

## 伊方3号機の新規制基準への適合性審査に関する 原子力安全専門部会報告書の概要

### はじめに

平成25年7月8日、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓のほか、最新の技術的知見やIAEA等の国際機関の定める安全基準を含む海外の規制動向等も踏まえた原子力発電所の新規制基準が施行され、同日、四国電力株式会社は、原子力規制委員会に伊方発電所3号機の原子炉設置変更許可申請を行うとともに、安全協定に基づき、愛媛県に、伊方原子力発電所3号機の新規制基準への適合に係る設備の設置等に関する事前協議を行った。

以降、原子力規制委員会において新規制基準への適合性審査が開始されたが、並行して愛媛県においても、「伊方原子力発電所環境安全管理委員会原子力安全専門部会」（以下「原子力安全専門部会」という。）で伊方発電所3号機の新規制基準への適合状況について、安全性に関する技術的・専門的事項を審議してきた。

特に、原子力安全専門部会においては、新規制基準で強化・追加された部分、伊方発電所の立地条件など伊方地域の特性を考慮すべき部分を中心に議論を行ったところである。

原子力安全専門部会報告書は、伊方発電所3号機の新規制基準への適合状況について、これまでの審議、原子力規制委員会から直接確認した伊方発電所3号機の原子炉設置変更許可に関する審査結果及び地域の特性を踏まえ、原子力安全専門部会として確認した結果を取りまとめたものである。



## 第1 審議の経過

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓などを踏まえ、平成25年7月8日に施行された原子力発電所の新規制基準(図1)に基づき、平成25年7月8日に四国電力が原子力規制委員会に対し原子炉設置変更許可申請書等を提出し、同委員会により新規制基準適合性審査が行われてきた。

原子力安全専門部会は、平成25年7月17日に原子力規制委員会及び四国電力から、それぞれ新規制基準の概要及び原子炉設置変更許可申請の概要を聴取り審議を開始して以降、原子力安全専門部会15回、現地調査3回実施した。

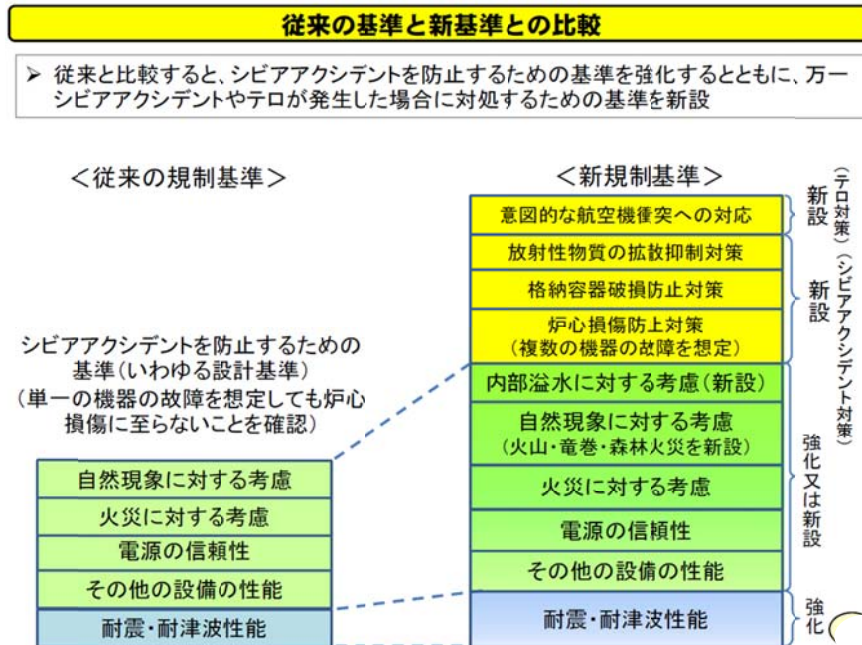


図1：従来の基準と新基準との比較 (平成25年7月3日原子力規制委員会参考資料)

平成 25 年 9 月 11 日に開催した原子力安全専門部会において審議の進め方を整理し、基本方針として、伊方原子力発電所の安全対策について確認していくこととし、議論の進め方として、伊方 3 号機の新規制基準への適合状況について原子力規制委員会の審査結果及び地域の特性を踏まえ確認していくこととした。

原子力安全専門部会における論点は、原子力規制委員会において、主要な論点として取り上げられているもののうち特に重要なもの、伊方発電所の地域の特性を考慮したものとし、新規制基準により追加された次の機能、性能等のうち、下線部について、重点的に確認することとした。

(1) 強化された基準

ア 大規模な自然災害への対応強化

- a 耐震・耐津波性能
- b 自然現象に対する考慮（火山、竜巻、森林火災）

イ 火災・内部溢水・停電などへの耐久力向上

- a 火災に対する考慮
- b 内部溢水に対する考慮
- c 電源の信頼性
- d その他の設備の性能（モニタリング）

(2) 追加された基準

ア シビアアクシデント対策

※代表的な事故進展シナリオにおける対策の有効性を確認

- a 炉心損傷防止対策
- b 格納容器破損防止対策
- c 放射性物質の拡散抑制対策
- d 指揮所等の支援機能の確保

イ テロ対策

- a 意図的な航空機衝突への対応

平成 26 年 6 月 4 日の原子力安全専門部会において、国における審査が終結した際に、原子力安全専門部会として国の審査に対して確認すべき事項を次の方針に基づきとりまとめることとした。

- a 地域性を考慮した適合状況について
- b 最新の知見に基づく審査の状況について
- c 不確かさの考慮とその妥当性について
- d 人的要因考慮の状況について
- e 重点確認項目以外の特に確認を要する事項の適合状況について
- f その他、部会の議論を踏まえて特に国へ確認すべき事項

## 第2 審議結果

### 1 原子力安全専門部会として国に確認すべき事項

#### (1) 確認の趣旨

原子力安全専門部会において議論を進める中で、原子力規制委員会の審査において、伊方発電所の地域性をいかに考慮したものであるか、福島第一原子力発電所事故を踏まえ最新の知見を取り入れたものであるかなど、伊方3号機の安全性に特に関わる項目について審査終了後に確認する必要があることを申し合わせてきた。

さらに、審議の過程で、新規制基準に基づく伊方3号機の適合性確認の状況のみならず、原子力規制委員会が科学的・技術的な審査を行う際に基本となると考えられる安全目標について、どのような考え方にに基づき検討が行われ、策定されるに至ったのかを確認することが、県民への説明性を確保する上でも重要との認識のもと、安全目標の設定経緯や新規制基準との関係等についても確認することとした。

#### (2) 原子力規制委員会の回答

原子力安全専門部会として確認すべき事項及びこれらに対する原子力規制委員会の回答の主なものは以下のとおりである。

##### ア 安全目標、新規制基準等について

a 安全目標を検討するにあたって、安全目標に関する思想や哲学について、原子力規制委員会において議論されているか。安全目標について、福島第一原子力発電所事故の前後において、変わった点はあるのか。特に、原発事故により多数の避難者と安全に暮らすために広大な除染を必要とする国土を生んだことを鑑みて安全目標にこれらのことが考慮されるべきか否かについて議論がなされたのか。

○安全目標については、その考え方や意味も含め原子力規制委員会において議論を行い、設定したものです。

○福島第一原子力発電所事故後、原子力規制委員会は旧原子力安全委員会における検討結果を議論の基礎とすることとともに、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめるためにセシウム137の放出量が100テラベクレルを超えるような事故の発生頻度は、100万炉年に1回程度を越えないように抑制されるべき（テロ等によるものを除く）という目標を追加することについて決定しました。

b 安全目標は、日本人の安全性に対する国民性を考慮した視点等も含め、国全体で議論がなされ、一定の理解のもとに決定されたものとなっているのか。今回、決定された安全目標は、どういった位置付けのものなのか。

また、そのような安全と、それに対するコストとのトレードオフについて、社会的に受容されるレベルかという議論は、どのようになされているのか。

○原子力規制委員会は、独立した立場で、科学的・技術的見地から原子力発電所の規制に必

要な基準を設定することが役割であると認識しています。

- 安全目標は、原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標として、原子力規制委員会として定めたものです。

c 安全審査の判断基準には、明示的に安全目標という形では取り入れられていないと理解するが、取り入れられなかった背景、理由は何か。

- 安全目標は、原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標として、原子力規制委員会として定めたものです。

- 一方で、原子力規制委員会として新規制基準を検討する上で、安全目標をおおむね達成できることを念頭に置いて議論・検討を行ってきたところです。

d 新規制基準を「世界で最も厳しい水準」と表現しているが、その具体的な根拠は何か。

- 原子力規制委員会が策定した新規制基準については、これまでに明らかになった福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた上で、IAEAや諸外国の規制基準も確認しながら、さらに我が国の自然条件の厳しさ等も勘案しており、総合的に見て、世界で最も厳しい水準であると考えています。

## イ 伊方3号機の新規制基準適合状況について

a 地域性を考慮した適合状況について

新規制基準では、大規模な自然災害への対応強化や火災・内部溢水・停電などへの耐久力向上の基準が追加されているが、伊方発電所の基準の適合状況の審査において、他サイトと異なる伊方特有の自然環境、地形、気象、発電所内の構造等の地域性については、どのような点を考慮したのか。

- 伊方発電所3号機の審査においては、国内外の基準や文献等に基づき自然現象の知見や情報を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、地震、津波、火山、竜巻、森林火災等の自然現象によって安全施設等の機能が損なわれないよう設計するとしていることを確認しました。気象については宇和島特別地域気象観測所、潮位については長浜港など発電所周辺で得られた過去の記録を考慮していることを確認しました。

(例)

### ①地震

- ・基準地震動は中央構造線断層帯と大分県側の別府一万年山断層帯との連動を考慮した断層長さ約480kmを含む地震動評価を基に設定していることを確認しました。

### ②津波

- ・基準津波は、中央構造線断層帯と大分県側の別府一万年山断層帯との連動を考慮し、この地震による津波と伊予灘沿岸部の陸上地すべりによる津波との組合せを考慮して設定していることを確認しました。

入力津波高さ8.7m に対し、Sクラス施設等の防護対象施設は敷地高さとして東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）+10m 以上に設置されており、さらに、取水路からの浸水を防止するために海水ポンプエリアをT.P. +約10m まで水密化するなど、基準津波に対して、重要な安全機能を有する施設の安全機能が喪失しないように設計することを確認しました。

#### ③火山

- ・阿蘇は現在の後カルデラ火山噴火ステージでの既往最大規模、それ以外の九重山等の火山は既往最大規模の噴火を考慮しても、敷地までは十分な距離があることから、火砕流等が発電所に及ぶ可能性は十分に小さいと評価していることを確認しました。また、降下火砕物（火山灰）は最大15cm 積もることを想定し、安全機能が損なわれない方針を確認しました。

#### ④竜巻

- ・竜巻の最大風速については、竜巻検討地域（原子力発電所が立地する地域及び竜巻発生観点から原子力発電所が立地する地域と気象条件が類似の地域から設定）において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、過去に発生した竜巻による最大風速（ $V_{B1}$ ）と竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（ $V_{B2}$ ）を求め、その結果、大きい方である過去に発生した竜巻による最大風速（ $V_{B1}$ ）92m/sを基準竜巻の最大風速（ $V_B$ ）として設定していることを確認しました。伊方発電所の地形等を踏まえれば、基準竜巻の最大風速を割り増す必要はありませんが、基準竜巻の最大風速を切り上げて設計竜巻の最大風速を100m/s としていることを確認しました。

#### ⑤外部火災

- ・森林火災の延焼防止を目的として、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等を基に評価した結果から必要な防火帯を設けることを確認しました。

○伊方発電所は敷地面積が比較的狭く安全施設の設置場所に高低差があることなど、発電所の地形や周辺の状況を考慮し審査を実施しました。主な審査結果は以下のとおりです。

#### ①水防護

- ・EL. 10mの海水ピットポンプ室は、EL. 32m にある複数の屋外タンクが竜巻等の自然現象により破損し漏水を想定した場合、発電所内の配置上溢水経路となることから、浸水しないよう防護壁を設置するとしていることを確認しました。

#### ②保安電源

- ・重油移送配管又はミニローリーは、ディーゼル発電機の7日間以上の連続運転に支障がない設計とするために、設置場所、保管場所及び輸送ルートを含めて、地震、津波及び想定される自然現象等を考慮しても、重油移送配管又はミニローリーによるディーゼル発電機燃料の輸送手段を必ず1手段確保するとしていることを確認しました。

○重大事故対策の審査では、敷地が比較的狭隘、高低差を有している等の伊方発電所の敷地の特徴を踏まえ、例えば、重大事故等で使用する可搬型設備については、同時に必要な機能が損なわれないよう異なる地盤高さに分散配置すること、また、保管場所から

使用場所へのアクセスルートは複数確保していること、さらにアクセスルート復旧のため新たにホイールローダを配備するとともに短時間で使用場所にアクセスできるよう折り返し斜路を設ける方針であること等を確認しました。

#### b 自主的な取り組みについて

今後、事業者が新規規制基準の規制要求内容に加え、更なる安全性向上の自主的な取り組みを進めていくために、原子力規制委員会としてはどのようなことを行うのか。

- 新規規制基準の審査においては、重大事故発生時には、自主的な対応も行われることを踏まえ、基準で要求される事故時の対策へ悪影響がないかを確認するために、事業者が講じることとしている自主的な対応も含めて確認し、対応が確実に実施されることを確認しました。
- ただし、これら自主的対策については、基準に基づく要求ではないため、自主的対策自体の設備や手順そのものを基準に照らして確認したものではありません。
- 原子炉等規制法の改正において、原子力安全の向上に対する発電用原子炉設置者の自主的かつ継続的な取組を促す観点から、その取組の実施状況や有効性について、事業者が定期的に自ら調査・評価し公表する、発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価の制度を導入しました。
- また、原子力規制委員会は、主要原子力施設保有者の経営責任者との間で意見交換を行い、安全文化醸成を始めとした安全性向上に関する取組の促進を図ることなど、様々な機会により事業者の自主的な取組を促していくこととしています。

### (3) 原子力規制委員会の回答に対する原子力安全専門部会の意見

#### ア 安全目標、新規規制基準等について

原子力規制委員会は、独立した立場で科学的・技術的見地から原子力発電所の規制に必要な基準を設定することが役割との認識のもと、安全目標は、原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標として、原子力規制委員会として定めたものであり、継続的な安全性向上を目指す原子力規制委員会として、引き続き検討を進めていく予定であるとしている。

また、こうした原子力規制委員会の役割から、社会的受容性やコストとのトレードオフとの観点から安全目標を設定したものではないとしている。

しかしながら、原子力安全専門部会としては、国が安全目標を設定するにあたり、福島第一原発の事故を踏まえて、国民が必要とする十分な安全性に関する社会的合意を得られてはいないと理解した。

伊方原子力発電所の安全対策について確認する原子力安全専門部会としては、策定に至る検討経緯や原子力規制委員会としての安全目標については前述のような性格であるということを理解した上で、例えば、発電所で働く全従業員が常にリスクを認識しながら作業を行うといったリスクを下げる活動が継続的に行われることも一つの安全目標と言えるものであり、規制当局、事業者双方において、安全性を高める努力が常になされる仕組みが重要であることから、安全目標の継続的な検討を含め、安全文化醸成を始めとした安全性向上に資する取組の促進を図ることが必要であると考えます。



他方、原子力規制委員会としての安全目標は、あくまで科学的・技術的見地に立った安全規制のための目標であるとされており、福島第一原子力発電所事故のような事故を二度と発生させないよう、同事故の放出量の1/100以下とする「万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめるためにセシウム137の放出量が100テラベクレルを超えるような事故の発生頻度は、100万炉年に1回程度を越えないように抑制されるべき」という目標を設定したことは理解できるが、一方で、科学技術を社会的に利用する上では、そのリスクに関して透明性をもって説明し、一般の方々がよく理解した上で、社会的合意が図られるようリスクコミュニケーションを今後とも推進することが重要であることから、原子力規制委員会のみならず国として取り組みを進める必要があることを付言する。

## イ 伊方3号機の新規制基準適合状況について

原子力規制委員会の伊方3号機の新規制基準適合性審査において、原子力安全専門部会が着目してきた視点の一つである、伊方発電所の地域性の考慮状況については、原子力規制委員会は、伊方発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、地震、津波、火山、竜巻、森林火災等の自然現象によって安全施設等の機能が損なわれないよう設計するとしていることを確認したとしている。また、伊方発電所の敷地面積が比較的狭く、高低差があることなど、発電所の地形や周辺の状況を考慮し審査を実施したとしている。

このほか、自然現象に関する最新の知見がどう審査に取り込まれるのか、審査において「不確かさ」の考慮の妥当性をどう判断しているのか等につき、前述のとおり原子力規制委員会の回答を確認した。

特に、今後事業者が新規制基準の規制要求に加え、更なる安全性向上の自主的な取組を進めていくために、原子力規制委員会としてはどのようなことを行うのかという確認事項に対する原子力規制委員会からの回答の中で、「原子力規制委員会は、主要原子力施設保有者の経営責任者との間で意見交換を行い、安全文化醸成を始めとした安全性向上に資する取組の促進を図ることなど、様々な機会により事業者の自主的な取組を促していくこととしている。」ことについて、原子力安全専門部会としては、津波に対するリスクを見出せなかったことが福島第一原子力発電所の事故を防止できなかったという反省に立てば、書類確認に偏重する検査が品質保証の目的ではなく、安全目標を達成するために常に潜在的なリスクを見出す取組を行うなどの迅速・的確な対策を取ることが必要である。また、安全文化とは安全を耕すということであり、安全を高め育てていくために常に安全に対して取組む意識・行動を継続することが必要である。こうした、規制当局あるいは事業者の安全文化向上のため、安全性を高める努力が常になされる取組が行われることが重要であると考え。

また、原子力規制委員会が平成27年5月27日に制定した「原子力安全文化に関する宣言」では、安全文化の醸成は原子力に携わる者全ての務めであるとし、「リスクの程度を考慮した意思決定」、「安全文化の浸透と維持向上」、「常に問いかける姿勢」等を行動指針として定めている。これらについては、原子力規制委員会、事業者のみならず、県関係者、当原子力安全専門部会委員も、この安全文化醸成を担う一員として認識し、行動、議論を深めることが必要であると考え。

## 2 重点確認項目

### (1) 耐震性能

#### ア 基準地震動の策定

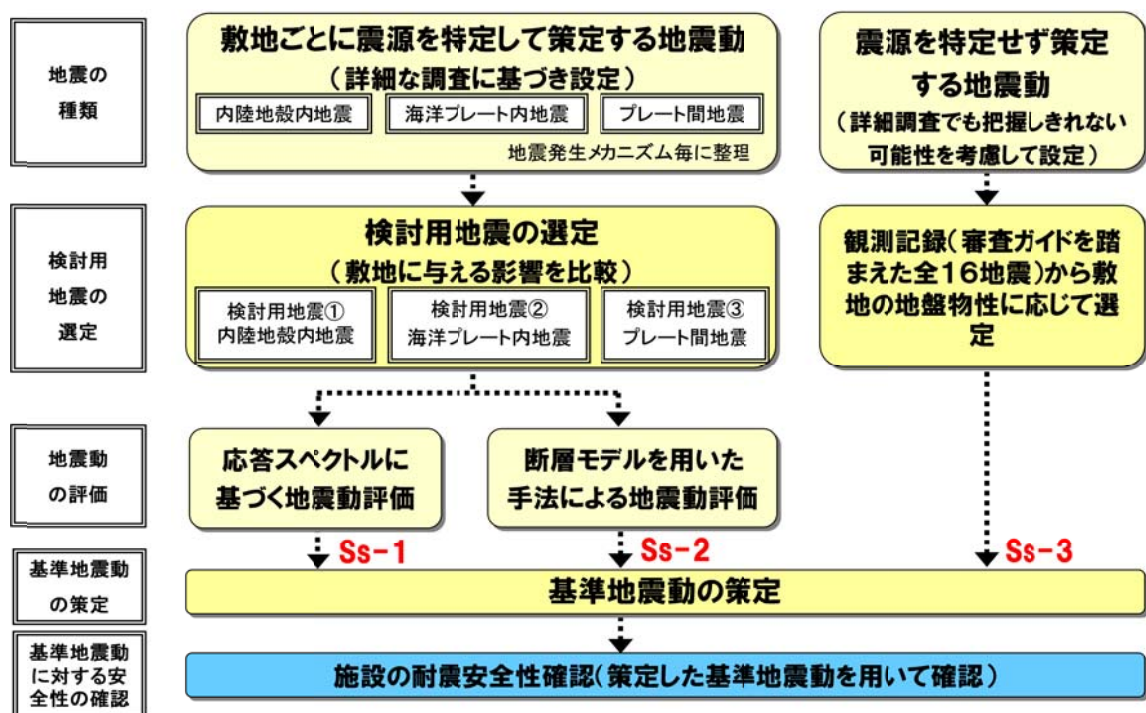
新規規制基準においては、基準地震動\*1を策定することが要求されている。(図1)

\*1 基準地震動

原子力発電所の耐震設計において基準とする地震の揺れ。新規規制基準では、以下の二つの方法により基準地震動を定めることを求めている。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」：断層の調査によって震源を特定し、その震源から敷地に大きな影響を与える地震を推定することで決める地震動

「震源を特定せず策定する地震動」：震源が特定できない過去の地震の観測記録を収集して決める地震動



(施設の耐震安全性については、工事計画認可申請における各施設の耐震計算書にて具体的な確認が行われる)

図1：耐震評価の流れ (平成26年12月24日原子力安全専門部会資料1-2)

#### (ア) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

四国電力は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、伊方原子力発電所の敷地及び敷地周辺の断層、地質構造、地震の活動性等から、詳細な解析・評価を行い、将来活動する可能性のあるものを選択。伊方発電所に影響を与えると予想される地震として、内陸地殻内地震として、敷地全面海域の断層群(中央構造線断層帯)による地震、海洋プレート内地震として、1949年安芸・伊予の地震、プレート間地震として、南海トラフの巨大地震の3つの地震を選定している。(図2)

基準地震動 Ss-1 が、当初申請の 570 ガルから 650 ガルに変更されたことからそのプロセスについて確認した。(図3)

**内陸地殻内地震** : 敷地前面海域の断層群(中央構造線断層帯)による地震  
**海洋プレート内地震** : 1649年安芸・伊予の地震(M6.9)  
**プレート間地震** : 南海トラフの巨大地震(M9.0 内閣府検討会 陸側ケース)

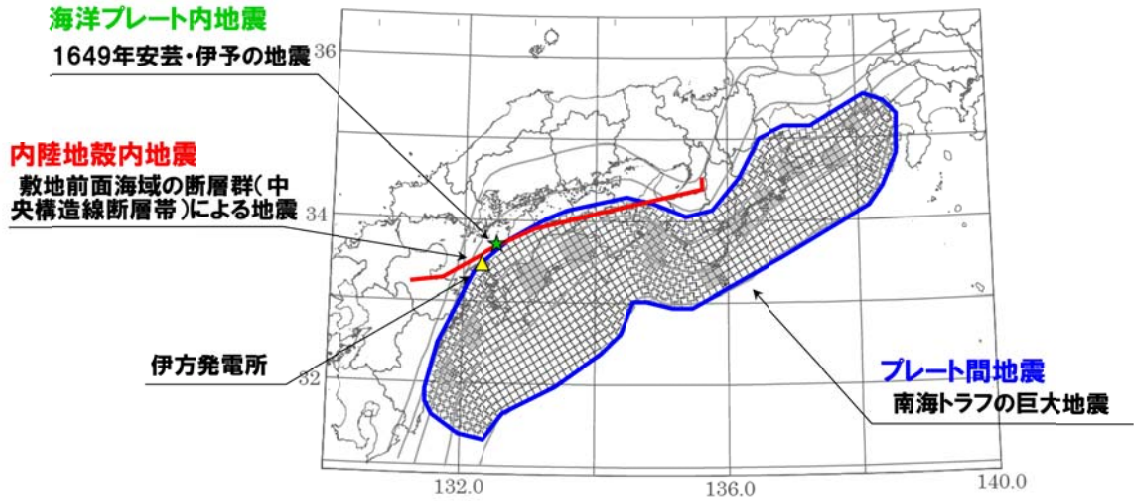


図2：検討用地震選定結果 (平成26年12月24日原子力安全専門部会資料1-2)

**応答スペクトルに基づく地震動評価(Ss-1)**

申請時	現状
<ul style="list-style-type: none"> <li>断層長さ54kmを基本ケースとし、断層の傾きや断層長さ等の不確かさを考慮した上で地震動を評価</li> <li>評価の際、54km北傾斜ケースのみ、距離減衰式<sup>※1</sup>として耐専スペクトル[Noda et al.(2002)]を適用</li> <li>耐専スペクトルによる評価では、低減補正<sup>※2</sup>を考慮</li> <li>その他のケースについては、距離減衰式としてZhao et al.(2006)等を採用</li> <li>以上評価に余裕を見て基準地震動Ss-1を設定 [570ガル: 1波]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中央構造線断層帯および豊予海峡・九州断層帯が連動することを想定した480kmおよび130kmも基本ケースに加え、更に69kmについても念のため検討追加(申請時Ss-1を超えず)</li> <li>耐専スペクトルの適用範囲外<sup>※3</sup>となるケースであっても、低減補正を考慮した評価結果が他の距離減衰式と比較的整合的であるケースについては、安全側に耐専スペクトルによる評価を実施</li> <li>より安全側の評価とするため、低減補正を考慮せず耐専スペクトルによる評価を実施</li> <li>以上評価に、更に余裕を見て基準地震動Ss-1を設定(69kmモデルで申請時Ss-1を超える) [650ガル: 1波]</li> </ul>

※1 これまでに得られている地震観測記録から策定されたものであり、「地震のマグニチュード」と「震源から評価地点までの距離」に応じ、評価地点における地震の揺れを評価する式  
 ※2 耐専スペクトルを適用して内陸地殻内地震を評価する場合、評価値が大きくなる傾向があることから、地震動の特性をより正確に表すよう、耐専スペクトルから求まる地震動レベルを低減させること  
 ※3 耐専スペクトルを震源近傍に適用した場合、他の距離減衰式と比較して地震動が大きく評価される傾向があり、耐専スペクトルを適用することが適当でない範囲(左下図 緑色範囲)

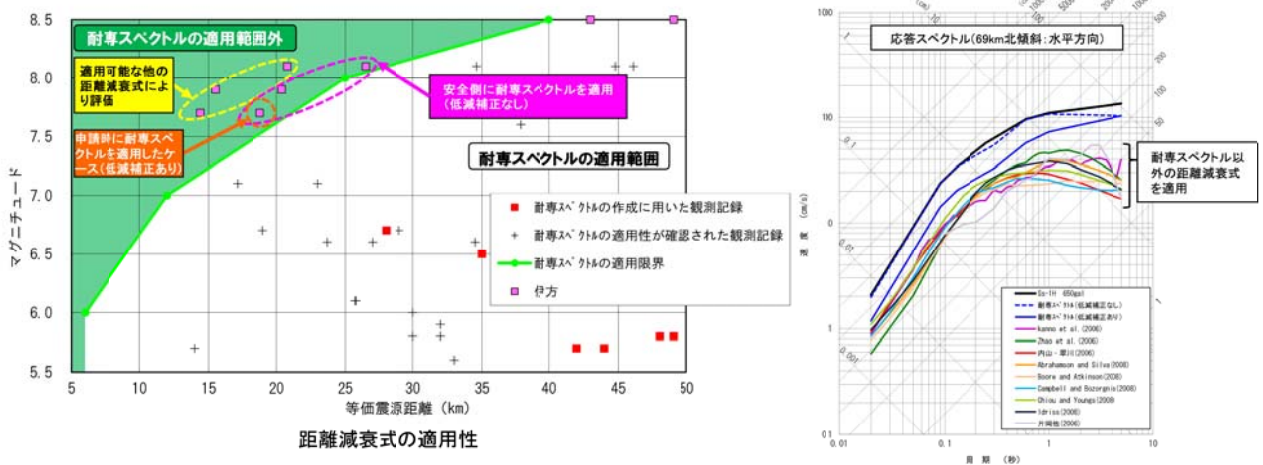


図3：耐専スペクトルによるモデル評価 (平成27年2月4日原子力安全専門部会資料1-1-1)



原子力安全専門部会では、東日本大震災で既往の知見では推測が難しい事象が起こったことを考えれば、図4に示した断層の両端にあるジョグにおいて、破壊が停止する科学的な知見とは別に、どこで破壊が止まるか分からない可能性もあることから、69 kmモデルが最大の地震動を与えるかどうかの観点での検討も行った。

検討の結果は、図5に示すとおり、最大応答加速度が変動する可能性はあるものの、安全余裕で十分にカバーされるものであり、基準地震動 Ss-1、650ガルに影響を及ぼすようなものではないと判断した。

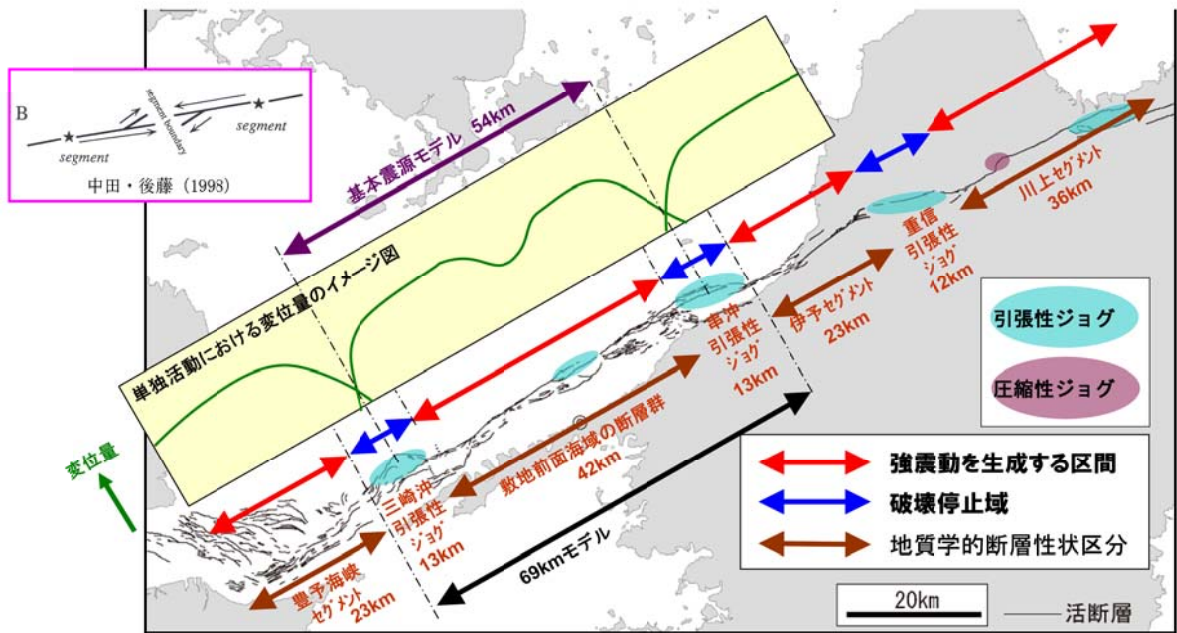
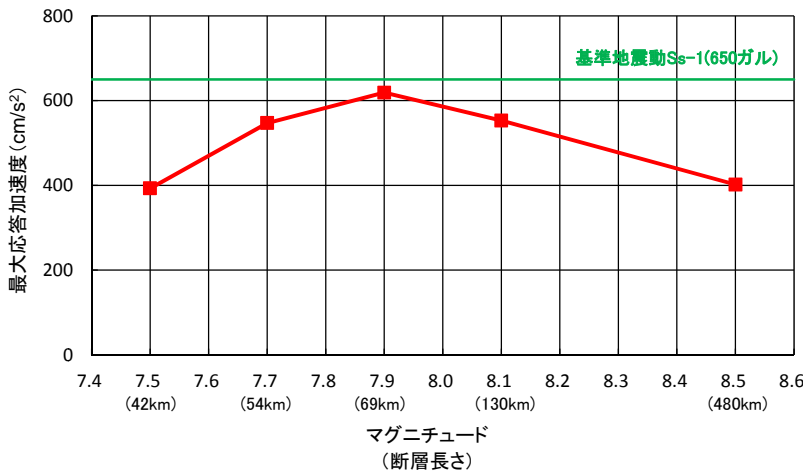


図4：断層長さ 69km モデル図 (平成27年2月4日原子力安全専門部会資料1-1-1)



※地質学的に評価される42kmモデル(M7.5)についてもプロットした。

**松田式を用いた地震規模の求め方**

- ・松田式の適用限界である断層長さ80km以下となるようにセグメント区分する。
- ・各セグメントの断層長さLから、松田式  $[\log L(\text{km}) = 0.6M - 2.9]$ を用い、地震規模Mを算出する。
- ・各セグメントごとに求めた地震規模を合計し、断層全体の地震規模を算出する。

図5：耐専スペクトルにより求まる最大加速度と地震規模の関係

(平成27年2月4日原子力安全専門部会資料1-1-1)

原子力安全専門部会では、南海トラフの巨大地震については、内閣府の見直しにより想定震源域が伊方発電所近傍まで広がったことを踏まえ、強震動生成域を発電所の直下に配置することを求め、四国電力では、安全側になるよう最も発電所に近い陸側ケースに伊方発電所直下に強震動生成域を加えた評価を行い、Ss-1を上回らないことを確認した。(最大 181 ガル) (図6)

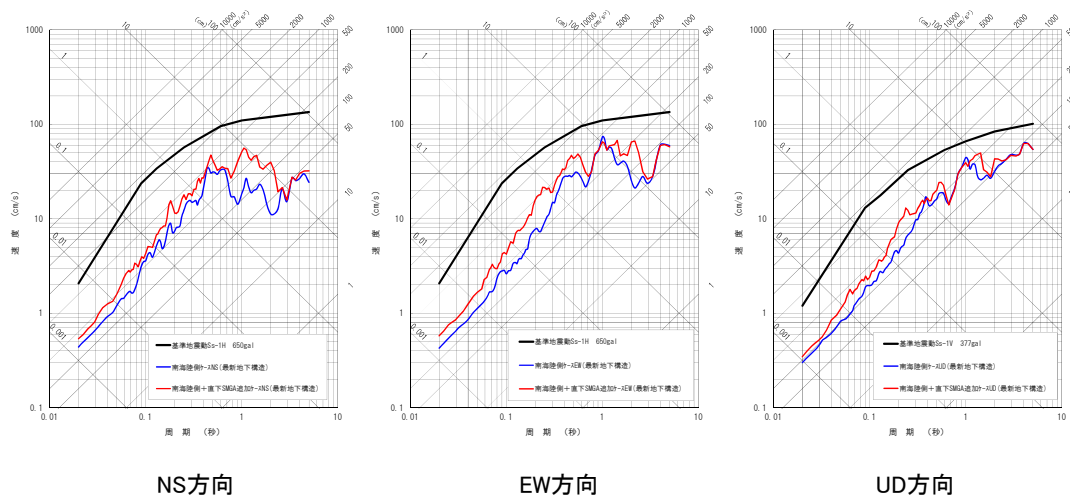


図6：南海トラフの巨大地震の断層モデル解析結果と基準地震動 Ss-1

(平成 26 年 12 月 24 日原子力安全専門部会資料 1-2)

### (イ) 震源を特定せず策定する地震動

震源を特定せず策定する地震動については、2004 年北海道留萌支庁南部地震と 2000 年鳥取県西部地震を評価地震として選定している。

原子力安全専門部会では、震源を特定しない地震動の評価には、選定した地震で得られている地震波をそのまま伊方発電所の基盤面に設定していることから、その評価が過小評価にならないかとの観点から検討を行った。

鳥取県西部地震では、その近傍で得られた賀祥ダム（監査廊）観測記録を採用して評価を行っているが、堤頂部が大きく揺れていると、相互作用の影響で基礎部の振動が小さくなる懸念があり、監査廊の測定記録に構造物の影響が含まれ、その結果として、本来の岩盤の地震動に比べて小さくなっている可能性がある。このことから、基準地震動設定のため採用した応答スペクトル等について四国電力から説明を受け検討を行った。その結果、基準地震動の設定として適切さを欠くものではないことを確認した。

(ウ) 基準地震動の策定

四国電力では、地震動評価を踏まえ、「敷地ごと震源を特定して策定する地震動」として、応答スペクトルに基づく評価により基準地震動 Ss-1 を、断層モデルを用いた手法による評価で Ss-1 を上回る8波を Ss-2-1 から Ss-2-8 に設定し、「震源を特定せず策定する地震動」としては、北海道留萌支庁南部地震を考慮した Ss-3-1 及び鳥取県西部地震の震源近傍での観測記録に基づく地震動 Ss-3-2 を設定した。(最大加速度は 650 ガル) (図 7)

原子力安全専門部会としては、審査ガイドに従い、これら基準地震動については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、不確かさも考慮して、地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていると判断する。

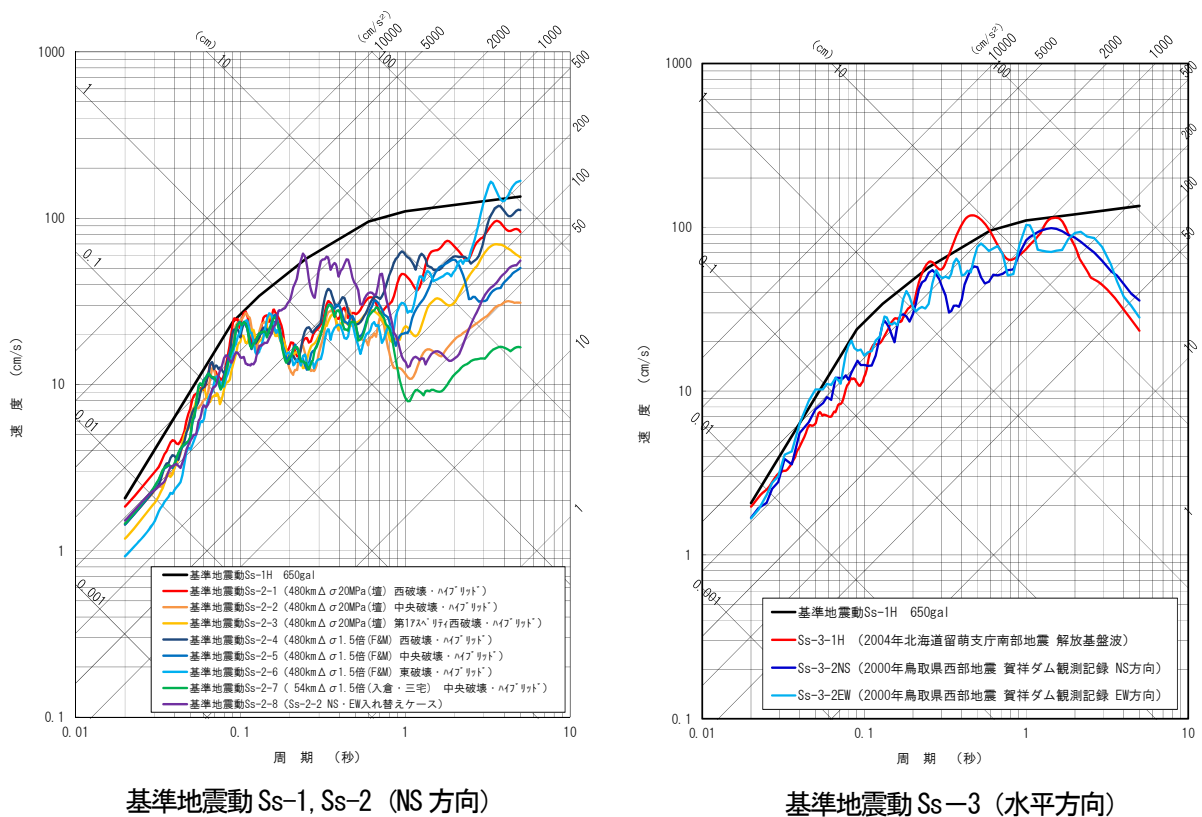


図 7：基準地震動 (平成 26 年 12 月 24 日 原子力安全専門部会資料 1-2)

## イ 地盤及び周辺斜面の安定性

新規制基準においては、設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けられなければならないこと並びに耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないこと及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

### (ア) 地盤の変位(敷地内断層の評価)

伊方3号機の敷地内の地盤には、断層としてFa-1断層～Fa-5断層、f1～f4断層、S1、S3断層が存在することが確認されている。(図8)

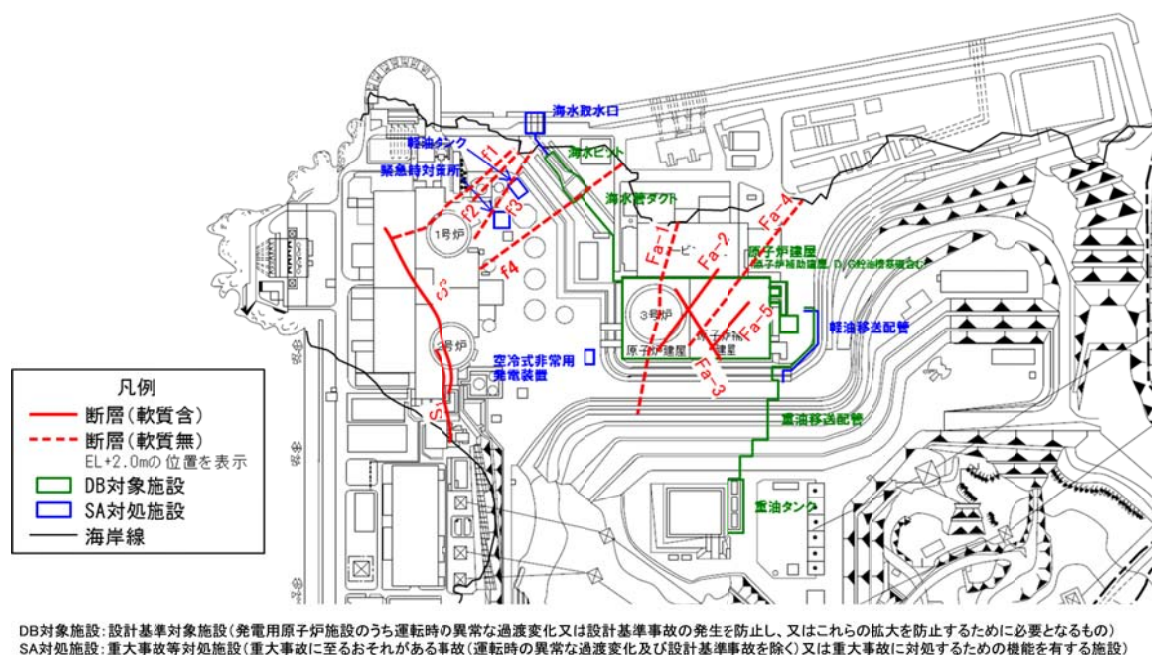


図8：敷地内における断層分布(平成27年4月21日原子力安全専門部会資料3)

これら敷地内の断層の評価については、四国電力は図9に示す評価を行い、いずれも将来活動する可能性のある断層等に該当しないことを確認した。

原子力安全専門部会としては、「震源として考慮する活断層かどうか」、「地震活動に伴って永久変位が生じる断層かどうか」、そして、「支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面かどうか」の3点について確認することとし、地形、地質・地質構造等を総合的に検討し、敷地内断層の活動性を評価した。

その結果、伊方発電所では、重要な安全機能を有する施設の直下には将来活動する可能性のある断層等はなく、敷地内に「震源として考慮する活断層」はないと判断する。

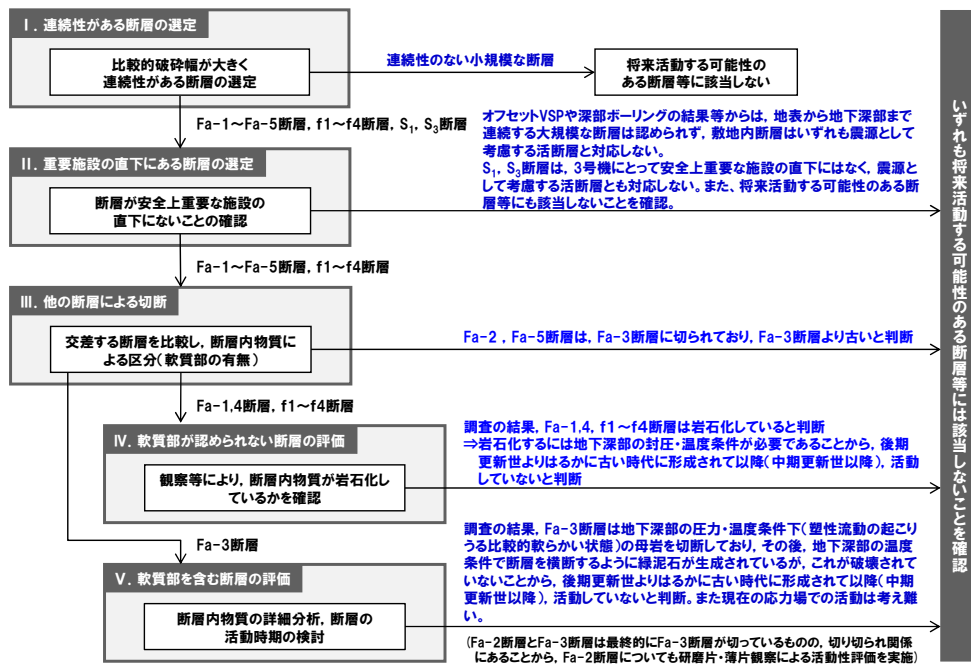


図9：敷地内における断層の活動性評価の流れ (平成27年4月21日原子力安全専門部会資料3)

### (イ) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性

原子炉建屋等の耐震重要施設及び常設重大事故等対処設備は、基準地震動による地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持できる地盤に設けなければならないこと、地震によって生じるおそれがある斜面の崩壊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こととされている。

四国電力は、今回新たに設定した基準地震動による評価を図10に示すフローに従って行っている。



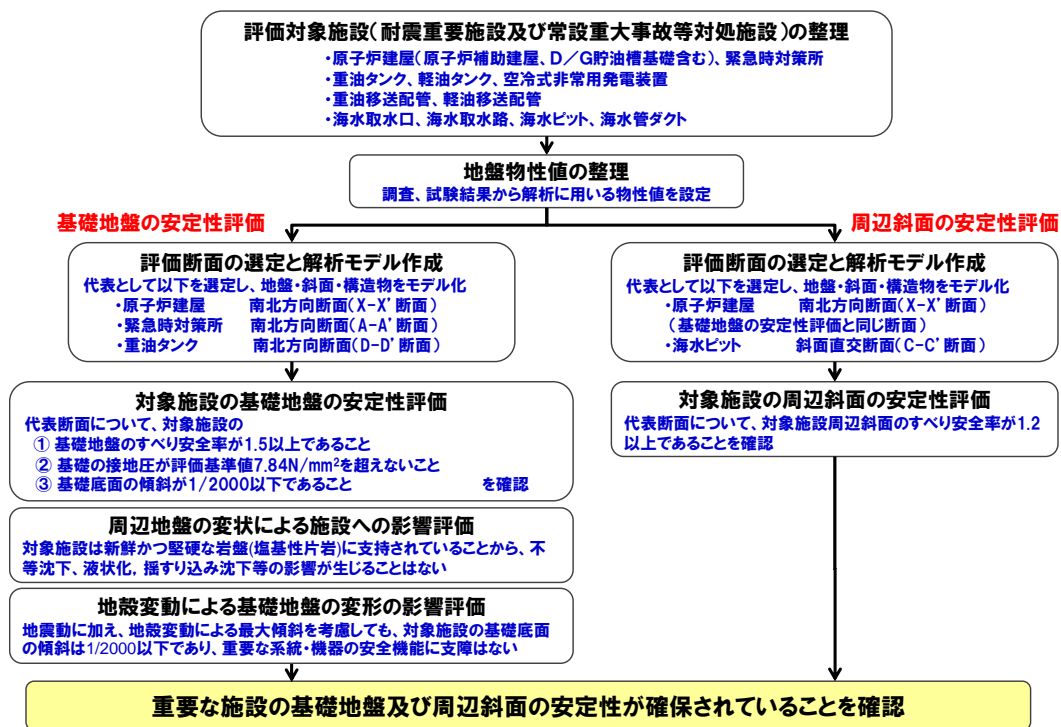


図 10：原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価結果の流れ

(平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3)

原子力安全専門部会では、対象となる施設の配置、施設周辺の地形及び地質・地質構造を考慮し厳しい条件となる代表断面を選定し評価していることを確認した。

また、現地において斜面の状況等を確認したが、外部火災対策等により改良工事が実施されるなど、現地の状況が変化することから、基礎地盤や周辺斜面の安定性評価に用いた各種データや文献等について整理し、評価条件(根拠)が不明確にならないよう求めた。

原子力安全専門部会としては、これらのことから、地盤及び周辺斜面の安定性については、原子炉建屋等の耐震重要施設及び常設重大事故等対処設備が設置されている地盤には、将来活動する可能性のある断層等の露頭はなく、これら施設の基礎地盤及び周辺斜面は、新たに設定した基準地震動による地震力に対して十分な安定性を有していると判断する。

## ウ 耐震設計方針

新規制基準では、地震の発生によって公衆(住民)への放射線影響を防止するため、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、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(基準地震動による地震力)に対してその安全性機能が損なわれないことが求められていることから、適切に耐震設計する必要がある、四国電力は次のとおり設計する方針である。

- 発電所の施設・設備等を耐震重要度\*<sup>2</sup>に応じてSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、クラスに応じて適用する地震力に対して安全機能が損なわれる恐れがないように設計する。

*\*2 耐震重要度*

*設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれのある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度*

- 津波防護施設等についても、地震力に対してそれぞれの施設等に要求される機能が保持できるよう設計する。
- 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。

## (2) 耐津波性能

新規制基準においては、設計基準対象施設は、大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」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あること、また、重大事故等対処施設は、基準津波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ものであることが要求されている。

### ア 基準津波

四国電力は、図 11 のとおり、耐津波評価を行っている。

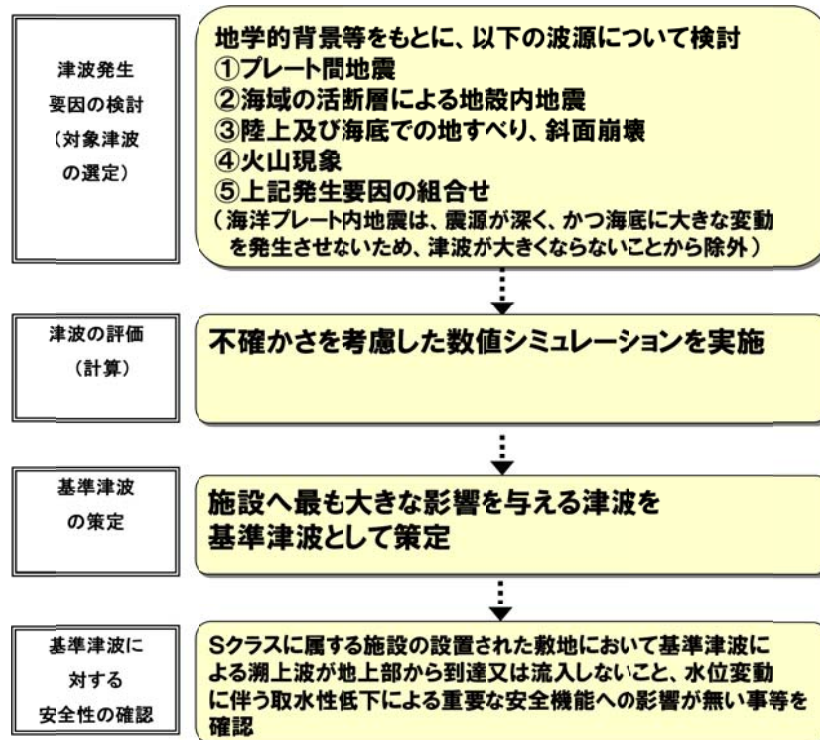


図 11：耐津波評価の流れ（平成 26 年 12 月 24 日原子力安全専門部会資料 2-2）

#### (ア) 対象津波の選定

津波の発生要因として地震の他、地すべり等、地震以外の要因及びこれらの組合せによるものを考慮し、対象津波を選定することとなっており、四国電力は、最も敷地に厳しい「海域活断層に想定される地震に伴う津波（中央構造線断層帯～九州側断層帯 130km の連動）」と「地すべりに伴う津波（敷地近傍の 5 つの地すべり地域）」の重畳について評価している。（図 12）

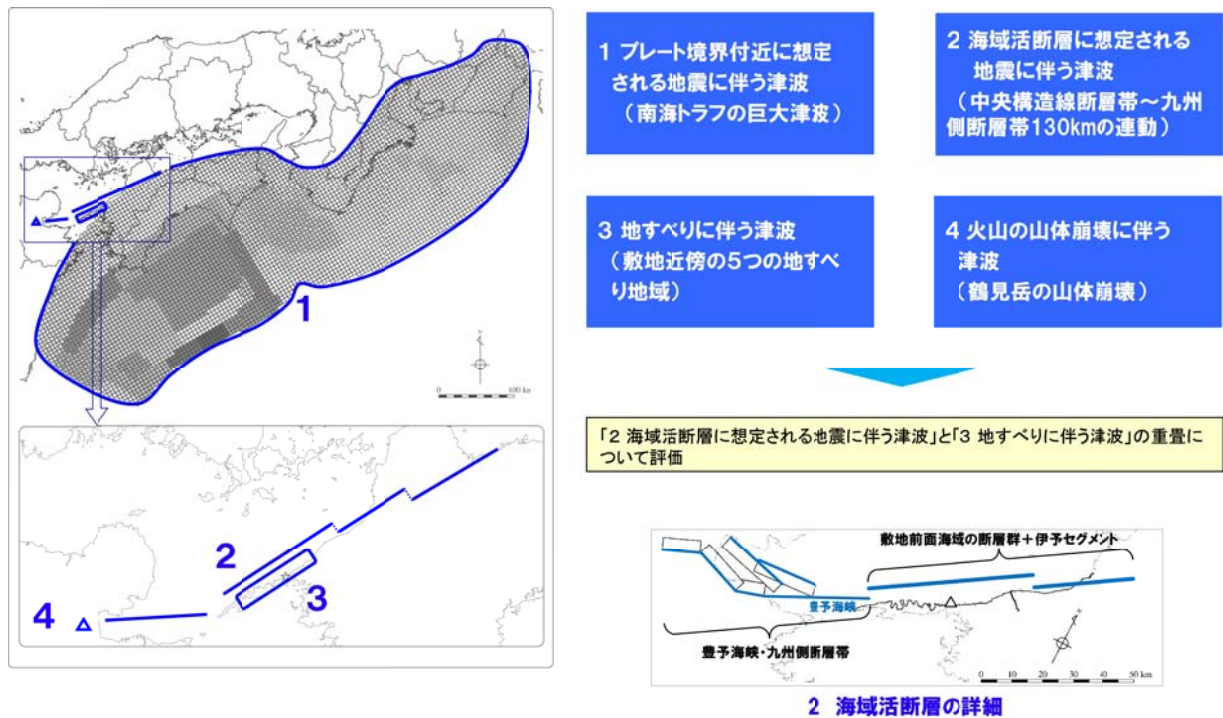


図 12：対象津波の選定（平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3）

### （イ） 基準津波の策定

四国電力は、基準津波を評価した結果、伊方 3 号機の敷地前面における基準津波による最高水位は、+8.1m 程度であるとしている。

## イ 耐津波設計方針

### （ア） 耐津波設計方針

四国電力は、重要な安全機能を有する施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれない設計とするとしている。

- 敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。
- 浸水防護をすることにより、津波による影響等から隔離可能な設計とする。
- 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。

### （イ） 耐津波設計方針に対する確認

四国電力は、前述の耐津波設計方針により、重要な安全機能を有する施設の安全機能は損なわれないとしている。（図 13）

- 耐津波設計に用いる入力津波高さは、基準津波の最高水位(+8.12m)に加え地盤変動(-0.36m)及び潮位のばらつき(+0.19m)を考慮すると、+8.7m 程度となるが、重要な安全機能を有する施設を内包する建屋は、敷地高さ+10m に設置されており、津波に対して影響を受けるおそれはない。ただし、安全上重要な機能を有する海水ポンプを設置している海水ピットについては、敷地面から掘り込んだ構造となっていることから、水密扉への取替等、海水ポンプを設置しているエリアへの浸水対策を講じている。
- 仮に水密扉が開いている状態で津波がきた場合は、安全上重要な機器を設置しているエリアの浸水に伴う安全機能への影響がある。これを回避する観点から、社内マニュアル

を整備し、常時閉止の運用管理を徹底することとしている。

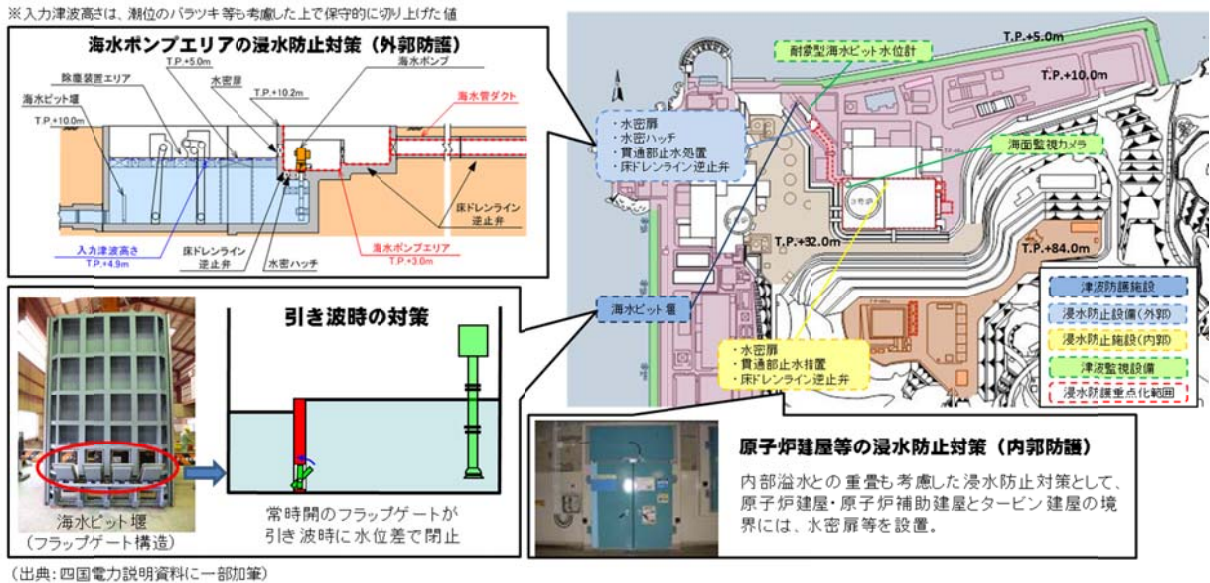


図 13：津波対策（平成 27 年 8 月 12 日 原子力安全専門部会 資料 1-1-2）

原子力安全専門部会では、

- ・仮に津波が敷地高さを超えたとしても、伊方発電所では、水密扉の設置等により、+14.2m までの浸水対策や、+32m 等に設置している重大事故等対処設備により、原子炉を安全に停止できること
- ・海水ピットポンプ室での最高水位は+4.30m、最低水位は-3.26m である。海水ポンプを設置しているエリアには、浸水防止設備として水密扉、水密ハッチ及び床ドレンライン逆止弁の設置及び貫通部止水処置を実施していることから、地盤変動を考慮しても、津波が流入することはないこと

を確認した。

原子力安全専門部会としては、基準津波については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、不確かさや重畳津波も考慮して、適切に策定されていると判断する。また、3号機敷地前面の最大津波高さは8.7m程度であり、敷地高さ10mに比べ低いことから、安全性に影響を及ぼさないこと及び新たな津波防護施設は不要であるとしていることは、妥当と判断する。



### (3) 自然現象に対する考慮（火山、竜巻、外部火災）

新規制基準では、外部からの衝撃による損傷を防止するため、

- ・安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く）\*<sup>3</sup>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。
- ・安全施設は、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

ことを要求している。

\*<sup>3</sup> 想定される自然現象

敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。

#### ア 火山影響評価

火山影響評価の流れは、

- ・原子力発電所の安全に影響を及ぼす活動をする可能性のある火山の影響評価を行う。
- ・設計対応できないような火山事象が起こる可能性の評価を行う。
- ・過去に立地地点に大きな影響を到達させた火山は、モニタリングを行う。
- ・火山灰などに対して、安全機能が損なわれない設計方針とする。
  - －建物などへの負荷、配管の閉塞等の直接的な影響
  - －外部からの送電停止や発電所外部との交通遮断といった間接的な影響

ことを要求している。

四国電力が実施した火山影響評価を図 14 に示す。

#### (ア) 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出及び抽出された火山の火山活動に関する個別評価（立地評価）

四国電力は、伊方発電所へ影響を及ぼし得る火山として、7火山（鶴見岳、由布岳、九重山、阿蘇、阿武火山群、姫島、高平火山群）を抽出している。これら7火山について評価を行った結果、設計対応不可能な火山事象の可能性は十分小さいとしている。

#### (イ) 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の抽出と評価条件の設定（影響評価）

伊方発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象として、降下火砕物（火山灰）を抽出し、九重第一軽石の噴火について評価を行った結果、火山灰層厚は最大 14.0cm としている。

四国電力は更に余裕を見て、敷地において考慮すべき降下火砕物の厚さ（評価条件）を 15cm と設定している。



図 14：伊方発電所における火山影響評価結果の概要

(平成 27 年 4 月 21 日 原子力安全専門部会資料 1-1)

原子力安全専門部会では、軽石が浮遊してきた際の影響について確認した結果、軽石が届くような火山は伊方発電所近傍には無い（最も至近の火山である鶴見岳が約 85km、軽石等の火山からの飛来物の想定距離 10km。）ことを確認した。

原子力安全専門部会としては、伊方発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象として抽出した降下火砕物の影響を検討する上で、最も影響の大きい九重第一軽石の噴火について、不確かさも考慮し、降下火山灰シミュレーションにより評価を実施した結果から、更に余裕を見て、火山灰厚さを 15cm と設定したことは、妥当と判断する。

## (ウ) 降下火砕物による施設への影響評価

### a 直接的影響評価

四国電力は、設置場所、外気吸入の有無等、施設の特徴に応じて、火山灰の影響項目を選定し、評価の結果、火山灰の直接的影響がないとしている。

原子力安全専門部会では、火山灰の施設への影響について、荷重による建屋の構造安全性に問題ないと評価していること、対象設備全てに対してフィルタ目詰まり等に対する機能安全性評価を実施していることを確認した。

### b 間接的影響評価

四国電力は、外部電源喪失の発生と発電所内外のアクセス制限が発生した場合を想定し、対応手段の妥当性について評価し、間接的影響がないとしている。

#### ○長期間の外部電源の喪失

外部電源が喪失した場合でも、7日間の外部電源喪失に対して、原子炉の停止並びに停止後の原子炉及び使用済燃料ピットの冷却機能を担うために必要な電力の供給が継続できる。

#### ○発電所内外のアクセス制限

多くの火山では、噴火前に、震源の浅い火山性地震の頻度が急増し、火山性微動の活動が始まるため、事前に火山灰対策を行うための体制を整備する。

原子力安全専門部会では、2010年4月、アイスランドで大規模な火山噴火が発生したことから、その際、欧州の原子力発電所等への影響の有無を確認した。結果として、発生した火山噴火による被害は主に航空機運航に限定されており、欧州の原子力発電所への悪影響や問題は生じていないことを確認した。

原子力安全専門部会としては、火山影響評価により火山灰厚さを15cmと設定した条件で、施設への影響はないとした評価は、妥当と判断する。



## イ 竜巻影響評価

竜巻影響評価においては、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重が適切に設定されていること、並びに設計荷重に対して、施設の安全機能が維持される方針であることを確認することとされている。(図 15)

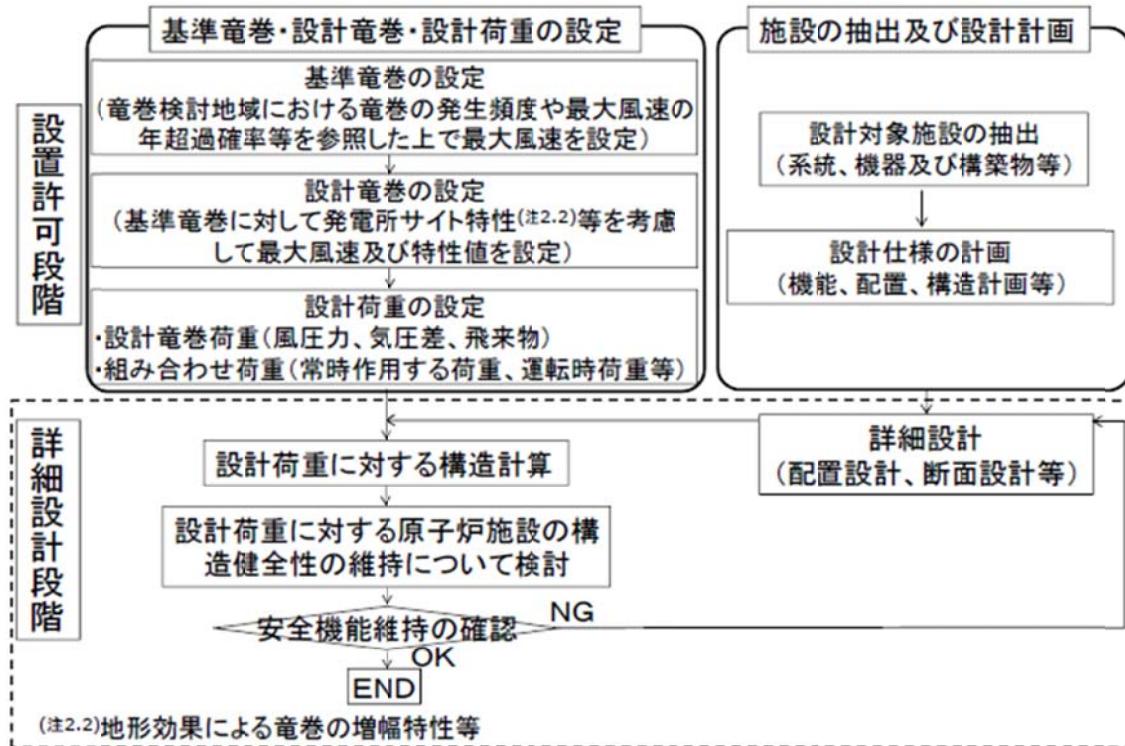


図 2.1 設計の基本フロー

図 15 : 原子力発電所の竜巻ガイド(平成 25 年 6 月 原子力規制委員会)

### (ア) 基準竜巻・設計竜巻の設定

#### a 基準竜巻の設定

四国電力は、日本国内で過去に発生した最大の竜巻である F3 スケール(風速 70~92m/s)の最大値などから、基準竜巻の最大風速を 92m/s と設定している。

#### b 設計竜巻の設定

四国電力は、設計竜巻の設定に際して、伊方発電所は敷地背後に急峻な傾斜地をもつ狭隘な地形に立地しており、地形効果による風の増幅を数値流体計算により確認した。その結果、風の増幅効果がないものの、基準竜巻の最大風速 92m/s を安全側に切り上げて、設計竜巻の最大風速を 100m/s としている。

原子力安全専門部会では、四国電力から、伊方発電所が立地している瀬戸内海は竜巻の発生頻度が少ない地域であり、発電所近郊において発生した最大の竜巻スケールは F2 (50~69m/s : 大分県臼杵市) であることの説明を受けるとともに、竜巻影響評価における設計竜巻の設定については、竜巻のデータが少ないことから、竜巻の発生頻度が多い、太平洋側の宮崎県や高知県を含め、かつ、これまで国内で発生した最大の竜巻スケール F3 (70~

92m/s) の最大風速 92m/s に対し、安全側の設定とするため設計竜巻を 100m/s としていることを確認した。

原子力安全専門部会としては、日本国内で過去に発生した最大の竜巻である F3 スケール (風速 70~92m/s) の最大値 (92m/s) を基準竜巻として選定し、地形効果による風の増幅はないことを確認した上で、基準竜巻の最大風速を安全側に切り上げて、設計竜巻の最大風速を 100m/s と設定したことは妥当と判断する。

### (イ) 設計対象施設の抽出

四国電力は、設計対象施設として、その施設の安全機能が損なわれないように防護する必要がある竜巻防護施設等を抽出している。(図 17)

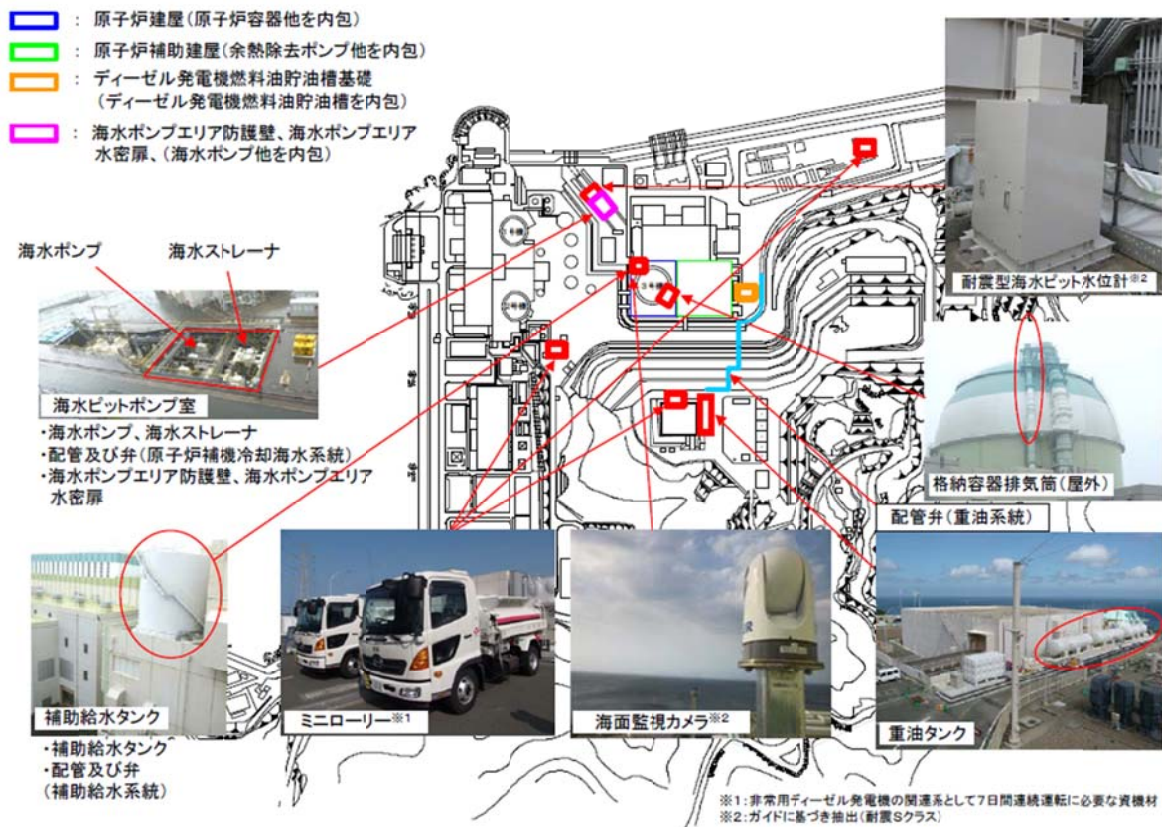


図 17 : 対象施設の例 (屋外設置) (平成 27 年 8 月 12 日原子力安全専門部会 資料 1-1-1)

## (ウ) 設計荷重の設定と設計方針

### a 荷重の設定

四国電力は、設計竜巻荷重として飛来物の衝撃荷重の設定に当たっては、発電所構内において飛来物となり得るものを現地調査等により抽出した上で、衝撃力の大きさを踏まえ、鋼製材や乗用車を設計上考慮すべき飛来物として設定している。

### b 設計方針

四国電力は、竜巻に対してその構造健全性が維持され、施設の安全機能が損なわれない設計とするとしている。

#### ○屋外の竜巻防護施設

屋外の竜巻防護施設は、必要に応じ防護ネットや防護鋼板の設置等の防護対策を講じることにより安全機能を損なわない設計とする

#### ○竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設

竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設については、設計荷重による影響を受ける場合においても竜巻防護施設に影響を与えないように設計する。(図 18)

原子力安全専門部会では、安全機能を持続するために重要な設備は、窓ガラスが無くコンクリート壁で守られている等により、竜巻が来て飛来物が衝突しても影響はないとしていること、重油タンク等、構造部材だけの強度対策が困難なところは、エネルギーを吸収するネットや機器に衝撃吸収材を覆うことで直接エネルギーが伝わらないような対策を実施していることを確認した。

原子力安全専門部会としては、設計竜巻荷重として、飛来物の衝撃荷重等を設定し、これに常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせた荷重に対して対象施設の安全機能を損なわないよう設計するとしていることは妥当であると判断する。

**飛来物防護対策**

- ・竜巻による飛来物から防護する設備の設置(以下は設置例)
- 海水ピットポンプを竜巻による飛来物から防護する(溢水対策も兼ねる)  
ため、海水ピットポンプ室防護壁を海水ポンプエリア上部に設置
- 重油タンクを飛来物から防護するため、タンク外面に緩衝材を取付

**飛来物発生防止対策**

- ・駐車禁止エリアの設定
- ・飛来物が極力発生しないよう、屋外資機材の管理及びマンホール蓋の固定化等を実施



飛来物発生防止対策  
(例:マンホール蓋の固定)



竜巻防護対策設備  
(例:海水ピットポンプ室防護壁)

竜巻防護対策設備  
(例:重油タンクの防護(緩衝材))

図 18 : 竜巻防護対策例 (平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3)



## ウ 外部火災（森林火災、航空機墜落による火災）

新規制基準では、敷地及び敷地周辺で想定される自然現象及び人為事象による火災（以下「外部火災」という。）が発生した場合においても、その影響によって、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が求められている。

### （ア） 森林火災

#### a 発生を想定する森林火災による影響評価

四国電力は、森林火災による防護対象設備への熱影響評価については、森林火災シミュレーション解析コードを活用し、評価を実施している。

解析の結果、最も高い火線強度（森林火災の燃えている部分の火炎の強度）から必要な防火帯幅として、29.7mを算出している。

#### b 森林火災に対する設計方針

四国電力は、必要な防火帯幅を29.7mと算出したことから、この結果に余裕を見込み、防火帯幅を約35mと設定している。（図19）

また、森林火災による熱影響から危険距離（建屋許容温度に達する距離）を算出した上で、危険距離を上回る防火帯幅を確保している（図20）

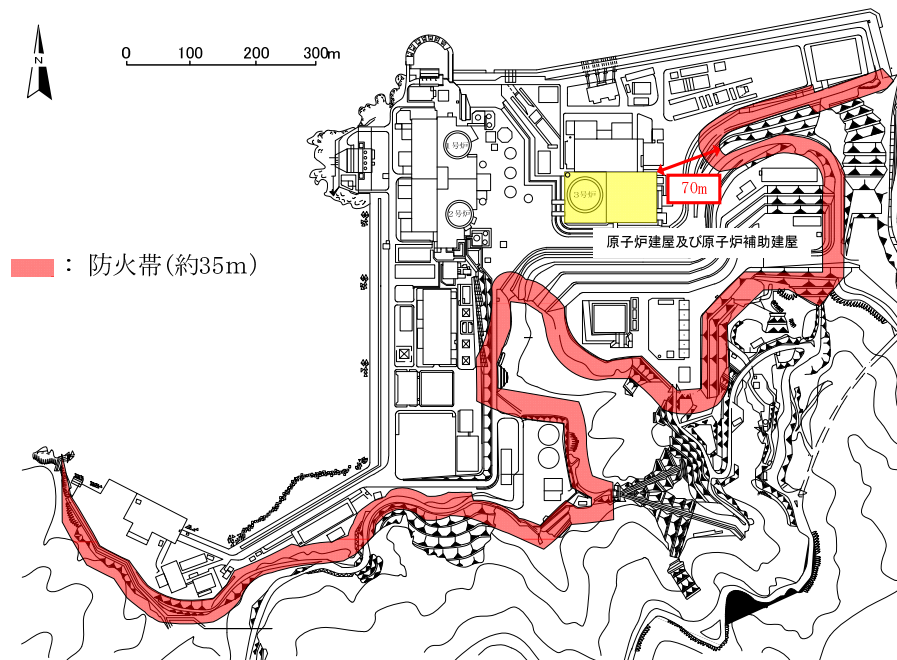


図19：森林火災を考慮した防火帯の設定（平成27年4月21日原子力安全専門部会資料3）

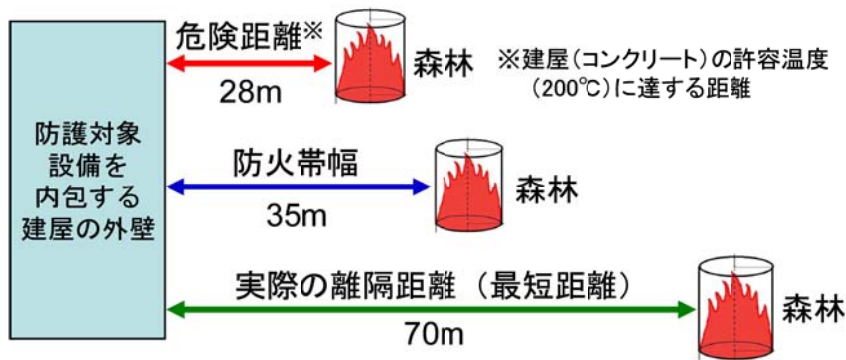


図 20：熱影響評価例 [建屋（コンクリート）]（平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3）

原子力安全専門部会としては、四国電力が用いた森林火災シミュレーション解析コードは世界的に広く利用されており、特定範囲の火炎到達時間、火線強度等を予測可能であることを確認している。なお、評価で入力したデータには伊方の現地植生、地形データを用い評価を実施していることを確認した。

(イ) 発電所敷地内における航空機落下による火災

a 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定等

四国電力は、航空機を種類別に分類し、その種類ごとに燃料積載量が最大の航空機を選定している。その航空機ごとの落下確率に関する知見を基に、敷地内において航空機落下確率が  $10^{-7}$  回/炉・年以上となる区域を、選定された航空機ごとに特定し、その中で安全施設から最も近い場所に航空機が落下し、搭載された全燃料が発火した場合の火災を想定している。（図 21，表 1）

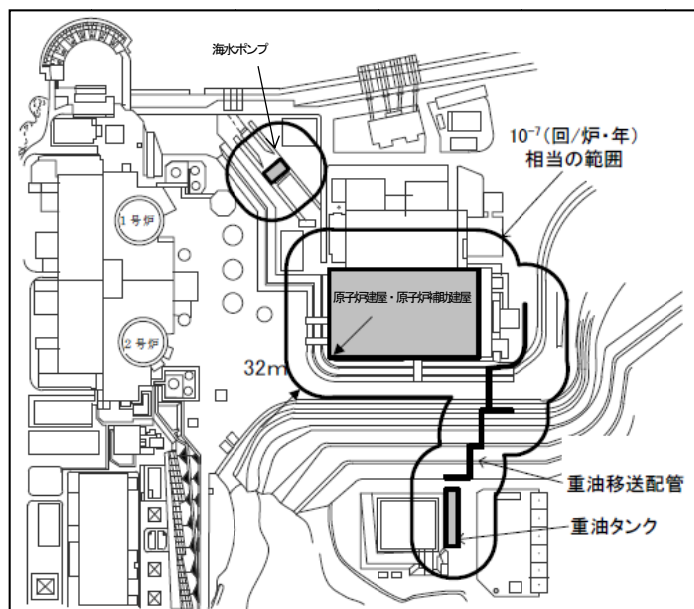


図 21：離隔距離 32m の算出イメージ（自衛隊機等の落下）

（平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3 を一部改訂）

表 1 : 落下事故のカテゴリと対象航空機 (平成 27 年 8 月 12 日 原子力安全専門部会 資料 1-1-1)

評価に用いるデータ

カテゴリ			対象航空機	燃料量 (m <sup>3</sup> ) <sup>※1</sup>	放射発散度 (W/m <sup>2</sup> )	燃焼速度 (m/s)	航空機墜落地点	
計器飛行方式民間航空機			大型民間航空機	B747-400	216.84	50×10 <sup>3</sup>	4.64×10 <sup>-5</sup>	150m
有視界飛行方式民間航空機			小型民間航空機	(評価は自衛隊機又は米軍機の落下に包絡される) <sup>※2</sup>			75m	
自衛隊機 又は 米軍機	訓練空域 外を飛行中	空中給油機等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機	KC-767	145.03	58×10 <sup>3</sup>	6.71×10 <sup>-5</sup>	250m	
		その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機	F-15	14.87	58×10 <sup>3</sup>	6.71×10 <sup>-5</sup>	35m	
	基地－訓練空域間往復時		UP-3D	34.84	58×10 <sup>3</sup>	6.71×10 <sup>-5</sup>	32m	

※1 軍用機関係の図書等の記載値から算出した推定値。

※2 有視界飛行方式民間航空機のうち、小型機の評価対象航空機として、小型機の最大離陸重量の基準である5,700kgの燃料を満載した航空機を仮定した場合、離隔距離75m、燃料積載量約6.8m<sup>3</sup>となることから、離隔距離32m及び燃料積載量約3.5m<sup>3</sup>で評価している自衛隊機又は米軍機の「基地－訓練空域間往復時」に包絡される。

## b 航空機落下による火災に対する設計方針

航空機落下による火災の影響評価の結果、自衛隊機又は米軍機（基地－訓練空域間往復時）等の落下による影響が最も大きい。原子炉建屋・原子炉補助建屋については、外壁温度がコンクリート強度が維持される保守的な温度である 200℃<sup>※</sup>以下であり、安全機能は損なわれまいとしている。

※火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度

原子力安全専門部会では、航空機落下確率の判断基準となっている 10<sup>-7</sup> (回/炉・年) については、米国や欧州主要国の基準を参考とし、これに十分な保守性を有するものとして設定したものであることを確認した。

また、火災に対する影響評価に用いる壁部分のコンクリートの許容温度を 200℃として評価しているが、この温度はコンクリートの圧縮強度が変化しない保守的な温度設定であり、コンクリートが変形するような実力値は200℃よりもっと高いことを確認した。

原子力安全専門部会としては、伊方の植生を踏まえ、気象条件等を厳しく設定した上で評価した結果に更に余裕を見て設定している防火帯幅 (35m) については妥当と考える。

また、外部火災に対する防護設計について、火災による放射に対して最も厳しい箇所においても、外壁コンクリートの表面温度が許容温度 (200℃) を下回るよう設計することで外部火災防護施設の安全機能は損なわれまいとしており、この方針は妥当であると判断する。

#### (4) 電源の信頼性

新規制基準では、保安電源設備について、安全施設への電力の供給が停止することがないよう設計することを要求している。また、外部電源喪失時における発電所構内の電源として、必要な電力を供給するように設計することを要求している。

##### ア 伊方発電所の外部電源系統(図 22)

伊方3号機に接続する送電線は、500kV送電線2回線(四国中央西幹線)と、187kV送電線4回線(伊方北幹線2回線及び伊方南幹線2回線)とで構成されている。

これら鉄塔基礎の安定性を確保するとともに、強風発生時の事故防止対策の実施により、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのないよう設計している。これらの送電線は1回線で3号機の停止に必要な電力を供給し得る容量としており、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らない構成としている。

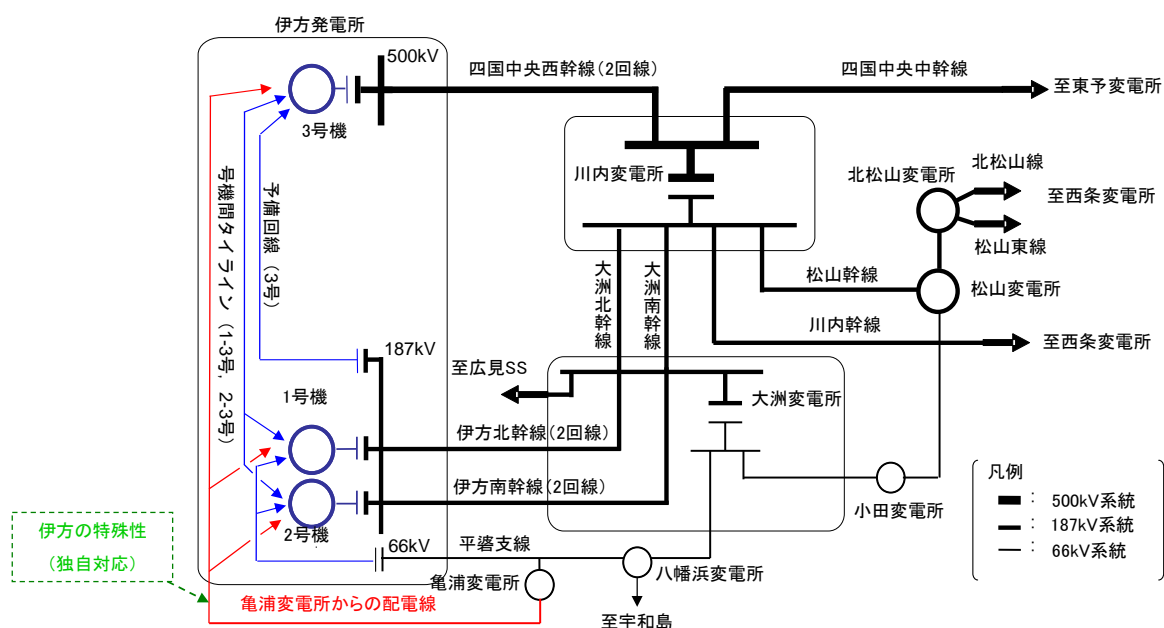


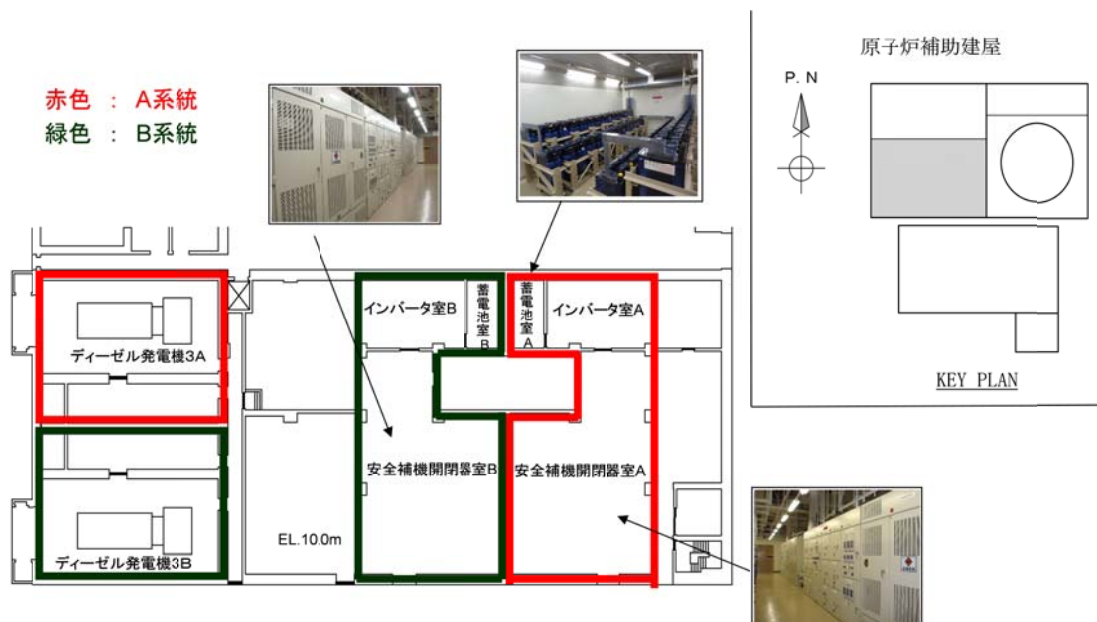
図 22 : 伊方発電所の外部電源系統 (平成 25 年 11 月 19 日原子力安全専門部会資料 1-1)



## イ 非常用電源設備及びその付属設備の施設

ディーゼル発電機は、多重性及び独立性を考慮し、必要な容量のものを各々別の場所に2台備え、それぞれ非常用所内高圧母線に接続している。また、蓄電池は、非常用2系統を各々別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保する設計としている。(図23)

ディーゼル発電機の連続運転に必要な燃料を貯蔵する設備は、既設の貯油槽に加え、7日間の連続運転を可能とするために重油タンクを新たに発電所敷地内に設けている。



[A系統及びB系統の各々について隔壁によって区画化した電気室等へ配置している]

図23：非常用電源設備の配置状況 (平成25年11月19日原子力安全専門部会資料1-1)

## ウ 電源設備（重大事故等対処施設）

重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損等为防止するため、電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置している。(図24)

### 電源確保対策

多様な電源を確保するため、外部電源以外に空冷式非常用発電装置の設置、非常用直流電源(蓄電池)の増強などを実施

- ・空冷式非常用発電装置及び電源車の配備
- ・非常用直流電源の増強
- ・号機間電源融通ラインの設置
- ・配電線の敷設



空冷式非常用発電装置



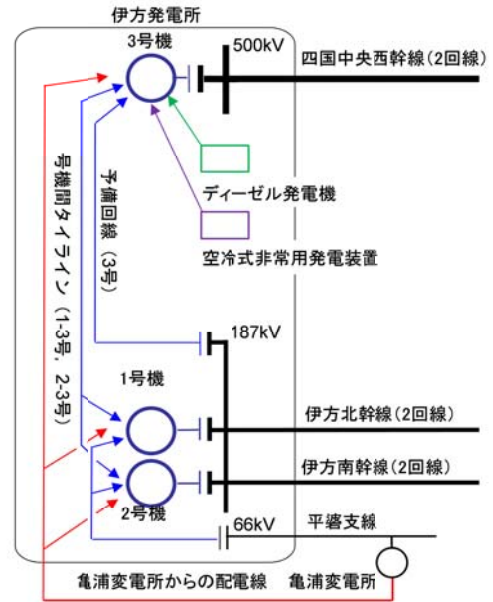
ディーゼル発電機



蓄電池



可搬型直流電源装置  
(75kVA電源車)



ディーゼル発電機等に用いる重油及び電源車等に用いる軽油の円滑な補給のため、貯蔵タンク、移送配管の設置やミニローリーを配備



重油移送配管



軽油移送配管



ミニローリー

図24：電源の確保対策（平成27年4月21日原子力安全専門部会資料3を一部改訂）

原子力安全専門部会では、風力発電所の風車が破壊し、送電線に接触する場合は、送電線は停止する等の影響は受けるが、送電線は複数回線（3ルート6回線）設置されており、仮に1回線風車により破壊されても外部電源が喪失することは無い。また何らかの原因で外部送電線が全て供給できなくなっても、所内には非常用ディーゼル発電機、空冷式非常用発電装置など、多種多様な電源設備を備えていることを確認した。

仮に、川内、大洲変電所の両方が停止しても平瀬支線の系統を使って発電所への外部電源供給は可能であり、外部電源が喪失しても、所内には非常用ディーゼル発電機、空冷式非常用発電装置等、多種多様な電源設備を備えていることを確認した。

原子力安全専門部会としては、

- ・安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を供給するため、複数の回線で電力系統に連携しており、いずれの2回線が喪失した場合においても発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らない構成としていること。
- ・送電線の接続先である川内変電所または大洲変電所のいずれかの変電所が停止した場合においても、伊方3号機に電力を供給することが可能な設計としており、更に、外部電

源が喪失した場合においても、多重性及び独立性を確保した非常用所内電源設備による電源供給が可能であること。

- 複数の回線で構成される外部電源系統や、多重性及び独立性を確保した非常用電源設備により、安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を供給することで、安全機能を損なわない設計とすることから、これら方針は妥当であると判断する。

なお、規制要求事項ではないが、四国電力では、自主的対策として、号機間連絡ケーブルや専用配電線を設置し、信頼性の更なる向上を図っている。

## (5) シビアアクシデント対策

新規規制基準では、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は、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等を要求している。

四国電力は、重大事故に至るおそれがある事故の発生を想定し、炉心の著しい損傷等を防止するための必要な措置を講じ、対策の有効性を評価し、要件を満足しているとしている。

### ア 重大事故等の対処に必要な機能

#### (ア) 炉心損傷防止対策 (図 25~27)

- ・ 原子炉自動停止失敗時の原子炉停止機能維持のため、影響緩和装置を設置
- ・ 原子炉を冷却・減圧するため、代替格納容器スプレイポンプ及び冷却水供給配管等を設置並びにポンプ車、可搬型電源等を配備
- ・ タービン動補助給水ポンプに対し、手動起動手段を確立するとともに、空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの起動手段を確立したこと等により、原子炉冷却機能を維持

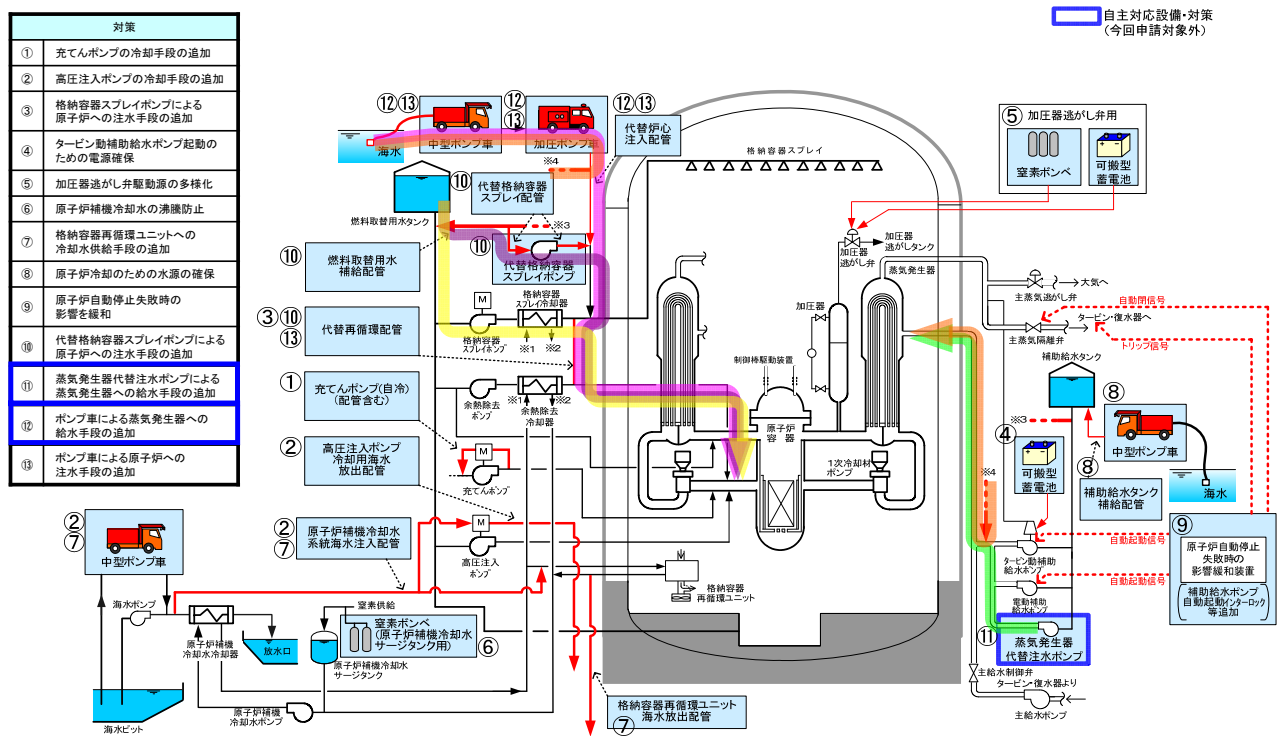


図 25：重大事故対処対策（炉心損傷防止対策）（平成 25 年 7 月 17 日原子力安全専門部会 資料 1-2）

原子炉の緊急停止装置が機能しないおそれがある場合又は実際に機能しない場合でも、炉心損傷に至らせないための対策を要求

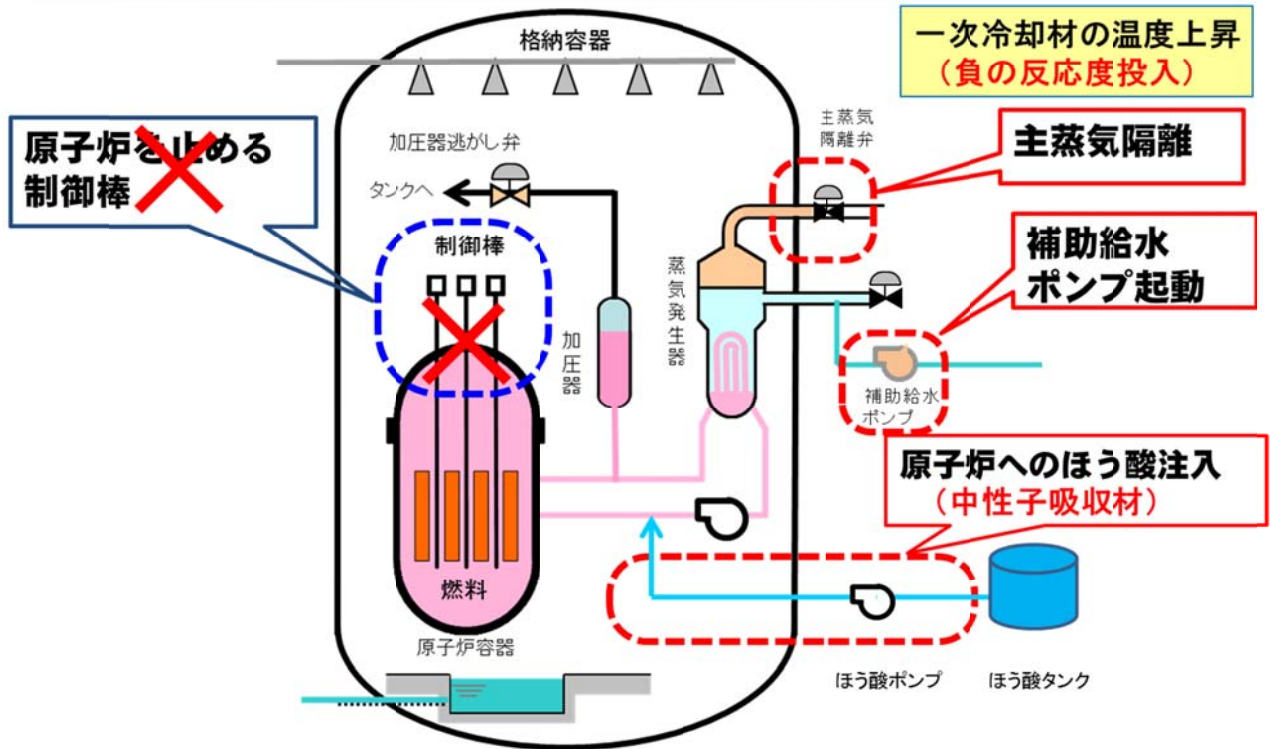
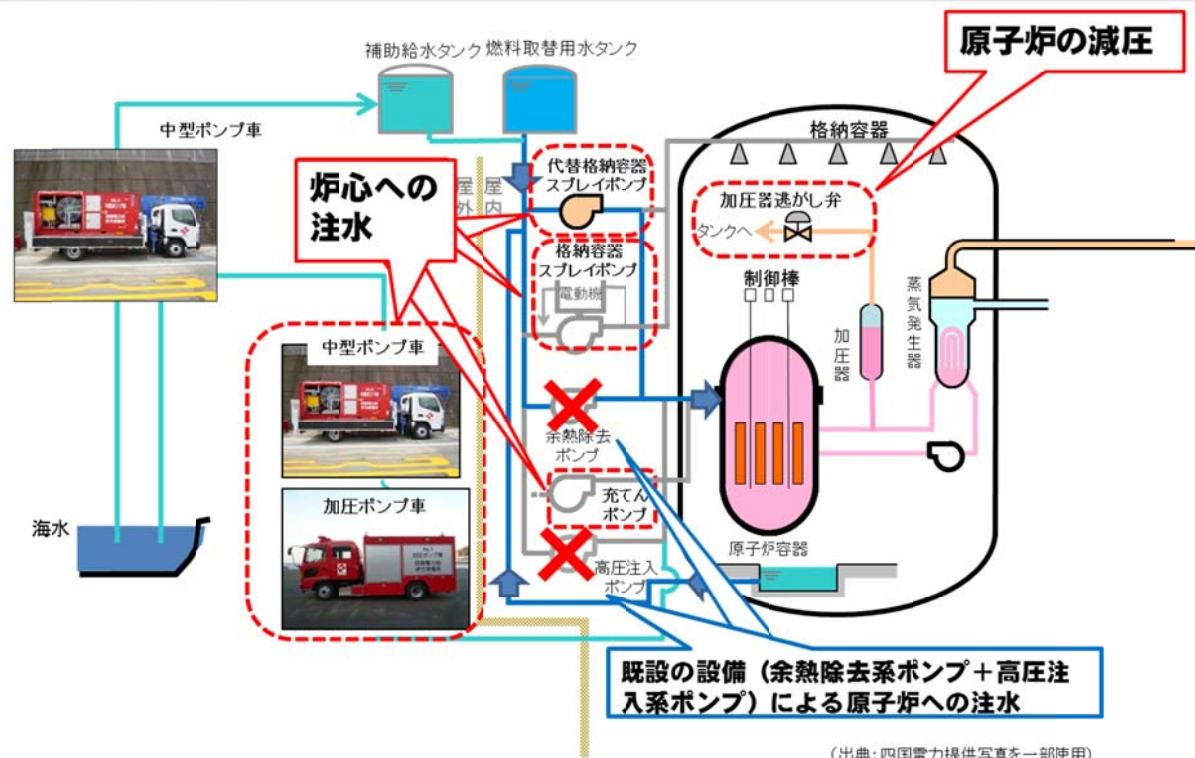


図 26 : 原子炉を停止させる対策 (止める) (平成 27 年 8 月 12 日 原子力安全専門部会 資料 1-1-2)



既存の対策が機能しない場合でも、炉心注水及び減圧によって、炉心損傷に至らせないための対策を要求



既存の対策が機能しない場合でも、最終的な熱の逃がし場を確保し、炉心損傷に至らせないための対策を要求

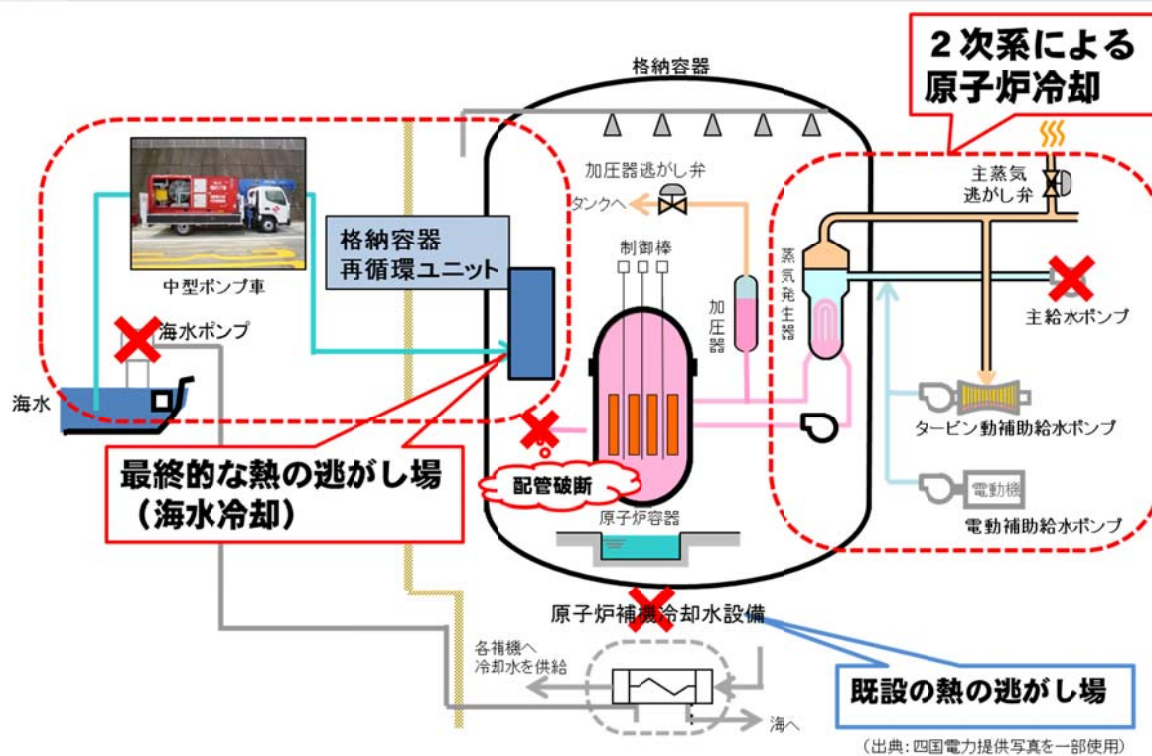


図 27 : 原子炉を冷やすための対策 (冷やす) (平成 27 年 8 月 12 日 原子力安全専門部会 資料 1-1-2)

(イ) 格納容破損防止対策 (図 28~30)

○格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能

- ・代替格納容器スプレイポンプの設置による格納容器下部への注水手段の確立等に追加して、原子炉容器下部へ注水するための流路 (連通口) を追加設置したことにより、格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能を維持
- ・格納容器下部の水位を確認するための原子炉下部キャビティ水位計を設置

○格納容器内の水素爆発防止機能

- ・格納容器の水素爆発を防止するための、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ (電気式水素燃焼装置) の設置により、格納容器内の水素爆発防止機能を保持
- ・静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの稼働状態を確認するための温度監視装置や格納容器内の水素濃度把握のための、格納容器水素濃度計測装置を配備

対策	
①	アニユラス排気タンク駆動源の多様化
②	原子炉種機冷却水の沸騰防止
③	格納容器再循環ユニットへの冷却水供給手段の追加
④	格納容器スプレイのための水源の確保
⑤	格納容器内の圧力および水素濃度の把握
⑥	格納容器スプレイポンプの冷却手段の追加
⑦	アニユラス内の水素濃度の把握
⑧	格納容器内における水素爆発の防止
⑨	格納容器内における水素爆発の防止
⑩	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ手段の追加
⑪	フィルタ付ベント設備
⑫	ポンプ車による格納容器スプレイ手段の追加

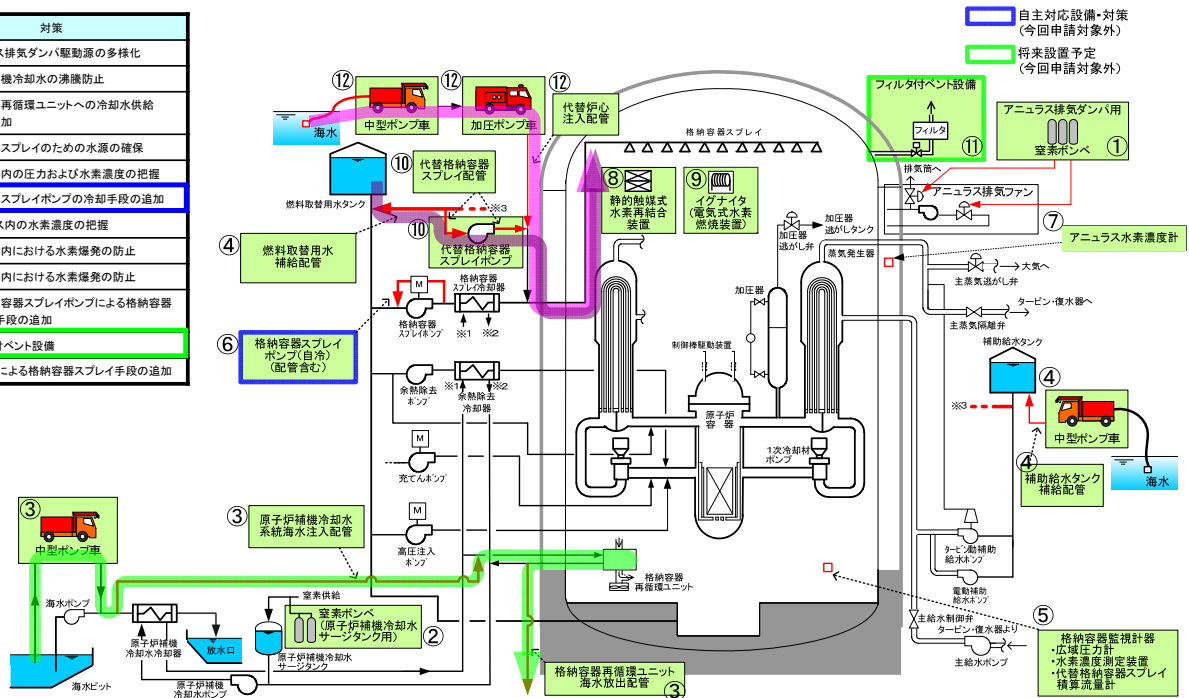


図 28 : 重大事故等対処対策 (格納容器破損防止対策)

(平成 25 年 7 月 17 日原子力安全専門部会 資料 1-2 を補正申請を踏まえ一部修正)

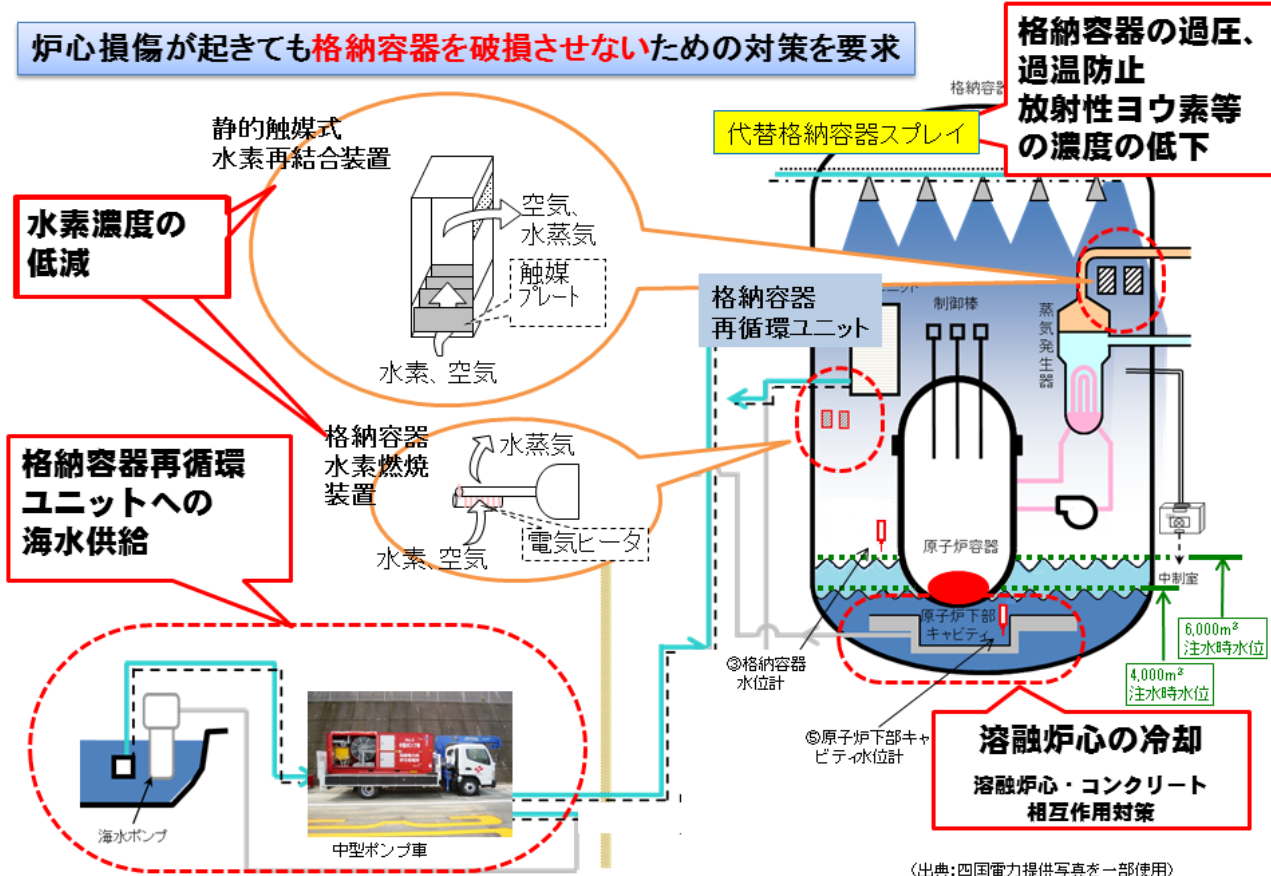


図 29 : 炉心溶融後に格納容器破損を防ぐ対策 (閉じ込める)  
(平成 27 年 8 月 12 日 原子力安全専門部会 資料 1-1-2 を一部修正)

**水の漏えい等により使用済燃料ピットの水位が低下した場合でも、燃料体を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止するための対策を要求**

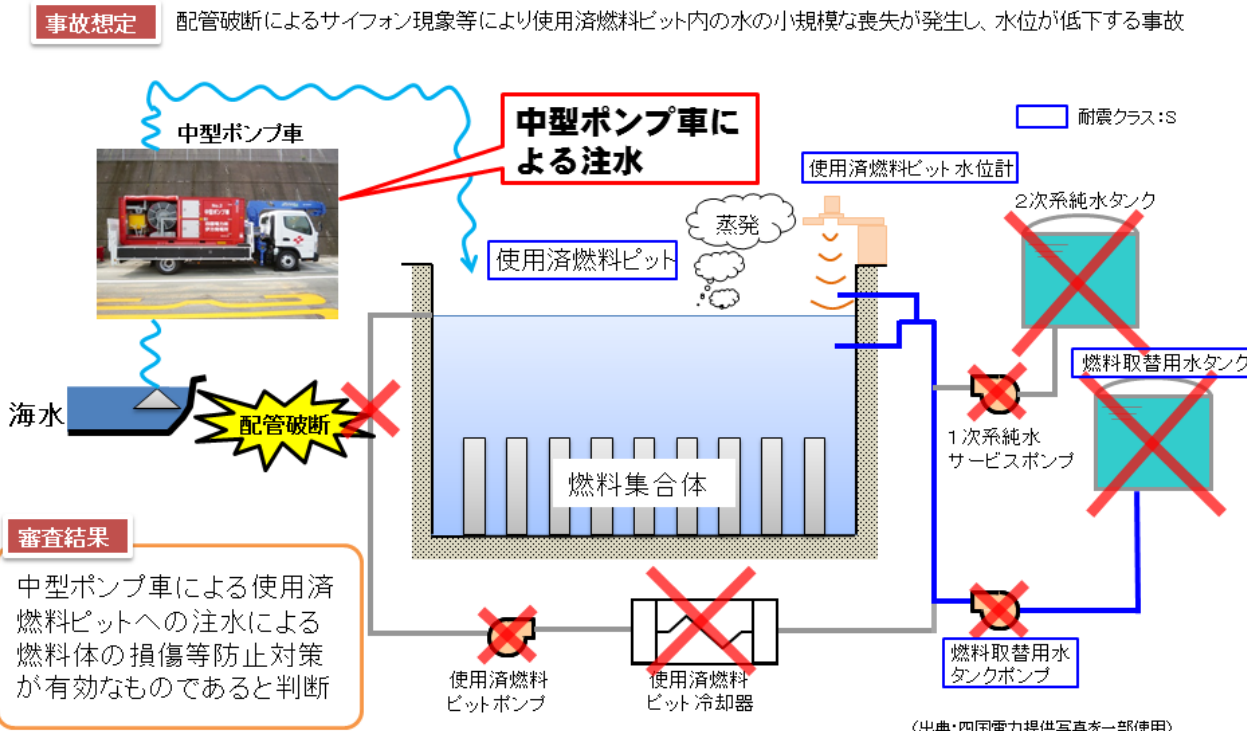


図 30 : 使用済燃料ピットにおける燃料破損防止対策  
(平成 27 年 8 月 12 日 原子力安全専門部会 資料 1-1-2 を一部修正)



## イ 有効性評価

四国電力は、運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故で想定する事故の1つとして、「全交流動力電源の喪失(RCP(1次冷却材ポンプ)シールLOCAあり)」を選定している。

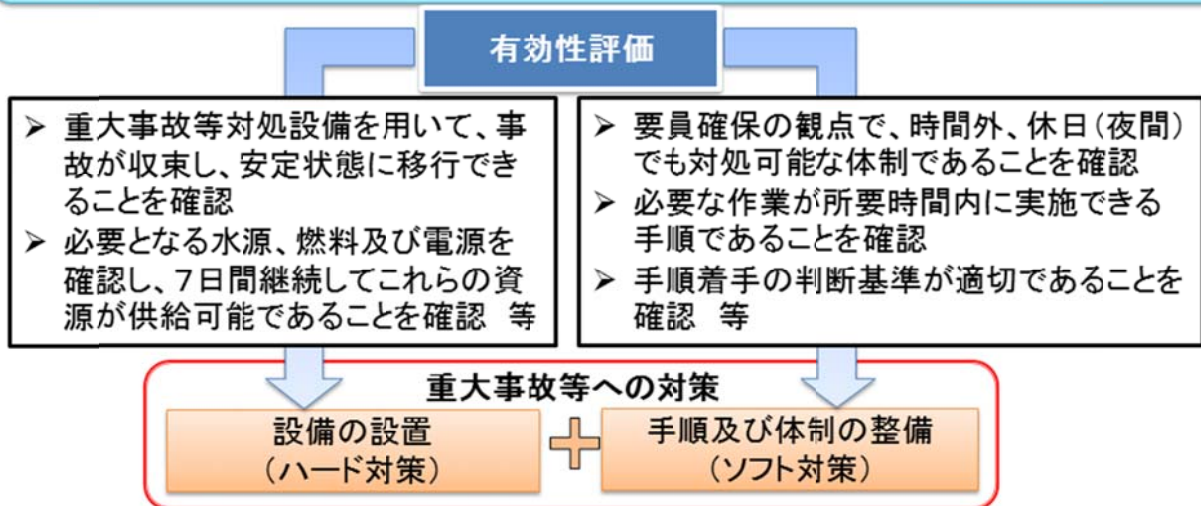
四国電力においては、重大事故等発生時における具体的な対応手順とそれに係る作業と所要時間、必要な資機材を整理・抽出するとともに、事故事象進展について計算プログラムを用いた解析を実施している(図31)。これについて有効性評価を行い、

- 主蒸気逃がし弁の手動開操作、充てんポンプ(自己冷却式)による炉心注入により、1次系圧力、2次系圧力共に発生後4時間程度で安定的に保持できる(図32)
- 充てんポンプ(自己冷却式)による炉心注入により、1次系保有水量は発生後4時間程度で安定的に推移する(図33)
- 燃料被覆管温度は初期値以下に留まり、燃料破損には至らない(図33)
- 格納容器内圧力・温度共に最高使用圧力・温度を下回り、格納容器による放射性物質閉じ込め機能を維持できる(図34)

との結果が得られたことから、重大事故等対策が有効に機能していることを確認したとしている。

### 重大事故等対処に係る有効性評価

重大事故等への対処が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定したうえで、計算プログラムを用いた解析等を踏まえ、設備、手順及び体制の有効性を評価



※解析コード及び解析条件の不確かさとして、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても評価項目を満足することを感度解析等による確認

図31：重大事故等対処に係る有効性評価(平成27年8月12日 原子力安全専門部会 資料1-1-2)

○主蒸気逃がし弁の手动開操作、充てんポンプ(自己冷却式)による炉心注入により、1次系圧力、2次系圧力共に発生後4時間程度で安定的に保持できる

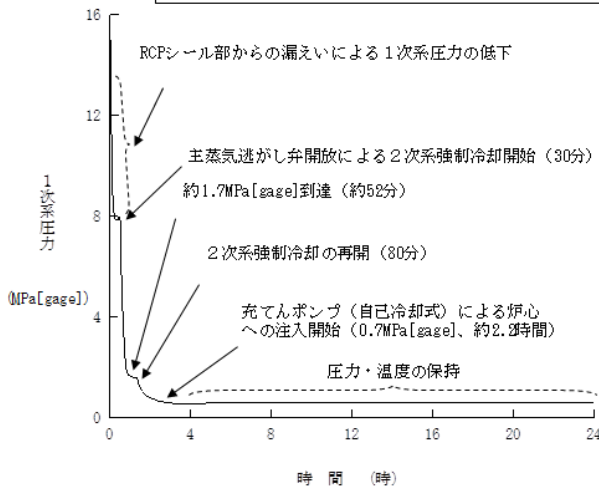


図 1次系圧力の推移

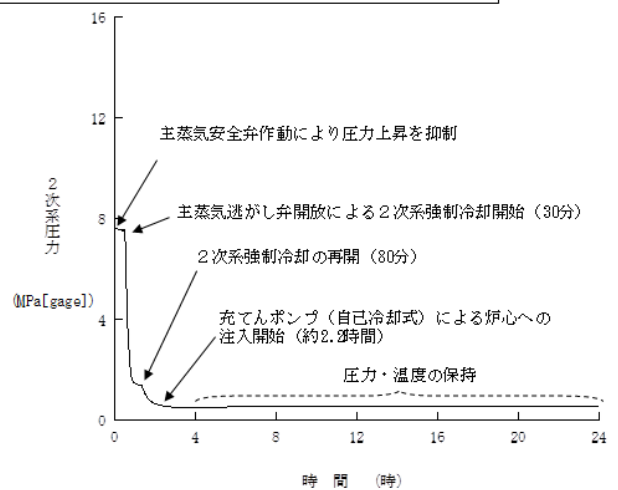


図 2次系圧力の推移

図 32 : 事故事象進展シナリオの有効性評価 (評価結果 (1/3))

(平成 26 年 1 月 28 日 原子力安全専門部会資料 1 - 1)

○充てんポンプ(自己冷却式)による炉心注入により、1次系保有水量は発生後4時間程度で安定的に推移する  
○燃料被覆管温度は初期値以下に留まり、燃料破損には至らない

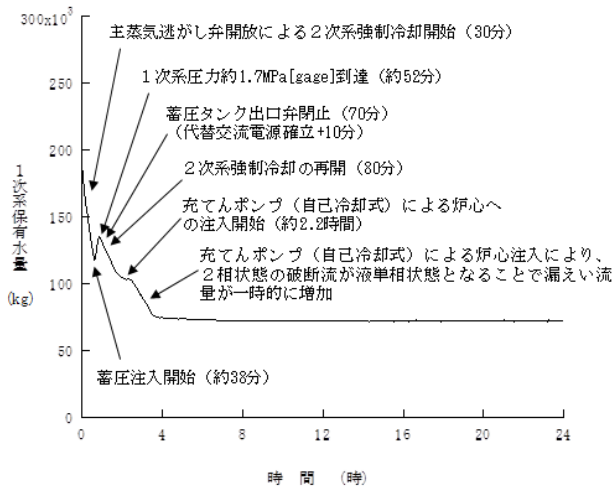


図 1次系保有水量の推移

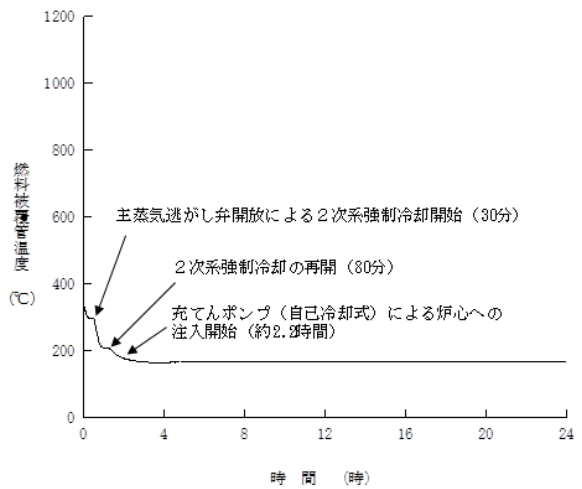


図 燃料被覆管温度の推移

図 33 : 事故事象進展シナリオの有効性評価 (評価結果 (2/3))

(平成 26 年 1 月 28 日 原子力安全専門部会資料 1 - 1)

○格納容器内圧力・温度共に最高使用圧力・温度を下回り、格納容器による放射性物質閉じ込め機能を維持できる

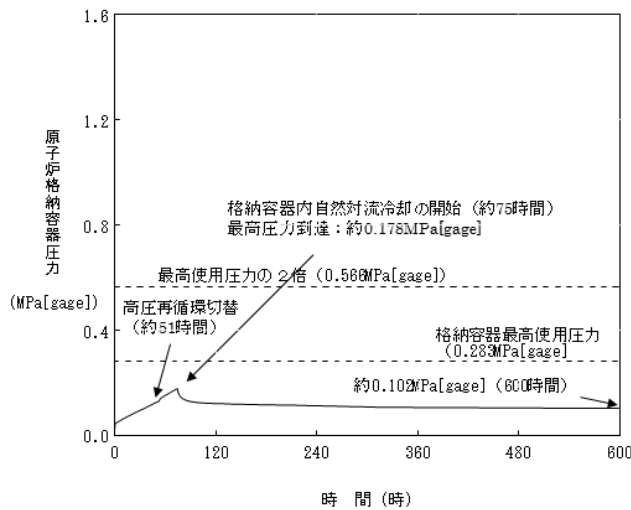


図 原子炉格納容器内圧力の推移

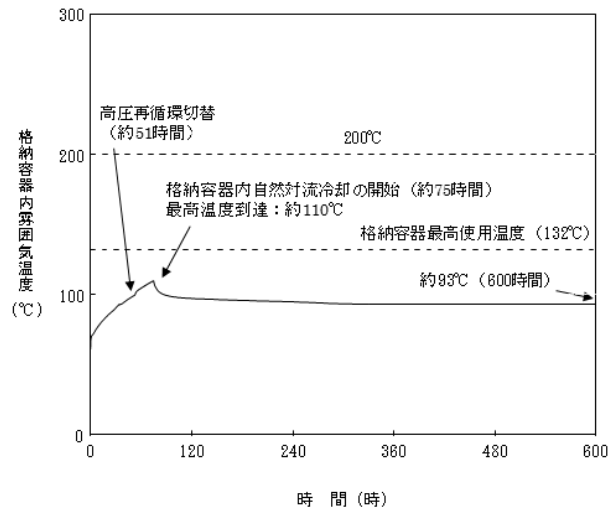


図 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移

### 図 34 : 事象進展シナリオの有効性評価 (評価結果 (3/3))

(平成 26 年 1 月 28 日 原子力安全専門部会資料 1-1 を一部修正)

原子力安全専門部会としては、四国電力が行った有効性評価における解析条件は、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるように設定され、設置許可基準規則の解釈に示された評価項目について確認しているものと判断する。

## ウ 技術的能力

新規規制基準では、重大事故等に対処するために必要な体制、手順等の整備について、保安規定等において規定される方針であることを要求している。

四国電力は、重大事故の発生及び拡大に必要な措置を実施するため、体制の整備等運用面での対策を行うとしている。

### a 事故時の組織・体制・指揮命令系統

- ・自然災害や重大事故等にも適確に対処するため、あらかじめ、発電所長を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。発電所長が非常体制を発令した場合は発電所災害対策本部を設置し、平時の業務体制から速やかに移行する。また、発電所災害対策本部は、原子力本部（松山）及び本店（高松）の原子力防災組織と連携し、外部からの支援を受ける。（図 35）

### b 事故対応の文書体系（重大事故等発生時および大規模損壊発生時に係る文書）

- ・重大事故等発生時および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備について保安規定に以下の内容を新たに規定することとしている。

- ・必要な要員の配置
  - ・必要な要因に対する定期的な教育及び訓練の実施
  - ・必要な資機材の配備
  - ・活動を行うために必要な事項（手順書の整備等）
- （例）炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること等

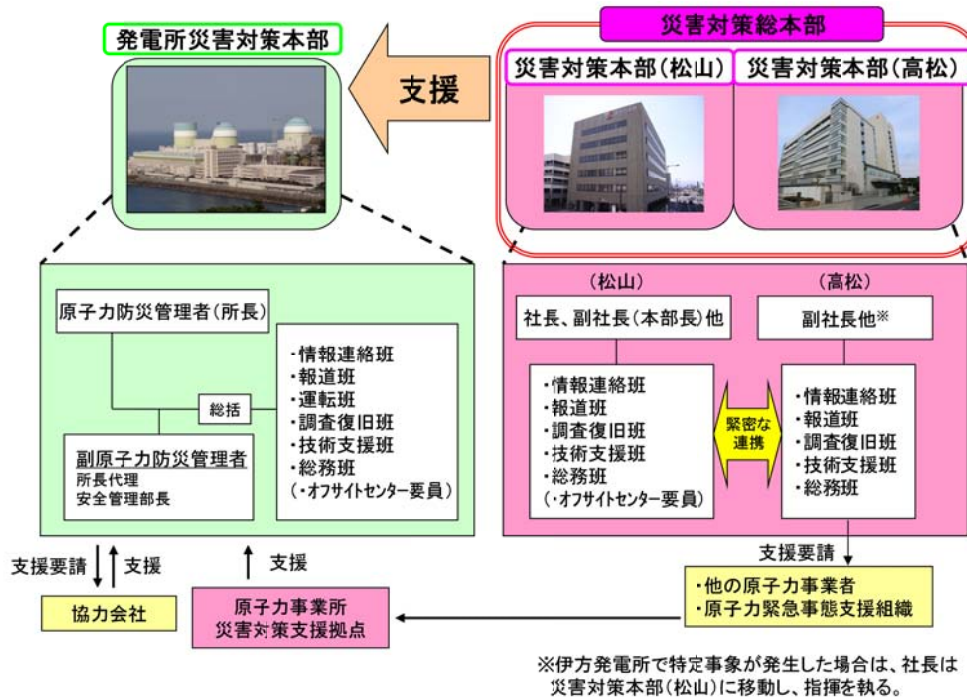


図 35：伊方発電所災害対策本部への支援体制

(平成 27 年 2 月 16 日原子力安全専門部会資料 3)

原子力安全専門部会としては、以上から、重大事故等に対処するために必要な体制、手順等を適切に整備する方針であると判断する。

### 第3 まとめ

四国電力株式会社が平成25年7月8日に原子力規制委員会に提出した「伊方発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号原子炉施設の変更）」並びに同日、安全協定に基づき愛媛県に提出した「伊方原子力発電所3号機の原子炉等規制法の改正に伴う新規制基準への適合に係る設備の設置等に関する事前協議」については、当原子力安全専門部会における四国電力及び原子力規制委員会からの説明、質疑応答の内容、並びに原子力規制委員会が平成27年7月15日許可した伊方発電所3号機の新基準適合性審査の結果及びその判断根拠についての説明等を踏まえて、科学技術的・専門的な観点から、新規制基準で強化された内容や伊方発電所の立地条件など地域特性を考慮すべき部分に重点をおいて審議するとともに、現地調査による確認を行った結果、伊方発電所3号機について、運転に当たり求めてきたレベルの安全性が確保されていることを確認したとする原子力規制委員会の新規制基準適合性審査の結果は妥当なものであると判断する。

原子力安全専門部会としては、四国電力においては自主的な対応も含め、積極的に安全対策の更なる向上に取り組み、伊方発電所の安全確保に万全を期されること、原子力規制委員会においては今後の各段階における適切な審査、検査等を適確に進めるとともに、原子力安全対策の不断の向上に取り組みされることを強く求めるものである。

なお、規制当局、事業者双方において、安全性を高める努力が常になされる仕組みが重要であることから、安全目標の継続的な検討を含め、安全文化醸成を始めとした安全性向上に資する取組の促進を図ることが必要であると考えます。

また、科学技術を社会的に利用する上で重要なリスクコミュニケーションについても、原子力規制委員会のみならず国として取組みを進める必要があることを付言する。

当原子力安全専門部会は伊方原子力発電所の安全対策について確認することがその役割と認識するが、これまで十分に時間をかけ議論してきた中で、これらの安全文化の醸成やリスクコミュニケーションといった取組は直接的に伊方原子力発電所の安全対策に関わるものではないものの、今後とも推進することが重要と考える点である。県においては、国において社会的合意を得るためのこうした取組が進められるよう求めていくことを望むものである。