圧水型原子炉（PWR）では、2次冷却系からの除熱機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉格納容器の除熱機能喪失、原子炉停止機能喪失、ECCS注水機能喪失、ECCS再循環機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）を「必ず想定する事故シーケンスグループ」としている。

その上で、プラント毎の設計等の違いもあることから、個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA、原子炉で想定される事故を対象に、事故を収束するために必要な安全設備が運転に失敗する可能性を確率を用いて評価し、原子炉の炉心損傷頻度等を評価する手法をいう。なお、設置許可基準規則 37 条の解釈では内部事象だけでなく、地震等の外部事象に係る PRA のうち、適用可能なものは評価することを求めている。）及び外部事象に関する適用可能な PRA 又はそれに代わる方法で評価を実施し、その結果、「必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれないものの、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、「想定する事故シーケンスグループ」に追加することを求めている。

#### b 重要事故シーケンスの選定と有効性評価の方法

想定する事故シーケンスグループごとに、同時に機能喪失する設備の数、余裕時間の長短、炉心損傷防止に必要な設備容量の程度、当該事故シーケンスグループ内の特徴を代表しているかどうかを着眼点として、重要事故シーケンスを選定する（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、別紙「規則・告示・内規一覧表」(23)、以下「有効性評価ガイド」という。）。

その上で、重大事故等対策として要求される設備等により、当該重要事故シーケンスに対して炉心の著しい損傷を防ぐことができるかについて、計算シミュレーションなどにより評価の要件を概ね満足すること、必要な要員及び燃料等について計画が十分なものであることなどを確認する有効性評価を行う。

(キ) 格納容器破損防止対策における有効性評価の手法

a 格納容器破損モードの選定

設置許可基準規則 37 条 2 項の解釈では、格納容器破損防止対策について、格納容器破損モードごとにその有効性があることを確認することを要求している。

格納容器破損モードとは、著しい炉心損傷後等に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に至る可能性のある事象を、格納容器への負荷の種類に着目して類型化したものであり、有効性評価の前提として、格納容器破損モードを網羅的に抽出する必要がある。そして、同規則 37 条 2 項の解釈では、これまでの研究の成果を踏まえ、典型的な格納容器破損モードとして「必ず想定する格納容器破損モード」を定めている。そして、原子力発電所毎の設計等の違いもあることから、各個別原子力発電所の特性に基づく格納容器破損モードを選定するため、個別原子力発電所の内部事象に関する P R A 及び外部事象に関する適用可能な P R A 又はそれに代わる方法で評価を実施し、その結果、「必ず想定する格納容器破損モード」に含まれないものの、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、「想定する格納容器破損モード」に

追加することを求めている。

#### b 評価事故シーケンスの選定と有効性評価の方法

想定する格納容器破損モードごとに、PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、格納容器に対する負荷などの観点から厳しい事故シーケンスを、評価事故シーケンスとして選定する。

その上で、重大事故等対策として要求される設備等により、当該評価事故シーケンスに対して格納容器の破損を防ぐことができるかについて、計算シミュレーションなどにより評価項目を概ね満足すること、必要な要員及び燃料等について計画が十分なものであることなどを確認する有効性評価を行う。

#### (ク) 事故シーケンスグループが重畳する場合の検討

「必ず想定する事故シーケンスグループ」は、事故等の発生後、設計基準事故対処設備が多重故障を起こすような重大事故に至るおそれのある事故であることから、発生頻度は低いと考えられる。

そのため、2つの「必ず想定する事故シーケンスグループ」が重畳する場合とは、それらの発生頻度を掛け合わせた極めて低い頻度になると想定されることから、そのような重畳までを「必ず想定する事故シーケンスグループ」には含めていない。

なお、前記のとおり、個別原子力発電所の評価により有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが「必ず想定する事故シーケンスグループ」以外に抽出された場合には、それも「想定する事故シーケンスグループ」として追加することが求められている（設置許可基準規則37条解釈1-1(b)②）。

また、事故シーケンスグループ毎に炉心の著しい損傷の防止対策を定めることから、仮に重畳したとしても、それぞれの防止対策を柔軟に活用することができる。

#### (ケ) 確率論的リスク評価を採用する理由

事故シーケンスグループの抽出の際に、PRAを採用するのは、起因事象、安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態に着目して類型化した事故シーケンスグループを網羅的かつ体系的に検討できるからである。

すなわち、PRAでは原子力発電所の設計情報と運転情報を基に、起因事象を適切に洗い出すとともに、起因事象毎に安全停止状態に移行させるために必要な設備や操作を明確にした上でイベントツリーを作成することで、起因事象と安全機能の喪失の組合せを網羅的かつ体系的に検討することができる。

#### （コ） 重大事故等対策における可搬型設備の扱いについて

重大事故等対策においては、常設設備を設置する場合には設計する際に必ず設計上の想定を定めなければならないところ、設計上の想定を超えた場合の効果が限定される可能性があるため、常設設備による対策に依存しすぎると想定を超えた事象に対処することが困難になる可能性がある。

他方、可搬型設備の場合は、例えば想定していた配管が使えなくなった場合でも、他の配管への接続を試みることができるなど柔軟性があり、接続に要する時間は接続手法の改善で短縮が見込める上、作業環境も接続場所の分散などによって選択肢を広げる等の対策が可能となるし、可搬型設備は、常設設備に比べると、経験則的に耐震上優れた特性が認められる。なお、審査において、設置（変更）許可申請者に、配備しようとする可搬型設備につき、加振試験などによる耐震評価を行うことが要求される。

以上によれば、重大事故等対策では、可搬型設備による対策が、その基本的な内容となるものといえる。

#### （サ） 重大事故等対策における可搬型設備の配備要求の範囲

設置許可基準規則の解釈では、時間的余裕、設備の大きさなどを考慮し、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（45条の解釈）、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設備（46条の解釈）、原子炉冷

却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（４７条の解釈）、車載代替の最終ヒートシンクシステム（４８条の解釈）、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（５４条の解釈）、電源設備（５７条の解釈）につき、可搬型設備を要求している。

なお、設置許可基準規則は、設置（変更）許可申請者においてより良い対策が立案されることを促すため、性能要求として規定されており、可搬型設備及び常設設備のいずれにおいても、その解釈で例に挙げられている手段と同等以上で十分な機能を確保できる方策であれば足りるものとされている。

（シ）重大事故等対策については、設置許可基準規則において、可搬型設備だけではなく、可搬型設備と常設設備を適切に組み合わせることで対策を実施することが要求されている。例えば、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、「可搬型重大事故防止設備」とは別に、「炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため」に「常設重大事故防止設備を設置すること」（設置許可基準規則解釈４７条１項(1) a) 及び b)) や、重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するための設備として、「可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）」とは別に「常設代替電源設備として交流電源設備」を設けること（設置許可基準規則解釈５７条１項 a)) とされるなど、可搬型設備と常設設備を適切に組み合わせることを要求することで、重大事故等対策の信頼性をさらに高めることを意図している。

#### イ 相手方らの主張

##### （ア）具体的起因事象の想定について

新規制基準の重大事故等対策は、炉心の著しい損傷等の具体的起因事象を想定して事故シーケンスを検討することまで求めておらず、現実の事故対策と乖離しているから、実効性を欠き不合理である。

##### （イ）重大事故等対処施設の耐震性について

重大事故等対処施設は、設計基準事故を超える事故の場合に稼働する役割を担

った施設であるから、基準地震動を超える地震動にも耐えることが基準として要求されるべきであるのに、新規制基準では基準地震動による地震力に対して機能が損なわれなければよいとされており、不合理である。

(ウ) 設置許可基準規則 55 条について

設置許可基準規則 55 条は、(工場等外への放射線物質の拡散を抑制するための設備)として「発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射線物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。」と規定するが、このような工場等外への放射線物質の拡散を抑制するための設備に係る対策は実効的でなく、不合理である。

(エ) 設置許可基準規則解釈 37 条 1 項について

設置許可基準規則解釈 37 条 1 項は、これまでの研究成果を踏まえ、有意な炉心損傷頻度をもたらす様々な事故シーケンスグループを概ね網羅すると考えられる事故シーケンスを「必ず想定する事故シーケンスグループ」として定めているが、このようなシーケンスグループを見出し得る研究成果はなく不合理であるし、IAEA 安全基準「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」(No. NS-G-2.15) (甲 299) が、可能性のある起因事象に基づいて起こり得ると考えられる全ての事象等を扱うべきと定めていることに照らし、「概ね網羅する」というのも不合理である。確率論的リスク評価 (PRA) の使用や事故シーケンスグループを重畳させないこと等において、恣意的な適用がなされており、不合理である。

(オ) 可搬型設備について

新規制基準における可搬型設備による人的対応は、重大事故等発生後の緊急事態の下においては有効に機能しないことが明白であり、重大な欠陥がある。

ウ 相手方らの主張に対する検討

(ア) 具体的起因事象の想定について

前記のとおり，設置許可基準規則解釈37条1項は，これまでの研究の成果等を踏まえ，有意な炉心損傷頻度をもたらす様々な事故シーケンスを概ね網羅すると考えられる事故シーケンスグループを「必ず想定する事故シーケンスグループ」として定めた上，各原子力発電所毎の設計等の違いもあることから，「必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれないものの，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には，「想定する事故シーケンスグループ」に追加することを求めている。

このように，新規制基準は，各原子力発電所の設計等をもとに具体的な起因事象により炉心の著しい損傷に至る過程からなる事故シーケンスを適切に洗い出し，事故シーケンスグループを抽出することを求めている。

したがって，相手方らの主張を採用することができない。

(イ) 重大事故等対処施設の耐震性について

a 前記のとおり，新規制基準は，基準地震動について，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，敷地及び敷地周辺の地質・地質構造，地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定することを求め，基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては，適切な手法を用いて考慮することを求め，基準津波について，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，波源海域から敷地周辺までの海底地形，地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを求め，耐津波設計上の十分な裕度を含めるため，基準津波の策定の過程に伴う不確かさを十分踏まえた上で，これを適切な手法を用いて考慮することを求めている。そして，原子力発電所における基準地震動及び基準津波の策定が適切であるか否かは，原子力規制委員会における新規制基準への適合性審査において，当該原子力発電所の地域性等を踏まえて個別に判断される。

このように，新規制基準は，基準地震動及び基準津波を，不確かさを適切に考慮

し、保守的に策定することを求めている。本件各原子力発電所の基準地震動及び基準津波も、このような基準に照らして、原子力規制委員会によって厳格に審査され、基準への適合性が確認されたのであり、十分な保守性を有している。

以上によれば、基準地震動及び基準津波を超える地震動及び津波が到来し、これによって重大事故等対策に係る重大事故等対処施設が機能喪失する事態に陥ることは、まず考えられないのであり、重大事故等対処施設について、地震及び津波に対する安全性を確認するための基準を基準地震動及び基準津波とする新規制基準の定めには不合理な点があるとはいえない。

b 以上に加えて、前記のとおり、新規制基準における重大事故等対策は、経験則的に耐震上優れた特性が認められる可搬型設備による対策を基本とし、これに常設設備をも組み合わせることで多様性を持たせ、さらに信頼性を向上させている上、重大事故防止設備は、地震等の共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能等と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性を考慮し、適切な措置を講じることが求められ、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波等の条件を考慮した上で、常設重大事故等対処設備とは異なる保管場所に保管することが求められている。そして、新規制基準は、「『特定重大事故等対処施設』に『基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないもの』を適用する場合、基準地震動に対する設計上の許容限界は設計基準と同じものを適用する（例えば、基準地震動に対して設計基準上の許容値を適用する。）が、設計基準における措置とは性質の異なる対策（多様性）を講じること等により、基準地震動を一定程度超える地震動に対して頑健性を高めること。例えば、設計基準事故対処設備は剛構造であるの対し、特定重大事故等対処施設に属する設備については、免震又は制震構造を有することをいう。」と定めている（同規則解釈39条4項）。以上のとおり、新規制基準における重大事故等対策は、基準地震動を超える地震等に対する配慮をしているものと認められる。

以上によれば、新規制基準の重大事故等対処施設の耐震性に関する規定内容に



不合理な点があるとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(ウ) 設置許可基準規則 55 条について

a 前記のとおり、設置許可基準規則 55 条は、「発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射線物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。」と規定する。また、同規則解釈 55 条 1 項は、同規則 55 条に規定する「工場等外への放射線物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいうとした上、次のとおり掲記している。

(a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること

(b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること

(c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと

(d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること

(e) 海洋への放射線物質の拡散を抑制する設備を整備すること

b 設置許可基準規則は、「第二章 設計基準対象施設」において、地震、津波その他の自然的立地条件に係る安全確保対策、及び多重防護（深層防護）の考え方を取り入れた事故防止に係る安全確保対策を定めており、この対策が要求する「安全上重要な設備」は、基準地震動、基準津波等に対する安全性を有し、多重性又は多様性及び独立性を有するなど、格段に高い信頼性を有している。そうであるから、設置許可基準規則の「第二章 設計基準対象施設」の対策が適切に講じられることにより、炉心の著しい損傷等に至ることは、まず想定しがたい。

c 新規制基準では、上記対策が奏功しないような万一の事態をあえて想定し、

このような場合においても、なお炉心の著しい損傷等に至ることを防止する対策（重大事故等対策）を求め、この対策が適切に講じられていることを確認するための基準として、設置許可基準規則の「第三章 重大事故等対処施設」にその定めが設けられており、同規則37条は、炉心の著しい損傷を防止する対策、原子炉格納容器の破損を防止する対策、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止する対策等を講じることを求めている。重大事故等対策で期待する重大事故等対処施設も、地震・津波に対する安全性を確保するなど、格段に高い信頼性が求められているから、これらの対策を適切に講じることにより、炉心の著しい損傷等を防止する確実性は更に高まるものといえる。

以上のとおり、設置許可基準規則は、炉心の著しい損傷等に至ることのないようにするため、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設による多層的な対策を講じることを求めており、このような対策により、炉心の著しい損傷等に至ることは、さらに想定しがたい。

d 設置許可基準規則55条の「炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合」とは、設計基準対象施設による対策が奏功せず、かつ重大事故等対処施設による炉心の著しい損傷等を防止する対策も奏功しないという、極めて想定が困難な場合に該当するから、新規制基準は、このような場合においても、放射線による周辺への影響を緩和するという観点から、なお、前記aのとおりの一定の対策を講じることを求めているものと解することができる。

以上によれば、設置許可基準規則55条の規定が不合理であるとはいえない。

e したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(エ) 設置許可基準規則37条1項解釈について

a 前記のとおり、設置許可基準規則37条1項解釈は、これまでの研究の成果等を踏まえ、有意な炉心損傷頻度をもたらす様々な事故シーケンスを概ね網羅すると考えられる事故シーケンスグループを「必ず想定する事故シーケンスグルー

プ」として定めた上、各原子力発電所毎の違いもあることから、「必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれないものの、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、「想定する事故シーケンスグループ」に追加することを求めている。そうすると、「必ず想定する事故シーケンスグループ」及び、これに追加する「想定する事故シーケンスグループ」によって、抽出される事故シーケンスグループの網羅性に欠けるものとはいえない。

b 確率論的リスク評価（PRA）は、原子力発電所のリスクに関わる評価を現実的な仮定の基に論理的かつ包括的に行うことができるなどの特徴を有している手法であるが、この手法により、炉心損傷に至る可能性のある起因事象を見落とすことなく網羅的に選定した上で、各起因事象に対して、炉心損傷に至る過程を網羅的に展開することにより、事故シーケンス及び事故シーケンスグループを体系的、網羅的に抽出することが可能とされている（乙354）。

原子力規制委員会は、抗告人が本件各原子力発電所の事故シーケンスの抽出に当たって用いた確率論的評価（PRA）の手法について、その評価手法及びその技術的根拠は日本原子力学会の実施基準に基づいていることを海外を含めたPRAの専門家により確認しており、標準的な手法に則って実施されているものと判断した。

c 「必ず想定する事故シーケンスグループ」の抽出・整理には、確率論的評価（PRA）の手法により網羅的に抽出された事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの知見が用いられている。

新規制基準の「必ず想定する事故シーケンスグループ」に対応する各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が、概ね $10^{-9}$ ～ $10^{-6}$ /炉年と極めて低い水準とされていることからすると（乙355）、「必ず想定する事故シーケンスグループ」が重畳する頻度が極めて低くなることは明らかであるから、「必ず想定する事故シーケンスグループ」を重畳させないことが不合理であるとはいえない。

d したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(オ) 可搬型設備について

前記のとおり、新規制基準においては、重大事故等対策について、可搬型設備だけではなく、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、想定される様々な事故シーケンスグループについての対策が要求されており、このような対策により、重大事故等対策の信頼性がさらに高められているといえるから、不合理な点があるとはいえない。

したがって、相手方の主張を採用することができない。

(5) 特定重大事故等対処施設等に関する猶予期間の経過措置について

ア 相手方の主張

新規制基準の経過措置は、特定重大事故等対処施設等の設置に猶予期間を設定しているが、原子力発電所が「災害の防止上支障がないもの」であるために必要な設備の設置を猶予するものであり、不十分な規定である。

イ 検討(乙131)

(ア) 特定重大事故等対処施設等は、それ以外の施設及び設備によって重大事故等対策に必要な機能を満たした上で、その信頼性を向上させるためのバックアップ対策として求められているものであるが、特定重大事故等対処施設等の設置については、原子炉等規制法の平成25年7月8日改正以前に設置許可を受けている発電用原子炉に対して、新規制基準に適合するための本体施設等に係る工事計画認可の日から起算して5年を経過するまでの間は適用が猶予されている(設置許可基準規則附則2条)。

しかし、特定重大事故等対処施設等は、前記のとおり、重大事故等対策や大規模な損壊が生じた場合の対応が全て備えられた上で、さらにその信頼性を向上させるための対策であるから、猶予されることによって必要な対策に欠けるとまではいえず、新規制基準の上記規定が不合理であるとはいえない。

(イ) したがって、相手方の主張を採用することができない。

(6) 外部電源安全確保対策について

## ア 相手方らの主張

外部電源の重要度分類はP S - 3, 耐震重要度分類はCクラスのままであり, これでは安全性が確保されない。外部電源喪失時の規定も具体的でない。膨大なコストがかかるという経済的な理由によって外部電源を耐震Sクラスに分類しないことは許されない。

## イ 検討

(ア) 発電用原子炉施設に必要とされる電源について (乙76, 乙273の1)

発電用原子炉施設内で必要とされる電源には, 交流電源と直流電源がある。また, 通常運転時に利用される常用電源と, 事故等の発生時に必要とされる非常用電源に区分される。

炉心を冷却するために水を供給する大型ポンプ等の機器を動作させるためには, 交流動力電源からの電力供給が必要である。通常運転時は, 常用交流動力電源として, 原子炉からの蒸気で駆動する発電機からの所内電力供給や敷地外の発電所等から電線路 (送電線のこと) を通って供給される外部電源系が利用される。事故等の発生時には, 非常用交流動力電源として非常用ディーゼル発電機を待機させ, 外部電源系が喪失した場合には, 非常用ディーゼル発電機から電力を供給する。

また, 各機器の制御や原子炉の各種パラメータを監視する計測制御用の機器等を動作させるためには, 直流の電力が主に必要となる。通常は外部電源系等から供給される交流電流を直流に整流して供給される。事故等の発生時には, 外部電源系が喪失し, 非常用ディーゼル発電機の機能も喪失した場合の非常用直流電源として, 蓄電池等が必要とされる。

(イ) 福島第一原子力発電所事故から得られた教訓 (乙273の1)

a 福島第一原子力発電所事故においては, 津波により所内の電気設備が水没,

被水したことにより機能喪失したため、外部電源系が機能していたとしても受電を継続することは困難であったと考えられるものの、外部電源の喪失が、その後の事故の進展防止を阻害する要因のひとつであり、地震後に外部電源を含む交流電源を利用することができた東北電力女川原子力発電所及び日本原子力発電東海第二発電所では、冷温停止に移行する等の緊急時対応を実施できたことを踏まえると、外部電源について複数の回線からの給電を確保するなどにより、1つのルートを失っても当該発電所が外部電源喪失にならないよう外部電源系の一層の信頼性を高めることが重要である（設置許可基準規則33条4項～6項）。

b 非常用交流電源設備については、津波により非常用ディーゼル発電機等の冷却系の一部である海水ポンプが機能喪失したため、非常用ディーゼル発電機自体が水没、被水していなかったとしても機能しなかった。

各種の安全設備に電力を供給する配電盤等の電気設備は、津波による被水等により機能を喪失しており、その代替機能を短時間で用意することができず復旧に時間を要した。

燃料供給、起動、制御に必要な直流電源、配電盤等の電気設備のいずれかが機能喪失しても使用できなくなるおそれがあるため、津波等による共通要因故障を防止する対策を強化することが重要である。

従来より非常用電源設備等に対して多重性又は多様性及び独立性が要求されていたが、更なる交流電源設備、所内電気設備の独立性等を強化することが重要である。また、非常用電源設備用の十分な燃料を確保することも重要である。

福島第一原子力発電所事故では、交流電源を長期にわたって復旧させることができず、これに備えるべき非常用直流電源の蓄電容量が十分に確保できなかったために冷却機能等を長時間維持することができなかったことを踏まえると、交流電源が使用できない状況下では直流電源を維持することが必要不可欠である。

(ウ) グレーディッドアプローチ及び福島第一原子力発電所事故の教訓を踏ま

えた発電用原子炉施設の電源に係る規制の考え方について（乙273の1）

我が国の原子力規制のみならず、国際原子力機関（IAEA）の安全基準や米国をはじめとする多くの国の原子力規制においては、原子力発電所全体としての安全性を確保する方法として、グレーディッドアプローチが採用されている。

グレーディッドアプローチとは、「規制体系あるいは安全系のような管理又は制御するシステムに対し、適用される管理又は制御上の手段や条件の厳格さが、管理又は制御の喪失の起こり易さと起こりうる影響、及び管理又は制御の喪失に係るレベルと、実行可能な範囲で釣り合っていること」、すなわち重要度に応じて要求の程度を変化させるアプローチをいい、これを外部電源の問題に適用すると、事故時の安全機能の確保に関して原子力発電所外部の電源に依存することをしないで、原子力発電所内に信頼できる非常用電源を確保する方法ないし設計思想をすることを意味するところ、このような方法ないし設計思想は、国際原子力機関（IAEA）が福島第一原子力発電所事故から得られた教訓を基に見直した国際原子力機関（IAEA）基準「原子力発電所の安全：設計」（乙246）においても見直されていない。

新規制基準における設置許可基準規則では、グレーディッドアプローチ及び福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、発電用原子炉施設の電源に係る主な規制は以下のとおり定められている。

a 設計基準対象施設に係る規制

(a) 設計基準対象施設の共通要因故障を防止すること（設置許可基準規則3条～9条）

非常用電源設備を含む設計基準対象施設は、津波等による共通要因故障によりその安全機能を喪失することがないように設計することを要求している。

具体的には、前記のとおり、設計基準対象施設を十分に支持できる地盤に設けること（設置許可基準規則3条）、地震による損傷の防止（同4条）、津波による損傷の防止（同5条）、想定される自然現象による外部からの衝撃による損傷の防

止（同6条）、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（同7条）、火災による損傷の防止（同8条）、溢水による損傷の防止等（同9条）を要求している。

(b) 発電用原子炉施設には、非常用電源設備を設けること（設置許可基準規則33条2項）。

非常用電源設備として、事故等の発生時には、炉心冷却のためのポンプ等へ電力の供給を行う交流動力電源の非常用ディーゼル発電機、計測制御用の機器等へ電力の供給を行う蓄電池等がある。

これに対し、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、長大な電線路全てについて高い信頼性を確保することは不可能である上、電力系統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管理することはできない。また、原子力発電所外の電線路等は同発電所の設備ではないことからみても、事故等の発生時において、外部電源系による電力供給を期待すべきではない。

(c) 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性または多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械等の単一故障が発生した場合であっても、事故等に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有すること（設置許可基準規則33条7項）。

十分な容量とは、必要とする電力を供給できる発電容量があること及び外部電源系が長期間復旧できないことに備え、発電所への燃料補給等の外部支援がなくとも、7日間連続で非常用ディーゼル発電機等を運転するのに必要な容量以上の燃料を敷地内に貯蔵できることである。

貯蔵する燃料を7日間分以上としたのは、福島第一原子力発電所事故において、免震重要棟のガスタービン発電機の燃料供給に3日程度を要したため、より保守的に、少なくとも7日間と設定したものである。

(d) 原子力発電所の設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回



線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系すること（設置許可基準規則33条4項）。

電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない（設置許可基準規則33条5項）。

設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の原子力発電所にある2つ以上の発電用原子炉施設を電力系統に連携する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない（設置許可基準規則33条6項）。

事故等の発生時には、信頼性の低い外部電源系には期待すべきではないものの、その信頼性の向上を図るため、原子力発電所内に接続する電線路を、少なくとも二回線は独立したものとし、一回線が機能を喪失したとしても、残りの回線で電力の供給ができるように要求している。

上記電線路は、単一の送電鉄塔の倒壊等により同時に機能を喪失しないよう、少なくとも一回線は、別の送電鉄塔に架線することにより、他の回線と物理的に分離して受電できるものとする、同一の変電所に接続するものでないこととしている。

原子力発電所内に複数号機の発電用原子炉が設置されているような場合には、三回線以上の電線路を発電所へ接続し、その各電線路から供給される電力が、各号機の発電用原子炉施設全てに接続できるように所内で接続し、そのうち二回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないように設計することを要求している。

b 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、原子炉を停

止し、炉心の冷却や原子炉格納容器の健全性を確保のための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池等の電源設備をもうけること（設置許可基準規則14条）。

非常用ディーゼル発電機が機能を喪失し、また外部電源系による給電もできない全交流動力電源喪失の場合、重大事故等に対処するための電源設備からの電力が供給されるまでの一定時間、電力を使用しない冷却方法（BWRでは原子炉隔離時冷却ポンプ、PWRではタービン動補助給水ポンプ。いずれも炉心等からの蒸気を駆動源とする。）で炉心を冷却できるよう、当該ポンプを制御するために必要な十分な容量の非常用直流電源を備えることを要求している。

（エ） 重大事故等対処施設に係る規制基準（乙273の1）

重大事故等対処施設に係る規制基準は、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ないよう、可能な限り多様性を考慮する（設置許可基準規則解釈43条第4項）とともに、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損等を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けることを要求している（設置許可基準規則57条）。

上記要求に対する解釈は、以下のとおりである（設置許可基準規則解釈57条）。

a 代替電源設備を設けること

- (a) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること
- (b) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること
- (c) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること

全交流動力電源喪失に至った場合、非常用ディーゼル発電機に代わって交流動力電源として機能するための代替電源設備として、常設型の空冷式非常用ディー

ゼル発電機や、可搬型の電源車、バッテリー等を用意することとしている。

これらの代替電源設備は、非常用ディーゼル発電機等の設計基準事故対処設備と、共通の要因によって同時に機能が喪失することがないように、独立性を有し、位置的分散を図るものとするとしている。

b 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷の切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。

その後必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり電気の供給を行うことが可能であること。

24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。

全交流動力電源、非常用直流電源設備等の機能が喪失し、また代替電源設備も機能が喪失した場合は、蒸気を動力源とするポンプにより炉心冷却を行う設計が要求されている。当該ポンプを制御し、その他必要な設備を作動させるための直流電源として、24時間にわたり電気の供給が可能な、常設蓄電池式直流電源設備及び可搬型直流電源設備を用意することが要求されている。

c 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。

発電用原子炉が複数号機設置されている発電所においては、ある号機の非常用電源、代替電源設備等が機能喪失し、電力が供給できなくなった場合に、その他の号機の非常用ディーゼル発電機などから電力が融通できるよう、あらかじめケーブル等を敷設しておくこと、手動でケーブルを接続し、電力供給できるようにしておくことが要求されている。

d 所内電気設備は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

各種の安全設備に電力を供給するための配電盤等を備えた所内電気設備について、代替所内電気設備を設けることなどにより、たとえば津波による水没等の共通の要因によって同時に機能が喪失することがないようにし、また、所内電気設備または代替所内電気設備のどちらかには、人がたどり着き操作等ができるようにすることとしている。

e 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない（設置許可基準規則45条）。

上記要求の解釈として、現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系（RCIC）等の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備することとしている。

全交流動力電源及び直流電源が全て喪失した場合においても、電気を動力源としないポンプを稼働させるための弁を人力で操作し、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、炉心の冷却ができることを要求している。

(オ) 外部電源系の安全重要度及び耐震重要度について（乙273の1）

a. 前記のとおり、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、長大な電線路等や経由する変電所全てについて高い信頼性を確保することは事実上不可能である上、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十分な管理をすることができない。また、原子力発電所外の電線路等の設備は、発電用原子炉施設の設備ではないことから、事故等の発生時は、外部電源系による電力供給には期待すべきではない。

b. そうであるから、外部電源系のうち、原子力発電所内にある開閉所等の設備

は、非常用ではない電源供給機能を有する安全施設であり、重要度分類審査指針において、PS-3（異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器）に分類され、外部電源系のうち、原子力発電所外にある電線路等は、重要度分類の対象外であるものと定められている。

なお、事故等の発生時には、非常用交流動力電源である非常用ディーゼル発電機から電力の供給を行う設計となっており、非常用ディーゼル発電機による電力供給機能は、MS-1に分類されている。

c また、上記同様に、耐震重要度分類の考え方に従えば、外部電源系のうち、原子力発電所内にある開閉所等の設備は非常用電源設備ではないため、Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設または公共施設と同等の安全性が要求される施設に該当し、Cクラスに分類され、外部電源系のうち、原子力発電所外にある電線路等は、耐震重要度分類の対象外であるものと定められている。

なお、事故発生時には、非常用電源設備として、非常用ディーゼル発電機から電力の供給を行う設計となっており、非常用ディーゼル発電機はSクラスに分類されている。

(カ) 本件各原子力発電所における電源設備（空冷式非常用発電装置、電源車等）対策（乙76、乙273の1）

a 本件各原子力発電所では、発電機が停止し、かつ外部電源を喪失した場合であっても、必要な設備を作動できるように非常用ディーゼル発電機が設置されているが、万一、この非常用ディーゼル発電機までその機能を喪失する事態（全交流動力電源喪失）に至った場合においても、なお必要な電力を供給できるように、代替の電源として、空冷式非常用発電装置、電源車、蓄電池、号機間電力融通恒設ケーブル等が備えられている。

これらの電源設備のうち、空冷式非常用発電装置及び電源車は、空冷式のディ

ーゼル発電機であり、本件各原子力発電所の各号機に2台ずつ（電源車はさらに各号機共用の予備として1台）、いずれも非常用ディーゼル発電機から離れた位置に分散して配置されている。

また、電源車は、空冷式非常用発電装置からも離れた位置に分散して配置されている。

各設備の配置位置の標高については、空冷式非常用発電装置はいずれも約3.2m、電源車は本件原子力発電所3号機用2台が約1.2mと約3.2m、本件原子力発電所4号機用2台が約2.2mと約3.2m、予備1台が約7mである。

b 全交流動力電源喪失に至った後、これらの代替電源による電力供給が開始されるまでの間に必要な電力を供給する設備として、蓄電池（安全防護系用）を本件各原子力発電所の各号機の原子炉制御建屋内（津波防護対策済み）に2組備えている。

また、前記のとおり、福島第一原子力発電所事故では、津波の浸水によって電源盤等の電気設備が機能喪失し、「安全上重要な施設・設備」が受電できなくなったことを踏まえ、本件各原子力発電所には、所内の電気設備が機能喪失した場合に備えて、恒設の代替所内電気設備が新たに設けられている。同設備は、原子炉補助建屋の上部（標高17.5m）に設置されている。

（キ） まとめ

以上によれば、新規制基準の定めた外部電源系の安全重要度及び耐震重要度等の安全確保対策は、グレーディッドアプローチ及び福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた適切な内容であり、不合理であるとはいえない。また、新規制基準を踏まえた抗告人の対応に不合理な点があるとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

（7） 残余のリスクについて

ア 相手方らの主張