

上記論文によれば、平成12年鳥取県西部地震に関して、観測記録を基にして地震動を算出した結果と実際の観測記録との間には大きな乖離がある。

e 震源となる断層の評価について

既に発生した地震は、現れた地表地震断層により震源断層の長さを推定することができるが、将来発生する地震については、当該断層面が過去に活動したときに生じた地表地震断層の長さから地震規模を推定するしか方法がなく、震源断層の長さが過小評価になりかねない。

f FO-A～FO-B～熊川断層の断層両端の把握について

FO-A～FO-B～熊川断層の断層両端の把握について、海域での活断層調査は困難であり、FO-B断層の端を捉えるのは容易ではない。また、上林川断層の東側端部を延長しなかった理由が明らかでないし、同断層の西側端部が把握できたとは考えられない。

g 亀高正男ほかの「京都府北部、上林川断層の横ずれインバージョン」（甲257の1）について

上記論文によると、上林川断層の北東端は本件各原子力発電所の敷地の南東約9kmのおおい町笹谷付近まで追跡できる。抗告人の上林川断層の北東端の確認は保守的であるとはいえない。

(エ) 応答スペクトルに基づく地震動評価について

a 耐専式について

内陸地殻内地震の観測値と耐専式による推定値を比較すると相当のばらつきがあり、若狭湾周辺地域におけるQ値（減衰定数）の評価を踏まえ、サイト特性に特異な構造を認めなかったとしても、ばらつきの原因を全て把握していないのであれば、耐専式の適用に問題がある。

b 松田式について

(a) 「応答スペクトルに基づく地震動評価」の際に、耐専式による評価で必要

となる地震の規模（マグニチュード）を算定するために用いる松田式は、わずか1.4地震のデータを回帰分析して得られた平均値に過ぎず、そのデータもマグニチュード1前後（約3.2倍）の範囲でばらついているため、全くの参考値に過ぎない。これをもとに耐震設計をすることは許されない。

(b) 抗告人の検証結果によっても、松田式から大きく乖離したデータが存在しており、地震ガイドの「経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある」との定めに違反している。

(c) 地震調査研究推進本部の地震調査委員会は、「地表に見えている断層の長さは、複数回の地震による痕跡がつながってできたものである可能性もあれば、地中の震源断層の一部が現れている可能性もあり、断層の長さから求められる地震の規模の推定値には大きな不確実性が含まれると考えられる」から、「松田式を用いて地震規模を設定する際には、・・・不確実性を考慮することが望ましい」と述べていることからすると、松田式から得られた値をそのまま用いることは、地震調査委員会の考え方を否定するものである。

(オ) 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価について

a 入倉・三宅式

入倉・三宅式は、入倉孝次郎及び三宅弘恵が「シナリオ地震の強震動予測」（乙158）で提唱した断層面積（ S ）と地震モーメント（ M_0 ）との関係式（以下「入倉・三宅式」という。）である。

抗告人は、断層面積から地震モーメントを求める際に入倉・三宅式を用いているが、入倉・三宅式は、震源断層面の位置形状を十分に把握した上で定式化されているものではない。

入倉・三宅式は、武村雅之の「日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響及び地震被害との関連—」（乙161）の提唱する関係式（以下「武村式」という。）に比べて地震モーメントの過小評価をもたらすことは明らか

であるから、武村式を用いて基準地震動を策定すべきである。

b 応答スペクトルに基づく地震動評価結果との比較

本件各原子力発電所の応答スペクトルに基づく地震動評価結果に比べて、断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価結果の加速度が小さいのは、断層モデルを用いた手法自体に根本的な欠陥があるか、用いられているパラメータが恣意的であることを示している。

c アスペリティの応力降下量の設定

抗告人は、アスペリティの応力降下量の設定について、FO-A～FO-B～熊川断層による地震に係る評価において3.1MPaの一定値に固定し、不当に小さく評価している。

地震調査研究推進本部地震調査委員会は「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（『レシピ』）」（乙20）を平成28年6月に改訂したが、同改訂により、「静的応力降下量を3.1MPaとする取扱いは、暫定的に、断層幅と平均すべり量とが飽和する目安となる $M_0 = 1.8 \times 10^{20}$ (N・m) を上回る断層の地震を対象とする。」こととされ、これに該当しないのに上記取扱いをしている抗告人の評価の不当性が明らかとなった。

3.1MPaの値を用いない場合には、断層全体の平均応力降下量は3.1MPaから4.2MPaに、アスペリティの応力降下量は14.1MPaから19.0MPaになり、最終的な地震動は、約1.5倍に、改訂レシピに従って地震規模を松田式で評価した場合は約1.9倍になると推定されている（甲268）。

d 統計的グリーン関数法

統計的グリーン関数法に基づく減衰式は、多数の地震の伝播過程の平均像でしかなく不確かさがあるのに、これが考慮されていない。

e 標準偏差（ σ ）からのばらつきの考慮

森本・富樫断層帯をモデルに強震動予測結果のばらつきを評価した結果（甲1

48の3)によると、一部のパラメータに限定しても標準偏差(σ)から倍半分程度のばらつきがある。本件各原子力発電所の地震動評価においては、 2σ 、 3σ を考慮すべきである。

(カ) 不確かさの評価について

a 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価における不確かさの評価について

不確かさを考慮したパラメータ(短周期の地震動レベル、断層傾斜角、すべり角、破壊伝播速度、アスペリティの配置、破壊開始点)について、不確かさの考慮として抽出すべきパラメータが他にないことの合理的な説明がなされていない。

b 不確かさの考慮方法について

抗告人は、不確かさを考慮したとして複数のケースを設定しているが、これらの不確かさを重複させるべきである。

c 短周期レベルの地震動について

地震ガイドにおいて、アスペリティの応力降下量(短周期レベル)は平成19年新潟県中越沖地震を踏まえて設定されていることを確認するとされている。

平成19年新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の地震動が平均の1.5倍程度の短周期レベルを記録したことを踏まえると、地震ガイドは短周期レベルを原則的に1.5倍とすることを求めていると解すべきである。

d 不確かさ及びばらつきの考慮について

地震ガイドは、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価において、不確かさの考慮を求めているが、それとは別の条項において、経験式が有するばらつきの考慮を求めている。そうすると、不確かさの考慮とばらつきの考慮は別の概念であって、不確かさを考慮したからばらつきを考慮しなくて良いということにはならない。

(キ) 震源を特定せず策定する地震動について

a 16倍問題について

「震源を特定せず策定する地震動」は、最大Mw6.5の地震を引き起こす断層面が原子力発電所近傍にあると仮定して評価するものであるから、Mw5.7であった平成16年北海道留萌支庁南部地震の規模を16倍とする地震を想定すべき（16倍問題）である。

b 2000ガル問題について

地域地盤環境研究所は、平成16年北海道留萌支庁南部地震について「面的地震動評価」を実施しており（甲68）、その結果によれば、抗告人が参照した観測点の観測記録1127ガルを超える2000ガルの地震動が別の地点で発生した可能性があり、さらに、Mw5.7の地震であっても、解放基盤表面の加速度は1080ガル（ $609 \times 2000 / 1127 = 1080.74$ ）である。

c 原子力安全基盤機構の報告書（甲131）について

上記報告書では、Mj6.5の横ずれ断層が活動した場合、敷地近傍で最大1340.6ガルの地震動を生じるとされており、抗告人が策定した最大加速度620ガルの「震源を特定せず策定する地震動」が過小であることは明らかである。

(ク) 応答スペクトルの包絡について

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（甲85）（原子力安全委員会昭和56年7月20日決定、以下「昭和56年耐震設計審査指針」という。）では基準地震動は振幅包絡線で定めることとされていたのであるから、本件各原子力発電所の基準地震動は、抗告人が策定した基準地震動 $S_s - 1 \sim S_s - 7$ の全ての応答スペクトルを包絡した線でなければならない。

(ケ) 基準地震動の年超過確率について

人類が有している地震のデータは、詳細なもので過去20年余り、概括的なものでも過去千数百年程度であるから、1万年や10万年に一度の地震を評価することはできない。また、基準地震動の年超過確率の算定根拠が明らかでなく、算

定者の恣意が入り込むおそれ大きい。

(3) 地震に対する安全確保対策（耐震安全性）

ア 抗告人

(ア) 耐震安全性対策の概要

抗告人は、本件各原子力発電所の耐震重要施設である「安全上重要な施設・設備」について、該当する設備や設備の各部位に作用する力を評価するために、基準地震動に対する地震応答解析及び応力解析を行い、その結果得られた発生応力値等（評価値）が、基準・規格等に基づいて定められている評価基準値（許容値）を超えないことを確認し、本件各原子力発電所の耐震重要施設である「安全上重要な施設・設備」が、いずれも基準地震動に対して安全機能を維持できることを確認した。

(イ) 地震応答解析及び応力解析による耐震安全性評価

地震応答解析は、地震動に対して構造物がどのように揺れるかを評価するために、構造物を適切なモデル（解析モデル）に置き換え、このモデルに地震動を入力して、地震動によって構造物に作用する地震力（荷重）等を求める解析方法である。

応力解析は、地震応答解析によって算出された地震力（荷重）によって、構造物を構成する各部位に作用する単位面積当たりの力（応力）を算出する解析である。

抗告人は、新規制基準の施行を受けて新たな基準地震動を策定したことに伴い、耐震安全性を強化するため、本件各原子力発電所において合計約 830 箇所に及ぶ耐震補強工事を実施した。そして、「安全上重要な施設・設備」について、地震応答解析及び応力解析を行い、評価値を算出した結果、いずれも評価基準値（許容値）を下回ることを確認した。

(ウ) 本件各原子力発電所の「安全上重要な施設・設備」に係る耐震安全性の余裕

抗告人は、「安全上重要な施設・設備」について、評価値が評価基準値（許容値）を下回ることを確認しているところ、①両者の差は、耐震安全上の余裕（基準地震動による地震力に対する余裕）ということができる（①の耐震余裕）。

抗告人は、①の耐震余裕に加えて、②評価基準値（許容値）自体が、実際に機器等が機能喪失する限界値に対して余裕を持った値が設定され、さらに、③評価値を計算する過程においても、計算結果が保守的なものとなるよう余裕を持たせている。

すなわち、抗告人は、本件各原子力発電所の耐震安全性に用いる評価基準値（許容値）を、一般社団法人日本電気協会（以下「日本電気協会」という。）が策定した民間規格に基づいて設定しているところ、そもそも上記規格に基づく評価基準値（許容値）は、材料の破壊実験の結果をもとに、実験値のばらつき等を考慮して、保守的に設定されている（②の耐震余裕）。

また、抗告人は、上記地震応答解析を行う際に、例えば各階床に設置されている機器・配管系に生じる揺れを大きくするような条件設定を行っている。さらに、応力解析を行う際には、例えば、実際の地震力では想定し難いことではあるが、地震の揺れによって瞬間的に作用する最大の力が、機器・配管系にとって厳しい方向に一定してかかり続けるとあえて仮定して条件設定を行っている。このように、地震応答解析及び応力解析により評価値を算出するに当たり、その前提として保守的な計算条件の設定を行っている（③の耐震余裕）。

（エ） 実験等による実証

①から③までの耐震余裕は、本件各原子力発電所に限らず、原子力施設の耐震設計体系において一般的に認められているところ、これらの余裕が現実に存在することについては、多度津工学試験センターにおける原子力発電施設耐震信頼性実証実験の結果や、平成19年新潟県中越沖地震により当時の基準地震動を超える地震動を受けた柏崎刈羽原子力発電所において「安全上重要な施設・設備」の健全性に特

段の問題が生じていないことから明らかである。

(オ) 以上のとおり、原告人は、基準地震動を適切に策定した上で、基準地震動に対して「安全上重要な施設・設備」等の安全機能が損なわれないことを確認しており、本件各原子力発電所の地震に対する安全性は十分に確保されている。

イ 相手方ら

(ア) 耐震安全性評価について

本件各原子力発電所に②及び③の耐震余裕があるとはいえない。

また、①の耐震余裕は、本来必要がない余分なものではなく、様々な不確実な要素を吸収するための「必要不可欠な安全代」であり、安全率が高いということは、安全であることを意味するのではなく、むしろ不確実な要素（材料の品質、施工精度、腐食や老朽化、想定外の地震）が多いことを示している。

(イ) 耐震補強工事について

平成18年9月19日改訂前の耐震設計審査指針に基づいて策定された本件各原子力発電所の基準地震動S2の最大加速度は370ガルであり、平成18年耐震設計審査指針に基づいて実施された耐震バックチェックの結果、基準地震動Ssの最大加速度は550ガルとなった。そうであるのに、原告人は、計算上550ガルでも耐えられることを確認したにすぎず、何らの耐震補強工事をしていない。

(ウ) 塑性変形の繰り返しについて

地震動による応力が弾性限界を超え、設備が塑性変形を起こした場合に、その応力がある一定の範囲内（安全機能限界内）であっても、弾性限界を超える力が複数回かかり塑性変形が繰り返されれば、その部分の強度は弱くなり、想定外の機能喪失が起こる可能性がある。

(エ) 基準地震動と弾性設計用地震動（弾性設計用地震動とは、施設の弾性設計に用いる地震動であり、弾性設計とは、応力を加えることにより生じたひずみ

が、除去すれば元の寸法に戻る応力の限界値をいう。)の応答スペクトルの比率について

本件各原子力発電所の基準地震動と弾性設計用地震動の応答スペクトル比率について、従来0.58としていたのを、基準地震動の引き上げに伴って、基準で定められた最下限の0.5に引き下げているが、原子力発電所の安全性を考えるのであれば、この比率を引き下げるべきでなかった。

(オ) 評価基準値(許容値)の定め方について

設置許可基準規則解釈は、許容限界について、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(同規則解釈別記2第4条1項)と定めている。

上記定めは、設置許可基準規則4条1項が「設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。」と規定し、原子炉等規制法43条の3の6第1項4号が「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。」としていることに違反するし、「おおむね弾性範囲に留まり得ること」という要件も不明確である。

(カ) 耐震重要度分類Bクラスの施設に係る影響について

耐震重要度分類Bクラスの施設に係る設置許可基準規則解釈では、共振のおそれのある施設のみ共振による影響を検討することとされており、影響の検討に当たって弾性範囲内にとどまることを要求していない。また、影響の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(つまり、基準地震動に4分の1を乗じたもの)としている。

上記定め等は、設置許可基準規則4条1項の解釈として許されない。

(キ) 耐震重要度分類B, Cクラスの施設に係る設計について

耐震重要度分類 B, Cクラスの施設について, そもそもその分類に問題がある上, 静的地震力のみで設計を行うのではなく, Sクラスの施設と同様に弾性設計用地震動を用いて設計すべきである。

(ク) 設計基準対象施設内の機器・構造物の材料・構造について

原子炉等規制法 43条の3の14及び43条の3の23により, いわゆるバックフィットが規定され, 原子力規制委員会で定める技術上の基準に適合していない発電用原子炉施設については, 原子力規制委員会が使用の停止等を命ずることができるようになっている。

そうであるのに, 設計基準対象施設の機器・構造物の材料及び構造について定めた「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。) 17条1号～7号及び15号は, 使用前に適用が限定されており(乙184), また, 同規則解釈17条10号(乙184)は, 「この規則の施行の際現に施設し, 又は着手した設計基準対象施設については, 施設時に適用された規格(「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」等)によること」と定めており, 設置時の基準を満たせば良いとされているから, 上記のバックフィット規定が適用されないことになり, 安全性が確保されていない。

(ケ) 基準地震動に相当する地震の連続発生について

平成28年熊本地震は, 震度7の地震が連続して一定の地域を襲う可能性があることを明らかにした。そうであるのに, 新規制基準及び本件各原子力発電所の耐震安全性の審査において, 基準地震動に相当する揺れが連続して発生する事態は全く想定されておらず, 本件各原子力発電所の耐震安全性が確保されていない。

(コ) 中性子照射脆化等による劣化について

多度津工学試験センターでの原子力発電施設耐震信頼性実証試験について, 同試験で用いられた試験体は全て新品であるところ, 実機では長年の運転による中性子照射脆化等によって劣化しているから, この実験で大幅な安全余裕が認められたと

しても、実機では同様の余裕は見込めないし、どの程度の余裕を見込めるかも明らかでない。

(4) 津波に対する安全確保対策（基準津波策定）

ア 抗告人

(ア) 本件各原子力発電所における基準津波の策定

a 津波に関する調査

抗告人は、本件各原子力発電所の敷地周辺における既往津波について、日本被害津波総覧等の文献を調査し、また、若狭湾沿岸において、完新世（約1万年前から現在まで）を対象とした津波堆積物調査等を実施した結果、本件各原子力発電所の安全性に影響を及ぼすような既往津波の記録や痕跡は認められなかった（乙44、乙45）。

抗告人は、本件各原子力発電所に大きな水位変動を及ぼす津波の波源となる可能性のある敷地周辺の海域活断層等による地震、海底及び陸上の地すべり、火山活動について、海上音波探査や現地踏査等の詳細な調査を実施した。

b 波源の選定及び津波水位の評価

(a) 地震による津波

津波の波源となる地震として、本件各原子力発電所の地理的条件等を踏まえ、①敷地周辺の海域活断層による地震、及び②日本海東縁部の断層による地震について検討することとし、これらの地震によって想定される津波を評価した。

①敷地周辺の海域活断層については、簡易予測式により本件各原子力発電所敷地に到達する推定津波高さが1m以上となるFO-A～FO-B～熊川断層等の4つの海域活断層を検討対象とした。

②日本海東縁部の断層については、既往の検討結果を踏まえ、モーメントマグニチュード7.85の波源モデルを設定した。

上記検討対象とした4つの海域活断層と日本海東縁部の断層について、土木学

会の「原子力発電所の津波評価技術」(乙42)等に基づき、不確かさの因子である断層の位置等を合理的に変化させた数値シミュレーションを多数実施するパラメータスタディを行い、各断層について、水位変動量が最大となるケースを確認した。その結果、水位変動量の大きい波源として、大陸棚外縁～B～野坂断層及びFO-A～FO-B～熊川断層を選定した。

その上で、選定した2つの波源について、詳細な数値シミュレーションを実施し、評価点における津波水位を算出した(乙44)。

(b) 地震以外の要因による津波

海底地すべりによる津波について、文献調査や海上音波探査の記録の解析・評価を行い、本件各原子力発電所に大きな水位変動をもたらすと考えられる海底地すべり地形として、隠岐トラフの南東側及び南西側の水深約500～1000m付近の大陸斜面にある海底地すべり地形を抽出・選定した。その上で、当該地形について、海底地すべりの発生に伴い海面がどのように挙動するかを想定し、数値シミュレーションにより評価点における津波水位を算出した(乙44)。

陸上地すべりによる津波について、地すべり地形分布図データベース等をもとに地すべり地形を抽出・選定した。その上で、これらの地形について、地すべりによって土砂が海面にすべり落ちる際の海面の挙動を想定し、数値シミュレーションにより評価点における津波水位を算出した(乙44)。

火山活動による山体崩壊に伴う津波については、津波堆積物調査、火山の活動状況等を踏まえて、本件各原子力発電所の安全性に影響を及ぼすことはないと評価した(乙44)。

(c) 行政機関の波源モデルを用いた津波の検討

福井県が想定した若狭海丘列付近断層を波源とするモデル、秋田県が想定した日本海東縁部の断層を波源とするモデル、国土交通省等の「日本海における大規模地震に関する調査検討会」が想定した若狭海丘列付近断層及びFO-A～FO

ーB～熊川断層を波源とするモデルを用いて、詳細な数値シミュレーションを実施し、評価点における津波水位を算出した（乙44、乙93、乙99）。

(d) 津波の組み合わせの検討・評価

地震の揺れによって地すべりが発生する可能性があることを踏まえ、地震に伴い地すべりが発生した場合に、それぞれを波源とする津波が本件各原子力発電所に同時期に到達して大きな水位変動をもたらし得る組合せとして、「若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり」及び「FO-A～FO-B～熊川断層と陸上地すべり」の組合せを検討した。この検討に当たっては、地すべりの発生時間の不確かさも考慮の上、評価点における個々の津波水位の評価結果を足し合わせることで（単体組合せ）、津波水位を評価した（乙44）。

(e) 基準津波の策定

抗告人は、前記(d)で検討した組合せの中から、各評価点で最も水位の影響が大きくなるケースを抽出し、より実現象に近く精度の高い津波計算（一体計算）を行った。その結果、「若狭海丘列付近断層（福井県モデル）と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）」及び「FO-A～FO-B～熊川断層と陸上地すべり（No.14）」を、本件各原子力発電所への水位変動量が最も大きくなる波源として選定し、2km程度沖合いの地点において基準津波を策定した。

以上のとおり、本件各原子力発電所の基準津波は、新規制基準の施行後、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、様々な波源について検討した上で、複数の波源の組合せについても検討し、不確かさの適切な考慮の上で策定している。したがって、本件各原子力発電所に基準津波を超える津波が到来することはまず考えられないところであり、この基準津波は、本件各原子力発電所において津波に対する安全性を確認するための基準として適切である。

イ 相手方ら

(ア) 津波に関する伝承について

天正地震による津波等の伝承を十分に考慮して基準津波を策定すべきである。

福井大学の山本博文教授らの調査により発見された14～16世紀の津波の痕跡とみられる堆積物が天正地震による大津波の発生を裏付ける地質学上の証拠となる可能性がある。抗告人は、この地質学上の資料を検討しておらず、その津波リスク評価には数々の盲点や意図的過小評価が存在する。

(イ) 若狭湾の地盤のブロック化について

若狭湾の地盤がブロック化し、このブロック境界の運動により地震が引き起こされる危険性があることが考慮されていないから、抗告人の津波評価は不十分である。

(ウ) ボーリング調査の調査地点について

抗告人は、津波の伝承や戦後も高波被害を受けた痕跡があるとされる「くるみ浦」で津波堆積物調査を行っていないなど、その調査地点の選定が恣意的になされている。

(エ) 波源の組合せ評価について

抗告人による本件各原子力発電所の津波水位の検討において、地震又は地すべり単独の波源による津波よりも地震と地すべりを組み合わせた津波の方が津波水位が低くなっている場合があるが、仮に津波同士の干渉を考慮に入れたものであるとしても合理性がない。

(オ) 保守的評価について

抗告人は、「放水路（奥）」以外の全ての評価点において、単体組合せの計算結果よりも、水位変動量の小さい一体計算の結果を基準津波として策定しているが、単体組み合わせによる津波水位も、あり得る津波水位なのであるから、保守的に数値を採用すべきである。

(カ) 津波予測の誤差について

「地域防災計画における津波防災対策の手引き」（以下「七省庁手引き」とい

う。)の作成に関わった首藤伸夫教授や阿部勝征教授の発言によれば、津波予測の精度には2倍の誤差があるから、原告人の基準津波の策定は科学的安全性を備えたものとは到底いえない。

(キ) 平均像からのばらつきの考慮について

原告人が津波高さの算出過程において用いている武村式(甲276, 乙161)は、地震モーメントの平均像を示すものにすぎない。むしろ、最低限、武村雅之の上記論文における回帰式から求められる地震モーメントの上限値により計算された津波高さ20.5mを考慮すべきである。

(5) 津波に対する安全確保対策(津波に対する安全性)

ア 原告人

(ア) 本件各原子力発電所における「安全上重要な施設・設備」の津波に対する安全性確認

a 入力津波の設定

原告人は、基準津波の検討における単体組合せによる津波水位と、一体計算による津波水位を比較するなどし、評価点毎に水位変動量が最も大きくなる津波評価結果を選定した。その上で、朔望平均潮位のばらつき等を考慮して、入力津波を設定した(乙47)。

b 津波の敷地への到達・流入防止

原告人は、津波防護施設として設置している、放水口側防潮堤(T.P.+8.0m)及び取水路防潮ゲート(T.P.+8.5m)が、それぞれ放水路(奥)や取水路閉塞部前面の入力津波水位を上回っていることから、津波による遡上波が、「安全上重要な施設・設備」が設置された敷地に地上部から到達・流入しないことを確認した。

原告人は、海と直接連絡し、津波の流入の可能性のある連絡経路について、流入の可能性を評価し、必要に応じて開口部等に浸水対策を施すことによって、海と直接連絡している取水路、放水路等の経路から同敷地に津波が流入しないことを確

認した。

c 漏水による影響防止

抗告人は、取水・放水設備のうち、床面高さが入力津波水位より低く、床面に貫通部が存在する海水取水設備である海水ポンプ室について、床面貫通部に浸水防止蓋を設置することにより、「安全上重要な施設・設備」である海水ポンプが機能を保持できることを確認した。

d 津波による影響からの隔離

上記以外による津波の影響から、「安全上重要な施設・設備」を隔離するため、抗告人は、「安全上重要な施設・設備」が設置された敷地を、津波に対する浸水防護重点化範囲として明確化し、水密扉の設置等の浸水対策を施すことで、地震による溢水を想定しても同重点化範囲に影響が及ばないことを確認した。

e 水位変動に伴う取水性低下による影響の防止

抗告人は、原子炉施設の各機器で発生する熱を除去するために必要となる海水を汲み上げる機器である、海水ポンプの取水可能水位が、入力津波水位を下回っていることを確認するなど、水位変動に伴う取水性低下（引き波による水位低下）に対しても、「安全上重要な施設・設備」が、安全機能を保持できることを確認した。

(イ) 抗告人は、以上のとおり、基準津波を適切に策定した上で、基準津波に対して、本件各原子力発電所の「安全上重要な施設・設備」の安全機能が損なわれないことを確認しており、本件各原子力発電所の津波に対する安全性は十分に確保されている。

イ 相手方ら

(ア) 本件各原子力発電所の防潮堤の摩擦杭について

a 摩擦杭について

本件各原子力発電所の放水口側防潮堤（杭式防潮堤）に摩擦杭を採用したのは

不適切である。

b 杭の支持力について

抗告人は、地盤における杭の支持力について、地盤工学会の杭の鉛直載荷試験方法に基づき、杭の鉛直方向の変位が10%以内に収まることをもって足りると説明しているが、10%という数値に何ら根拠がない。

(イ) 周辺地盤の液状化について

抗告人が本件各原子力発電所の放水口側防潮堤（杭式防潮堤）において液状化防止のために行う地盤改良は、防潮堤の前後10mに限られる。そのため、地震が発生して隣接地盤が液状化してしまった状況で津波が押し寄せると、防潮堤はゲルによって固化された基礎部分ごと押し流されてしまう。

(ウ) 地盤改良効果の確認方法について

抗告人の採用した確認方法である一軸圧縮試験は、本来、せん断応力を確認するための試験であり、液状化耐性を確認するものではない。また、抗告人の援用する「浸透固化処理工法技術マニュアル」に掲載されている換算式に、十分な科学的根拠があるかどうか疑わしい。

(エ) 地盤の沈降・陥没の考慮について

「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」（乙43，以下「津波ガイド」という。）II.3.2.2は、地震に起因する変状による地形、河川流路の変化が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討することと定めている。

抗告人は、「高浜3号炉及び4号炉 津波に対する施設評価について」（乙47）において、地震による地殻変動について、基準津波1の若狭海丘列付近断層が活動した場合は±0m、基準津波2のFO-A～FO-B～熊川断層が活動した場合には、0.30mの隆起と想定し、津波に対する安全性評価に影響を及ぼすことはない結論づけている。

しかし、海城活断層が活動した場合、「ブロック運動」により若狭地方の「地盤ブロック」が突然上昇あるいは陥没するし、若狭湾周辺で地震により地盤が陥没したケースは枚挙に暇がないから、抗告人の地震による地殻変動の想定は楽観的すぎる。

(6) 使用済燃料ピット安全確保対策

ア 抗告人

(ア) 使用済燃料ピットは、使用済燃料の冷却に十分な量の使用済燃料ピット水で満たされており、使用済燃料から発生する崩壊熱により温度の上昇した使用済燃料ピット水は、使用済燃料ピットポンプによって使用済燃料ピット冷却器へ運ばれて冷却され、再び使用済燃料ピットに戻される。このように、使用済燃料から発生する崩壊熱は、使用済燃料ピット水の循環・冷却によって継続的に除去されている（冷却機能）。そして、仮に冷却機能が喪失するなどして蒸発により水位が低下した場合でも、燃料取替用水ポンプにより、燃料取替用水タンク内のほう酸水を使用済燃料ピットへ補給し、冠水状態を保つことで、使用済燃料を冷却することができる（補給機能）。

このように、使用済燃料は、冠水状態を保つことにより健全性が担保され、使用済燃料ピットの冷却設備及び使用済燃料ピット水の補給設備がこの役割を担っているが、新規制基準における使用済燃料ピットの冷却設備の耐震重要度分類がBクラスとされているのは、使用済燃料ピット水の補給設備が耐震性の高いSクラスに分類されており、この補給機能で使用済燃料ピットの冷却が可能となるためである。

原子力規制委員会も、「使用済燃料貯蔵施設の冷却系は、その機能を喪失したとしても使用済燃料貯蔵槽に・・・補給水設備により水が補給できれば崩壊熱の除去及び放射線の遮蔽等が可能であることから、補給水設備により機能を代替できるため、その影響がSクラス施設と比べ小さい施設にあたり、設置許可基準規則解釈別記2第4条2項2号にBクラスの施設として明記されている「使用済燃料を冷却するための施設」として、Bクラスに分類される」との見解を示している。

(イ) 抗告人は、新規制基準の要求を超えて、本件各原子力発電所の使用済燃料ピットの冷却設備に、Sクラスの設備と同等の耐震性を持たせている。本件各原子力発電所の具体的危険の判断においては、本件各原子力発電所の設備がどの耐震重要度に分類されているかではなく、実際にどの程度の耐震性を有しているかが問題とされるべきである。

(ウ) なお、基準地震動に対する耐震安全性を備えている使用済燃料ピットは、格段に高い信頼性を有する「安全上重要な施設・設備」であり、大量の使用済燃料ピット水が漏洩し、水位の低下が継続するような事象に至ることは考えられないが、抗告人は、より一層の安全確保という観点から、このような事象をもあえて想定した安全性向上対策を充実させている。

すなわち、抗告人は、可搬式代替低圧注水ポンプ及びスプレイヘッド等を配備し、これらによる使用済燃料ピットへの直接散水（スプレイ）による注水を行うことで、燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する対策も講じている。

さらに、原子炉補助建屋が損壊した場合又は原子炉補助建屋に近付けない場合等、万一、上記設備での直接散水（スプレイ）による注水が困難となる場合に備えて、大容量ポンプ及び放水砲を配備し、これらの設備を用いて使用済燃料ピットへ放水できるようにしている。

イ 相手方ら

(ア) 本件各原子力発電所の使用済燃料ピット等の耐震性について

本件各原子力発電所の使用済燃料ピットの冷却設備の耐震重要度分類はBクラスであり、過小な基準地震動を下回る地震動によってすら破損する危険性がある。

本件各原子力発電所の使用済燃料ピットは、給水が行われなければ、全交流動力電源喪失から3日を経ずして危機的状況に陥るところ、地震によって全交流動力電源喪失という危機的状況に陥る場合には、隣接する原子炉も危機的状態に陥っていることが多いことを念頭に置かなければならず、このような状況下では使

用済燃料ピットに確実に給水ができるとはいえない。

(イ) 福島第一原子力発電所事故について

本件各原子力発電所の使用済燃料ピットについても、福島第一原子力発電所事故と同様の危険性がある。

(ウ) 使用済燃料の取扱いについて

本件各原子力発電所では、使用済燃料を原子炉容器から取り出して使用済燃料ピットに移動させるという方法が採用されている。このような、原子炉からクレーンで縦に吊って取り出し、途中で一度横倒しにして移動し、その後再度立てて使用済燃料ピットに移動するという取扱方法は、原子炉からクレーンで縦に吊り出して使用済燃料プールへ下ろすという沸騰水型原子炉で採用される方法に比べて、作業工程が多く複雑なため、より危険性が高くなる。

(エ) 使用済燃料の稠密化について

抗告人は、平成16年に、本件各原子力発電所の使用済燃料ピットAエリアにおいて、貯蔵用ラックのピッチ間隔（相互の中心間の距離）を狭め、貯蔵能力を変更するという稠密化を行ったことにより危険な状態になった。

(オ) 抗告人の安全対策について

消防車の高台設置という仮設的な安全対策が機能するためには、少なくとも、①使用済燃料ピットに損傷がないか、あったとしても極軽微な損傷であって、消防ポンプの給水能力の範囲内での冠水維持が可能であること、②使用済燃料ピットの接続装置が無事であること、③通路や補助建屋に大規模な損壊がなく、消防ポンプが辿り着けること、④消防ポンプが正常に機能すること、⑤必要な数の作業員を必要な時期に投入できること、⑥作業員が無事であること、⑦作業員が活動出来る環境であることが必要となるが、これらが全て満たされる可能性は著しく低く、その実現性がない。

(カ) 過酷事故対策について

新規制基準の過酷事故対策においては、「後付の簡易な可搬型設備等による対処」しか要求しておらず、「使用済み核燃料を『閉じ込める』という発想」はないし、「原子炉格納容器の中の炉心部分と同様に」堅固に防御を固めるという発想がない。

(7) 原子力燃料に対する安全確保対策

ア 抗告人

抗告人は、本件各原子力発電所でMOX燃料を使用するに当たり、MOX燃料の特性を踏まえ、適切に燃料の設計・製造、運用・管理、使用済み燃料の貯蔵・管理を行っており、本件各原子力発電所の安全性は確保されている。

イ 相手方ら

(ア) MOX燃料は、①融点低下による燃料ペレットの融点の低下、②熱伝導低下による燃料ペレットの中心温度の上昇、③核分裂ガス放出率の上昇による燃料棒内圧の上昇、④ウラン・プルトニウム不均衡による「プルトニウムスポット」(プルトニウムの濃度が局所的に高い部分をいう。)発生という特性があり、燃料の健全性に影響を与える。

(イ) MOX燃料はウラン燃料に比べ、高速中性子を大量に発生させることにより、中性子照射脆化が加速する。

(ウ) プルサーマルには、①プルトニウムが熱中性子を吸収しやすいので制御棒の熱中性子吸収割合が減少し制御棒の効きが低下する、②反応度係数の絶対値増加による過度事象時の急激な反応度変化、③出力キープ増大による出力分布の隔たり、④遅発中性子割合の減少による反応度投入時の出力上昇という、原子炉運転時の不安定さを増大させる要因がある。

(エ) MOX燃料は、ウラン燃料に比べて、①核分裂収率が異なることによるヨウ素、トリウム等の放射性核種生成の著しい増加、②崩壊熱の増加と発熱期間の長期化による使用済み核燃料の貯蔵管理、廃棄物の長期化と困難化、③アルフ

ア一線放出核種生成の増加による高い発ガン性，特に内部被曝の危険性の増加がある。

(オ) MOX燃料のペレットの加工は乾式研削によらざるを得ず，加工精度が落ちるため，規格外れのペレットが多数混在する可能性がある。

(カ) MOX燃料の核分裂時の膨張速度の変化の計測値はウラン燃料とほぼ同じである等と安易に仮定して適用しているが，燃焼度や膨張速度の異なるMOX燃料では運転末期のかなり前にギャップ再開が生じる可能性がある。

ギャップ再開が生じると熱伝導性が低下し（熱が冷却剤へ伝達放散されない），過度の温度上昇が生じる。核燃料に過度の温度上昇が続くと更にFPガスが発生してギャップが拡大し続けることとなり，やがてジルコニウム合金の被覆管は強度の限界に達して破断し核燃料棒が熔融破損することとなり，炉心全体が熔融破損してメルトダウンすることにつながる。

(8) テロリズム対策

ア 相手方ら

新規制基準が策定し，抗告人が実施するテロリズム対策は，次のとおり不合理なものである。

(ア) 新規制基準のテロリズム対策は，特定重大事故対処施設の設置であり，具体的には，緊急時制御室，フィルター付きベント，緊急時注水設備，緊急時減圧設備，電源設備等であり，テロ攻撃を防止する対策ではなく，テロ攻撃を受けても過酷事故に発展させない対策にすぎない。しかし，今日の複雑な国際情勢の中では，上記のような対策でテロリズムによる過酷事故への進展を防止できるというのは根拠のない楽観的見通しでしかない。

(イ) 抗告人の主張する対策でテロ攻撃を防ぐことは不可能であるし，新規制基準及び抗告人の対応は，ミサイル攻撃を想定していない点で重大な欠陥がある。

イ 抗告人

抗告人は，安全施設を含む区域に侵入防止障壁を設置するなどして，人の接近等

の管理をしたり、原子炉施設等の防護設備や情報システムについて外部からのアクセスを遮断する設計とするなど様々なテロリズム対策を講じている。ミサイル攻撃については、国が原子力災害への対処等に当たることとされ、抗告人は国と連携して対処することになっている。

(9) 原子力災害対策

ア 相手方ら

(ア) 新規制基準は、最終的に住民の生命、身体及び健康を守るために必要不可欠な、深層防護における第5層（住民防護・避難計画）を規制対象としていないが、これは確立された国際的基準に反するのみならず、原子炉等規制法の要求を満足させていない違法な基準といえる。

(イ) 仮に、避難計画を規制対象に取り込んでいない新規制基準が違法とまではいえないとしても、合理性・実効性のある避難計画が策定されていることが原子力発電所の運転を許容できる条件であるから、司法審査においても、合理性・実効性のある避難計画策定の事実が認定できない限り、運転差止め請求が認容されるべきである。しかし、現行の国、地方公共団体及び原子力事業者の策定する避難計画は、前提としての事故想定が極めて甘く、前段の防護（第4層・重大事故等対策）を否定するという深層防護の考え方に根本的に違反している。また、原子力災害対策指針の示す屋内退避や段階的避難では合理的でなく、地域防災計画も不十分であるし、本件各原子力発電所周辺で策定されている避難計画にも合理性・実効性がない。

イ 抗告人

原子力事業者である抗告人は、高浜地域の原子力災害対策の実効性を高めるべく、平常時から、原子力防災体制の整備、国、地方公共団体等との連絡体制の整備等を行っているほか、「高浜地域の緊急時対応」に関しては、住民等の移動手段的確保、避難退域時検査や除染時の支援、放射線防護資機材の支援、緊急時モニタリングの実施等の取組みを実施することとしている。

(10) 相手方らのその他の主張

ア 相手方ら

(ア) 福島第一原子力発電所事故について

福島第一原子力発電所事故の原因は未だに解明されておらず，このような状況の下で合理的な内容の新規制基準を策定することは不可能である。

また，新規制基準では，福島第一原子力発電所事故で明らかとなった旧安全審査指針類の重大な不備や欠陥が放置されたままであり，その内容は著しく不合理である。

(イ) 立地審査指針について

新規制基準では，重大事故における敷地境界被曝線量に基づく立地条件の適否の評価が必要不可欠であり，立地審査指針の組入れが必要であるのに，組入れがなされていない。

(ウ) 共通要因故障について

a 福島第一原子力発電所事故を踏まえれば，地震や津波などの共通要因故障（共通要因による安全機能の一斉喪失）を想定した設計基準及び安全設計評価がなされなければならない。

ところが，設置許可基準規則12条2項は，「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〔従属要因による多重故障を含む。〕）が発生した場合であって，外部電源が利用できない場合においても機能できるよう，当該系統を構成する機械又は器具の機能，構造及び動作原理を考慮して，多重性又は多様性を確保し，及び独立性を確保するものでなければならない。」と規定し，同規則2条2項3号も同項4号の「設置基準事故」における「運転時の異常な過渡変化」を定義するに当たり，「通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生す

る異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。」と規定し、共通要因故障が生じることを想定しておらず、単一故障を想定している。

また、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「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（乙86、平成2年8月30日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂、以下「安全評価審査指針」という。）等に基づいて実施することと規定しているが、安全評価審査指針は、今回の新規制基準には組み込まれず、依然として単一故障を想定している。

原子力発電所の設計においては、万が一にも事故が発生しないよう慎重に慎重を重ねて設計すべきであり、福島第一原子力発電所事故において共通要因故障が生じた以上、共通要因故障が生じることを仮定した安全設計及び安全設計評価をすべきである。

b 不合理な方法で策定された基準地震動を前提とする耐震設計をしても、地震等による共通要因故障を防止することはできない。

(エ) 重大事故等対策について

a 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。

b 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。

c 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。

d 設置許可基準規則 37 条 1 項解釈について

設置許可基準規則 37 条 1 項解釈は、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) (IAEA は国際原子力機関の略称である。)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。

e 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。

(オ) 特定重大事故等対処施設及び所内常設直流電源設備 (3 系統目) (以下「特定重大事故等対処施設等」という。)に関する猶予期間の経過措置について

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。

(カ) 外部電源系安全確保対策

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。

(キ) 残余のリスクについて

平成18年耐震設計審査指針では, 地震学的見地からは, 基準地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できないとし, これを「残余のリスク」と称し, 「残余のリスク」の存在を十分認識し, これを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきであるとされていた(解説1(2))が, 新規制基準では, 「残余のリスク」の概念が見当たらない。

(ク) 汚染水対策について

新規制基準は汚染水対策に関する考察を全く欠く極めて不十分なものであるし, 本件各原子力発電所の汚染水対策も同様である。

(ケ) フィルタ付ベントについて

新規制基準は, フィルタ付ベントに弁操作機構(ラプチャー・ディスク)の設置を義務付ける内容となっていない。

(コ) コアキャッチャーの装備等について

欧州電力事業者要求仕様(EUR)では, コアキャッチャーの装備, 航空機衝突に耐えるための格納容器の二重化, 12時間規則の採用等があり, 新規制基準よりもはるかに厳しい規制内容である。

(サ) 有効性評価の対象となる放射線物質について

新規制基準は, 重大事故等対策の有効性を評価する際に放出量を確認する放射性物質をセシウム137のみとし, ヨウ素131, クリプトン85等の放射性物質を

評価対象としていないのは不合理である。

(シ) 炭素偏析に関する抗告人の調査について

抗告人の行った炭素偏析に関する調査は、炭素濃度を現実に計測していない点や鑄造鋼を対象としない点等において不十分であり、本件各原子力発電所の原子炉容器等に使用されている鋼材に含まれる炭素濃度が高く、強度不足となっているおそれがある。

イ 抗告人

(ア) 福島第一原子力発電所事故について

新規制基準は、津波による共通要因故障が発生した福島第一原子力発電所事故の教訓や海外の規制動向等を踏まえた上で策定されており、従来の規制基準に比べて共通要因故障の原因となり得る自然現象の想定等をより厳格に要求している。また、従来は原子力事業者の自主的取組みに委ねられていた重大事故等対策についても新規制基準では新たに義務づけることにしている。

(イ) 立地審査指針について

新規制基準では、立地審査指針が求めていた原則的立地条件等は、その内容に応じて新規制基準に組込まれたり、原子力災害対策特別措置法等の他の法令で規制の対象とすることにより適切に考慮、判断されている。

(ウ) 共通要因故障について

新規制基準では、①共通要因故障の原因となる事象（地震、津波等の外部事象）についての対策を適切に講じることで共通要因故障の防止を図っており、その上で、②設備の偶発故障によるトラブルや事故を想定した対策を講じることとされている。

②の対策では、安全設計、安全設計評価において、トラブルや事故に対応するための機器の単一故障を仮定するなどの厳しい条件下においても必要な機能が確保されることとされている。

このように、共通要因故障の原因となる地震、津波等の外部事象については、①の対策において防止が図られており、②の対策において外部事象による共通要因故

障を条件に加える必要はない。

(エ) 重大事故等対策について

a 設置許可基準規則における「第二章 設計基準対象施設」の定めは、放射線物質の有する潜在的危険性を顕在化させないための対策が講じられていることを確認するための基準であり、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がこれに該当し、かかる対策における「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の格段に高い信頼性を有している。

そうであるから、「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そもそも考えられないが、新規制基準では、こうした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、より一層の安全性向上対策をめざして、さらなる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）を求めている。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、設置許可基準規則における「第三章 重大事故等対処施設」の定めが設けられており、この対策が適切に講じられることにより、炉心の著しい損傷を防止する確実性はさらに高まるといえる。

以上によると、設置許可基準規則55条の規定する「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、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設がいずれも奏功しないという極めて想定困難な場合に当たるが、新規制基準は、このような場合においても、なおかつ放射線物質による周辺への影響を緩和するという観点から一定の対策を講じることを求めているものであり、合理性がある。

b 新規制基準は、炉心の著しい損傷等の具体的起因事象と、この起因事象から

炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを網羅的に洗い出し、この事故シーケンスを類型化した「事故シーケンスグループ」を想定することを求めているが、この事故シーケンスグループの想定に当たり、これまでの研究成果等を踏まえ、全ての原子力発電所で一律に想定する「必ず想定する事故シーケンスグループ」に加えて、個々の原子力発電所ごとに、その設計情報等を踏まえて確率論的リスク評価（PRA）等の手法を用いて評価した結果、「必ず想定する事故シーケンスグループ」の他に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は、これを追加することを求めている。このような定めは、国際原子力機関（IAEA）の要求事項に沿うものであり、合理性がある。

c 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の炉心損傷頻度は、概ね 10^{-9} ～ 10^{-6} /炉年と極めて低い水準とされているから、「必ず想定する事故シーケンスグループ」が重畳する頻度は極めて低くなることは明らかであり、重畳させないことが不合理であるとはいえない。

新規制基準は、事故シーケンス等を抽出するに当たり、確率論的リスク評価（PRA）の手法を適用できない事象についても、それに代わる手法により個別に検討して抽出すべきものとしており、不合理であるとはいえない。

d 新規制基準では、重大事故等が発生した場合における環境条件下での有効性の確認を要求しており、可搬型設備による対応についても、地震発生時に想定される事態も考慮された上でその有効性の確認が行われることから、可搬型設備で対応することに何ら問題はない。常設設備を設置する場合には、必ず設計上の想定を定めなければならないため、その想定を超えた場合には効果が限定されることとなるが、可搬型設備については、対応に柔軟性があり、耐震上優れた特性がある。

なお、新規制基準は、重大事故等対策については、可搬型設備と常設設備を適切に組み合わせて対策を実施することを要求することにより、重大事故等対策の信頼性を高めている。

(オ) 特定重大事故等対処施設等に関する猶予期間について