第１　はじめに ―― 6
第２　原告らの主張に対する反論 ―― 8
１　繰り返し地震に係る原告らの主張に対する反論 ―― 8
(1) 原告らの主張 …… 8
(2) 被告国の反論 …… 9
２　クロスチェック解析に係る原告らの主張に対する反論 ―― 21
(1) 原告らの主張 …… 21
(2) 被告国の反論 …… 23

第１　はじめに

１　被告国は、被告国の令和４年９月２２日付け準備書面１３（以下「被告国準備書面１３」という。）において、平成２８年の熊本地震を根拠に繰り返し地震を想定していない新規制基準は不合理であるとする原告らの主張（原告ら準備書面７９第五・２３ないし２６ページ）に対し、平成２８年の熊本地震の発生状況は、基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき根拠にはならないこと（被告国準備書面１３第２の３(1)・３０ないし３２ページ）及び発電用原子炉施設の耐震安全性評価の体系が合理的なものであること（同(2)・３２ないし４４ページ）を主張した上で、原告らの主張には理由がない旨を主張した（同４・４４及び４５ページ）。

また、被告国は、被告国準備書面１３において、新規制基準に基づく適合性審査における「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」に当たり、クロスチェック解析を実施することが必要不可欠である旨の原告らの主張（原告ら準備書面７９第六の２・３４ないし３８ページ）に対し、「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」の妥当性に係る審査の具体的方法・手段は原子力規制委員会の専門技術的判断に委ねられているところ、同審査において、原子力規制委員会は、申請者による解析結果に対して、申請者が用いた解析コードとは別の解析コードを用いて、同じ解析ケース、解析条件で解析を行いその解析結果の正確性を確認するのではなく、①申請者が用いた解析コードが重大事故に至る事象のうち重要な物理現象を表現するモデルを備えていることを確認するとともに、②当該解析コードの運用実績を確認するほか、当該解析コードが備える重要な物理現象を表現するモデルが、実際の事故時に生じる物理現象とおおむね整合することを確認することにより、当該解析コードの信頼性が確保されていることを確認した上で、③申請者において、解析評価結果から不確かさ要因を適切に抽出し、適切な不確かさ評価を行っているか、申請者が立案した重大事故等対策が、当該不確かさを踏まえた十分

なものとなっているかという観点から審査を行っており、これは、解析評価を行う対象が、複雑な事象が重なり合い、相当程度の不確かさを伴う重大事故であるという特殊性を踏まえたものであり、かかる審査方法は、万一重大事故が発生した場合でも、迅速な事故収束に向けた対応を行い、放射性物質の放出による周辺環境への影響を抑制することができるか、すなわち炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性を確認するという審査の目的に沿うものであるから、審査において原告らのいうクロスチェック解析の実施が必要不可欠であり、これを実施していない審査は不合理である旨の原告らの主張には理由がない旨を主張した（被告国準備書面１３第３の２及び３・４６ないし５７ページ）。

２　これに対し、原告らは、原告らの令和５年４月１４日付け準備書面９７（以下「原告ら準備書面９７」という。）において、繰り返し地震について、「被告国は、熊本地震はたまたま軟弱地盤が存在したために地震動が増幅されただけであり、原子力発電所には熊本地震のような地震は来ないと主張するようであるが、被告国のそのような姿勢は楽観的に過ぎる。これまで原告らが主張してきたように、基準地震動超過事例が５例も存在する。」、「新規制基準では、建物・建築物(ママ)は変形が生じても終局耐力に対して余裕があればよく、また、機器・配管系は塑性ひずみが生じても、破断限界に余裕があればよい、いうことになっている(ママ)。そうすると、熊本地震のような繰り返し地震が起きると、最初の地震動によって建物・構造物(ママ)に変形が残り、また、機器・配管系に塑性ひずみが残り、そのような状態下で再度あるいは数度の激しい地震動に見舞われると、建物・構築物は倒壊し、機器・配管系は損壊して、それぞれの安全機能が失われる恐れが極めて高くなる」などとした上で、「繰り返し地震を想定していない新規制基準は合理的であるとはいえない」と主張する（同準備書面第２の２及び３・２及び３ページ）。

また、原告らは、原告ら準備書面９７において、クロスチェック解析につい

て、「「シビアアクシデントの解析には、比較的大きな避けられない不確かさを伴う」のであり、福島第一原発事故でシビアアクシデントが現実のものになった現在においては、事故前と比較して、より一層、シビアアクシデント対策の有効性評価における「クロスチェック解析」の必要性が認められるにもかかわらず、事故前には行われていた「クロスチェック解析」が実施されなくなってしまっている」と主張する（同準備書面第３の２・４ページ）とともに、前記１③の主張に対し、平成２６年９月２４日の記者会見における更田委員長代理（当時）の発言（甲Ａ第５７９号証４及び５ページ）を引用した上で、「ＭＣＣＩに関しては、ＭＡＰＰ(ママ)とＭＥＬＣＯＲとでは、全く解析結果が異なることが、シビアアクシデントの解析を行っている技術者、研究者の間では定説にすらなっている（中略）。（中略）ＭＣＣＩを例に挙げれば、ＭＡＰＰ(ママ)で実施された解析結果に基づいて不確かさ要因を抽出したとしても、別の解析コードであるＭＥＬＣＯＲとは、解析結果が大きく異なることから、それぞれの解析コードから抽出される不確かさの要因も大きく異なるはずであり、そうであれば、申請者である九州電力が立案した重大事故等対策が当該不確かさを踏まえた十分なものとなっているのか、その有効性を適切に評価することはできないことは明らかである。」などと主張する（同準備書面第３の３・５ないし７ページ）。

３　そこで、被告国は、本準備書面において、原告らの前記２の主張に対し、必要な範囲で反論する。

なお、略語等は、本準備書面で新たに用いるもののほか、従前の例による。

第２　原告らの主張に対する反論

１　繰り返し地震に係る原告らの主張に対する反論

(1)　原告らの主張

原告らは、前記第１の２のとおり、①「被告国は、熊本地震はたまたま軟

弱地盤が存在したために地震動が増幅されただけであり、原子力発電所には熊本地震のような地震は来ないと主張するようであるが、被告国のそのような姿勢は楽観的に過ぎる。これまで原告らが主張してきたように、基準地震動超過事例が５例も存在する。」、②「新規制基準では、建物・建築物(ママ)は変形が生じても終局耐力に対して余裕があればよく、また、機器・配管系は塑性ひずみが生じても、破断限界に余裕があればよい、いうことになっている(ママ)。そうすると、熊本地震のような繰り返し地震が起きると、最初の地震動によって建物・構造物(ママ)に変形が残り、また、機器・配管系に塑性ひずみが残り、そのような状態下で再度あるいは数度の激しい地震動に見舞われると、建物・構築物は倒壊し、機器・配管系は損壊して、それぞれの安全機能が失われる恐れが極めて高くなる」などと主張する。

(2) 被告国の反論

ア　原告らの前記(1)①の主張に対する反論

(ｱ) 平成２８年の熊本地震は発電用原子炉施設の耐震設計に用いられる基準地震動に匹敵するほど大きな地震動ではないこと

まず、原告らは、「被告国は、熊本地震はたまたま軟弱地盤が存在したために地震動が増幅されただけであり、原子力発電所には熊本地震のような地震は来ないと主張するようであるが、被告国のそのような姿勢は楽観的に過ぎる。」と主張する。

しかしながら、被告国準備書面１３第２の３(1)（３０ないし３２ページ）で述べたとおり、そもそも、原告らが自らの主張の根拠とする平成２８年の熊本地震の際に観測された震度７の地震（あるいは大加速度の地震動）は、おおむね軟弱地盤で増幅されたものであり、地下の硬い地盤において比較すると、発電用原子炉施設の耐震設計に当たって策定される基準地震動に匹敵するほど大きな地震動ではなかったものである。

したがって、平成２８年の熊本地震の発生状況は、基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき根拠にはならず、このことをもって、発電用原子炉施設の耐震設計において基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき合理的理由があるとはいえない。

(イ) 原告らの主張する「基準地震動超過事例が５例」は、平成２３年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえて策定された現行の新規制基準に基づく基準地震動による超過事例ではないこと

a　原告らは、基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき根拠として、「これまで原告らが主張してきたように、基準地震動超過事例が５例も存在する」と主張する。

しかしながら、原告らの主張する「基準地震動超過事例が５例」とは、原告ら準備書面２６第５の２（２１ないし２４ページ）によれば、２００５年（平成１７年）８月１６日宮城県沖地震（以下「平成１７年宮城県沖地震」という。）における女川原子力発電所、２００７年（平成１９年）３月２５日能登半島地震（以下「平成１９年能登半島地震」という。）における志賀原子力発電所、同年７月１６日新潟県中越地震（以下「平成１９年新潟県中越地震」という。）における柏崎刈羽原子力発電所、２０１１年（平成２３年）３月１１日東北地方太平洋沖地震（以下「平成２３年東北地方太平洋沖地震」という。）における福島第一原子力発電所及び同地震における女川原子力発電所の５事例と推察されるところ、原告らが指摘する５事例のうち、平成１７年宮城県沖地震における女川原子力発電所、平成１９年能登半島地震における志賀原子力発電所及び同年新潟県中越地震における柏崎刈羽原子力発電所の３事例は、平成１８年耐震設計審査指針（以下「平成１８年耐震指針」という。）以前の平成１３年耐震設計審査指針（以

下「平成１３年耐震指針」という。）に基づいて策定された基準地震動S_1、S_2を超過した事例であるところ、平成１３年耐震指針が求めていた基準地震動の策定手法は、平成１８年耐震指針以降の策定手法とは大きく異なるものであった。例えば、平成１８年耐震指針改訂によって、「断層モデルを用いた手法」による地震動評価が全面的に取り入れられ（それまでは「応答スペクトルに基づく地震動評価」が主であった）、「震源を特定せず策定する地震動」の評価手法も大きく変更されるなど（乙ロ第２４２号証５及び６ページ）、基準地震動の策定手法そのものが大幅に変更されているのである。

したがって、原告らが指摘する前記３事例は、現行の基準地震動策定に係る規制とは大きく異なる平成１３年耐震指針下において策定された地震加速度を超過した事例であり、この超過事例をもって現行の基準地震動の策定に係る規制が不合理であるなどといえないことは明らかである。

b　他方、原告らが指摘する５事例のうち、平成２３年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び女川原子力発電所の２事例は、一部の周期帯において、平成１８年耐震指針による基準地震動又は設計上想定された地震動を若干超過する事例であった。

しかしながら、被告国準備書面１３第２の３(2)イ(ア)（３７ページ）で述べたとおり、現行の新規制基準は、２０１１年（平成２３年）３月の平成２３年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえて平成１８年耐震指針を更に改訂したものであり、発電用原子炉施設の耐震安全性を確保する上での基準となる地震動である基準地震動の策定に当たっては、発電用原子炉施設の敷地及び敷地周辺の調査を徹底的に行い、最新の科学的技術的知見を踏まえ、各種不確実さも考慮した上で、複数の手法を用いて評価した地震動を多角的に検討し、これらに基づき

当該発電用原子炉施設の敷地において発生を想定し得る最大規模の地震動の策定を要求するものである。

このような現行の基準地震動の策定に係る規制は、平成１８年耐震指針の基本的な考え方を維持しつつも、以下のとおりその規制を実質的に強化したものである。すなわち、基準地震動策定に係る規制は、２０１１年（平成２３年）３月の平成２３年東北地方太平洋沖地震等を踏まえ、地質審査ガイド（乙ロ第４３号証）において将来活動する可能性のある断層等の認定の基本方針として、「将来活動する可能性のある断層等」の定義等について「「将来活動する可能性のある断層等」は、後期更新世以降（約１２～１３万年前以降）の活動が否定できないものとすること。」、「その認定に当たって、後期更新世（約１２～１３万年前）の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約４０万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。」（地質審査ガイドⅠ．２．１(1)及び(2)〔同号証４ページ〕）とし、平成１８年耐震指針では前者のみだったものを、より一層安全側に立ったものとするため後者も加えたものとした。また、内陸地殻内地震に関する震源断層の評価についても、２０１１年（平成２３年）３月の平成２３年東北地方太平洋沖地震等を踏まえ、地質審査ガイドにおいて、「内陸地殻内地震においては、複数の連続する活断層や近接して分岐、並行する複数の活断層が連動してより規模の大きな地震を引き起こすことを考慮して、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査の結果に基づいて起震断層が設定されていることを確認する。」（地質審査ガイドⅠ．４．４．２(1)〔同号証２１ページ〕）とするとともに、プレート境界地震等について世界で起きた大規模な地震等を踏まえた

震源領域の設定をより保守的に行うよう求める（地質審査ガイドⅠ．４．４．３(1)、同(2)及びⅠ．４．４．４(1)〔同号証２２及び２３ページ〕）こととした。

さらに、平成１９年新潟県中越沖地震における東京電力柏崎刈羽原子力発電所と２００９年（平成２１年）８月１１日駿河湾地震（以下「平成２１年駿河湾地震」という。）における中部電力浜岡原子力発電所で発生した施設ごとの地震動の違いの事例（敷地下方の浅部における地下構造等の要因により地震波が増幅したことなど）を踏まえ（乙ロ第２４３号証３ページ）、平成１８年耐震指針にはない項目として、地震波の伝播特性に与える影響を検討する際に、地下構造が成層かつ均質（水平成層構造）*1と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討することを新たに求め、基準地震動の策定に関する基準をより高度化させることとした（乙ロ第１１号証１３ページ、設置許可基準規則の解釈別記２の５四①・乙ロ第２４４号証１３９ページ参照）。

以上のとおり、設置許可基準規則の内容は、平成１８年耐震指針におけるものと全く同一ではなく、同指針が原子力安全委員会によって策定された後に発生した平成１９年新潟県中越沖地震及び平成２１年駿河湾地震の知見を踏まえ、三次元地下構造調査等の実施を求めるようになったこと、平成２３年東北地方太平洋沖地震により得られた知見を踏まえ、複数の活断層の連動を考慮するとともに、プレート境界

＊1　「地下構造が成層かつ均質」とは、地震動評価する上では、地下の弾性波速度構造が水平の層状構造を成していることであり、これは「水平成層構造」と同義であるといえる。

地震等について世界で起きた大規模な地震等を踏まえた震源領域の設定をより保守的に行うよう求めるようになったことは、同指針の内容をより高度にしたものである。

このように、現行の新規制基準は、平成２３年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえて平成１８年耐震指針を更に改訂したものであるから、平成１８年耐震設計下において基準地震動等を超過した事例があることをもって、現行の基準地震動の策定に係る規制に不合理な点があるということはできない。

c　したがって、原告らが指摘する前記５事例は、現在の新規制基準に基づく基準地震動に匹敵するような地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき根拠にはならないというべきである。

(ｳ) 小括

以上に照らすと、原告らの前記(1)①の主張は理由がない。

イ　原告らの前記(1)②の主張に対する反論

(ｱ) はじめに

原告らの前記(1)②の主張は、㋐基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定していない新規制基準が不合理である旨を主張するものなのか、㋑基準地震動に満たない地震であっても、弾性範囲を超える地震動が繰り返した場合、施設の安全機能が損なわれるおそれがあるとして、これを想定していない新規制基準は不合理である旨主張するものなのかが必ずしも判然としないが、そのいずれであったとしても、原告らの主張は理由がない。以下、詳述する。

(ｲ) 耐震重要施設の耐震設計に用いられる基準地震動は、当該発電用原子炉施設の敷地において発生を想定し得る最大規模の地震動であるから、発電用原子炉施設の耐震設計において基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき合理的理由があるとはいえないこと

（原告らの前記(ｱ)㋐の主張に対する反論）

被告国準備書面１３第２の１及び同２(1)（８ないし２２ページ）で述べたとおり、発電用原子炉施設のうち耐震重要施設の耐震設計に当たっては、基準地震動と弾性設計用地震動という二つの地震動を策定した上で、基準地震動による地震力に対して安全機能を保持できるものであることを求めるとともに、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とどまる範囲で耐えることなどを求めている。これら耐震設計上求められる地震力の算定方法を総合すると、基準地震動は、合理性を有する地震学等の科学的根拠に基づくことを前提としつつも、安全確保の見地から十分な保守性をもって策定されるものであり、その結果、想定し得る最大規模の地震動が策定されることとなる。しかも、前記ア(ｲ)ｂのとおり、現行の新規制基準は、平成２３年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえて平成１８年耐震指針を更に改訂したものであり、発電用原子炉施設の耐震安全性を確保する上での基準となる地震動である基準地震動の策定に当たっては、発電用原子炉施設の敷地及び敷地周辺の調査を徹底的に行い、最新の科学的技術的知見を踏まえ、各種不確実さも考慮した上で、複数の手法を用いて評価した地震動を多角的に検討し、これらに基づき当該発電用原子炉施設の敷地において発生を想定し得る最大規模の地震動の策定を要求するものである。

ふえんすると、被告国準備書面９及び被告国準備書面１２で述べたとおり、現行の新規制基準の下では、基準地震動の策定に当たっては、①各種地質調査を行い断層の位置、長さ等を決定した上で、②「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び③「断層モデルを用いた手法による地震動評価」の双方を行って「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を策定するとともに、別途、④「震源を特定せず策定する地震動」も策

定する。そして、これらの過程一つ一つにおいて、それぞれ不確かさを考慮したパラメータ設定をするなどして保守的評価を行うことが求められているため、策定される基準地震動は必然的に保守的なものとなるということができる（以上につき、乙ロ第１０号証２８１ページ）。例えば、基準地震動の策定に必要な各種パラメータを設定するに当たっては、保守性を確保するため、各種調査によって得られた断層の長さや幅の値をより長く設定するなど、合理性を有する地震学等の科学的根拠に基づき十分な不確かさを考慮した数値を設定することとなる。その結果、前記のとおり、合理的な科学的根拠に基づくことを前提としつつも、高い安全性が求められる発電用原子炉施設に用いられることを踏まえ、安全確保の見地から、想定し得る最大規模の地震動を策定することとなるのである。

このように、現行の新規制基準に基づく基準地震動は、十分な保守性をもって策定されており、当該発電用原子炉施設の敷地において発生を想定し得る最大規模の地震動として策定されることとなる。

以上のような基準地震動の性質、内容等に照らせば、発電用原子炉施設の耐震設計において基準地震動に匹敵する地震動が繰り返し発生する場合を想定すべき合理的理由があるとはいえず、原告らの前記(ア)㋐の主張は理由がない。

(ウ) 仮に、原告らの前記(1)②の主張が、基準地震動に満たない地震であっても、弾性範囲を超える地震動が繰り返した場合、施設の安全機能が損なわれるおそれがあるとして、これを想定していない新規制基準は不合理であると主張するものであったとしても、かかる原告らの主張は理由がないこと（原告らの前記(ア)㋑の主張に対する反論）

a　前記(イ)のとおり基準地震動が十分な保守性をもって策定される結果、「基準地震動（中略）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こと。」（設置許可基準規則の解釈別記２の４一・乙ロ第２４４号証１３４ページ）とされている弾性設計用地震動についても十分な保守性をもって策定されることとなり、弾性設計用地震動それ自体も相当程度強い地震動となる。

b　また、実際に地震動が建物・構築物や機器・配管系等に伝わった際に、それらの構造物がどの程度地震応答するかを解析し（応答解析）、その解析結果に耐えられるようにそれらの構造物を設計する段階、つまり耐震設計の段階においても、保守的で余裕を持つことが求められている。

すなわち、被告国準備書面１３第２の１(1)及び同(2)ア（８ないし１２ページ）で述べたとおり、設置許可基準規則４条１項では、設計基準対象施設の耐震設計に係る規制上の要求として、「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。」とされ、この「地震力に十分に耐えること」を満たすために、「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し、当該許容限界を超えないこと。」、「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とどまること。」が求められている（設置許可基準規則の解釈別記２の３一・乙ロ第２４４号証１３２及び１３３ページ）。また、被告国準備書面１３第２の１(1)（８及び９ページ）及び同(2)イ（１２及び１３ページ）で述べたと

おり、設置許可基準規則４条３項では、耐震重要施設の耐震設計に係る規制上の要求として、「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。」とされ、この「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する耐震重要施設の設計に当たって、「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。」、「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、その量が小さなレベルにとど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。」等が求められている（設置許可基準規則の解釈別記２の６一・乙ロ第２４４号証１４０ページ）。

このように、設置許可基準規則４条３項に関し、設置許可基準規則の解釈別記２の６一において、基準地震動に対する耐震重要施設の設計に当たり、①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。」（傍点は引用者）が求められ、

また、②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、このような「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとど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」（傍点は引用者）が求められていることからも明らかなとおり、現行の規制基準は、規制基準上の許容値を許容限界値（建物・建築物の終局耐力、機器・配管系の破断延性限界）に対して十分

余裕を持たせて規定している*2。

c　前記のとおり、発電用原子炉施設の耐震安全性評価においては、基準地震動と弾性設計用地震動という二つの地震動が策定されることになるところ、そのうち、基準地震動は、安全確保の観点から想定し得る最大規模の地震動が策定され、また、その結果、基準地震動を基に策定される弾性設計用地震動も、相当程度強い地震動として策定されることとなるため、基準地震動及び弾性設計用地震動はいずれも保守

＊2　なお、本文第２の１(イ)及び同(ウ)で述べた基本設計方針として求められる規制上（規制基準上）の余裕に加え、実際には、以下のとおり、設計上の余裕（後記①）及び施工上確保される余裕（後記②）も集積されるため、基準地震動によって建物・建築物に生じるひずみは終局耐力時のひずみをはるかに下回ることとなる。

①　設計上の余裕

設計時に基準地震動による建屋の変形が許容値を十分満足するよう余裕を持たせる。つまり、基準地震動に対して耐震重要施設に該当する建物・構築物が起こす変形が、許容値を満足するように当該建物・構築物を設計するが、これも許容値ぎりぎりになるよう設計するのではなく、通常、許容値に対して余裕を持ち、許容値を十分満足するよう設計を行う。

②　施工上確保される余裕

コンクリートの強度などの設計強度を十分満足するよう、更に大きな強度で施工管理を行う。本文第２の１(イ)及び同(ウ)並びに前記①のとおり設計時に確保される余裕に加えて、実際に当該建物・構築物を施工する際には、コンクリートの強度等の設計強度を十分満足するように、余裕を持った強度を有する材料を用いることが通常であり、実際に施工した建物・構築物は、設計時に想定した強度よりも裕度を有することになる。

（以上につき、乙ロ第２４５号証２８９ないし２９２ページ）

的なものとなる（前記(イ)及びａ）。

以上に加えて、耐震設計の段階においても、建物・構造物や機器・配管系については、前記のとおり保守的に策定された想定し得る最大規模の地震動である基準地震動クラスの地震による建物・構造物や機器・配管系の地震応答に対して、大きく余裕を持った設計がされることになっている（前記ｂ）。そして、当然のことながら、基準地震動による地震力の方が、弾性範囲を超える地震動による地震力よりも大きいことを踏まえれば、弾性範囲を超える地震動が複数回繰り返して発生したとしても、直ちに耐震重要施設の安全機能が喪失するものではないといえる。

これらの点からすると、原告らの前記(1)②の主張について、前記(ア)㋑の趣旨であると解した上で、これを踏まえたとしても、現行の発電用原子炉施設の耐震設計に係る規制基準は合理的なものである。

(エ) 小括

結局、繰り返し地震を想定すべきとする原告らの主張は、合理性が認められる前記の発電用原子炉施設の耐震設計の規制基準に対し、的確な科学的根拠を示すことなく論難しているにすぎないものであり、理由がない。

2　クロスチェック解析に係る原告らの主張に対する反論

(1) 原告らの主張

ア　原告らは、原子力安全・保安院が作成した平成１６年９月２１日付け「クロスチェック解析等の実施要領について（内規）」（甲Ａ第５７７号証。以下「クロスチェック解析等の実施要領（内規）」という。）及び２０１０年（平成２２年）２月２５日付け「意見聴取会資料　東京電力株式会社　東通原子力発電所　原子炉設置許可申請に係るクロスチェック解析　運転時の異常な過渡変化ー給水加熱喪失ー」（甲Ａ第５７８号証）

を根拠に、「「シビアアクシデントの解析には、比較的大きな避けられない不確かさを伴う」のであり、福島第一原発事故でシビアアクシデントが現実のものになった現在においては、事故前と比較して、より一層、シビアアクシデント対策の有効性評価における「クロスチェック解析」の必要性が認められるにもかかわらず、事故前には行われていた「クロスチェック解析」が実施されなくなってしまっている」と主張する（原告ら準備書面９７第３の２・４ページ）。

イ　また、被告国が、被告国準備書面１３第３の２(3)（５２及び５３ページ）において、原子力規制委員会は、本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査においても、重大事故の解析には比較的大きな不確かさを伴うことを踏まえ、申請者が実施した重大事故の解析の妥当性に関しては、単に結果の定量的な比較を行うのではなく、①炉心損傷後を含めた事象進展に係る重要現象の解析モデルが説明されていること、②国際的に利用されている代表的なコードであり、豊富な適用実績があるとともに、他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算により、一定の信頼性が確認されていること、③不確かさにも適切に対応できるような考え方に基づいて対策を要求していること、すなわち、申請者が計画している対策の有効性評価について、解析コード及び解析結果の不確かさを考慮しても、解析結果は評価項目をおおむね満足することに変わりがないことを確認している旨主張したところ、原告らは、同③に関し、平成２６年９月２４日の記者会見における更田委員長代理（当時）の発言（甲Ａ第５７９号証４及び５ページ）を引用した上で、「ＭＣＣＩに関しては、ＭＡＰＰ(ママ)とＭＥＬＣＯＲとでは、全く解析結果が異なることが、シビアアクシデントの解析を行っている技術者、研究者の間では定説にすらなっている（中略）。（中略）ＭＣＣＩを例に挙げれば、ＭＡＰＰ(ママ)で実施された解析結果に基づいて不確かさ要因を抽出した

としても、別の解析コードであるＭＥＬＣＯＲとは、解析結果が大きく異なることから、それぞれの解析コードから抽出される不確かさの要因も大きく異なるはずであり、そうであれば、申請者である九州電力が立案した重大事故等対策が当該不確かさを踏まえた十分なものとなっているのか、その有効性を適切に評価することはできないことは明らかである。」などと主張する（原告ら準備書面９７第３の３(3)・５及び６ページ）。

(2) 被告国の反論

ア　原告らの前記(1)アの主張に対する反論

(ｱ) 原告らが指摘する福島第一原子力発電所事故前の時点において、計算解析に関する審査は、監査的方法により行い、必ずしもクロスチェック解析は必要ないと一般的に考えられていたこと

クロスチェック解析という用語は、原子炉等規制法等の法令や審査基準において定義された規制上の用語ではないが、一般的には、計算解析に関する審査において、規制機関が、申請者とは異なる安全解析コードにより申請者と同じ入力データを用いて解析を行い、申請者が行った解析が妥当であることを確認することをクロスチェック解析と呼んでいる。

この点、福島第一原子力発電所事故前の時点において、計算解析に関する審査は、監査的方法により行い、必ずしもクロスチェック解析は必要ないと一般的に考えられていた。

このことは、原子力分野での協力を進める世界の中心的機関であるＩＡＥＡ（国際原子力機関）が平成１４年（２００２年）８月に作成した安全指針ＧＳ－Ｇ－１．２（規制機関による原子力施設の審査及び評価）の審査方法に関し、「ＩＡＥＡの安全指針ＧＳ－Ｇ－１．２においては、計算解析に関する審査は、「異常事象及び長期にわたる安全性に関する

解析は、通常計算コードを用いて実施すべきである。…計算コードについては、コーディングが正確に行われ、入力データが正しく割り当てられていることを確認するために、経験や実験に照らし合わせて妥当性の確認を行うべきである。多くの場合、計算コードは、国内及び国際的に幅広く使用されていることから、一般的にはその性能や妥当性が確認されていると考えることは可能であろう。しかし、そのコードが修正によって改悪されてはおらず、また、適切な方法で使用されていることを確認するためのチェックは行うべきである。」とされている」こと、「ＩＡＥＡの安全指針は、申請者の行った計算解析について、その妥当性を監査的に、計算コードとその適用の妥当性および入力データの妥当性の２つの側面から確認することを求めている」こと及び「ＩＡＥＡの安全指針ＧＳ－Ｇ－１．２においては、安全審査は監査的方法により行い、必ずしもクロスチェック解析は必要ないとはしつつ、申請者の解析の安全裕度の確認が必要な場合など、特定目的のためにクロスチェック解析を行うべきとされている。さらに、同指針では、「クロスチェック計算の実施は、極めてリソースの係るものであり、定型化すると、運転機関による責任の放棄に繋がりかねない。」とされている」こと（乙ロ第２４６号証２４７ページ）からして明らかである。

(イ) 平成２４年改正前の原子炉等規制法の下で、相当数の審査においてクロスチェック解析が実施されていたという事実は、本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査においてクロスチェック解析を実施しなかったことの不合理性を何ら根拠づけるものではないこと

これに対し、原告らは、前記(1)アのとおり、クロスチェック解析等の実施要領（内規）（甲Ａ第５７７号証）等を根拠に、「「シビアアクシデントの解析には、比較的大きな避けられない不確かさを伴う」のであり、福島第一原発事故でシビアアクシデントが現実のものになった現在

においては、事故前と比較して、より一層、シビアアクシデント対策の有効性評価における「クロスチェック解析」の必要性が認められるにもかかわらず、事故前には行われていた「クロスチェック解析」が実施されなくなってしまっている」として、クロスチェック解析を実施しなかった本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査における原子力規制委員会の調査審議及び判断の過程には看過し難い過誤、欠落がある旨主張するようである。

確かに、被告国としても、平成２４年改正前の原子炉等規制法の下において、原子力安全・保安院（当時）が、クロスチェック解析等の実施要領（内規）（甲Ａ第５７７号証。もとより、これは、原子炉施設の安全性に関する審査についての審査基準や審査手続を定めたものではない。）等に基づき、独立行政法人原子力安全基盤機構（当時）に対し、相当数の審査において、クロスチェック解析の実施を指示し、これを実施させていた事実があることは否定しない。

しかしながら、前記(ア)のとおり、その当時から、原子力分野での協力を進める世界の中心的機関であるＩＡＥＡの安全指針において、安全審査は監査的方法により行い、必ずしもクロスチェック解析は必要でないとされ、さらには、規制機関による「クロスチェック計算の実施は、（中略）定型化すると、運転機関による責任の放棄に繋がりかねない。」と指摘されていたものである。また、当時の規制実務をめぐっては、「審査側が審査経験を積めば、申請者が行った解析に対する理解や信頼が深まり、クロスチェック解析によらずともその妥当性の判断が可能となるはずであるが、近年逆に、クロスチェック解析が多用される傾向が強まっている」、「（引用者注：志賀原子力発電所２号炉の安全審査を例に挙げた上で、）監査的審査に加えてクロスチェック解析を行わなければならない理由が明確ではない。」、「クロスチェックは、法令の要求事項では

なく、諸外国でも制度的には実施されておらず、費用対効果も少ない。クロスチェックを実施するに当たっては、安全裕度に余裕が少なく監査的審査では申請者の解析に疑問が残る場合など真に必要とされる場合に限定し、クロスチェック解析を行わなければならない場合は、クライテリアを明確にして実施すべきであろう。」などの問題点も指摘されていたところである（乙ロ第２４６号証２４７ページ）。

以上からすれば、平成２４年改正前の原子炉等規制法の下で、相当数の審査においてクロスチェック解析が実施されていたという事実は、本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査においてクロスチェック解析を実施しなかったことの不合理性を何ら根拠づけるものではない。

(ｳ) 小括

以上のとおり、原告らが指摘する福島第一原子力発電所事故前の時点において、計算解析に関する審査は、監査的方法により行い、必ずしもクロスチェック解析は必要ないと一般的に考えられていたのであり、平成２４年改正前の原子炉等規制法の下で、相当数の審査においてクロスチェック解析が実施されていたという事実は、本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査においてクロスチェック解析を実施しなかったことの不合理性を何ら根拠づけるものではないから、原告らの前記(1)アの主張は理由がない。

イ　原告らの前記(1)イの主張に対する反論

(ｱ) クロスチェック解析を実施するためには、その前提条件として、解析結果の不確かさが比較的小さいなど、審査の対象となっている事象が、クロスチェック解析によって申請者の行った解析が妥当であるかを確認できることが見込まれるものでなければならない。すなわち、クロスチェック解析は、飽くまで、申請者の行った解析が妥当であることを確

認するための手法の一つであるところ、例えば、多くの事象が複雑に重なり合うことによって生じ、その進展具合にも大きな不確かさが伴う特殊な事象の評価を審査の対象とする場合、審査において、申請者と異なる解析コードにより同じ入力データを用いて解析を行い、その結果を定量的に比較するというクロスチェック解析の手法を採ったとしても、解析コードを用いて解析結果を得るためには、ある特定の条件を与えて解析を行うこととなるのであり、そのような特定の条件を与えて実施した結果からは、進展具合が特殊で不確かさの大きい事象に伴って生じる状態を適切に把握することなど到底できないのであって、このことは別の解析コードに同じ入力データを用いて解析を行っても同じことである。そうすると、このような不確かさの大きい特殊な事象については、クロスチェック解析の手法によって申請者の行った解析が妥当なものであるかどうかや、規制基準を満足するものとなっているかを合理的に判断することはできないものである。そのような場合には、むしろ、規制機関が、事象そのものに着目し、過去の実験や、申請者の行った解析結果を踏まえながら、不確かさの要因やその影響の程度を評価の上、あえて厳しい条件を重畳させてもなお規制基準を満たすことを確認するというような、クロスチェック解析によらない工学的判断手法などを採ることが必要となるのである。

(イ) この点、原告らが指摘するＭＣＣＩ（溶融炉心・コンクリート相互作用）については、更田委員長代理（当時）が、平成２６年９月２４日の記者会見において、「従来の設計基準事象に対する解析のクロスチェック等々とは異なって、シビアアクシデントのように非常に頻度の低い事象に対して行うものに関して、設計基準事象の決定論的安全評価と同じようなクロスチェックという概念を用いること自体が余り正しいとは考えていません。」と、非常に頻度の低いシビアアクシデントのような事

象については、クロスチェック解析という手法を選択することに合理性がない場合が多いことを述べた上で、更に続けて、その中でも取り分け、ＭＣＣＩについては、「極めて特殊な現象」であり、「代表的なシビアアクシデント解析コードの中でＭＣＣＩに対する解析結果というのは極めて大きく割れる、不確かさの大きな現象です。（中略）実際問題としては、ＭＣＣＩについては工学的判断に基づいて判断を下すのが状況であって、解析コードの成熟度がＭＣＣＩを取り扱うようなレベルに達しているという判断にはありません。」と述べている（甲Ａ第５７９号証４及び５ページ）。この発言内容からは、ＭＣＣＩが、極めて特殊で不確かさの大きな事象であるから、計算解析に関する審査において、申請者と異なる解析コードにより同じ入力データを用いて解析を行い、その結果を定量的に比較するというクロスチェック解析の手法を採ったとしても、申請者の行った解析が妥当かどうかを合理的に判断できるものではなく、むしろ、規制機関が、事象そのものに着目し、過去の実験や、申請者の行った解析結果を踏まえながら、不確かさの要因やその影響の程度を評価の上、あえて厳しい条件を重畳させてもなお規制基準を満たすことを確認するというような、クロスチェック解析によらない工学的判断手法を採るべき事象であることが明らかにされている。このように、本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査において、原子力規制委員会が、ＭＣＣＩについてクロスチェック解析を実施しないという判断をしたことは、専門技術的な知見に基づく合理的な判断であって、この点及び更田委員長代理（当時）の前記発言を正解することなく、本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査において、クロスチェック解析を実施していないことから、申請者が立案した重大事故等対策の有効性評価の審査に問題があるとする原告らの主張には理由がない。

したがって、原告らの前記(1)イの主張は理由がない。

(ウ) なお、念のため付言するに、本件各原子炉に係る設置変更許可申請に対する審査においては、ＭＣＣＩについては、同事象が、大きな不確かさを伴うことを踏まえながら、具体的には、以下のような方法により、クロスチェック解析ではなく、更田委員長代理（当時）のいう前記「工学的判断」により、申請者が計画している対策の有効性評価について、申請者の用いた解析コード（ＭＡＡＰ）及び解析結果の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目をおおむね満足することに変わりがないことを確認するなどして、申請者の行った有効性評価には妥当性があるものと判断しているところである。

すなわち、被告会社は、ＭＣＣＩの不確かさを把握するに当たって、ＭＣＣＩの現象そのものに着目し、コンクリート侵食に至る進展過程を①溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程、②溶融炉心の冷却過程、③コンクリートの侵食過程の３段階に分け、各段階におけるＭＣＣＩ現象への影響因子（パラメータ）ごとに、過去の実験等の知見を踏まえて不確かさの存否を確認し、その上で、不確かさが存する影響因子（パラメータ）について、ＭＡＡＰを用いた解析によりコンクリート侵食に与える影響の程度を分析し、さらに、影響因子を組み合わせたケースについても同様の解析を実施しているところ、その結果、約１６ｃｍのコンクリート侵食が発生するものの、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食の深さは小さいことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はないとして、ＭＣＣＩの現象の不確かさを考慮しても、評価項目のうち「(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと（略）」をおおむね満足するという判断に影響がないことを確認しているものである（乙ロ第１５５号証２００ないし２０３ページ、乙ロ第２４７号証３．

３．５７ないし６８参照、乙ロ第２４８号証３．５－７、８、１３及び１４参照)。

これに対し、原子力規制委員会は、これらの被告会社によるＭＣＣＩに係る不確かさの影響評価も踏まえて、ＭＣＣＩに対して被告会社が計画している格納容器破損防止対策が有効であることを確認している（乙ロ第１５５号証２０３ページ)。

このように、本件各原子炉施設に係る設置変更許可申請に対する審査において、被告会社は、ＭＣＣＩが極めて特殊で不確かさの大きな現象であることを前提としつつ、解析コード（ＭＡＡＰ）による解析結果そのものに依拠するのではなく、ＭＣＣＩの現象そのものに着目し、過去の実験やＭＡＡＰによる解析結果等を踏まえつつ、不確かさの要因やその影響の程度を評価しており、原子力規制委員会は、前記ＭＣＣＩの特殊性を考慮した上で、ＭＣＣＩに対する被告会社の格納容器破損防止対策が有効であることを確認しているものである。このような審査の内容は、ＭＣＣＩが特に不確かさが大きな現象であるという特殊性を踏まえたものであって、何ら不合理ではない。

以　上