



して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定する。

- ④ 基準地震動の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保する。「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」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性について、敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価する。「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」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握する。

【地質審査ガイド】

地質審査ガイドは、将来活動する可能性のある断層等の認定、建物・構築物の地盤の支持性能及び周辺斜面の安全性を評価するための調査、震源を特定して策定する地震動を評価するための断層調査及び基準地震動の策定における地震波の伝播特性等の把握のための調査等を規定しており（まえがき 3. ）、地質・地質構造、地下構造及び地盤等に関する調査・評価として、将来活動する可能性のある断層等の認定、敷地内及び敷地極近傍における地盤の変位に関する調査、震源断層に係る調査及び評価、地震動評価のための地下構造調査等について規定する（I. ）などしている。

【地震動審査ガイド】

地震動審査ガイドは、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の策定における検討用地震の選定における震源特性パラメータの設定について、「震源モデルの長さ又は面積、あるいは1回の活動による変位量と地震規模を関連づける経験式を用いて地震規模を設定する場合には、経験式の適用範囲が十分に検討されていることを確認する。その際、経験式は平均値としての地震規模を与えるものであることから、経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある。」とする（I. 3. 2. 3（2））。

また、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の策定における断層モデルを用いた手法による地震動評価における震源モデルの設定に当たり、震源断層のパラメータ（震源特性パラメータ）は、活断層調査結果等に基づき、地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」等の最新の研究成果を考慮し設定されていることを確認するとする（I. 3. 3. 2（4）①1））。

b 強震動予測レシピ

(a) 概要

上記のとおり地震動審査ガイドで例示されている地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」（強震動予測レシピ）は、地震本部地震調査委員会により公表されているものである。同レシピは、同委員会において実施してきた強震動評価に関する検討結果から、強震動予測手法の構成要素となる震源特性、地下構造モデル、強震動計算、予測結果の検証の現状における手法や震源特性パラメータの設定に当たっての考え方を取りまとめたものであり、①特性化震源モデルの設定、②地下構造モデルの作成、③強震動計算、④予測結果の検証の四つの過程から成る。また、

震源断層を特定した地震を想定した場合の強震動を高精度に予測するための、「誰がやっても同じ答えが得られる標準的な方法論」を確立することを目指しており、今後も強震動評価における検討により、修正を加え、改訂されていくことを前提としている。

(b) 策定経過

地震本部は、平成7年1月に発生した兵庫県南部地震による阪神・淡路大震災を契機として、地震防災対策に関する課題を踏まえ、同年6月に成立した地震防災対策特別措置法に基づき、同年7月に総理府（当時）に設置され、現在は、文部科学省に設置されている。そして、同法10条に基づき、地震に関する観測、測量、調査又は研究を行う関係行政機関、大学等の調査結果等を収集し、整理し、及び分析し、並びにこれに基づき総合的な評価を行うため、地震本部の下に、専門家から成る地震調査委員会が設置されている。また、特定の震源断層において地震が発生した際の強い揺れ（強震動）を予測する手法を検討するとともに、その手法を用いた強震動の評価を行うため、平成11年8月、地震調査委員会の下に、入倉孝次郎京都大学防災研究所教授（当時）を部会長として、強震動評価部会が設置され、さらに、強震動評価部会の審議に資するため、強震動予測手法の高度化に関する検討を行うため、同年11月、強震動評価部会の下に、強震動予測手法検討分科会（主査：入倉孝次郎京都大学防災研究所教授（当時））が設置された。

強震動評価部会及び強震動予測手法検討分科会は、強震動予測手法（強震動評価手法）として、種々の方法を検討した上で、まず、平成13年5月、「糸魚川－静岡構造線断層帯（北部、中部）を起震断層と想定した強震動評価手法について（中間報告）」の付録として、強震動予測手法（強震動評価手法）の一部である「震源の特

性化の手続き」を取りまとめた。その後、更なる検討を経て、平成14年10月、「糸魚川－静岡構造線断層帯（北部，中部）の地震を想定した強震動評価手法について」の付録として、強震動予測手法（強震動評価手法）の全体である「活断層で発生する地震の強震動評価のレシピ」を取りまとめた。その後、更なる適用性の検討や有効性の検証を経て、「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ）」との名称で初めて公表されたのが、平成17年3月23日に地震本部地震調査委員会から公表された「全国を概観した地震動予測地図」報告書の分冊2「震源断層を特定した地震動予測地図の説明」においてである。その後も、適宜、検討・検証結果を踏まえた改訂等がされており、現在の最新版は令和2年3月6日改訂のものである。なお、「片岡ほか式」が記載された片岡ほか（2006）の著者の一人である片岡正次郎は、平成15年4月25日の第31回会議以降、強震動予測手法検討分科会の委員を務めている。

(c) 内容

令和2年3月6日改訂の強震動予測レシピは、同レシピが示すのは、最新の知見に基づき最もあり得る地震と強震動を評価するための方法論であるが、断層とそこで将来生じる地震及びそれによってもたらされる強震動に関して得られた知見はいまだ十分とはいえないことから、特に現象のばらつきや不確定性の考慮が必要な場合には、その点に十分留意して計算手法と計算結果を吟味・判断した上で震源断層を設定することが望ましいとする。その上で、「1. 特性化震源モデルの設定」において、断層全体の形状や規模を示す巨視的震源特性、主として震源断層の不均質性を示す微視的震源特性、破壊過程を示すその他の震源特性、という三つの震源特性を考慮し

て、震源特性パラメータを設定する。その設定方法は、想定した震源断層で発生する地震に対して、特性化震源モデルを構築するための基本的な方針を示したものであり、強震動予測における震源断層パラメータの標準的な値の設定が、再現性をもってなされることを目指したものであり、地震のタイプ（活断層で発生する地震と海溝型地震）ごとに説明している。また、「1. 1 活断層で発生する地震の特性化震源モデル」において、活断層で発生する地震の特性化震源モデルについては、過去の地震記録や調査結果などの諸知見を吟味・判断して震源断層モデルを設定する場合と、長期評価された地表の活断層長さ等から地震規模を設定し震源断層モデルを設定する場合（なお、強震動予測レシピは、当初、前者の方法のみを記載していたが、平成20年に後者の方法も追加した。）について、巨視的震源特性の設定方法を解説している。そして、付図2（別紙「付図2 活断層で発生する地震の震源特性パラメータ設定の全体の流れ」）に、活断層で発生する地震に対する震源特性パラメータの設定の全体の流れを示している。また、「1. 1. 1 巨視的震源特性」において、活断層で発生する地震における震源断層モデルの巨視的震源特性に関するパラメータとして、震源断層モデルの位置と構造（位置、走向、セグメント）、震源断層モデルの大きさ（長さ・幅）・深さ・傾斜角、地震規模、震源断層モデルの平均すべり量を設定し、これらを説明し、「1. 1. 2 微視的震源特性」において、活断層で発生する地震における震源断層モデルの微視的震源特性に関するパラメータとして、アスペリティの位置・個数、アスペリティの面積、アスペリティ及び背景領域の平均すべり量、アスペリティ及び背景領域の実効応力、 f_{max} 、平均破壊伝播速度、すべり速度時間関数、すべり角を設定し、これらを説明し、「1.

1. 3 その他の震源特性」において、その他の震源特性に関するパラメータとして、破壊開始点、破壊形態を設定し、これらを説明している。

【地震規模（地震モーメント）】

「1. 1. 1 巨視的震源特性」において、過去の地震記録や調査結果などの諸知見を吟味・判断して震源断層モデルを設定する場合の地震規模（地震モーメント M_0 ）の設定に関し、震源断層面積 S (km^2) と地震モーメント M_0 ($\text{N} \cdot \text{m}$) の経験的關係式ないし経験式として、次の(2)式から(4)式までが採用されている(別紙「付図2 活断層で発生する地震の震源特性パラメータ設定の全体の流れ」の(2)、(3)、(4)式参照)。なお、平成21年12月21日改訂の強震動予測レシピ(乙33)では、上記の経験的關係式ないし経験式は(2)式及び(3)式であったが、その後の改訂で(2)式から(4)式までとなった。これは、同日改訂のものでは、(3)式を適用するのは、 $M_0 = 7.5 \times 10^{18}$ ($\text{N} \cdot \text{m}$) ($M_w 6.5$ 相当)以上の地震とし、 $M_0 = 1.0 \times 10^{21}$ ($\text{N} \cdot \text{m}$)を上限とするとされていたのに対し、その後の改訂により、(3)式を適用するのは、 $M_0 = 7.5 \times 10^{18}$ ($\text{N} \cdot \text{m}$)以上 $M_0 = 1.8 \times 10^{20}$ ($\text{N} \cdot \text{m}$) ($M_w 7.4$ 相当)以下の地震とし、 $M_0 = 1.8 \times 10^{20}$ ($\text{N} \cdot \text{m}$)を上回る地震では、新たに(4)式を用いることとされたためであると解される(1 $\text{N} \cdot \text{m} = 10^7$ dyne-cmである。)

$$M_0 = (S / 2.23 \times 10^{15})^{3/2} \times 10^{-7} \dots \dots \dots (2)$$

$$M_0 = (S / 4.24 \times 10^{11})^2 \times 10^{-7} \dots \dots \dots (3)$$

$$M_0 = S \times 10^{1.7} \dots \dots \dots (4)$$

上記(2)式が「Somerville et al.式」であり、上記(3)式

が「入倉・三宅式」であり、上記(4)式はMurotani et al. (2015)で提案された式である。令和2年3月6日改訂の強震動予測レシピでは、(2)式は、過去の大地震の強震記録を用いた震源インバージョン結果を基にしており、この中にはM8クラスの巨大地震のデータが含まれていないなどとして、地震モーメントが大きい地震については、(3)式を用いるとされている。また、(3)式を適用するのは、 $M_0 = 7.5 \times 10^{18}$ (N・m)以上 $M_0 = 1.8 \times 10^{20}$ (N・m) (Mw 7.4相当)以下の地震とするとされ、 $M_0 = 1.8 \times 10^{20}$ (N・m)を上回る地震では、(4)式を用いるとされている。そして、原理的には断層幅や平均すべり量が飽和しているかどうかでスケーリング則が変わるため、断層幅が飽和していない場合は(2)式を、飽和している場合は(3)式又は(4)式を用いるのが合理的であり、断層幅と平均すべり量の両方が飽和している場合は(4)式を用いることが望ましいとされている。

【短周期レベルとアスペリティの総面積】

「1.1.2 微視的震源特性」において、アスペリティの総面積 S_a (km²)を設定するに当たり、断層幅が地震発生層を飽和しない中小規模の地震で、円形破壊面を仮定できる場合と、断層幅が地震発生層を飽和する大規模な地震で、円形破壊面を仮定することができない場合とに分け、前者の場合において、アスペリティの総面積 S_a が、強震動予測に直接影響を与える短周期領域における加速度震源スペクトルのレベル(短周期レベルA)と密接な関係があることが分かっていることから、短周期レベルAを設定した上でアスペリティの総面積 S_a を求めることとしている。短周期レベルAを算出するに当たって、地震モーメント M_0 (N・m)と短周期レベルA (N・m/s²)の経験的關係式ないし経験式として採用され

ている次の式（強震動予測レシピの（12）式）（別紙「付図2
活断層で発生する地震の震源特性パラメータ設定の全体の流れ」の
（12）式）が、「壇ほか式」である。

$$A = 2.46 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3} \dots \dots (12)$$

「1.1.2 微視的震源特性」において、断層幅が地震発生層
を飽和する大規模の地震で、円形破壊面を仮定できない場合、具体
的には、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) を上回る断層又は $M_0 = 1.8 \times 10^{20}$ (N・
m) を上回らない場合でも、アスペリティ面積比が大きくなったり
背景領域の応力降下量が負になったりするなど、非現実的なパラ
メータ設定になり、円形クラックの式を用いてアスペリティの大き
さを決めることが困難な断層等の場合には、アスペリティ面積比 S_a/S
を22%とすることとされている。その際は、アスペリティ
の総面積 S_a を求めるに当たり、短周期レベルAを必要としない。
この場合においては、併せて、静的応力降下量 $\Delta\sigma$ (MPa) の値を3.
1MPaと設定する手法が採用され、これによりアスペリティの総面積
 S_a が求められる（別紙付図2の破線で囲まれた「×約22% (So
merville et al., 1999)」及び「 $\Delta\sigma = 3.1$ MPa (Fujii and Mats
u'ura, 2000)」参照）。

- (イ) 基準地震動に係る本件申請並びに原子力規制委員会の審査及び判断
(甲84, 乙54, 132, 139, 202, 丙16, 18, 173,
178)

設置許可基準規則解釈別記2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
適切なものを策定することを要求している。また、「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、敷地の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を要求している。

原子力規制委員会は、被告参加人が行った地震動評価の内容について審査した結果、本件申請における基準地震動は、各種の不確かさを考慮して、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適切に策定されていることから、設置許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

a 地下構造モデル

(a) 解放基盤表面の設定

設置許可基準規則解釈別記2は、解放基盤表面について、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される自由表面であり、せん断波速度（S波速度）がおおむね700m/s以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないことを要求する。

被告参加人は、解放基盤表面の設定に関する評価について、本件各原子炉施設敷地内で実施した地質調査及び試掘坑内弾性波探査の結果より、せん断波速度（S波速度）が約1.35km/sの岩盤が相当の広範囲にわたり基盤を構成していることを確認したことから、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底版位置の標高（E.L.）-15.0mの位置に解放基盤表面を設定した、としている。

原子力規制委員会は、被告参加人が設定している解放基盤表面は、必要な特性を有し、要求されるせん断波速度（S波速度）を持つ硬質地盤の表面に設定されていることから、設置許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(b) 敷地地盤の地下構造の評価

設置許可基準規則解釈別記2は、敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価することを要求している。

被告参加人は、敷地地盤の地下構造の評価について、敷地及び敷地周辺における地質調査等に基づき、以下のとおりとしている。

- ① 地質調査の結果、敷地及び敷地近傍には古第三紀漸新世～新第三紀前期中新世の佐世保層群、新第三紀鮮新世の東松浦玄武岩類並びに第四紀の段丘堆積物及び沖積層等が分布する。地盤は古第三紀漸新世～新第三紀前期中新世の佐世保層群を基盤岩とし、これに岩脈（玢岩）が貫入し、これらを新第三紀中新世の八ノ久保砂礫層、新第三紀鮮新世の東松浦玄武岩類及び第四紀の堆積物が不整合で覆う。
- ② 本件各原子炉施設敷地内で得られた地震観測記録（M3.1～M7.3）のうち、M5.0以上の地震により得られた地震観測記録の応答スペクトルとNoda et al. (2002)による標準的な応答スペクトルの比を、到来方向別に算定し、比較検討した結果、特異な増幅傾向はない。
- ③ 本件各原子炉施設敷地内で得られた地震観測記録を、地震波の到来方向別に比較検討した結果、増幅特性が異なるような傾向はない。
- ④ 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の基礎地盤は佐世保層群を基盤とし、その速度層は、PS検層及び地質調査等の結果、均質かつ水平な速度構造を示していることから、水平成層構造として

一次元の速度構造をモデル化した。

⑤ 一次元の地下構造モデルは、速度構造及び減衰構造について、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋基礎底板位置の解放基盤表面 E L. - 1 5 m から E L. - 2 0 0 m までは試掘坑内弾性波探査結果及びボーリング孔による P S 検層結果等を参考に設定した。また、E L. - 2 0 0 m から E L. - 3 0 1 5 m までは地震調査委員会 (2 0 0 7) (「 2 0 0 5 年福岡県西方沖の地震の観測記録に基づく強震動評価手法の検証について (中間報告) 」) により、さらに、深部については、地震調査委員会 (2 0 0 3) (「 布田川・日奈久断層帯の地震を想定した強震動評価について 」) を参考に設定した。

⑥ 当該地下構造モデルから理論的に求まる伝達関数が、本件各原子炉施設敷地内での観測記録から求まる伝達関数と整合的であることを確認した。

原子力規制委員会は、本件各原子炉施設敷地及び敷地周辺の地下構造の評価に関して、被告参加人が行った調査の手法は、地質審査ガイドを踏まえているとともに、調査結果に基づき地下構造を水平成層かつ均質と評価し、一次元地下構造モデルを設定しており、当該地下構造モデルは地震波の伝播特性に与える影響を評価するに当たって適切なものであることから、設置許可基準規則解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

b 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

設置許可基準規則解釈別記 2 は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、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、敷地に大きな影響を与えると予想される地震 (検討用地震) を複数選定し、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を要求している。

原子力規制委員会は、被告参加人が実施した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価については、複数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」を適切な手法で行っていることから、設置許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(a) 震源として考慮する活断層

設置許可基準規則解釈別記2は、内陸地殻内地震に関し、震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形及び地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置、形状、活動性等を明らかにすることを要求している。

被告参加人は、調査内容、調査結果及びその評価について、以下のとおりとしている。

- ① 敷地周辺の地質及び地質構造を把握するため、陸域については、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査及び地球物理学的調査を実施した。また、海域については、文献調査のほか、海上音波探査及び他機関によって実施された海上音波探査記録の解析等を行い、地質・地質構造の検討を実施した。
- ② 敷地周辺では、調査結果に基づき、竹木場断層、今福断層、城山南断層、楠久断層、国見断層、真名子－荒谷峠断層、鉾ノ木山リニアメント、警固断層帯、佐賀平野北縁断層帯、日向峠－小笠

木峠断層帯，西山断層帯，糸島半島沖断層，F-h断層，壱岐北東部断層群，対馬南方沖断層，対馬南西沖断層群，厳原東方沖断層群，宇久島北西沖断層群等を震源として考慮する活断層として抽出し，活断層の位置，形状等を評価した。

③ 敷地近傍においては，文献調査及び変動地形学的調査の結果，名護屋断層及びそれに対応するリニアメント並びに名護屋南断層を抽出した。これらの断層について調査を実施した結果，震源として考慮する活断層は認められないと評価した。

④ 敷地においては，文献調査，変動地形学的調査，地表地質調査，ボーリング調査，試掘坑調査等の結果，規模が大きく，地質構造を規制する断層は認められないものの，小規模な断層が認められ，その性状及び上載地層の年代に着目した手法による検討結果から少なくとも後期更新世以降活動していないと考えられ，震源として考慮する活断層は認められないと評価した。

原子力規制委員会は，審査の過程において，被告参加人が当初，壱岐北東部に複数の断層が分布するが，震源として考慮する活断層ではないと評価していたため，断層評価を再検討するよう求めた。

これに対して，被告参加人は，壱岐北東部に分布する断層群を一連の断層とし，震源として考慮する活断層として評価を見直した。

原子力規制委員会は，被告参加人が実施した震源として考慮する活断層の評価は，調査地域の地形・地質条件に応じて適切な手法，範囲及び密度で調査を実施した上で，その結果を総合的に評価し，活断層の位置，形状，活動性等を明らかにしていることから，設置許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(b) 検討用地震の選定

設置許可基準規則解釈別記2は，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、検討用地震を複数選定することを要求している。また、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮することを要求している。

被告参加人は、検討用地震の選定について、以下のとおりとしている。

① 内陸地殻内地震については、気象庁震度階級関連解説表の記載によると、地震によって建物等に被害が発生するのは震度5弱（1996年以前は震度V）程度以上であると考えられることを踏まえて、過去の地震及び活断層による地震を評価し、敷地に影響を及ぼすものを抽出した。

このように抽出した敷地に影響を及ぼす地震について、Noda et al. (2002) の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、竹木場断層による地震及び城山南断層による地震を検討用地震として選定した。

② プレート間地震については、過去の地震から、敷地における揺れは、建物等に被害が発生するとされている震度5弱（1996年以前は震度V）程度以上とは推定されず、敷地に大きな影響を与える地震ではないことから、検討用地震を選定しない。

③ 海洋プレート内地震については、発生位置から敷地までの距離が十分に離れているため、建物等に被害が発生するとされている震度5弱（1996年以前は震度V）程度以上とは推定されず、敷地に大きな影響を与える地震ではないことから、検討用地震を

選定しない。

原子力規制委員会は、審査の過程において、被告参加人が当初、対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の同時活動を考慮する必要はないと評価していたため、それぞれの断層の位置や走向・傾斜を踏まえ、検討用地震の選定に際しては、これらの断層が連動する場合を考慮して評価することを求めた。

これに対して、被告参加人は、これらを反映して検討用地震の選定に係る評価を示した。

原子力規制委員会は、被告参加人が実施した検討用地震の選定に係る評価は、活断層の性質や地震発生状況を精査し、既往の研究成果等を総合的に検討することにより検討用地震を複数選定するとともに、評価に当たっては複数の活断層の連動も考慮していることから、設置許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(c) 地震動評価

設置許可基準規則解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、検討用地震ごとに、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮して、「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」を実施して策定することを要求している。また、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、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求している。

被告参加人は、検討用地震として選定した竹木場断層による地震

及び城山南断層による地震について、震源モデル及び震源特性パラメータの設定並びに地震動評価の内容を以下のとおりとしている。

i 竹木場断層による地震

- ① 基本ケース（基本震源モデル）は、地震調査委員会（2007）（「2005年福岡県西方沖の地震の観測記録に基づく強震動評価手法の検証について（中間報告）」）を踏まえ、本件各原子炉施設敷地内で得られた2005年福岡県西方沖地震の地震観測記録を用いて検討し、強震動予測レシピ（2009）及び強震動予測レシピ（2016）に基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。この際、地震モーメント M_0 は、断層面積から「入倉・三宅式」に基づき設定し、短周期レベルAは「壇ほか式」に基づき設定した。
- ② 基本ケースにおける主なパラメータとして、地震調査委員会（2007）、本件各原子炉施設敷地周辺の速度構造及び微小地震の発生状況から、断層上端深さを3km、断層下端深さを20kmと設定した。また、断層長さについては、地質調査の結果4.9kmと評価したが、「孤立した短い活断層」として、断層長さを断層幅と同様に17.3km、傾斜角については、断層露頭の観察結果及び国内で発生した横ずれ断層タイプの地震の震源メカニズム解による検討結果に基づき、傾斜角 80° の右横ずれ断層と設定した。アスペリティ位置は、地質調査結果で得られた地表トレースの範囲内で敷地に最も近い位置の断層上端に配置し、破壊開始点は破壊の進行方向が敷地に向かう方向となるように、断層面南下端に設定した。
- ③ 設定した基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、応

力降下量を基本震源モデルの1.5倍としたケース、傾斜角を60°としたケース、断層長さ及び震源断層の拡がりを考慮して断層長さを20kmとしたケースについても設定した。また、不確かさを考慮したケースの全てにおいて、アスペリティを敷地に最も近い位置となるように配置し、破壊開始点は断層面下端及びアスペリティ下端に複数設定した。(次表参照)

検討ケース	断層長さ及び震源断層の拡がり	断層傾斜角	応力降下量	アスペリティの位置	破壊開始点
基本震源モデル	17.3km	80度	強震動予測レンジにより設定	地表トレースの範囲内で敷地に最も近い位置に設定	巨視的断層面の端部で破壊が敷地に向かう位置に設定
不確かさ考慮モデル (断層長さ及び震源断層の拡がりの不確かさ)	20.0km	80度	強震動予測レンジにより設定	敷地に近い位置に設定	複数設定
不確かさ考慮モデル (断層傾斜角の不確かさ)	19.7km	60度	強震動予測レンジにより設定	敷地に近い位置に設定	複数設定
不確かさ考慮モデル (応力降下量の不確かさ)	17.3km	80度	新潟県中越沖地震を踏まえ、強震動予測レンジの1.5倍に設定	敷地に近い位置に設定	複数設定

不確かさを考慮して設定するパラメータ
 不確かさを重畳するパラメータ

- ④ 「応答スペクトルに基づく地震動評価」は、岩盤における観測記録に基づいて提案された距離減衰式で、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができる Noda et al. (2002) の方法を用いた。地震動評価に当たって使用するマグニチュードは、断層長さから松田(1975)により求めた。なお、内陸地殻内地震の補正係数は適用しないものとした。
- ⑤ 「断層モデルを用いた手法による地震動評価」は、福岡県西方沖地震の余震(2005年3月22日, M5.4)の本件各原子炉施設敷地内での地震観測記録を要素地震として適切なも

のと評価した上で、短周期領域は経験的グリーン関数法を、長周期領域は離散化波数法を用いて評価し、それらを組み合わせることにより評価するハイブリッド合成法により評価した。

- ⑥ 震源特性パラメータのうち、地震モーメントは「入倉・三宅式」により断層面積から、平均応力降下量は円形クラックの式により、アスペリティの面積は短周期レベルを介し、アスペリティの応力降下量は、平均応力降下量及びアスペリティ面積比から設定した。

ii 城山南断層による地震

- ① 基本ケースは、地震調査委員会（2007）を踏まえ、本件各原子炉施設敷地内で得られた2005年福岡県西方沖地震の地震観測記録を用いて検討し、強震動予測レシピ（2009）及び強震動予測レシピ（2016）に基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。この際、地震モーメント M_0 は、断層面積から「入倉・三宅式」に基づき設定し、短周期レベルAは「壇ほか式」に基づき設定した。

- ② 基本ケースにおける主なパラメータとして、地震調査委員会（2007）並びに本件各原子炉施設敷地周辺の速度構造及び微小地震の発生状況から、断層上端深さを3km、断層下端深さを20kmと設定した。また、断層長さについては、地質調査結果に基づき19.5km、傾斜角については、地質調査結果及び原子力安全基盤機構（2005）（震源を特定しにくい地震による地震動の検討に関する報告書）に基づき傾斜角 90° の左横ずれ断層と設定した。アスペリティ位置は、地質調査結果で得られた地表トレースの範囲内で敷地に最も近い位置の断層上端に配置し、破壊開始点は破壊の進行方向が敷地に向かう方向

となるように、断層面東下端に設定した。

- ③ 設定した基本ケースに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、応力降下量を基本震源モデルの1.5倍としたケース、傾斜角を60°としたケース、断層長さ及び震源断層の拡がりを考慮して断層長さを20kmとしたケースについても設定した。また、不確かさを考慮したケースの全てにおいて、アスペリティを敷地に最も近い位置となるように配置し、破壊開始点は断層面下端及びアスペリティ下端に複数設定した。(次表参照)

検討ケース	断層長さ及び震源断層の拡がり	断層傾斜角	応力降下量	アスペリティの位置	破壊開始点
基本震源モデル	19.5km	90度	強震動予測レシビにより設定	地表トレースの範囲内で敷地に最も近い位置に設定	巨視的断層面の端部で破壊が敷地に向かう位置に設定
不確かさ考慮モデル (断層長さ及び震源断層の拡がりの不確かさ)	20km	90度	強震動予測レシビにより設定	敷地に近い位置に設定	複数設定
不確かさ考慮モデル (断層傾斜角の不確かさ)	19.7	60度	強震動予測レシビにより設定	敷地に近い位置に設定	複数設定
不確かさ考慮モデル (応力降下量の不確かさ)	19.5	90度	新潟県中越沖地震を踏まえ、強震動予測レシビの1.5倍に設定	敷地に近い位置に設定	複数設定

不確かさを考慮して設定するパラメータ
 不確かさを重畳するパラメータ

- ④ 「応答スペクトルに基づく地震動評価」は、竹木場断層による地震と同様、Noda et al. (2002)の方法を用いた。地震動評価に当たって使用するマグニチュードは、断層長さから松田(1975)により求めた。なお、内陸地殻内地震の補正係数は適用しないものとした。
- ⑤ 「断層モデルを用いた手法による地震動評価」は、福岡県西方沖地震の余震(2005年3月22日、M5.4)の本件各

原子炉施設敷地内での地震観測記録を要素地震として適切なものと評価した上で、短周期領域は経験的グリーン関数法を、長周期領域は離散化波数法を用いて評価し、それらを組み合わせることにより評価するハイブリッド合成法により評価した。

- ⑥ 震源特性パラメータのうち、地震モーメントは「入倉・三宅式」により断層面積から、平均応力降下量は円形クラックの式により、アスペリティの面積は短周期レベルを介し、アスペリティの応力降下量は、平均応力降下量及びアスペリティ面積比から設定した。

原子力規制委員会は、審査の過程において、竹木場断層の震源特性パラメータのうち基本ケースの傾斜角については、被告参加人が当初 90° に設定していたため、地質調査結果を考慮して検討するよう求めた。

これに対して、被告参加人は、断層露頭での傾斜角の傾向や、近年、日本で発生した大規模な地震のうち横ずれタイプの地震の震源メカニズム解を踏まえ、基本ケースの傾斜角を西傾斜 80° に設定した。

原子力規制委員会は、被告参加人が実施した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価については、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」に基づき策定していることから、設置許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

c 震源を特定せず策定する地震動

設置許可基準規則解釈別記2は、「震源を特定せず策定する地震動」について、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内



の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することを要求している。

被告参加人は、地震動審査ガイドに例示された収集対象となる内陸地殻内地震の評価について、以下のとおりとしている。

- (a) 地震規模がMw 6.5以上の地震については、2008年岩手・宮城内陸地震と2000年鳥取県西部地震を検討対象とした。
- (b) 2008年岩手・宮城内陸地震については、震源域周辺は、ひずみ集中帯に位置しており、逆断層を主体とする地域である。また、震源域周辺には新第三紀以降の火山岩類及び堆積岩類が厚く複雑に堆積し、顕著な褶曲・撓曲構造が発達している。一方、本件各原子炉施設敷地周辺は、おおむね東西方向の圧縮場における横ずれ断層を主体とする地域である。また、古生代の変成岩類、中生代白亜紀の花崗岩類、古第三紀～新第三紀の堆積岩類が分布し、これらを新第三紀鮮新世の玄武岩類が不整合関係で覆っており、顕著な褶曲・撓曲構造は認められない。したがって、2008年岩手・宮城内陸地震の震源域は、本件各原子炉施設周辺地域とは地質学的・地震学的背景が異なるとして、観測記録収集対象外とした。
- (c) 2000年鳥取県西部地震については、震源域周辺と本件各原子炉施設周辺地域については、地形・地質構造による活断層像や地震活動と地殻構造の観点から、両地域の地質学的・地震学的背景に差はあるものの、一方で、両地域については、顕著な活断層が分布しないこと、横ずれ断層を主体とすること、相対的にひずみ速度が小さいこと等、明確な差異が認められないことから、観測記録を収集し、その地震動レベル及び地盤特性を評価し、震源近傍に位置する賀祥ダムの観測記録を、地盤補正を行わずにそのまま「震源を特定

せず策定する地震動」として採用した。

(d) また、Mw 6.5 未満の地震については、収集した観測記録を、加藤ほか（2004）の地震動レベルと対比させ、その結果から敷地に及ぼす影響が大きいものとして5地震（2004年北海道留萌支庁南部地震，2011年和歌山県北部地震，2011年茨城県北部地震，2011年長野県北部地震，2013年栃木県北部地震）を抽出した。このうち、2004年北海道留萌支庁南部地震については、佐藤ほか（2013）でボーリング調査等による精度の高い地盤情報を基に基盤地震動が推定されており、これに不確かさを考慮した地震動を、「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。

原子力規制委員会は、審査の過程において、震源を特定せず策定する地震動の評価で収集対象となる内陸地殻内の地震の例として地震動審査ガイドに示している16地震について観測記録等を収集していなかったことから、これら全ての地震について観測記録等の分析・評価を実施することを被告参加人に求めた。このうち、2000年鳥取県西部地震については、鳥取県西部地震震源域と本件各原子炉施設周辺地域との間に地質学的背景に大きな地域差が認められないことを指摘した。また、2004年北海道留萌支庁南部地震については、その地震観測記録について、既往の知見である微動探査等に基づく地盤モデルによるはぎとり解析のみならず、適切な地質調査データに基づく地盤モデルによるはぎとり解析等を求めた。

これに対して、被告参加人は、2000年鳥取県西部地震の観測記録を収集し、その地震動レベル及び地盤特性を評価し、震源近傍の観測記録を「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。また、2004年北海道留萌支庁南部地震については、佐藤ほか（2013）

で推定された基盤地震動に不確かさを考慮した地震動を、「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。

原子力規制委員会は、被告参加人が実施した「震源を特定せず策定する地震動」の評価については、過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を精査し、各種の不確かさ及び敷地の地盤物性を考慮して策定していることから、設置許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

d 基準地震動の策定

設置許可基準規則解釈別記2は、基準地震動に関し、「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を要求している。

被告参加人は、施設の耐震設計に用いる基準地震動について、敷地の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基準地震動 $S_s - 1$ から $S_s - 5$ までを以下のとおり策定している。

(a) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

- ① 基準地震動 $S_s - 1$ (最大加速度：水平方向 540 cm/s^2 ，鉛直方向 360 cm/s^2)

応答スペクトルに基づく地震動評価結果を包絡するように設定した地震動

- ② 基準地震動 $S_s - 2$ 及び $S_s - 3$ (最大加速度：水平方向 524 cm/s^2 ，鉛直方向 372 cm/s^2)

断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のうち一部の周期帯で基準地震動 $S_s - 1$ の応答スペクトルを上回る2ケースの地震動

(b) 震源を特定せず策定する地震動

基準地震動 S_{s-4} 及び S_{s-5} (最大加速度: 水平方向 620 cm/s^2 , 鉛直方向 485 cm/s^2)

一部の周期帯で基準地震動 S_{s-1} の応答スペクトルを上回る2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動及び2000年鳥取県西部地震における賀祥ダムの観測記録による地震動

(基準地震動の最大加速度)

基準地震動				最大加速度 (cm/s^2)
基準地震動 S_{s-1}	設計用模擬地震波	水平成分	S_{s-1H}	540
		鉛直成分	S_{s-1V}	360
基準地震動 S_{s-2}	城山南断層による地震	水平NS成分	S_{s-2NS}	268
		水平EW成分	S_{s-2EW}	265
		鉛直UD成分	S_{s-2UD}	172
基準地震動 S_{s-3}	竹木場断層による地震	水平NS成分	S_{s-3NS}	524
		水平EW成分	S_{s-3EW}	422
		鉛直UD成分	S_{s-3UD}	372
基準地震動 S_{s-4}	2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動	水平成分	S_{s-4H}	620
		鉛直成分	S_{s-4V}	320
基準地震動 S_{s-5}	2000年鳥取県西部地震の賀祥ダム観測記録	水平NS成分	S_{s-5NS}	528
		水平EW成分	S_{s-5EW}	531
		鉛直成分	S_{s-5UD}	485

cm/s^2 はGal (ガル) のことである。

原子力規制委員会は、被告参加人が、「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」に関し、敷地の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基準

地震動を策定していることから、設置許可基準規則解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

なお、被告参加人は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」 S_s-1 から S_s-3 までの年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 程度、「震源を特定せず策定する地震動」 S_s-4 及び S_s-5 の年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 程度としている。

イ 外部からの衝撃による損傷の防止（設置許可基準規則6条）のうち火山の影響に対する設計方針に関する審査

ア) 火山の影響による損傷の防止ないし火山の影響に対する設計方針に係る具体的審査基準（甲89, 136, 乙108, 144, 146, 152, 158, 169, 173, 174, 176~180, 186, 187, 189, 195~197, 244, 245, 249~251）

a 概要

上記の具体的審査基準は、設置許可基準規則6条1項及び2項、設置許可基準規則解釈6条1から6まで並びに火山ガイド（別紙「関係法令等の定め」の第3の2(5), 第4の1(4)及び第4の4参照）等である。その中で、本件で特に関連するものの概要は、次のとおりである。

【設置許可基準規則】

設置許可基準規則は、外部からの衝撃による損傷の防止に関し、安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならないとし、重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならないとする（6条1項, 2項）。

【設置許可基準規則解釈】

設置許可基準規則解釈は、設置許可基準規則6条1項に規定する「想定される自然現象」の一つとして、火山の影響を挙げている（6条2）。

【火山ガイド】

火山ガイドは、原子力発電所への火山影響を適切に評価するため、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出、抽出された火山の火山活動に関する個別評価、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山事象の抽出及びその影響評価のための方法と確認事項を取りまとめたものである。火山ガイドは、新規制基準が求める火山の影響により原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であることの評価方法の一例であり、火山影響評価の妥当性を審査官が判断する際に参考とするものである。本件で関連する部分の具体的内容等は、次のとおりである。

(a) 原子力発電所に影響を及ぼす火山影響評価の流れ

火山影響評価は、火山ガイドの図1「原子力発電所に影響を及ぼす火山影響評価の基本フロー」に従い、立地評価（評価対象場所周辺の火山事象の影響を考慮して原子力発電所を建設するサイト（敷地）としての適性を評価すること。後記(b)から(d)まで参照）と影響評価（原子力発電所の運用期間中に生じ得る火山事象に対し、その影響を評価すること。後記(e)参照）の2段階で行う。

立地評価では、まず原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出を行い、影響を及ぼし得る火山が抽出された場合には、抽出された火山の火山活動に関する個別評価を行う。すなわち、設計対応（原子力発電所に到達する火山事象に対し安全機能の保持を設計（施設や設備）で対応できること）不可能な火山事象が原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性の評価を行う。上記の影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された場合は、火山活動のモニタリング

と火山活動の兆候把握時の対応を適切に行うことを条件として、個々の火山事象に対する影響評価を行う。一方、設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価されない場合は、原子力発電所の立地は不適と考えられる。

影響評価では、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行う。

原子力発電所の運用期間は、原子力発電所に核燃料物質が存在する期間とし（1. 4（4））、設計対応不可能な火山事象は、①火砕物密度流、②溶岩流、③岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊、④新しい火口の開口、⑤地殻変動の5事象とする（2. 解説-1, 4. 1（1））。

(b) 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

原子力発電所の地理的領域（火山影響評価が実施される原子力発電所周辺の領域を指し、原子力発電所から半径160kmの範囲の領域とする。）に対して、文献調査等で第四紀（地質時代の一つで、258万年前から現在までの期間をいう。）に活動した火山を抽出する。

地理的領域にある第四紀火山から、文献調査、地形・地質調査及び火山学的調査により、次の2段階の評価を行い、将来の活動可能性のある火山を抽出する。①完新世（第四紀の区分のうちで最も新しいものであり、1万1700年前から現在までの期間をいう。）に活動を行った火山は、将来の活動可能性のあることを示すものとして広く受け入れられていることから、これを将来活動の可能性のある火山とする。②完新世に活動を行っていない火山については、文献調査、地形・地質調査及び火山学的調査の調査結果を基に、当

該火山の第四紀の噴火時期、噴火規模、活動の休止期間を示す階段ダイヤグラムを作成し、より古い時期の活動を評価する。階段ダイヤグラムにおいて、火山活動が終息する傾向が顕著であり、最後の活動終了からの期間が、過去の最大休止期間より長い等、将来の活動可能性がないと判断できる場合は、火山活動に関する後記(c)の個別評価対象外とする。それ以外の火山は、将来の火山活動可能性が否定できない火山として、後記(c)の個別評価対象の火山とする。

原子力発電所の地理的領域に第四紀火山が抽出されない場合や、これが抽出されても将来の火山活動可能性はないと評価された場合は、立地不適とはならず、原子力発電所又はその周辺で観測された降下火砕物の最大堆積量を基に、後記(e)の地理的領域外の火山による降下火砕物の影響評価を行う。

地理的領域を原子力発電所から半径160kmの範囲の領域とするのは、国内の最大規模の噴火である阿蘇4噴火(約9万年前)において火砕物密度流が到達した距離が160kmと考えられているためである。また、対象とする火山を第四紀火山に限定しているのは、日本国内における火山のうち、258万年間の休止期間を経た後に同一のマグマ供給系で火山活動を再開させた火山は確認されておらず、258万年前までに活動を終えた日本の火山が火山活動を再開させる可能性は極めて低いためである。火山ガイドは、第四紀以前に火山活動があった火山で、第四紀の活動が認められない火山は既にその活動を停止しているとみなせるとしている(3. 解説-3)。

(c) 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価

原子力発電所に影響を及ぼし得る火山として抽出した火山については、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。

【設計対応不可能な火山事象】

設計対応不可能な火山事象については、検討対象火山と原子力発電所間の距離が火山ガイドの表1「原子力発電所に影響を与える可能性のある火山事象及び位置関係」に示す原子力発電所との位置関係に記載の距離より大きい場合、その火山事象を評価の対象外とすることができる。

【火山活動の可能性評価】

前記(b)の文献調査、地形・地質調査及び火山学的調査の調査結果と、必要に応じて実施する地球物理学的及び地球化学的調査の結果を基に、原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動の可能性を総合的に評価する。この評価の結果、原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動の可能性が十分小さい場合には、当該火山との関係では立地不適とはならない。

上記の評価の結果、原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動の可能性が十分小さいと判断できない場合は、火山活動の規模と設計対応不可能な火山事象の到達可能性を評価する。

【火山活動の規模と設計対応不可能な火山事象の評価】

検討対象火山の調査結果から噴火規模を推定し、調査結果から噴火の規模を推定できない場合は、検討対象火山の過去最大の噴火規模とする。その上で、設定した噴火規模における設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいかどうかを評価する。この評価では、検討対象火山の調査から噴火規模を設定した場合には、類似の火山における設計対応不可能な火山事象の影響範囲を参考に判断し、過去最大の噴火規模から設定した場合には、検討対象火山での設計対応不可能な火山事象の痕跡等から影響範囲を判断し、いずれの方法によっても影響範囲を判断できない場合に

は、設計対応不可能な火山事象の国内既往最大到達距離を影響範囲とする。その結果、設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいと評価できない場合は、原子力発電所の立地は不適と考えられる。一方、その可能性が十分小さいと評価できる場合には、立地不適とはならない。

ただし、上記の原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動の可能性が十分小さいと評価できる場合及び設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいと評価できる場合において、過去の最大規模の噴火により設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達したと考えられる火山については、後記(d)の火山活動のモニタリングを実施する。

(d) 火山活動のモニタリング

上記(c)の個別評価により、原子力発電所の運用期間中における検討対象火山の活動の可能性が十分小さいと評価できる場合及び設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいと評価できる場合であっても、過去の最大規模の噴火により設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達したと考えられる火山については、噴火可能性が十分小さいことを継続的に確認することすなわち上記評価の根拠が継続していることを確認することを目的として、原子力発電所の運用期間中のモニタリングを行う。

監視対象火山は、過去の最大規模の噴火により設計対応不可能な火山事象が原子力発電所に到達したと考えられる火山である。

火山活動の監視項目としては、一般的に、地震活動の観測（火山性地震の観測）、地殻変動の観測（GPS等を利用し地殻変動を観測）、火山ガスの観測（放出される二酸化硫黄や二酸化炭素量などの観測）が挙げられ、地震活動、地殻変動及び火山ガス状況等を適

切な方法により監視する。監視は事業者自ら実施するものとするが、公的機関が火山活動を監視している場合においては、そのモニタリング結果を活用してもよい。

事業者は、モニタリング結果について、第三者（火山専門家等）の助言を得るなどし、定期的に評価し、当該火山の活動状況を把握し、状況に変化がないことを確認する。

事業者は、モニタリングにより火山活動の兆候を把握した場合の対処方針等を定める。

(e) 原子力発電所への火山事象の影響評価

原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象によって原子力発電所の安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合、原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を火山ガイドの表1「原子力発電所に影響を与える可能性のある火山事象及び位置関係」に従い抽出し、設計対応可能な火山事象による影響評価を行う。設計対応可能な火山事象には降下火砕物等が該当し、構造物や設備等により、原子力発電所に影響を及ぼす火山事象に対してその影響を十分に小さくする必要がある。

地理的領域外の火山については、降下火砕物の影響評価を行う。地理的領域内で将来の活動可能性があるとして評価された火山については、上記の地理的領域外の火山による降下火砕物の影響評価に加え、設計対応可能な火山事象による影響を評価する。各影響を評価するに当たっては、事業者において、文献調査、地形、地質調査等の調査結果、数値シミュレーション等を踏まえ、設計対応可能な火山事象の影響の程度を認定し、その各事象に対する設計対応や運転対応を定め、原子力規制委員会において、その妥当性を審査する。

降下火砕物の影響評価の方法は、次のとおりである。

i 降下火砕物の影響

降下火砕物の影響には、直接的影響（火山ガイド6. 1 (1) (a)）と間接的影響（火山ガイド6. 1 (1) (b)）がある。

ii 降下火砕物による原子力発電所への影響評価

降下火砕物の影響評価では、降下火砕物の堆積物量、堆積速度、堆積期間及び火山灰等の特性などの設定、並びに降雨等の同時期に想定される気象条件が火山灰等特性に及ぼす影響を考慮し、それらの原子炉施設又はその附属設備への影響を評価し、必要な場合には対策がとられ、求められている安全機能が担保されることを評価する。

降下火砕物に関しては、原則として、原子力発電所の敷地及びその周辺調査から求められる単位面積当たりの質量と同等の火砕物が降下するものとする。一方、原子力発電所内及びその周辺敷地において降下火砕物の堆積が観測されない場合は、類似する火山の降下火砕物堆積物の情報を基に求めるか、対象となる火山の噴火量、噴煙柱高、全体粒度分布、及びその領域における風速分布の変動を高度及び関連パラメータの関数として、原子力発電所における降下火砕物の数値シミュレーションを行うことより求める。数値シミュレーションに際しては、過去の噴火履歴等の関連パラメータ、及び類似の火山降下火砕物堆積物等の情報を参考とすることができる。

iii 確認事項

直接的影響については、①降下火砕物堆積荷重に対して、安全機能を有する構築物、系統及び機器の健全性が維持されること、②降下火砕物により、取水設備、原子炉補機冷却海水系統、格納

容器ベント設備等の安全上重要な設備が閉塞等によりその機能を喪失しないこと，③外気取入口からの火山灰の侵入により，換気空調システムのフィルタの目詰まり，非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がなく，加えて中央制御室における居住環境を維持すること，④必要に応じて，原子力発電所内の構築物，系統及び機器における降下火砕物の除去等の対応が取れることを確認する。

間接的影響については，原子力発電所外での影響（長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶）を考慮し，燃料油等の備蓄又は外部からの支援等により，原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れることを確認する。

b 火山ガイドの策定過程

火山ガイドは，日本電気協会が平成21年に制定した「原子力発電所火山影響評価技術指針」（JEAG4625-2009）や，IAEAが平成24年に策定したIAEA安全基準（IAEA Safety Standards）の「原子力施設のサイト評価における火山ハザード」に関する安全指針であるIAEA・SSG-21（Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, Specific Safety Guide, No. SSG-21）等を参考にして，独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）が原案を作成し，これを基に原子力規制委員会における議論を経て，制定された。

JNESは，平成25年3月14日及び同年4月2日に研修会を開催し，同年5月27日に火山に関する規制基準検討会（第1回）を開催し，その中で，火山に関する規制基準検討会委員長の中田節也東京大学地震研究所火山噴火予知研究センター教授ら4名の外部有識者から意見を聴取した。また，原子力規制委員会は，同年3月28日の発

電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム（第21回会合より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）の第20回会合において、中田節也教授から意見を聴取するなどして審議を行った。その際、中田節也教授は、噴火の予測に関し、次のような説明をした。

- ・時期と場所の予測は何となくできているという感覚を持っているが、規模、様式、推移の予測はまだできていないと考えている。
- ・噴火予測の段階1（観測により、火山活動の異常が検出できる段階）については、観測やモニタリングによって火山活動の異常を検出できる。
- ・現在は、噴火予測の段階2（観測と経験則により、異常の原因が推定できる段階）にあり、過去の噴火に基づいた経験則によって、ある程度その噴火のシナリオを描くことができる。
- ・噴火予測の段階3（現象を支配する普遍的な物理法則が明らかにされており、観測結果を当てはめて、将来の予測ができる段階）は、実現は当分不可能だと思っている。
- ・カルデラ噴火の前、マグマ溜まりには数十年から数百年で一気にマグマが充填するため、大きな噴火の場合は、全然傾向が出ないのでなくて、普通の火山よりも変動量が非常に大きく記録される。

なお、JNESは、原子力施設及び原子炉施設に関する検査等、原子力施設及び原子炉施設の設計に関する安全性の解析及び評価並びに原子力災害の予防、原子力災害の拡大の防止及び原子力災害の復旧に関する業務等を行うことにより、原子力の安全の確保のための基盤の整備を図ることを目的として設立された独立行政法人であったところ、福島第一原発事故後、規制実施体制を一元化し、規制当局本体に専門人材を取り込むことが必要であるとの考えなどから、平成26年3月

1日をもって、原子力規制庁に統合され、廃止された機関である。

原子力規制委員会は、火山ガイドを含む内規の案について、意見提出期間を平成25年4月11日から同年5月10日までとして意見公募手続を実施し、その結果等を踏まえ、同年6月19日、火山ガイドを制定した。

c 「基本的な考え方について」

(a) 作成経緯

原子力規制委員会の更田豊志委員長は、平成30年2月21日の原子力規制委員会第67回会議において、原子力規制庁に対し、火山の巨大噴火に関する基本的な考え方について改めて分かりやすくまとめるように指示した。これを受けて、原子力規制庁は、同年3月7日付け「原子力発電所の火山影響評価ガイドにおける「設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価」に関する基本的な考え方について」（「基本的な考え方について」）を作成し、同日の原子力規制委員会第69回会議において報告した。その際、委員からは、「基本的な考え方について」について、巨大噴火に対する原子力規制の基本的な考え方をよくまとめており、従来からこの考え方で規制を行ってきたし、これからもこの考え方でやっていくことになる旨の発言があった。原規技発第1912182号（令和元年1月18日原子力規制委員会決定）による改正後の火山ガイドには、「基本的な考え方について」と同様の趣旨の記載が盛り込まれた（同改正後の火山ガイド4.1（2）、4.2解説-10、解説-11等参照）。

(b) 内容

「巨大噴火」とは、地下のマグマが一気に地上に噴出し、大量の火砕流によって広域的な地域に重大かつ深刻な災害を引き起こすよ

うな噴火であり、噴火規模としては、数十km³程度を超えるような噴火を指している。

① 設計対応不可能な火山事象を伴う火山活動の評価について

火山影響評価は、火山ガイドの図1に従って行っており、このうち、設計対応不可能な火山事象については、当該事象が原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性が十分小さいかどうかを評価する。過去に巨大噴火が発生した火山については、「巨大噴火の可能性評価」を行った上で、「巨大噴火以外の火山活動の評価」を行う。

② 巨大噴火の可能性評価の考え方について

巨大噴火の可能性評価に当たっては、火山学上の各種の知見を参照しつつ、巨大噴火の活動間隔、最後の巨大噴火からの経過時間、現在のマグマ溜まりの状況、地殻変動の観測データ等から総合的に評価を行い、火山の現在の活動状況は巨大噴火が差し迫った状態にあるかどうか、及び運用期間中に巨大噴火が発生するという科学的に合理性のある具体的な根拠があるかどうかを確認する。

巨大噴火は、広域的な地域に重大かつ深刻な災害を引き起こすものである一方、その発生の可能性は低頻度な事象である。現在の火山学の知見に照らし合わせて考えた場合には運用期間中に巨大噴火が発生する可能性が全くないとはいえないものの、これを想定した法規制や防災対策が原子力安全規制以外の分野においては行われていない。したがって、巨大噴火によるリスクは、社会通念上容認される水準であると判断できる。

したがって、上記を考慮すれば、巨大噴火の可能性の評価については、現在の火山学の知見に照らした火山学的調査を十分に

行った上で、火山の現在の活動状況は巨大噴火が差し迫った状態ではないことが確認でき、かつ、運用期間中に巨大噴火が発生するという科学的に合理性のある具体的な根拠があるとはいえない場合は、少なくとも運用期間中は、「巨大噴火の可能性が十分に小さい」と判断できる。

③ 巨大噴火以外の火山活動の評価の考え方について

巨大噴火以外の火山活動について、その活動の可能性が十分小さいと判断できない場合には、火山活動の規模と設計対応不可能な火山事象の評価を行うこととなる。噴火の規模を特定することは一般に困難であるため、火山ガイドに従い、「検討対象火山の過去最大の噴火規模」について火山事象の評価を行うこととなる。

「検討対象火山の過去最大の噴火規模」には、当該検討対象火山の最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模を用いる。

④ (参考) 火山活動のモニタリングについて

火山活動のモニタリングは、「運用期間中の巨大噴火の可能性が十分小さい」と評価して許可を行った場合にあっても、この評価とは別に、評価の根拠が継続していることを確認するため、評価時からの状態の変化を検知しようとするものである。また、火山ガイドでは、モニタリングにより火山活動の兆候を把握した場合には、当然のこととして、原子炉の停止を含めた対処方針を事業者が事前に定めておくこととされている。事業者の火山活動のモニタリング評価結果については、原子炉安全専門審査会に設置されている原子炉火山部会において少なくとも年一回評価することとしている。

また、原子力規制委員会が策定する原子炉の停止等に係る判断の目安についても原子炉火山部会において検討中である。

(イ) 火山の影響による損傷の防止ないし火山の影響に対する設計方針に係る本件申請並びに原子力規制委員会の審査及び判断（甲92，乙54，132，160，166，190～193，207，237，238，丙25，28，32，36，37，41，43，175）

設置許可基準規則6条1項及び2項は、想定される火山事象が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。

このため、原子力規制委員会は、①原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出、②原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価、③火山活動のモニタリング、④原子力発電所への火山事象の影響評価、⑤火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針、⑥降下火砕物による影響の選定、⑦設計荷重の設定、⑧降下火砕物の直接的影響に対する設計方針、⑨降下火砕物の間接的影響に関する設計方針の各項目について、次のa～iのとおり審査を行った。

a 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

火山ガイドは、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出について、地理的領域にある第四紀火山の完新世における活動の有無を確認するとともに、完新世に活動を行っていない火山については過去の活動を示す階段ダイヤグラムを作成し、将来の火山活動可能性が否定できない場合は、個別評価対象とすることを示している。

被告参加人は、本件各原子炉施設に影響を及ぼし得る火山の抽出について、以下のとおりとしている。

(a) 文献調査等の結果より本件各原子炉施設敷地から半径160kmの地理的領域内にある49の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として、雲仙岳、阿蘇カルデラ、福江火山群、九重山、由布岳及び鶴見岳の6火山を抽出した。なお、地理的領域外についても、

九州において過去に火山爆發指数（VEI）7以上の噴火が発生した加久藤・小林カルデラ，始良カルデラ，阿多カルデラ及び鬼界カルデラの4火山を抽出した。

- (b) 完新世に活動を行っていない火山について，階段ダイヤグラムを作成し，最後の活動からの経過期間等から32火山を将来の活動可能性がないと評価し，他方で，将来の活動可能性が否定できない火山として11火山（壱岐火山群，多良岳，小値賀島火山群，南島原，金峰山，万年山火山群，船野山，涌蓋火山群，立石火山群，野稻火山群及び高平火山群）を抽出した。

原子力規制委員会は，被告参加人が実施した本件各原子炉施設に影響を及ぼし得る火山の抽出は，階段ダイヤグラムの作成等により過去の火山活動履歴を評価して行われていることから，火山ガイドを踏まえていることを確認した。

b 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価

火山ガイドは，原子力発電所に影響を及ぼし得る火山について，原子力発電所の運用期間における火山活動の可能性を総合的に評価し，可能性が十分小さいと判断できない場合は，火山活動の規模及びその火山事象の影響評価を実施することを示している。

被告参加人は，本件各原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価について，以下のとおりとしている。

- (a) 鹿児島地溝（加久藤・小林カルデラ，始良カルデラ及び阿多カルデラが含まれる地帯）全体としてのVEI 7以上の噴火の平均発生間隔は約9万年であり，当該地域における最新のVEI 7以上の噴火は約3.0万年前ないし約2.8万年前であることから，鹿児島地溝についてはVEI 7以上の噴火の活動間隔は，最新のVEI 7以上の噴火からの経過時間に比べて十分長く，運用期間中におけるV

E I 7以上の噴火の活動可能性は十分低いと評価した。

- (b) Nagaoka (1988) による噴火ステージ，鍵山編 (2003)，東宮 (1997) などによるマグマ溜まりの浮力中立点に関する検討及び Roche and Druitt (2001)，篠原ほか (2008) などによるメルト包有物・鉱物組成等に関する分析結果などに基づくと，V E I 7以上の噴火時のマグマ溜まりは少なくとも地下10 km以浅にあると考えられること，Druitt et al. (2012) がV E I 7以上の噴火直前の100年程度の間には急激にマグマが供給されたと推定している知見，及び地球物理学的調査の情報からカルデラの地下構造を推定した知見等に基づき，国土地理院の電子基準点間基線距離の変化率からマグマ供給の状態を推定し，また，階段ダイヤグラムに基づく噴火ステージの評価を行うことで，現在のマグマ溜まりがV E I 7以上の噴火直前の状態ではないと評価し，阿蘇カルデラ，鹿児島地溝のカルデラ（加久藤・小林カルデラ，始良カルデラ及び阿多カルデラ）及び鬼界カルデラ（本件5カルデラ）における運用期間中のV E I 7以上の噴火の活動可能性は十分に小さいと評価した。
- (c) 運用期間中の噴火規模について，阿蘇カルデラ，鹿児島地溝のカルデラ及び鬼界カルデラについては現在の噴火ステージにおける既往最大規模を，その他の16火山については各火山の既往最大規模をそれぞれ考慮した。これらの火山と敷地は十分に離隔距離があること等から，溶岩流，岩屑なだれ，地滑り及び斜面崩壊，新しい火口の開口並びに地殻変動については，本件各原子炉施設に影響を及ぼさないと評価した。
- (d) 火砕物密度流に関しては，阿蘇カルデラ以外の火山については，敷地までの離隔距離から評価すると考慮する必要がない。阿蘇カルデラは，地質調査の結果，敷地から半径30 kmの範囲には阿蘇4火



砕流堆積物が複数箇所を確認されるものの、敷地では認められない。

- (e) このように、本件各原子炉施設の運用期間における火山活動に関する個別評価を行った結果、阿蘇カルデラ、鹿児島地溝のカルデラ及び鬼界カルデラについては現在の噴火ステージにおける既往最大規模、それ以外の火山については既往最大規模の噴火を考慮しても、本件各原子炉施設に影響を及ぼさないと評価した。

原子力規制委員会は、被告参加人が実施した本件各原子炉施設の運用期間中の検討対象火山の活動の評価は、過去の活動履歴の把握や地球物理学的調査に基づいており、これらの手法が火山ガイドを踏まえていることを確認した。また、被告参加人が本件各原子炉施設の運用期間中に設計対応不可能な火山事象が本件各原子炉施設に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価していることは妥当であると判断した。

c. 火山活動のモニタリング

火山ガイドは、火山活動のモニタリングに関して、個別評価により運用期間中に火山活動の可能性が十分小さいと評価した火山であっても、設計対応不可能な火山事象が敷地に到達したと考えられる火山に対しては、噴火可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的として運用期間中のモニタリングを行い、噴火可能性につながるモニタリング結果が観測された場合には、必要な判断・対応をとることを示している。

被告参加人は、過去にVEI 7以上の噴火を発生させた阿蘇カルデラ、加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ及び鬼界カルデラ（本件5カルデラ）については、運用期間中のVEI 7以上の噴火の可能性が十分低いものの、自然現象における不確かさ及び敷地への影響を考慮した上で、これらの火山を対象に、運用期間中のモニタリングについて、以下のとおり方針を示した。

(a) VEI 7以上の噴火の早期の段階であるマグマの供給時に変化が現れる地殻変動及び地震活動について、既存観測網等による地殻変動及び地震活動の観測データ、公的機関による発表情報等の収集・分析を行い、第三者の火山専門家の助言を得た評価を定期的にかつ警戒時には臨時で行うことで火山活動状況に変化がないことを定期的に確認する計画とする。

(b) 対象火山の状態に変化が生じた場合は、設計対応不可能な火山事象を伴うVEI 7以上の噴火への発展の可能性を評価し、その可能性がある場合には、原子炉の運転の停止、燃料体等の搬出等を実施する方針とする。

原子力規制委員会は、被告参加人が、設計対応不可能な火山事象が敷地に到達することはないと評価し、自然現象における不確かさ及び敷地への影響を考慮した上で、九州において過去にVEI 7以上の噴火が発生した火山を対象に噴火可能性が十分小さいことを継続的に確認することを目的として運用期間中のモニタリングを計画していることについては、監視対象、監視項目及び監視の方法、定期的評価の方針並びに火山活動の兆候を把握した場合の対処方針を示していること等から、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

d 原子力発電所への火山事象の影響評価

火山ガイドは、原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象によって、安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合、原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を原子力発電所との位置関係から抽出し、その影響評価を行うことを示している。

被告参加人は、設計対応不可能な火山事象以外の火山事象の影響評価について、以下のとおりとしている。

(a) 火山性土石流，火山泥流及び洪水，火山から発生する飛来物（噴石），火山ガス，津波及び静振，大気現象，火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常の影響については，文献調査，地質調査等の結果から，本件各原子炉施設に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。

(b) 降下火砕物については，文献調査及び地質調査の結果，九州においてVEI 7以上の噴火の可能性を否定した火山による広域テフラ以外の降下火砕物は敷地及び敷地付近には認められない。敷地に対して最も影響が大きい降下火砕物は，敷地からの距離と噴出物量との関係から九重山における約5万年前の九重第1噴火によるものであり，噴出量6.2 km³規模の噴火を考慮し，移流拡散モデルを用いたシミュレーションを実施した結果，最大層厚としては，2.2 cmであった。

(c) 以上の検討から，敷地における降下火砕物の最大層厚を10 cmと設定した。降下火砕物の粒径及び密度は，文献調査結果を踏まえ，粒径を2 mm以下，乾燥密度を1.0 g/cm³，湿潤密度を1.7 g/cm³と設定した。

原子力規制委員会は，審査の過程において，九重山を対象とした降下火山灰シミュレーションにおいて，既往文献を踏まえ，噴出量を6.2 km³とし，風向きの不確かさも考慮して評価することを求めた。

これに対して，被告参加人は，これらを反映したケースでも降下火山灰シミュレーションを行い，降下火砕物の影響評価を示した。

原子力規制委員会は，被告参加人が実施した設計対応不可能な火山事象以外の火山事象の影響評価については，文献調査，地質調査等により，本件各原子炉施設への影響を評価するとともに，数値シミュレーションによる降下火砕物の検討も行っていることから，火山ガイ

ドを踏まえていることを確認した。

e 火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針

降下火砕物によって安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を設計上防護すべき施設すなわち設計対象施設として抽出する方針が示されることが必要である。

被告参加人は、降下火砕物の影響を設計に考慮する施設として、「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」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）で規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている（設置許可基準規則12条1項、設置許可基準規則解釈12条1参照）。このうち、クラス1及びクラス2に属する施設で建屋に内包される構築物、系統及び機器については、これらの施設を内包する建屋、屋外に設置されている施設、降下火砕物を含む海水及び空気の経路が存在する施設並びに外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設を設計対象施設としている。また、クラス3に属する施設及びその他の施設のうち、降下火砕物の影響によりクラス1及びクラス2に属する施設に影響を及ぼす可能性がある施設を設計対象施設としている。それ以外のクラス3に属する施設にあつては、降下火砕物による影響を受ける場合であっても、代替設備があることなどにより安全機能が損なわれないことから設計対象施設として抽出しない方針としている。

原子力規制委員会は、被告参加人による設計対象施設を抽出するための方針が、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に従って、降下火砕物によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器並びに上位クラスへ影響を及ぼし

得る施設について、火山ガイドを踏まえて降下火砕物の特徴を考慮した上で、適切に抽出するものとしていることを確認した。

f 降下火砕物による影響の選定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、設計対象施設の安全機能に及ぼす影響を選定することが必要である。この選定に当たっては、火山ガイドにおいて、降下火砕物が直接及ぼす影響（直接的影響）とそれ以外の影響（間接的影響）をそれぞれ選定することを示している。

(a) 直接的影響

被告参加人は、降下火砕物の特徴から、荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を設定した上で、外気吸入の有無等の特徴を踏まえ、直接的影響の主な因子として、構造物への静的負荷、建屋等への粒子の衝突、化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗、閉塞）、化学的影響（腐食）、発電所周辺の大気汚染及び計装盤の絶縁低下を選定している。

(b) 間接的影響

被告参加人は、降下火砕物が原子力発電所に間接的に与える影響について、外部電源の喪失及び本件各原子炉施設へのアクセスの制限といった本件各原子炉施設外で生じる影響を選定している。

原子力規制委員会は、被告参加人による降下火砕物の直接的影響及び間接的影響の選定が、火山ガイドを踏まえたものであり、降下火砕物の特徴及び設計対象施設の特徴を考慮していることを確認した。

g 設計荷重の設定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、その堆積荷重に加え、火山事象以外の自然事象や設計基準事故時の荷重との組合せを設定す

る必要がある。

被告参加人は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々の設計対象施設に応じて常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせるとしている。火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としている。さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている。

原子力規制委員会は、被告参加人による設計荷重の設定が、設計対象施設ごとに常時作用する荷重及び運転時荷重を考慮するものとしていることを確認した。

h 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

降下火砕物の直接的影響によって安全機能が損なわれない設計方針とする必要がある。

(a) 構築物等の健全性の維持（荷重）に対する設計方針

被告参加人は、設計対象施設のうち降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設について、建屋等の許容荷重が設計荷重に対して安全裕度を有することにより構造健全性を失わず、安全機能を損なわない設計方針としている。また、降下火砕物の粒子の衝突の影響が考えられるが、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されるとしている。

原子力規制委員会は、被告参加人の設計について、建屋等の許容荷重が設計荷重に対して余裕を有することにより構造健全性を失わず、安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

(b) 外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針

被告参加人は、屋外に連通する開口部を有する設計対象施設については、降下火砕物が侵入しにくい設計方針とするとともに、腐食

により安全機能が損なわれないように塗装を行うとしている。中央制御室は、降下火砕物により大気汚染が本件各原子炉施設で発生した場合、外気を遮断するため中央制御室空調装置の閉回路循環運転等を実施できる設計とした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行い、24時間閉回路循環運転を実施した場合においても居住性を確保できる設計方針としている。また、摺動部を有する施設については、耐摩耗性のある材料を使用することで機械的影響（摩耗）を受けないように設計するとしている。

原子力規制委員会は、被告参加人の設計が降下火砕物や設計対象施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の侵入による機械的影響（閉塞、摩耗）に対する対策として、平型フィルタ等の設置や換気空調系の停止により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、原子炉制御室にあつては閉回路循環運転等により居住性を確保する方針としていることを確認した。

(c) その他の降下火砕物が及ぼす影響に対する設計方針

被告参加人は、降下火砕物による構造物への化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）及び化学的影響（腐食）等によって、以下のとおり安全機能が損なわれないように設計するとしている。

① 構造物への化学的影響（腐食）

設計対象施設である建屋及び屋外施設は、外装塗装等を実施し、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによる化学的影響（腐食）に対して、安全機能が損なわれないように設計するとしている。

② 水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）

設計対象施設である水循環系を有する施設は、降下火砕物の粒

径に対して、その施設の狭あい部に十分な流路幅を設け閉塞しないように設計するとしている。降下火砕物の性状の変化による閉塞については、降下火砕物が粘土質でないため考慮する必要はないとしている。また、降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用等により影響を及ぼさないように設計するとしている。摩耗については、降下火砕物の硬度が砂よりも低くもろいことから、日常保守管理等により補修が可能としている。

③ 電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）及び化学的影響（腐食）

電気系及び計装制御系の設計対象施設は、外気と遮断された全閉構造等により機械的影響（閉塞）を受けず、また、塗装等により化学的影響（腐食）を受けないように設計するとしている。

④ その他の影響

設計対象施設への直接的影響としては、上記の①から③までの他に、水質汚染の影響が考えられるが、これの影響については、設計対象施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしている。

また、電気系及び計装制御系の計装盤は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。

原子力規制委員会は、被告参加人の設計が降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対象施設に与える化学的影響、機械的影響その他の影響に対して、安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。

(d) 降下火砕物の除去等の対策

被告参加人は、設計対象施設に、長期にわたり静的荷重がかかる

ことや化学的影響（腐食）が発生することを避け、安全機能を維持するために、降下火砕物の降灰時の特別点検、除灰等の対応を適切に実施する方針としている。

原子力規制委員会は、被告参加人が降下火砕物の除去等について、除灰作業等に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針としていることを確認した。

以上のとおり、原子力規制委員会は、被告参加人が降下火砕物の直接的影響により安全機能が損なわれないとしており、この設計方針が火山ガイドを踏まえていることを確認した。

i 降下火砕物の間接的影響に関する設計方針

火山ガイドは、降下火砕物による間接的影響として長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶を想定し、外部からの支援がなくても、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れることを示している。

被告参加人は、原子炉及び使用済燃料ピット（使用済燃料貯蔵槽、使用済燃料貯蔵プールに対して被告参加人が用いている名称）の安全性を損なわないようにディーゼル発電機及びタンクローリを備え、7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする方針としている。

原子力規制委員会は、被告参加人の設計が降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、ディーゼル発電機及びタンクローリを備え、7日間の連続運転を可能とする方針であり、この方針が火山ガイドを踏まえたものであることを確認した。

ウ 重大事故等の拡大の防止等のうち格納容器破損防止対策（設置許可基準規則37条2項）、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（設置許可基準規則51条）及び発電所外への放射性物質の拡散を抑

制するための設備（設置許可基準規則55条）に関する審査

【規制の内容及び構成】

原子炉等規制法43条の3の6第1項4号は、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備について、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設置許可基準規則で定める基準に適合するものであることを求めている。これは、発電用原子炉施設に放射性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適切に講じられているかを確認するためである。この対策は、具体的には、①通常運転時の対策や事故防止対策が適切に講じられていること、②事故防止対策が機能を喪失するような万一の事態においても、重大事故の発生防止及び拡大防止のための安全確保対策が適切に講じられていることである。上記①及び②の対策を分離しているのは、深層防護の考え方（前提事実(3)参照）を踏まえたものである。上記①は、深層防護の考え方の第1から第3までの防護レベルに相当するものであり、上記②は、主に第4の防護レベルに相当するものである。設置許可基準規則は、第2章（設計基準対象施設）（3条から36条まで）で、上記①に係る事項を要求し、第3章（重大事故等対処施設）（37条から62条まで）で、上記②に係る事項を要求している。

設置許可基準規則は、第3章において、まず、発電用原子炉施設について、重大事故等の発生や拡大を防止するために必要な措置を講じなければならないとし（37条）、設置（変更）許可申請者において、それぞれの重大事故等において、網羅的、体系的に事故の原因と事故に至るまでの進展（事故シーケンス）を想定し、当該事故の発生を防止するための対策や拡大を防止するための対策を立案し、その対策の有効性を確認することを要求している（設置許可基準規則解釈37条）。そして、重大事故等対処施設について、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）に対して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を要求している（38条から42条まで）。また、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た（43条）上で、重要な設備に必要な個別の要求事項を定めている（44条から62条まで）。

重大事故等対策は、平成24年法律第47号による原子炉等規制法の改正により新たに法的規制上の要求とされたものである。重大事故等とは、重大事故すなわち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、又は、重大事故に至るおそれのある事故をいう（原子炉等規制法43条の3の6第1項3号、実用炉規則4条、設置許可基準規則2条2項11号）。

上記改正後の原子炉等規制法は、平成25年7月から施行され、その際、設置許可基準規則及び技術的能力審査基準が併せて施行された。

【原子力規制委員会の審査】

原子力規制委員会は、本件申請に係る審査において、重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力に関しては、被告参加人の計画が設置許可基準規則第3章（重大事故等対処施設）及び技術的能力審査基準に適合しているか否かを審査した。

(ア) 重大事故等の拡大の防止等のうち格納容器破損防止対策、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備及び発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に係る具体的審査基準（乙9、12、54、97、105、108、132、201）

上記の具体的審査基準は、設置許可基準規則37条2項、51条及び55条、設置許可基準規則解釈37条2-1から2-4まで、51条1及び55条1並びに有効性評価ガイド（別紙「関係法令等の定め」の第3の2(7)、(10)及び(11)、第4の1(6)、(9)及び(10)並びに第4の5参照）等で

ある。その中で、本件で特に関連するものの概要は、次の a から c までのとおりである。

a 格納容器破損防止対策

設置許可基準規則 37 条 2 項は、「発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。」と規定する。

設置許可基準規則解釈 3.7 条 2-1 から 2-4 までは、設置（変更）許可申請者に対し、重大事故が発生した場合における「想定する格納容器破損モード」を想定することと、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する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。

格納容器破損モードは、著しい炉心損傷が生じた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る。設置許可基準規則解釈 37 条 2-1 は、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という観点から、次のとおり、2 種類の格納容器破損モードを定めている。①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、具体的には、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、水素燃焼、格納容器直接接触（シェルアタック）及び溶融炉心・コンクリート相互作用としている。また、②プラントごとの設計等の違いがあることから、個別プラントの特性に基づく格納容器破損モードを選定するため、個別プラン

トの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）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として追加することを要求している（「個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード」）。

このように選定された想定する格納容器破損モードについて、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としている（有効性評価ガイド3.2.3）。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などについて、計算シミュレーション等により評価項目（(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること、(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること、(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、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、(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0 MPa以下に低減されていること、(e)

急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと、(f) 原子炉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、(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること、(h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること、(i) 熔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及び溶融炉心が適切に冷却されること)をおおむね満足すること, 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して有効性評価をすることを要求している(設置許可基準規則解釈37条2-2及び2-3)。そして, 上記の評価項目のうち「(f) 原子炉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」については, 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して1.3 vol%以下又は酸素濃度が5 vol%以下であることという要件を満たすこととし(設置許可基準規則解釈37条2-4), 「(c) 放射性物質の総放出量は, 放射性物質による環境への汚染の視点も含め, 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」については, これを確認するため, 想定する格納容器破損モードに対して, Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認することとする(有効性評価ガイド3.2.1(6))。

b 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

設置許可基準規則51条は, 「発電用原子炉施設には, 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため, 溶融し, 原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。」と規定する。

設置許可基準規則解釈51条1は, 設置許可基準規則51条に規定する「溶融し, 原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは, a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること, b) 同設備について交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることという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する。そして, 上記の原子炉格納容器下部注水設備については, i) 原子炉格納容器下部注水設

備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること）、ii）原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）という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する。そして、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものであるとする。

c. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

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性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。

設置許可基準規則解釈55条1は、上記の「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、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) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備することという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する。

上記の原子炉建屋に放水できる設備を配備することを要求している

のは、次のような理由による。炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損等が発生した後に発生し得る放射性物質の拡散形態として、突発的に原子炉格納容器等外に放射性物質を含んだ空気の一団すなわち放射性プルームが発生して多量の放射性物質が短時間のうちに工場等外の広範囲に拡散することが想定される。このような拡散形態に対しては、例えば、放水砲により、水を噴霧し、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質に水滴を衝突させて捕集し、水滴とともに落下させることにより、放射性物質の拡散を抑制するためである。

上記のe)のとおり、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備することを要求しているのは、放水により水滴とともに落下した放射性物質を含む放水後の水が海洋に拡散する事態に対して、あらかじめ、例えば、発電所から海洋への水の流出箇所に放射性物質吸着剤やシルトフェンスを設置することにより、放射性物質の海洋への拡散を抑制するためである。

(イ) 重大事故等の拡大の防止等のうち格納容器破損防止対策に係る本件申請並びに原子力規制委員会の審査及び判断（なお、以下においては、本件に関連する部分のみを摘示している。）（乙54, 71, 80, 81, 132, 丙4, 9, 10）

a 重大事故等の拡大の防止等（設置許可基準規則37条関係）

設置許可基準規則37条は、発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じることを要求している。また、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（貯蔵槽内燃料体等）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、運転停止中

における発電用原子炉内の燃料体（運転停止中原子炉内燃料体）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じることを要求している。

このため、原子力規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

- ・ 事故の想定
- ・ 有効性評価の結果
- ・ 炉心損傷防止対策
- ・ 格納容器破損防止対策
- ・ 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策
- ・ 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

また、原子力規制委員会は、被告参加人が有効性評価に用いた解析コードについて、その適用性を確認した。

原子力規制委員会は、これらの項目について、本件申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

b 事故の想定（格納容器破損に至る重要な事故）

設置許可基準規則解釈37条2-1は、評価対象とする原子炉施設において「想定する格納容器破損モード」は、次の㉠～㉣の格納容器破損モードを必ず含めた上で、当該プラントに対するPRAなどを実施し、有意な頻度又は影響がある格納容器破損モードが見いだされた場合には、これを追加することを求めている。有効性評価ガイドは、次の㉠～㉣の格納容器破損モードごとに、格納容器の破損に至る重要な事故シーケンス（評価事故シーケンス）を選定するとしている。格納容器破損モード（設置許可基準規則解釈において必ず想定することを要求しているもの）は、㉠雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、㉡高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、㉢原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、㉣水素燃焼、㉤格納容器直接接触（シェルアタック）、㉥溶融炉心・コンクリート相互

作用である。

被告参加人は、運転中原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故について、次のとおり格納容器破損モードの抽出をした。

① PRAの知見を活用した格納容器破損モードの検討

内部事象については、12の格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準（日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2PSA編）：2008）に則って検討対象とするなどした。

② PRAに代わる方法による格納容器破損モードの検討

内部事象以外の事象（自然現象等）については、現時点では、内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討を実施し、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

③ 評価対象とする格納容器破損モードの抽出

必ず想定する格納容器破損モードのうち格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRの一部の格納容器に特有の事象とみなされているため、PWRである本件各号機に係る評価から除外した。また、上記①の12の格納容器破損モードのうち、他の格納容器破損モードと対策が同一になるものを整理し、発生確率が極めて低いと評価できるものや炉心損傷防止対策として評価するものを考慮する必要はないとし、想定する格納容器破損モードを六つとした。

そして、プラント損傷状態の特定をした上で、格納容器破損モードごとの炉心損傷後のプラント損傷状態（PDS）から、影響の観点で最も厳しくなるPDSを選定し、このPDSを構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、PRA

の過程で選定した評価事故シーケンスとした。具体的には、次表のとおりである。なお、有効性評価における評価事故シーケンスでは、事象進展をより厳しくする観点などから、PRAの過程で選定された評価事故シーケンスに加え、複数の機能の喪失の重畳を考慮している場合もある。

格納容器破損モード	PRAの過程で選定した評価事故シーケンス
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）	大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）	外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
水素燃焼	大破断LOCA＋低圧注入失敗
溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

原子力規制委員会は、運転中原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故について、被告参加人が内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則って検討対象としていることを確認した。また、被告参加人が自然現象について新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル1.5 PRAの手法と工学的な判断によ

り検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、炉心損傷防止対策において評価するもの、発生する可能性が極めて低いものを除き、全て評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした六つの格納容器破損モードは、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モード（BWR固有のものを除く。）と一致していることを確認した。

原子力規制委員会は、被告参加人が格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとしていることは、有効性評価ガイドを踏まえ厳しいものを選定していることを確認した。

以上のとおり、原子力規制委員会は、被告参加人が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。

c. 有効性評価の結果（格納容器破損防止対策）

設置許可基準規則37条2項は、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。

設置許可基準規則解釈37条2-2から2-4までは、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、設置許可基準規則解釈37条2-3(a)から(i)までの評価項目をおおむね満足することを確認するとしている。

設置許可基準規則解釈37条2-3(a)及び(b)の評価項目において、



限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこととしている。被告参加人は、設置許可基準規則解釈37条2-3(a)及び(b)の評価項目について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する評価圧力（限界圧力）及び評価温度（限界温度）を定めている。具体的には、プレストレストコンクリート製格納容器（PCCV）を構成するライナプレート、鉄筋及びテンドン（鋼線）並びに実機条件下でリークパスとなる可能性があると考えられる機器搬入口、エアロック、配管貫通部等を対象とした健全性評価等により設定の根拠と妥当性が確認された値である最高使用圧力の2倍（ $2Pd$ ）、 200°C としている。

以上のことから、原子力規制委員会は、被告参加人が、格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）

i 申請内容

① 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の特徴及びその対策

被告参加人は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

a. 上記格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及び金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器圧力が上昇する。事

故発生から数時間後には最高使用圧力に到達し、その後、
放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。

b. 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、
原子炉格納容器雰囲気を減温・減圧し、原子炉格納容器圧
力の上昇を抑制する必要がある。また、非凝縮性ガスの発
生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する
観点及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冠水・冷却し、
原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観
点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。さ
らに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子
炉格納容器の除熱を確立させる必要がある。

c. 初期の対策：代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器
雰囲気の減温・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティ
への注水を実施する。このため、常設電動注入ポンプ、大
容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整
備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重
大事故等対処設備として位置付ける。

d. 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器の除熱を確立させ
るため、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、
移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新た
に整備するとともに、A、B格納容器再循環ユニット等を
重大事故等対処設備として位置付ける。また、継続的に発
生する水素の処理及び水素濃度の監視を実施する。このた
め、静的触媒式水素再結合装置（PAR）、PAR動作監
視装置、電気式水素燃焼装置（イグナイタ）、イグナイタ

動作監視装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

② 解析手法

被告参加人は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

a. 評価事故シーケンス：「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、原子炉格納容器圧力上昇及び時間余裕の観点から、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。

PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた上記格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動，構造材との熱伝達，格納容器スプレイ冷却，格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却などの現象を評価することが可能な，原子炉系，原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するコードとしてMAAPを用いる。
- c. 事故条件：急速な一次冷却材の喪失を仮定し，事象進展が最も速く厳しい設定とするため，起因事象として高温側配管の大破断LOCAが発生するものとする。安全機能の喪失に対する仮定として，低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし，さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。水素の発生については，ジルコニウム-水反応を考慮する。
- d. 機器条件：蓄圧注入系の保持圧力を最低圧力とし，蓄圧タンクの保有水量も使用時の最小量を用いる。常設電動注入ポンプによる注水流量は，Cs-137の放出量評価では設計上期待できる値として $140 \text{ m}^3/\text{h}$ とし，事象進展解析では標準値としてこれより小さな値である $130 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。また，PARについては，原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。一方，PARの水素処理による発熱反応の原子炉格納容器圧力・温度への寄与は考慮する。
- e. 操作条件：常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心熔融開始から30分後とし，移動式大

容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の開始時間は事象発生から24時間後とする。

f. Cs-137の環境への放出シナリオ：事象発生まで、定格出力の102%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高3万時間とする。原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量については、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合を用い、原子炉格納容器全体にインベントリの75%が放出される。原子炉格納容器からは0.16%/日の割合で主にアニュラス部へ漏えいする。また、アニュラス部の負圧達成及びアニュラス空気浄化設備の起動時間の遅れを考慮して約62分間はアニュラス空気浄化設備が作動しないものとし、この間、原子炉格納容器側からアニュラス部にCs-137が漏えいした場合には、漏えいした全量が大気に放出されるものとする。

③ 解析結果

被告参加人による事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

a. 全交流動力電源の喪失に伴い原子炉が自動停止。また、大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失することから、約22分で炉心溶融に至る。その後、約52分より代替格納容器スプレイを実施。事故発生から約1.4時間後に原子炉容器が破損する。このときの原子炉格納容器圧力は約0.212Ma [gage]となる。約2.6時間後に原

子炉容器からの溶融炉心の流出が停止し、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。

b. 格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約0.444 MPa [gage] , 約144℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約48時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっている。(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI), 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の評価については、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」(後記(b)), 「溶融炉心・コンクリート相互作用」(後記(d))を参照)

c. 原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧0.5 MPa [abs] 程度に対して0.01 MPa [abs] 程度である。また、PARによる水素処理における発熱量は崩壊熱の約2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微である。

d. 原子炉格納容器から環境に放出されるCs-137の放出量は、7日間で約4.5 TBqであり、100 TBqを下回っている。なお、30日間と100日間では微増するものの、いずれも約4.8 TBqであり、放出が長期間継続しても、放出量は大きく増加しない。

上記b. からd. までにより、解析結果は設置許可基準規則解釈37条2-3(a)(原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること), (b)(原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること), (c)(放射性物質の総放出量は、放射性物質による

環境への汚染の視点も含め、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)及び(g)(可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること)の評価項目を満足している。

④ 不確かさの影響評価

被告参加人が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAPを用いて原子炉格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器温度については十数℃高めに評価する傾向があることから、実際の原子炉格納容器圧力・温度は低めとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。このことから、MAAPは原子炉格納容器圧力・温度に対して保守的な(厳しい)結果を与える。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱に保守的な(大きめの)値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作が必要なタイミングが遅くなる。また、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。事故進展解析で設定している常設電動注入ポンプによる注入流量は小さめの値を設定しているため、実際の原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータ

に対する余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

上記のとおり、代替格納容器スプレイの開始操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングが変動する可能性がある。代替格納容器スプレイの開始操作は、他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響はない。

⑤ 必要な要員及び燃料等

被告参加人は、上記評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

a. 上記評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要となる要員は、本件各号機合わせて52名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。

b. 上記評価事故シーケンスが発生してから燃料取替用水タンク水量1960 m³が枯渇する約12時間後までに復水タンクとの連絡操作を行うとともに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより、淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。7日間大容量空冷式発電機等を運転継続した場合に必要な重油量は約284.5 kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄された使用可能な重油量376 kLで対応が可能である。

重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。

ii 審査結果

原子力規制委員会は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して被告参加人が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する被告参加人の解析結果は、設置許可基準規則解釈37条2-3(a), (b), (c)及び(g)の評価項目を満足している。さらに、被告参加人が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、上記の評価項目をおおむね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、被告参加人が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系及び格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるとともに水素濃度低減及び水素濃度監視を継続する対策が整備されていることを確認した。

さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、被告参加人の計画が十分なものであることを確認した。

前記 b (事故の想定) で示したように、評価事故シーケンス「大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、原子力規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」に対して被告参加人が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

(b) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

i 申請内容

① 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の特徴及びその対策

被告参加人は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

a. 上記格納容器破損モードの特徴：原子炉容器外の F C I には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇 (圧力スパイク) があるが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。上記格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、こ

のときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。

b. 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気減温・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。

c. 初期の対策：代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧を実施する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

d. 安定状態に向けた対策：前記(a) i ① d. と同一である。

② 解析手法

被告参加人は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンス及び解析コードの選定、解析条件の設定を以下のとおりとしている。

a. 評価事故シーケンス：「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、熔融炉心から冷却材の伝熱による水蒸気発生観点から、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いこと、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器の冷却がないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。

PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた上記格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断LOCA時に低圧注

入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」であるが、事象進展を早める観点から条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。さらに、上記評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイによる注水は想定せずに、代替格納容器スプレイによる注水を想定する。これは、代替格納容器スプレイは格納容器スプレイよりも開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティの冷却材のサブクール度が小さくなり、事象を厳しく評価することになる。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画間や区画内の冷却材の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉容器外のFCI等を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するMAAPを用いる。
- c. 事故条件：前記(a) i ② c. と同一である。
- d. 機器条件：前記(a) i ② d. と同一である。
- e. 操作条件：前記(a) i ② e. と同一である。

③ 解析結果

被告参加人が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、約1.4時間後には原子炉容器破損に至り、圧カスパイクが生じることにより原子炉格納容器圧力・温度が上昇するが、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気減温・減圧及び原子炉格納容器自由体積の大

きさもあいまって、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約0.343 MPa [g age] , 約133℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約48時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっている。

b. その他の事象進展解析結果は、前記(a) i ③と同一である。

上記a. より、解析結果は設置許可基準規則解釈37条2-3(e) (急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと) の評価項目を満足している。

④ 不確かさの影響評価

被告参加人が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

原子炉容器外のFCI現象に関する大規模実験の知見から、圧カスパイクへの影響因子として、原子炉下部キャビティ水深、破損口径、デブリ粒子の径及びエントレインメント係数を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析を実施した。その結果、これらのパラメータが圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 解析条件の不確かさへの影響

前記(a) i ④ b. と同一である。

c. 対策の実施への影響

前記(a) i ④ c. と同一である。

⑤ 必要な要員及び燃料等

被告参加人は、上記評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、前記(a) i ⑤と同一としている。

ii 審査結果

原子力規制委員会は、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、被告参加人が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、格納容器破損防止対策として被告参加人が計画している代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気減温・減圧が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイを行った場合に対する被告参加人の解析結果は、設置許可基準規則解釈37条2-3(e)の評価項目を満足している。さらに被告参加人が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、上記の評価項目をおおむね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、被告参加人が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系及び格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気減温・減圧により原子炉格納容器破損を防止した後、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に

導くことができることを確認した。

さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、被告参加人の計画が十分なものであることを確認した。

前記 b（事故の想定）で示したように、評価事故シーケンス「大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、原子力規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に対して被告参加人が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

iii 審査過程におけるその他の確認事項

原子力規制委員会は、審査の過程において、水蒸気爆発が実機において発生する可能性について、次のとおり確認した。

被告参加人は、原子炉容器外の F C I のうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。その根拠として、実機において想定される熔融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合熔融物）を用いた大規模実験として、C O T E L S（財団法人原子力発電技術機構がカザフスタン国立原子力センターにおいて、熔融物が水プールに落下したときの水蒸気爆発の発生の有無を調べるために行った実験）、F A R O（欧州 J R C（Joint Research Centre）が同イスプラ研究所において、圧力容器内を対象に熔融物が水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生を調べることを目的に高圧条件等で行った実験）、K R O T O S（欧州 J R C が同イスプラ研究所において、F A R O 実験と

ほぼ同様の実験手順で、FARO実験と異なる条件（低圧条件等）で行った実験）及びTROI（大韓民国原子力研究所が実機模擬溶融物を用いて行った水蒸気爆発実験）を挙げ、これらのうち、KROTOS、TROIの一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生していることを示すとともに、水蒸気爆発が発生した実験では、外乱を与えて液-液直接接触が生じやすくしていること、あるいは、溶融物の初期の過熱度を高く設定し、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される初期の過熱度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすいことを示した。

加えて、被告参加人は、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発の評価では、水蒸気爆発の規模が最も大きくなる時刻に、液-液直接接触が生じるような外乱を与え水蒸気爆発を誘発していること、融体ジェット直径分布として、0.1～1mの一様分布を与え、流体の運動エネルギーを大きく評価していることを示し、これらの評価想定は、実機での想定と異なることを示した。さらに、上記の水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較及びJASMINEコードにおける評価想定と実機での想定との相違を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとする根拠を示した。

これにより、原子力規制委員会は、原子炉容器外のFCIで生じる事象として、水蒸気爆発は除外し圧カスパイクを考慮すべきであることを確認した。

(c) 水素燃焼

i 申請内容

① 格納容器破損モード「水素燃焼」の特徴及びその対策

被告参加人は、格納容器破損モード「水素燃焼」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- a. 上記格納容器破損モードの特徴：ジルコニウム-水反応，MCCI，水の放射線分解等によって水素が発生し，発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る。
- b. 対策の考え方：水素の爆轟を防止するためには，早期に発生する水素及び継続的に発生する水素を処理し，原子炉格納容器内の水素濃度を低減する必要がある。また，MCCIに伴う水素発生に対しては，原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。
- c. 初期の対策：PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴がある。その上で，主に炉心損傷時に発生した水素の処理を行う。このため，イグナイタを重大事故等対処設備として新たに整備する。また，代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため，常設電動注入ポンプ，大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに，燃料取替用水タンク，復水タンク等を重大事故等対処設備と位置付ける。
- d. 安定状態に向けた対策：継続的に発生する水素の処理を行う。このため，上記c.のイグナイタに加え，PARを重大事故等対処設備として新たに整備する。また，水素濃度，イグナイタ及びPARの監視を行う。このため，可搬型格

納容器水素濃度計測装置，イグナイタ動作監視装置，P A R 動作監視装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

② 解析手法

被告参加人は，格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策の有効性を確認するために，評価事故シーケンス及び解析コードの選定，解析条件の設定を以下のとおりとしている。

a. 評価事故シーケンス：「大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは，事象進展が早くなり，初期から水素放出が開始され，かつ水素放出速度が大きくなる観点では，破断口径の大きい大破断 L O C A であること，水蒸気が凝縮され水素濃度が相対的に高くなる観点では，格納容器スプレイが作動する状態であることなど，より厳しいシーケンスであることから選定する。P R A の手法により抽出され，格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた上記格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 L O C A 時に低圧注入機能が喪失する事故」であるが，事象進展を早める観点から条件を厳しくするため，高圧注入機能の喪失を追加する。

b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉容器内の溶融炉心のリロケーション，原子炉容器破損，溶融等の現象を評価することが可能であり，原子炉系，原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え，かつ，原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有する M A A P を用いる。また，原子炉格納

容器内水素濃度評価を行うため、区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達等の事象を適切に評価することが可能なGOTHICを用いる。

- c. 事故条件：水素は、原子炉容器内の全ジルコニウム量の75%が水と反応し発生するとする。外部電源についてはあるものとする。外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点で厳しい設定となる。
- d. 機器条件：PAR1基当たりの水素処理量は、設備設計値を基に1.2 kg/hとし、5基の設置とする。イグナイタは、13基（予備1基）設置するが、水素濃度の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。ただし、MCCIによる水素発生の不確かさを考慮する感度解析においては、イグナイタの効果に期待する。
- e. 操作条件：PARは、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理するため、運転員等操作に関する条件はない。

③ 解析結果

被告参加人が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、炉心の水が急激に減少し燃料の露出が始まると、燃料被覆管温度が上昇することにより、ジルコニウム-水反応による水素が発生するとともに、約27分後には炉心溶融が開始する。
- b. 事故発生から約1.4時間後に原子炉容器が破損するに至り、溶融炉心が原子炉容器外に流出するが、約1.5時間後に原子炉下部キャビティに溜まった水が原子炉容器の破損

口を通じて原子炉容器内に逆流すると、溶融炉心の流出は停止する。その後、事故発生の約1.6時間後に原子炉容器外に流出した溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.8 vol%で減少に転じ、13 vol%を下回る。

- c. 水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置したPARの効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、事象発生から25時間時点においても低下傾向が続いている。
- d. 一次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において水素濃度は爆轟領域に達しない。
- e. 原子炉下部キャビティ区画において、原子炉容器破損時の溶融炉心の落下に伴うジルコニウム-水反応により発生した水素により水素濃度が上昇することで、一時的に爆轟領域に入る。しかしながら、実機では気相部に直接起爆を生ずるようなエネルギー源はないこと、仮に燃焼が生じたとしても原子炉下部キャビティ区画の形状等から爆轟に遷移する可能性はないことから、爆轟発生の可能性はない。
- f. なお、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、安定して冷却されており、その後も安定状態を維持できる。

上記b. からe. までにより、解析結果は設置許可基準規則



解釈 37 条 2 - 3 (f) の評価項目（原子炉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（水素濃度がドライ条件に換算して 1.3 vol% 以下又は酸素濃度が 5 vol% 以下であること））を満足している。

④ 不確かさの影響評価

被告参加人が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

格納容器破損モード「水素燃焼」の有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量を原子炉容器内の全ジルコニウム量の 75% が反応するように補正して評価する。感度解析のパラメータを組み合わせた場合、MCCI に伴い発生する水素は、炉心内の全ジルコニウム量の約 6% である。このことを考慮し、炉心内の全ジルコニウム量の 75% が水と反応することに加えて、MCCI による水素発生を考慮しても、PAR 及びイグナイタにより水素処理することで、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 9.5 vol% である。したがって、MCCI に伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、設置許可基準規則解釈 37 条 2 - 3 (f) の評価項目を満足している。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件の中で影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、PAR の性能の変動等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも水素濃度への影響は小さい又は濃度を低くすることとなる。

⑤ 必要な要員及び燃料等

被告参加人は、上記評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- a. 上記評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、本件各号機合わせて52名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52名であり対応が可能である。
- b. 燃料取替用水タンク（1960m³）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位（16%）に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。
- c. 仮に外部電源が喪失して、ディーゼル発電機からの給電を想定した場合には、ディーゼル発電機等の7日間の運転を考慮すると合計約612.5kLの重油が必要となる。これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である。また、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ii 審査結果

原子力規制委員会は、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、被告参加人が格納容器破損防止対策として計画している水素濃度の低減が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高

「圧注入機能が喪失する事故」において、PARの設置などを行った場合に対する被告参加人の解析結果は、設置許可基準規則解釈37条2-3(f)の評価項目を満足している。さらに、MCCIに伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、上記の評価項目を満足している。これにより、解析条件の不確かさを考慮しても、上記の評価項目をおおむね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、被告参加人が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧注入ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

また、イグナイタにより、可燃状態になった時点で水素を燃焼させることによって、MCCIによる更なる水素生成がある場合なども含めて、水素濃度をより確実に低く抑えることができることを確認した。イグナイタは、水素が頂部に成層化する可能性にも考慮して、原子炉格納容器ドーム部頂部付近にも設置することを確認した。これらの水素処理装置には熱電対を設置して、作動状況を把握することができることを確認した。

水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、PARの効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、低下傾向が続くことなどから、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、被告参加人の計画が十分なものであることを確認した。

前記b（事故の想定）で示したように、評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する

事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、原子力規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して被告参加人が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

iii 審査過程における主な論点

審査の過程において、原子力規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

① 局所的な水素濃度上昇による爆轟発生の可能性

被告参加人は、原子炉下部キャビティ区画において、原子炉容器破損時の熔融炉心の落下に伴う水素発生により水素濃度が上昇することで一時的に爆轟領域に入るが、実機において爆轟が発生することはないとしている。

これに対して、原子力規制委員会は、爆轟の発生メカニズムを整理するとともに、爆轟が発生しないとする根拠を明確にするよう求めた。被告参加人は、実機では気相部に衝撃波を与えるような強いエネルギー源はないことから、直接起爆による爆轟は発生しないこと、また、国内外における知見を踏まえ、原子炉下部キャビティ区画は、配管やダクトのような細長い形状ではないこと、片端又は両端が閉ざされていないこと、火炎が加速するための十分な助走距離がないこと及び火炎の乱れを発生させるような障害物がないことから、仮に燃焼が生じたとしても火炎が加速され爆轟に遷移する可能性はないことを示した。

原子力規制委員会は、爆轟の発生メカニズムから実機条件下における原子炉下部キャビティ区画では直接起爆による爆轟又は火炎が加速され爆轟に遷移することは考えにくく、爆轟が発

生する可能性はないと判断した。

② イグナイタの信頼性向上

被告参加人は、MCCIに伴い発生する水素発生の不確かさを考慮した場合、PARだけではなくイグナイタによる水素処理にも期待することで、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は1.3 vol%以下になるとしている。

これに対して、原子力規制委員会は、イグナイタによる水素処理に期待することから、イグナイタの信頼性を向上させる対策を検討することを求めた。被告参加人は、各イグナイタは当初1系統の電源系統としていたが、2系統の電源系統から給電するものとし、2系統の電源設備はそれぞれ異なる区画に設置することで互いに位置的分散を図り、独立した設計とすることを示した。

原子力規制委員会は、イグナイタの電源設備を多重性、位置的分散及び独立を考慮した設計としたことで、イグナイタによる水素処理がより確実に実施されると判断した。

(d) 溶融炉心・コンクリート相互作用

i 申請内容

① 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の特徴及びその対策

被告参加人は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

a. 上記格納容器破損モードの特徴：原子炉容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心からの崩壊熱や化学反応により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、

原子炉格納容器の破損に至る。

b. 対策の考え方：溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するために、原子炉下部キャビティへ注水する。

c. 初期の対策：代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備と位置付ける。

なお、原子炉下部キャビティへの注水状態は、原子炉下部キャビティ水位監視装置の作動及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇により確認する。

d. 安定状態に向けた対策：前記(a) i ① d. と同一である。

② 解析手法

被告参加人は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策の有効性評価の手法を以下のとおりとしている。

a. 評価事故シーケンス：「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」を選定する。これは、大破断LOCA時にはより早期に原子炉容器の破損に至るため流出する溶融炉心の崩壊熱が大きくなること、また、炉心注水及び格納容器スプレイ機能の喪失により原子炉下部キャビティへの水の流入が遅れることから、コンクリート侵食の観点でより厳しくなるためである。

PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有

効性を確認する必要があるとされた上記格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」であるが，代替格納容器スプレイの開始時間を遅らせて，より厳しい条件とする観点から，代替電源の準備が必要となる全交流動力電源の喪失も考慮する。さらに，常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から，原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉容器内の溶融炉心のリロケーション，原子炉容器破損，溶融等の現象を評価することが可能であり，原子炉系，原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え，かつ，原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有するMAAPを用いる。
- c. 事故条件：前記(a) i ② c. と同一である。
- d. 機器条件：前記(a) i ② d. と同一である。
- e. 操作条件：前記(a) i ② e. と同一である。

③ 解析結果

被告参加人が行った解析の結果は，以下のとおりである。

- a. 炉心溶融開始30分後（事象発生の約52分後）に常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへの注水を開始する。これにより，溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（事象発生の約1.4時間後）において約1.1mの原子炉下部キャビティ水位が確保され，溶融炉心の崩壊熱は除去される。コンク

リートの侵食は約 5 mm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

b. その他の事象進展解析結果は、前記(a) i ③と同じである。

よって、解析結果は設置許可基準規則解釈 37 条 2-3 (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及び溶融炉心が適切に冷却されること) の評価項目を満足している。

④ 不確かさの影響評価

被告参加人が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

溶融炉心とコンクリート間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により MAAP 解析の妥当性が確認されている。しかし、これらの現象は不確かさが大きく、また、知見も限られることから、コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水との伝熱の不確かさについて感度解析を実施した。その結果、保守的にライナプレートがないと仮定し、厳しい条件を重畳させた場合でも、床面及び側面のコンクリート侵食量は約 1.6 cm であり、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。なお、溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むと考えられ、また、実験等の知見によれば、側面コンクリートが侵食されて形成されたギャップに

水が浸入するため、溶融物の冷却が促進されコンクリート侵食は抑制される。これらにより、設置許可基準規則解釈37条2-3(i)の評価項目に関する判断に影響を及ぼす量には至らなかった。また、これらの挙動に関する運転員等操作はないため、運転員等操作開始時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響評価

炉心崩壊熱の変動を考慮して最確条件とした場合、保守的に設定した場合より崩壊熱が小さくなるため炉心溶融の開始が遅くなり、原子炉下部キャビティ注水の準備時間の余裕が大きくなる。また、原子炉容器破損時間が遅くなるため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点での原子炉下部キャビティ水量が多くなり、溶融炉心の熱量も小さくなるため、コンクリート侵食量は減少する。

c. 対策の実施への影響

原子炉下部キャビティへの注水操作開始遅れが原子炉下部キャビティ水量に及ぼす影響を把握するため、注水操作開始時間を遅らせた感度解析を実施し、操作の開始が8分遅れても、原子炉容器破損時において約0.9mの原子炉下部キャビティ水位を確保できることを確認した。この結果より、設置許可基準規則解釈37条2-3(i)の評価項目を満足することには変わりはない。これ以外の上記事故シーケンスの要員の配置による他の操作への影響については前記(a) i ④c. と同じであり、対策実施に与える影響はない。

⑤ 必要な要員及び燃料等

被告参加人は、上記評価事故シーケンスへの格納容器破損防

止対策に必要な要員及び燃料等については、前記(a) i ⑤と同一としている。

ii 審査結果

原子力規制委員会は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して被告参加人が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、原子炉下部キャビティへの注水を行った場合に対する被告参加人の解析結果は、設置許可基準規則解釈37条2-3(i)の評価項目を満足している。さらに、被告参加人が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮し、コンクリート侵食量の感度解析を実施した結果、厳しい条件を重畳させた場合でもコンクリート侵食量が支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、上記の評価項目をおおむね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、被告参加人が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧注入系、余熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。

さらに、原子力規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、被告参加人の計画が十分なものであることを確認した。

前記b（事故の想定）で示したように、評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器

スプレイ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、原子力規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して被告参加人が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

iii 審査過程における主な論点

審査の過程において、原子力規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は、熔融炉心落下後における原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響についてであるところ、その内容は次のとおりである。

PCCVは、構造強度を確保する鉄筋コンクリート部と気密性を確保する鋼製ライナプレートから構成されている。PCCVの原子炉下部キャビティ室のうち、底面のライナプレートはコンクリートで覆われているものの側面はライナプレートが露出している。

このため、原子力規制委員会は、原子炉下部キャビティ室内に落下した際に熔融炉心が側面ライナプレートに接触する可能性があることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響について詳細な説明を求めた。被告参加人は、原子炉下部キャビティ室に熔融炉心が落下し、側面のライナプレートに接触して破損して破損した場合でも、基礎コンクリート及び基礎コンクリートと鋼材との付着力を考慮すれば連続した隙間が生じるとは考え難く、また、外部環境まで到達するような長大な割れが生じるとは考え難いこと、仮にリークパスを想定した場合でも、原子炉格納容器が

らの漏えい量は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」におけるCs-137放出量評価で設定した原子炉格納容器漏えい率の保守性に包絡されることを示した。

原子力規制委員会は、原子炉下部キャビティ室内に落下した熔融炉心が側面ライナプレートに接触したとしても、原子炉格納容器外に通じる貫通リークパスが生じる可能性は小さく、仮に貫通リークパスを想定したとしても、外部への漏えいは有効性評価で設定している漏えい率の保守性に包絡されることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能は確保されると判断した。

なお、被告参加人は、更なる安全性向上対策として、自主的に原子炉下部キャビティ室内に防護壁を設置し、原子炉下部キャビティ側面ライナプレートと熔融炉心の接触を防止するとしている。

(ウ) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備に係る本件申請並びに原子力規制委員会の審査及び判断（乙41, 54, 132）

a 規制要求

設置許可基準規則51条及び技術的能力審査基準II.1.8（後者は、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等に係る要求事項として「発電用原子炉設置者において、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を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。」と定めている。）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を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。この「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下

した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等をいう。

イ) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水設備及び手順等。

ロ) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等。

また、上記の設備及び手順等については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ) 上記イ)の原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とすること(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)

ホ) 上記イ)の設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b 申請内容

被告参加人は、上記 a の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。

② 常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。

③ 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる熔融炉心の原子炉格

納容器下部への落下の遅延又は防止を行う炉心注入を実施するための手順等。

- ④ B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）又は常設電動注入ポンプによる溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を行う代替炉心注入を実施するための手順等。

被告参加人は、有効性評価（設置許可基準規則37条）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。

c 審査結果

原子力規制委員会は、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために被告参加人が計画する設備及び手順等が、上記aの要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、設置許可基準規則51条及び技術的能力審査基準II 1. 8に適合するものと判断した。また、有効性評価（設置許可基準規則37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。これらの確認に当たって、被告参加人が設置許可基準規則43条及び技術的能力審査基準II 1. 0（重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項）に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお、原子力規制委員会は、被告参加人が更なる対策の抽出を行い、自主的に上記b以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

- (エ) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に係る本件申請並びに原子力規制委員会の審査及び判断（乙41，54，132）

a 規制要求

設置許可基準規則 55 条及び技術的能力審査基準 II 1. 12 (後者は、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等に係る要求事項として「発電用原子炉設置者において、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において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。」と定めている。) 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発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等の整備を要求している。この「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉建屋に放水できる設備及び手順等。

ロ) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備及び手順等。

また、上記イ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 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。

ニ) 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。

ホ) 放水設備は、複数の原子炉施設の同時使用を想定し、発電所内原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

b 申請内容

被告参加人は、上記 a の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟へ放水するための移動式大容量ポンプ車，放水砲等の設備及び手順等。
- ② 流出経路の本件各号機放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置及び海洋への流出箇所シルトフェンスを設置して，汚染水の海洋への拡散を抑制するための設備及び手順等。
- ③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための移動式大容量ポンプ車，放水砲等の設備及び手順等。

c. 審査結果

原子力規制委員会は，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発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために被告参加人が計画する設備及び手順等が，上記 a の要求事項に対応し，かつ，適切に整備される方針であることから，設置許可基準規則 55 条及び技術的能力審査基準 II 1. 12 に適合するものと判断した。これらの確認に当たって，被告参加人が設置許可基準規則 43 条及び技術的能力審査基準 II 1. 0 に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることを確認した。

なお，原子力規制委員会は，被告参加人が自主的に上記 b 以外の設備及び手順等を整備することにより，重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

4 争点(2) (設置許可基準規則 4 条 3 項 (基準地震動関係等) 適合性の有無) について

(1) 原子力規制委員会の審査及び判断の不合理な点の有無

ア 具体的審査基準の不合理な点の有無

(ア) 基準地震動に係る具体的審査基準の策定過程について

前提事実(5)のとおり、基準地震動に係る部分を含む地震に関する新規制基準の策定過程は、次のようなものである。

原子力安全委員会は、地質学、地形学、地震学、地盤工学、建築工学及び機械工学等の専門家により検討した結果、平成18年9月、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針を改訂した。その後、東北地方太平洋沖地震の発生及び福島第一原発事故の発生を受け、原子力安全基準・指針専門部会に、地震及び津波に関する専門家を構成員とする地震・津波関連指針等検討小委員会が設置された。同小委員会は、上記改訂後の耐震設計審査指針等を対象とした検討を行い、平成24年3月、同審査指針の改訂案等を取りまとめて原子力安全委員会に報告した。また、原子力安全・保安院は、平成23年4月、東北地方太平洋沖地震等の知見を反映して耐震安全性に影響を与える地震に関して評価を行うよう原子力安全委員会から意見が述べられたことを受け、二つの意見聴取会を設置し、それぞれ報告書を取りまとめ、平成24年2月、原子力安全委員会に報告した。その上で、同年9月に設置された原子力規制委員会において、元日本地震学会会長の島崎邦彦委員長代理（当時）を中心として、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が構成され、同検討チームは、学識経験者ら参加の下、国際機関及び他国の規制内容や、福島第一原発事故を踏まえた事故調査委員会の耐震関係基準の内容に関する主な指摘事項を整理するなどして検討を進め、地震・津波に関する新規制基準の骨子案を作成し、意見公募手続の結果を踏まえ、新規制基準案を取りまとめた。そして、原子力規制委員会は、平成25年4月、新規制基準案に対し、行政手続法に基づく意見公募手続を実施した上で、同年6月に設置許可基準規則及び設置許可基準規則解釈を策定するとともに、地質審査ガイド及び地震動審査ガイド等を策定した。

以上のとおり、基準地震動に係る部分を含む地震に関する新規制基準は、専門家による検討の結果として平成18年9月に改訂された発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針等を踏まえ、東北地方太平洋沖地震及び福島第一原発事故の発生を受けて、更に専門家による検討結果等を踏まえて策定されたものであり、専門的知見に基づいたものである。しかも、意見公募手続を経ており、提出意見は十分に考慮されることになっている（行政手続法に基づく意見公募手続について行政手続法42条）。このような策定過程は、基準地震動に係る具体的審査基準が専門的知見を踏まえた合理的なものであることを裏付けるものといえる。

そして、基準地震動に係る部分を含む地震に関する新規制基準を策定したのは、原子力利用における安全の確保に関して高度の専門性を有する合議制の機関として、しかも、その任務にふさわしい組織性や権限を有するものとして設置された原子力規制委員会であり（前記2(2)及び(3)参照）、このような策定主体の性格もまた、基準地震動に係る具体的審査基準が専門的知見を踏まえた合理的なものであることを裏付けるものといえる。

(イ) 基準地震動に係る具体的審査基準の内容について

基準地震動に係る具体的審査基準の概要は、認定事実(2)ア(ア)のとおりであるところ、その内容は、原子力発電所の仕組みや地震動の特性等を踏まえつつ、最新の科学的・技術的知見を取り入れたものとなっている。そして、基準地震動について、認定事実(2)ア(ア)のとおり、①断層の有無、位置、形状、活動性等の把握及び地下構造情報の把握のための各種調査をした上で、②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を策定し、③「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し、④「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については、検討用地震を複数選定し、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し、⑤「震源を特定せず策定する地震動」については、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定し、⑥基準地震動の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保することなどを求めている。この内容は、基準地震動の策定において、最新の科学的・技術的知見を踏まえた手法に基づき、各種の不確かさを考慮するなどして保守的ないし安全側に、調査や評価等を行うことを求めているといえる。

したがって、基準地震動に係る具体的審査基準の内容は、原子炉等規制法等の趣旨を踏まえた合理的なものになっているといえる。

なお、地震動審査ガイドは、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の策定における断層モデルを用いた手法による地震動評価における震源モデルの設定に当たり、震源断層のパラメータ（震源特性パラメータ）は、活断層調査結果等に基づき、強震動予測レシピ等の最新の研究成果を考慮し設定されていることを確認するとし（1. 3. 3. 2（4）①1））、考慮すべき最新の研究成果の一つの例として強震動予測レシピを挙げている。認定事実(2)ア(ア)の地震本部及びその下部組織の設置目的や組織の内容並びに強震動予測レシピの策定過程、目的及びその内容等を踏まえれば、地震動審査ガイドが、上記のとおり、考慮すべき最新

の研究成果の一つの例として強震動予測レシピを挙げているのは合理的であるといえる。

(ウ) まとめ

以上によれば、基準地震動に係る具体的審査基準に不合理な点があるとは認められない。

イ 具体的審査基準適合性に係る原子力規制委員会の審査及び判断の過程の看過し難い過誤、欠落の有無

本件申請のうち基準地震動に係る部分について、原子力規制委員会は、認定事実(2)ア(イ)のとおり、被告参加人の申請内容を綿密に検討した上で、設置許可基準規則解釈別記2に適合していること並びに地質審査ガイド及び地震動審査ガイドを踏まえていることを確認した。その審査の過程においては、被告参加人に対し、①検討用地震の選定における複数の活断層の連動の考慮、②地震動評価における竹木場断層の震源特性パラメータのうち基本ケースの傾斜角の角度の設定、③震源を特定せず策定する地震動の評価における収集対象となる内陸地殻内の地震の観測記録等の分析・評価等に関し、被告参加人の当初の申請内容では不十分であるとして更なる検討、調査、評価を求め、被告参加人もこれに応じている。これは、原子力規制委員会が、具体的審査基準に照らし、被告参加人の申請内容を慎重かつ適切に審査していたこと、申請段階で存在していた問題点については審査の過程で解消されたことを裏付けるものといえる。

また、前提事実(7)ウのとおり、原子力規制委員会が、本件各号機の審査書案に対する科学的・技術的意見の募集を実施し、寄せられた4000件を超える意見を踏まえた上で、本件各号機の審査書を作成したこと、本件申請に係る審査をした主体が、前記ア(ア)で述べた性格を有する原子力規制委員会であることは、本件申請に係る原子力規制委員会の審査及