

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

平成27年8月

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

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 名簿

部会長	望月 輝一	愛媛大学大学院医学系研究科教授	(放射線医学・核医学)
部会長代行	宇根崎 博信	京都大学原子炉実験所教授	(原子炉工学)
委員	岸田 潔	京都大学大学院工学研究科准教授	(地盤工学・岩盤工学)
	高橋 治郎	愛媛大学名誉教授	(構造地質学)
	奈良林 直	北海道大学大学院工学研究科教授	(原子炉工学・原子炉安全工学)
	森 伸一郎	愛媛大学大学院理工学研究科准教授	(地震工学)
	吉川 榮和	京都大学名誉教授	(原子炉計測制御・人的要因)
	渡邊 英雄	九州大学応用力学研究所准教授	(原子炉材料工学)

(注) 委員の表記は 50 音順

目次

はじめに	1
第1 審議の経過	2
1 審議の進め方	5
(1) 基本方針	5
(2) 議論の進め方	5
(3) 原子力安全専門部会の開催方針	5
2 審議の論点	5
3 原子力安全専門部会として国に確認すべき事項	6
第2 審議結果	7
1 原子力安全専門部会として国に確認すべき事項	7
2 重点確認項目	20
(1) 耐震性能	20
ア 基準地震動の策定	20
イ 地盤及び周辺斜面の安定性	35
ウ 耐震設計方針	44
(2) 耐津波性能	45
ア 基準津波	45
イ 耐津波設計方針	49
(3) 自然現象に対する考慮(火山、竜巻、外部火災)	52
ア 火山影響評価	52
イ 竜巻影響評価	58
ウ 外部火災(森林火災、航空機墜落による火災)	64
(4) 電源の信頼性	69
(5) シビアアクシデント対策	75
3 現地調査	89

4	その他重点確認項目以外の項目	95
(1)	内部火災	95
(2)	内部溢水	96
(3)	緊急時対策所	97
第3	まとめ	100
	参考文献	101

添付資料1 法令上の要求及び原子力規制委員会の審査結果

添付資料2 用語集

参考資料 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 委員コメント一覧

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 I A E A 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としては、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。

本報告書は、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

原子力規制委員会では、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓(図1)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を、平成25年6月19日の原子力規制委員会において決定し、平成25年7月8日に施行された。(図2)

この新規制基準に基づき、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し、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。

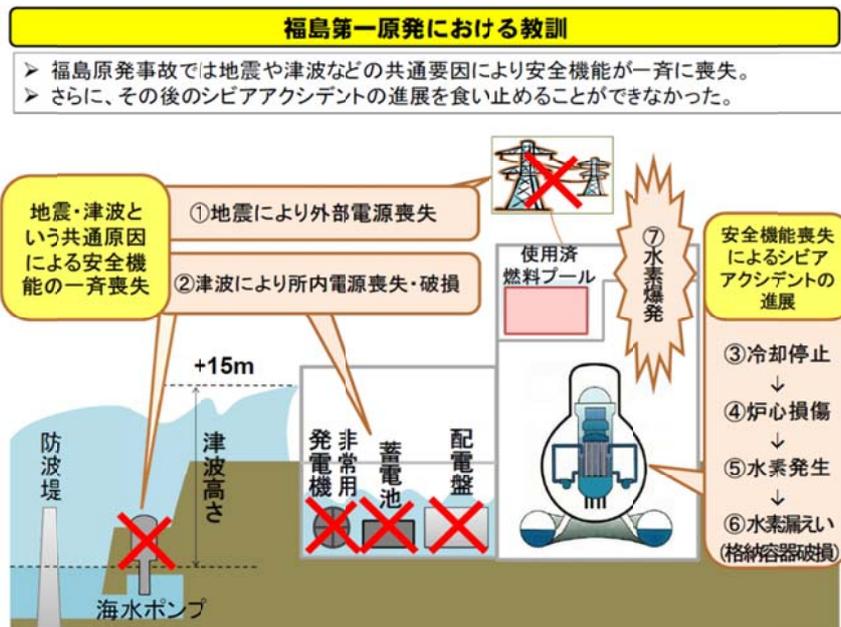


図1：福島第一原発事故における教訓 (平成25年7月3日原子力規制委員会参考資料)

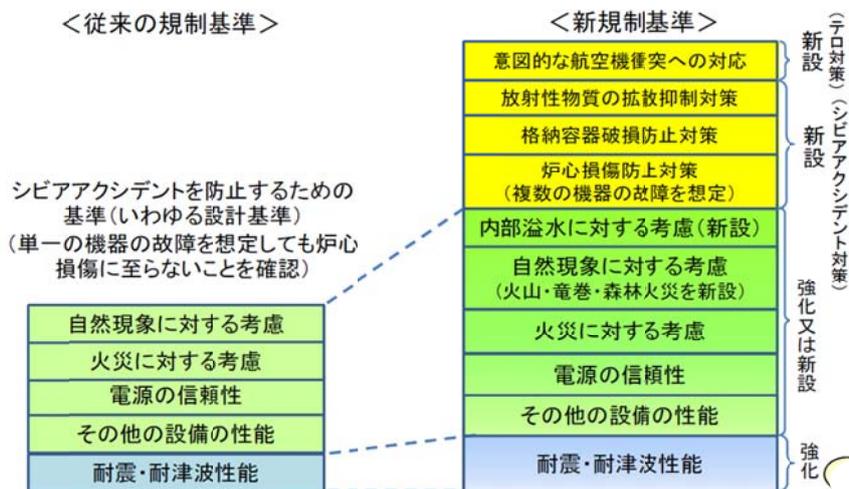
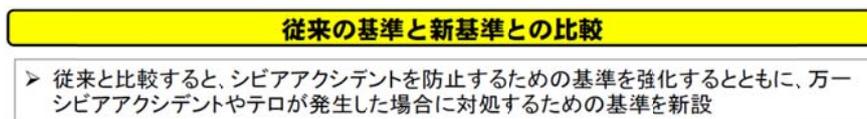


図2：従来の基準と新基準との比較 (平成25年7月3日原子力規制委員会参考資料)

原子力安全専門部会の開催状況一覧

	日時	会議、現地調査	議題等	内容
1	平成25年 7月17日	専門部会	議題 ・新規制基準に基づく伊方3号機原子炉設置 変更許可申請について 報告事項 ・伊方3号機の安全対策の進捗状況について	新規制基準の概要及び申請の概要 を聴取
2	平成25年 9月11日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準に基づく審査状況 等について ○原子力安全専門部会における今後の審 議の進め方 ○原子力規制委員会における審査への四 国電力の対応状況	重点確認項目を整理するとともに、 原子力規制委員会における審査状 況等を聴取
3	平成25年 10月16日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等 について ○原子力規制委員会における審査への四 国電力の対応状況 ○現地調査の確認事項	原子力規制委員会における審査状 況等を聴取
①	平成25年 10月17日	現地調査	現地調査	重大事故対処設備等の状況を確認
4	平成25年 11月19日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等 について ○電源の信頼性 ○火災に対する考慮 ○自然現象に対する考慮(森林火災) ○自然現象に対する考慮(火山) ○自然現象に対する考慮(竜巻)	重点的に確認すべき事項のうち、自 然現象に対する考慮(火山、竜巻、 森林火災)、火災に対する考慮、電 源の信頼性について審議
5 ②	平成26年 1月28日	専門部会 現地調査	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等 について ○シビアアクシデント対策 ○現地調査の確認事項 現地調査	重点的に確認すべき事項のうち、シ ビアアクシデント対策について審 議 訓練の実施状況を確認
6	平成26年 3月20日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等 について ○耐震・耐津波性能 ・これまでの原子力安全専門部会審議にお けるコメント回答について ・原子力安全専門部会における審議状況報 告について 報告事項 ・伊方3号機の安全対策の進捗状況について	重点的に確認すべき事項のうち、耐 震・耐津波性能について審議
7	平成26年 6月4日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等 について ○耐震性能 ○耐津波性能 ・これまでの原子力安全専門部会審議にお けるコメント回答について ・原子力安全専門部会として国に確認すべ き事項のとりまとめについて	重点的に確認すべき事項のうち、耐 震・耐津波性能について審議
8	平成26年 12月24日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等 について ○耐震性能 ○耐津波性能	重点的に確認すべき事項のうち、耐 震・耐津波性能等について審議

9	平成27年 2月4日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等について ○地震・津波ハザードについて ○基準地震動について ○これまでの原子力安全専門部会審議におけるコメント回答について ・長期停止に伴う設備の健全性確認について	基準地震動の変更の概要、長期停止に伴う設備の健全性確認等について審議
10	平成27年 2月16日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等について ○敷地内断層について ○これまでの原子力安全専門部会審議におけるコメント回答について ・緊急時対策所について	敷地内断層、緊急時対策所等について審議
11	平成27年 3月26日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等について ○基準地盤・周辺斜面の安定性評価について ○これまでの原子力安全専門部会審議におけるコメント回答について ・原子力安全専門部会における審議状況報告について 報告事項 ・伊方3号機の安全対策の進捗状況について	基礎地盤・周辺斜面の安定性評価等について審議
12	平成27年 4月21日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等について ○火山影響評価について ○これまでの原子力安全専門部会審議におけるコメント回答について ・新規制基準に基づく伊方3号機原子炉設置変更許可申請の補正について	火山影響評価等について審議 変更許可申請の補正の概要について聴取
③	平成27年 4月22日	現地調査	現地調査	新しい緊急時対策所について参集から活用までの訓練の実施状況を確認
13	平成27年 7月22日	専門部会	議題 ・新規制基準に基づく伊方3号機原子炉設置変更許可申請の審査結果について ・これまでの原子力安全専門部会審議におけるコメント回答について ・原子力安全専門部会として国に確認すべき事項について	審査結果等について聴取 国に確認すべき事項について審議
14	平成27年 8月12日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等について ○これまでの原子力安全専門部会審議におけるコメント回答について ○「原子力安全専門部会として国に確認すべき事項」に対する国からの回答について ○伊方3号機の新規制基準への適合性審査に関する部会報告書のとりまとめの方向性について	国に確認すべき事項について審議 部会報告書（案）について提示
15	平成27年 8月19日	専門部会	議題 ・伊方3号機の新規制基準への適合状況等について ○伊方3号機の新規制基準への適合性審査に関する部会報告書について	部会報告書（案）について審議

1 審議の進め方

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、原子力安全専門部会としての審議の進め方を整理した。

(1) 基本方針

伊方原子力発電所環境安全管理委員会設置要綱により、原子力安全専門部会の所掌事項は、

- ア 放射性廃棄物の保管管理状況
- イ 発電所の主要な施設の設置、変更等に係る安全対策
- ウ 発電所の保守及び運転に係る安全対策

に関する技術的事項となっており、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していく。

(2) 議論の進め方

- ア 原子力規制委員会において、伊方 3 号機に係る原子炉設置変更許可申請等の審査が開始され、審査会合で審査されている。
- イ 原子力安全専門部会においては、今回、申請されている伊方 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。
- ウ 原子力安全専門部会における論点は、次の方針により整理し、2 のとおりとする。
 - a 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
 - b 原子力安全専門部会において、これまでに議論となっているもの、今後の議論において必要とされたもの
 - c 地域の特性を考慮したもの

(3) 原子力安全専門部会の開催方針

- ア 原子力規制委員会の審議の状況に応じて適宜開催する。
なお、必要に応じて現地調査を実施する。
- イ 原子力規制委員会において処分が行われた際には、原子力規制庁の出席を求め、処分の根拠、考え方等を含め詳細に聴取し、原子力安全専門部会としての報告書を取りまとめる。

2 審議の論点

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

3 原子力安全専門部会として国に確認すべき事項

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では、原子力規制委員会の伊方3号機の新規制基準に基づく適合性審査と並行して、2年余に渡って伊方3号機の安全性について議論を行ってきた。

この議論を進める中で、原子力規制委員会の伊方3号機の適合性審査において、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

(ア) 原子力規制委員会としての安全目標について

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。(旧原子力安全委員会において、議論されていたものとの変更点) 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。

また、その内容について、国民やマスメディアに対して、説明がなされているか。

- 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(※)という目標を追加することについて決定しました。
- 決定の過程では、会合での議論を資料や会議の映像も含めて全て公開するとともに、記者会見を行い、メディアを通して広く国民に対して情報提供を行うなど、説明責任を果たしてきました。

※：テロ等によるものを除く

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。

原子力規制委員会において、事故による公衆への放射線のリスクをどのように許容レベルまで抑えるかという議論は、どのようにされているか。

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。

○なお、原子力規制委員会として定めた安全目標においては、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追加しています。

c IAEA等の国際的な水準からみた安全目標について、福島第一原子力発電所事故の後、国内外でどのような議論がなされているのか。議論されていない場合は、どのような理由によるのか。

○国内では、福島第一原子力発電所事故後設置された原子力規制委員会において、安全目標について議論を行い、原子力規制委員会として決定しました。

○国外における安全目標に係る議論の全てについて承知してはいませんが、例えばIAEAでは、福島第一原子力発電所事故後、事故の教訓を踏まえ、IAEA安全基準の見直しについて議論を行っていますが、その中で安全目標に係る議論は、行われているとは承知していません。

○また、議論がされていない理由についても承知していません。

d 原子力規制委員会における安全目標について、今後、どのような方向性やスケジュールで見直しを行っていく予定なのか。

○安全目標については、継続的な安全性向上を目指す原子力規制委員会として、今後とも引き続き検討を進めていく予定です。

e 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。

f 諸外国では、安全性あるいは安全目標を検討する際に技術的な専門家だけでなく、公衆安全、社会学、認知心理学や社会心理学の専門家が参加し、安全目標や安全性を議論していると聞いているが、日本においても諸外国と同じように取り入れるべきではないか。それについて、原子力規制委員会はどのように考えているのか。

g 安全性あるいは安全目標を検討する際に、専門家ではない一般的な国民の意見を取り入れる仕組みについて、パブリックコメント以外にも考慮する必要があるのではないか。その点、どのように考えているのか。

○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おり、規制を行う上で、どの水準の目標を設定するかということについては、原子力規制委員会が独立した立場で判断すべきと考えています。

(イ) 新規制基準等について

a 安全審査の判断基準を策定する際、「安全性」というものをどう定義し、基準に反映しているのか。

○原子炉等規制法においては、設置の許可の基準として、施設の位置、構造及び設備が災害の防止上支障がないことや、重大事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力があること等を規定しています。

○新規制基準は、これらの規定を踏まえ策定されたものです。

b 安全審査の判断基準を策定する際、公衆安全、社会学、認知心理学、社会心理学、リスクコミュニケーションといった、理科系でない専門家が入って議論されているか。

○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。

c 原子力規制委員会は、教育も含めたリスクコミュニケーションについて今後どのような方策を取るのか。安全性について人が理解しやすいようなリスクの物差しを示す等、積極的なリスクコミュニケーションが必要と考えるがどうか。

○福島第一原子力の事故後の対応を始め原子力規制行政への反省から、原子力規制に関する十分な透明性を確保し、国民に説明責任を果たしていくことが大変重要と認識。その際、難しい専門用語や分かりにくい表現を避け、出来る限り理解しやすい説明をすることを心

がけている。

- 具体的には、原子力規制委員会の取組や活動について、原子力規制委員会のホームページやメディアを通して広く国民に対して情報提供を行っている。
- また、原子力規制委員会にコールセンターを設置し、個々人の質問等に丁寧に答える取組を行っている。
- リスクコミュニケーションに関する職員研修については、今後、原子力規制庁職員を対象に、地域住民・自治体・メディア等とのリスクコミュニケーション能力等に関する幅広い知識及びスキルの習得を図ることを目的に研修を計画しており、現在内容や研修時期について検討を行っているところであり、今後も、積極的な情報提供や丁寧な対応に努め、規制機関に対する国民の信頼を得るよう取組を進めていきたい。

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

(ア) 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－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－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（VB1）と竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（VB2）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（VB1）92m/sを基準竜巻の最大風速（VB）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ことが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。

(イ) 最新の知見に基づく審査の状況について

火山活動等の自然現象や耐震、耐津波性能等の適合性を審査するに当たっては、最新の科学的な知見を踏まえた審査が求められるが、原子力規制委員会では、これら必要な最新知見をどのような方法で把握し、今回の審査に反映したのか。

地震、津波等に関する様々な知見が発表されているが、原発の安全性強化のために反映すべき知見だと判断する方法、手段等（学協会等の中で学問的にコンセンサスが得られた知見等）は定めているのか。

また、今後、基準に反映すべきと判断した知見については、どのように事業者に対応させるのか。

- 原子力規制委員会は、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、IAEAや諸外国の規制基準も確認しながら、外部専門家の協力も得て、新規制基準を策定しており、最新の科学技術的知見を踏まえていると考えています。
- 伊方発電所の審査では、上記のとおり最新知見を反映した新規制基準へ適合していることを確認しました。
- 例えば、竜巻については、竜巻検討地域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（VB1）と竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（VB2）を求め、その結果、大きい方を基準竜巻の最大風速（VB）として設定しているが、現時点では竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速を、十分な信頼性のあるデータ等に基づいて評価できるだけの知見を有していないことから、日本で過去に発生した竜巻の観測データを用いて設定しています。
- 今後、新たな知見が得られた場合には、必要に応じ、規制に取り込みさらなる安全の向上に取り組んでいきます。
- 例えば、原子力規制委員会では、原子力施設の安全に関する国内外で発生した事故・トラブル及び海外における規制の動向に係る情報の収集及び分析を行い、その対応の要否について、必要に応じ、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会から助言を受け、規制への反映の有無の検討等を継続的に行っています。
- 新規制基準が改定されれば、原子炉等規制法に定めるバックフィット規定に基づき、事業者に対して、改訂された基準への適合を求めることとなります。

(ウ) 不確かさの考慮とその妥当性について

原子力規制委員会の審査において、各基準に対する適合性を判断するに当たり、どの程度まで「不確かさ」として考慮していれば問題ないと考えているのか。

また、その際に、どこまで各事象（自然事象、人為事象、機器故障、運転条件の逸脱等）を重畳させることを必要と考えたのか。その妥当性の根拠はどのような考え方か。

- 新規制基準では、「不確かさ」を適切に考慮することを要求しており、審査において確認

することとしています。

- 自然現象については、各種調査、過去のデータ、現象を踏まえてさらに不確かさを考慮した評価を行うことを求めています。
- 例えば、基準地震動の策定に関しては、事業者は、敷地周辺の地質・地質構造を文献調査や地球物理学的調査などを通じて科学的に把握し、基本震源モデル及び震源特性パラメータを設定しています。その上で、応力降下量を1.5倍としたケースやアスペリティを敷地正面に配置したケースなども考慮し、さらに不確かさ要因を偶然的な不確かさと認識論的不確かさに適切に分類し、必要に応じて不確かさを組み合わせて基準地震動を策定しており、原子力規制委員会は審査の結果、これを妥当と判断しました。
- 重大事故等対策に関しては、事故の進展に応じて事業者が適切に対処できるのかを有効性評価により確認しています。この有効性評価においては、事故シーケンスごとに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することを求めています。これら不確かさによる影響が大きいと判断された場合には、感度解析等によりその影響が適切に考慮され、評価項目を満足しているかを確認しています。
- 例えば、MCCI については、現象としての不確かさが大きいとされています。このため、申請者は、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ています。原子力規制委員会としても、現象としての不確かさに対する検討を充実させること等を事業者に対して求めた結果、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原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、基準を満たしていることを確認しました。

(エ) 人的要因考慮の状況について

新規制基準では、シビアアクシデント対策が追加されており、代表的な事故進展シナリオにおける対策の有効性について確認することとされているが、伊方の審査では、これら緊急時の実際の活動について、人的要因の考慮の状況を、どのように確認しているのか。また、その対応を妥当とする判断基準等を設けているのか。

- 新規制基準については、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、設備等のハード面だけではなく、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」等に基づき、手順・体制等のソフト面の整備も要求しています。
- 例えば、重大事故等への対策として、事故時の指揮命令系統や手順、体制が整備されているか、対策の実現性があるか等を確認しており、重大事故等の発生時においても、事象の種類及び事象の進展に応じてミスなく的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を継続的に実施する方針であることを確認しています。
- 重大事故対策に係る審査では、事故の進展に応じて事業者が適切に対処できるかを有効性評価により確認しています。運転員による操作に関しては、有効性評価の条件設定において、中央制御室で実施する操作開始を警報等の発信時点から10分後とする等の確実な実施のための時間余裕が考慮されていることを確認しています。また、操作遅れによる影響も考慮して対策の有効性を確認しています。

[技術的能力について]

審査において、発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力として確認した各項目について、四国電力が申請した内容が履行されているか否かについては、今後、原子力規制委員会はどのように確認していくのか。

また、審査書において、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力について、「重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、設置許可基準に基づいて整備される設備の運用手順等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認した」とあり、今後、原子力規制委員会は保安規定の審査等において伊方発電所のこれら手順を確認していくものと認識しているが、どのような点をどのように確認していくのか。

- 「発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力」として確認した品質保証活動や技術者に対する教育・訓練等の方針については、今後、実施する保安規定審査の段階で確認するとともに、その履行状況について、保安検査で定期的に確認していくことになります。
- 保安規定の認可にあたっては、原子炉等規制法第43条の3の24第2項に定める要件として「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の災害の防止上十分でないと認めるとき」に該当しないことを確認するための審査を行います。

特に、ご関心の「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」については、主に、実用炉規則第92条第1項第22号及び第23号の要求事項である「重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備」及び「大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備」について確認していきます。具体的には、以下に掲げる事項等について、設置（変更）許可で確認された原子炉施設の措置が、運転段階においても継続して確保されることを担保するために必要な措置が定められているか確認することになります。

【主な措置内容】

- ・重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な計画が策定されていること。
- ・重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員が配置されていること。
- ・必要な要員に対する教育及び訓練を定期的実施すること。
- ・重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な事項に関する社内規定類を定め、これを要員に守らせること。
- ・これらについて、定期的に評価するとともに、その結果を踏まえて必要な措置を講じること。

(オ) 上記以外の特に確認を要する事項（内部火災、内部溢水、モニタリング設備及びテロ対策）の適合状況について

新規制基準のうち、火災に対する考慮（内部火災）、内部溢水に対する考慮及びモニタリング設備（モニタリングの実施方法等）の適合状況について、伊方の審査では、基準への適

合性を確認する上でどのような裕度や保守性を見込んで評価（審査）しているか。根拠を含めた説明をお願いしたい。

- 内部火災や内部溢水等の設計基準事象については、基本的には基準への適合性を確認する上で保守性を見込んで評価（審査）しています。
- 内部火災の審査においては、火災発生防止、早期の火災感知・消火、影響軽減のそれぞれを考慮した方策により対策を講じる設計方針であることを確認しました。
 - 火災発生防止のため、不燃性材料又は難燃性材料、難燃ケーブルを使用する方針を確認。
 - 早期の火災感知のため、異なる種類の火災感知器を組み合わせる方針を確認。また、火災区域又は火災区画には、消火設備として、原則ハロン消火設備を使用する方針を確認。
 - 影響軽減のため、原子炉停止、冷却等に必要な安全機能の系統分離方針（3時間以上の耐火能力を有する隔壁等）を確認。
- 内部溢水については、没水、被水、蒸気の影響により、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計方針を、また、放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針を確認しました。これらの設計は、溢水影響評価を行い設計することとなりますが、当該影響評価は以下のように保守的な評価とすることを確認しました。

（例）

 - 溢水源及び溢水量については、容器の破損により生じる溢水量は、容器内保有水量の全量流出を基本としていること。
 - 溢水が生じるとした機器は、防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価していること。
 - 溢水経路については、溢水防護区画内外で発生する溢水を想定した上で、床ドレン、開口部、扉等からの流入又は流出を保守的に設定した条件で当該区画の水位が最も高くなるように設定して評価していること。
- モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用所内電源に接続するとともに、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置を設置し、電源切替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とすること、原子炉制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とすることを確認しました。また、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合には、可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等を整備するとともに、発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型放射線計測器により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果を記録するための設備及び手順等を整備することを確認しました。

テロ対策については、核物質防護の観点から非公開で審査がなされたことは承知しているが、どのような項目について確認がなされ、どのような審査結果であったのか。また、テロ対策に関し、自衛隊との連携を手順の中に織り込むことが必要と考えるが、自衛隊との連携について原子力規制委員会としてどのような方針を持っているのか確認したい。

以上、可能な範囲で説明をお願いしたい。

- テロ対策については、新規制基準では、想定を超える自然災害や、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる被害をも考え、放射性物質の放出低減のための体制整備を求めており、審査では、こうした基準への適合性について確認しています。
- 例えば、伊方発電所においては、事故対応を行う要員を発電所内及び所外の複数の集合場所に分散して配置すること、故意による大型航空機の衝突や航空機燃料による大規模な火災を想定し、大型放水砲等を用いた泡消火についての手順を整備すること、中央制御室での監視及び操作が行えない場合の手順を整備することなどとしています。また、電源車や大型放水砲などは、同じ機能を持った設備が同時に使えなくなるようなことがないように、設備同士の距離を十分に離して、複数箇所に分散して保管するといった対策を講じることとしています。
- これらのテロ対策を含めた大規模損壊対策の詳細な内容については、セキュリティ上の観点から、審査を非公開で実施するとともに、その資料の公開も控えています。
- 通常、原発警備においては、警察庁、海上保安庁との連携をとっています。しかしながら、一般の警察力をもっては対応できない場合等には、自衛隊に治安出動等が発令されることとなると承知しています。
- なお、テロや戦争等により原発が狙われる事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策が講じられることとなります。

[自主的な取り組みについて]

新規制基準で求められているシビアアクシデント対策は、旧規制基準では主に電気事業者の自主的な取り組みとして進められてきた。今後、事業者が新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

原子力安全専門部会は、原子力規制委員会から「ア 安全目標、新規制基準等について」並びに「イ 伊方3号機の新規制基準適合状況について」、前述のとおり回答を得たが、これに対する意見等は次のとおりである。

ア 安全目標、新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。

原子力安全文化に関する宣言

原子力規制委員会

原子力の利用に当たって最も優先されるべきは安全である。これを認識し、継続して実践することを安全文化といい、安全文化の醸成は原子力に携わる者全ての務めである。

原子力規制委員会は、このことを強く認識し、かつ、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、安全文化に関する行動指針を明らかにし、それに基づき率先して行動する。

これにより、原子力に携わる者全てに安全文化の重要性を意識付け、我が国の安全文化の醸成に寄与する。

行動指針

1. 安全の最優先

100%の安全はない、重大な事故は起こり得るとの透徹した認識のもと「人と環境を守る」ため、安全が常に最優先されなければならない。

2. リスクの程度を考慮した意思決定

意思決定は、リスクの程度を考慮し、何ものにもとらわれない独立かつ公平なもので行わなければならない。また、自らの役割及び権限を明確にし、その判断について確かな根拠のもと論理的に説明する責任を負う。

3. 安全文化の浸透と維持向上

幹部職員等は、安全を最優先する姿勢と行動を率先して示し、組織に浸透させなければならない。また、安全文化の維持向上のため、組織に安全を軽視する兆候がないか常に心を配り、職員が高い士気を持ち続ける環境を整備しなければならない。

4. 高度な専門性の保持と組織的な学習

安全を支えるものは高度な科学的・技術的専門性であるとの認識のもと、最新の国内外の規制動向、事故・故障事例や安全に係る知見の収集・分析を行い、得られた知見を自らの活動に反映させなければならない。幹部職員等は、こうした環境を作り、組織的な学習を促進しなければならない。

5. コミュニケーションの充実

安全の確保は、職場内の対話と忌たんのない活発な議論を基本としなければならない。幹部職員等は、こうした環境を作り、組織内の議論を活性化させなければならない。また、透明性を高め、信頼を確保するため、積極的な情報公開と幅広い意見交換を行うなど組織内外と十分なコミュニケーションを図らなければならない。

6. 常に問いかける姿勢

職員は、安全上の弱点はないか、更なる向上の余地はないか、慢心することなく、自らに対して「常に問いかける姿勢」を持ち、安全に関する課題を明らかにしなければならない。

7. 厳格かつ慎重な判断と迅速な行動

職員は、安全に関する課題については、生じ得る最悪の事態まで考慮し、より安全側の立場に立った判断を行い、迅速に行動を採らなければならない。

8. 核セキュリティとの調和

安全と核セキュリティは、それぞれ別個に存在するのではなく、互いに依存し、干渉するものであることを認識する必要がある。安全と核セキュリティに従事する職員は、相互の考え方を尊重し、双方の措置の調和に努め、幹部職員は責任をもって最適な方法を選択しなければならない。

2 重点確認項目

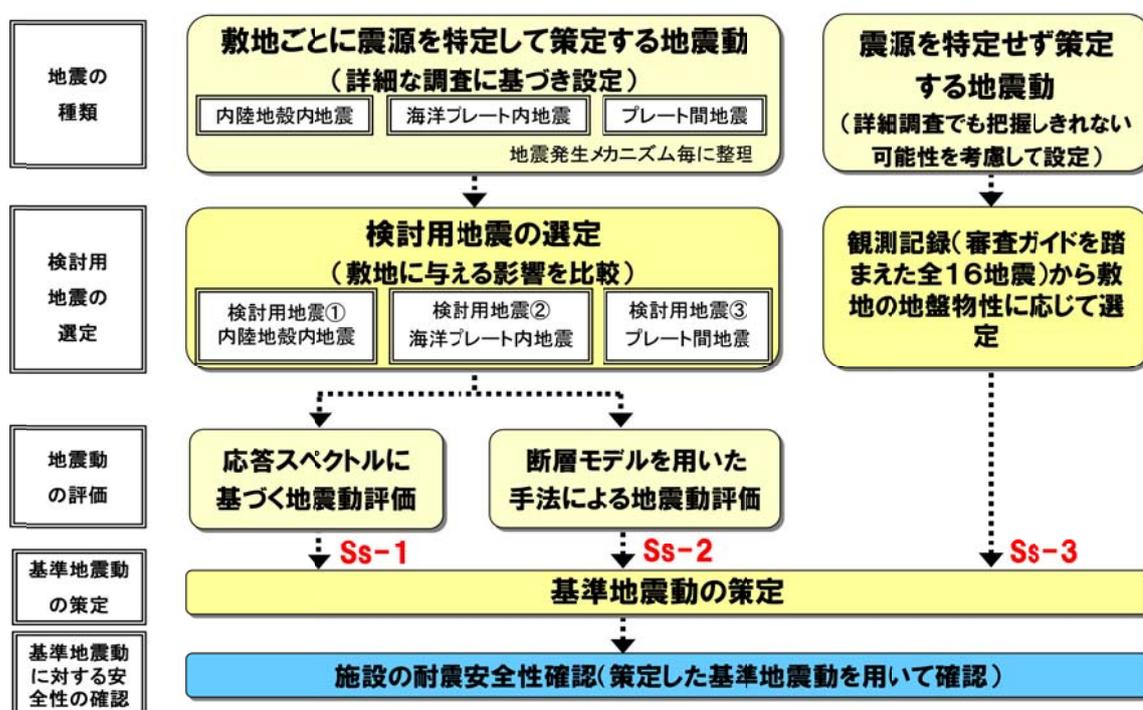
原子力安全専門部会では、当部会で決定した審議の進め方に従い、原子力規制委員会の審査と並行して、重点項目毎に四国電力から評価結果について説明を受けるとともに、原子炉設置変更許可が出された後は、原子力規制委員会から審査結果の説明を受け、その内容を確認してきた。

本章では、重点項目毎に、新規制基準における要求、四国電力の評価結果及び原子力規制委員会の審査結果等を確認し、審議した結果を取りまとめた。

(1) 耐震性能

ア 基準地震動の策定

新規制基準においては、基準地震動は、「敷地ごと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が要求されている。図3に耐震評価の流れを示す。



(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3：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)

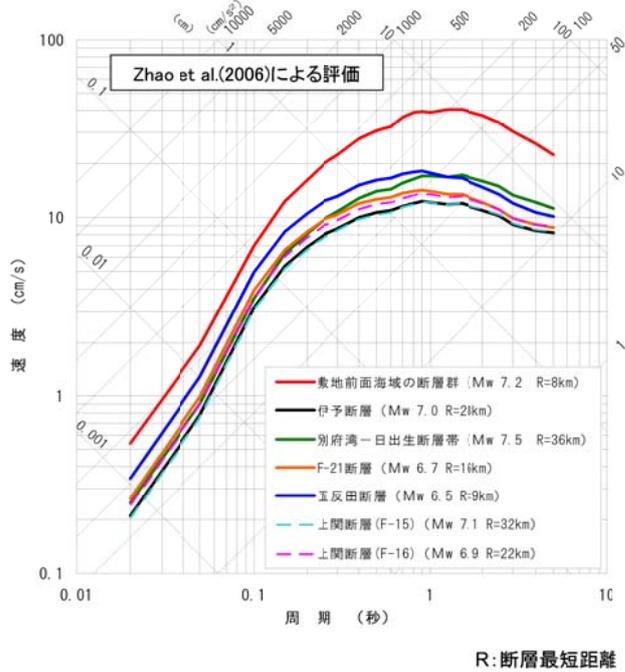
原子力安全専門部会では、それぞれについて、適切に検討用地震が選定されたうえで、基準地震動が策定されているかとの観点から確認を行った。

(ア) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

a 検討用地震の選定

検討用地震の選定に当たっては、伊方発電所の立地条件を踏まえ、地震の種類ごと敷地に最も影響を与えると予想される地震として、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震（内陸地殻内地震）、1649年安芸・伊予の地震（海洋プレート内地震）及び南海トラフの巨大地震（プレート間地震）を選定している。（図4、図5）

【内陸地殻内地震】



地震規模は基本的に断層長さから松田式で設定する。

ただし五反田断層は、審査ガイドに示される「震源を特定せず策定する地震動」の考え方に鑑み、 $M_w 6.5$, $M_0 = 7.5 \times 10^{18} [N \cdot m]$ の地震規模を想定した。

中央構造線断層帯による地震は、敷地前面海域の断層群 ($L=54km$) で代表させて検討



敷地前面海域の断層群 ($L=54km$) による地震が、五反田断層やF-21断層による地震など、他の敷地周辺の断層による地震と比較して、敷地により大きな影響を与えることを確認。



敷地前面海域の断層群(中央構造線断層帯)による地震
を検討用地震として選定

図4：敷地への影響への度合いの比較例 (平成26年12月24日原子力安全専門部会資料1-2)

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)

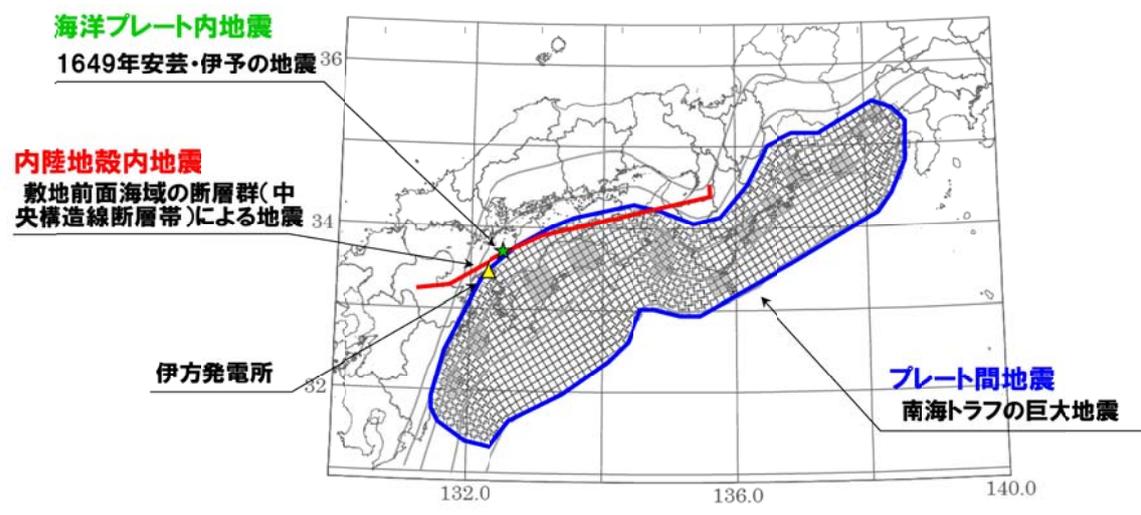


図5：検討用地震選定結果 (平成26年12月24日原子力安全専門部会資料1-2)

なお、原子力安全専門部会(旧専門部会を含む)では、地震の選定については、これまで新規基準に基づく今回の見直しのほか、耐震設計審査指針の改定に伴う耐震バックチェック等において、国や四国電力から海上音波探査や周辺断層の状況等について、都度説明を受けて確認している。

b 地震動評価

(a) 敷地前面海域の断層群の地震動評価

地震動評価に当たっては、「応答スペクトルに基づく地震動評価」（基準地震動 Ss-1 策定用）及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」（基準地震動 Ss-2 策定用）を実施している。耐震評価の流れを図6に示す。

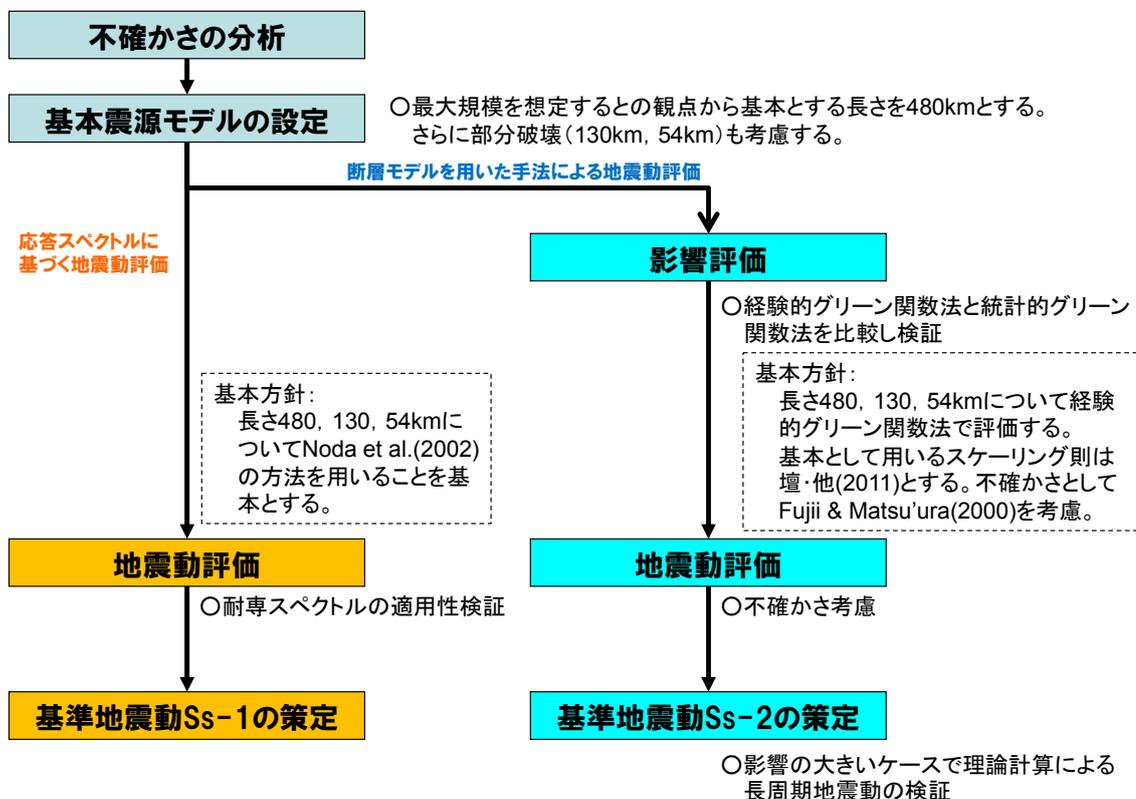


図6：耐震評価の流れ（平成26年12月24日原子力安全専門部会資料1-2）

① 応答スペクトルに基づく地震動評価（Ss-1）

応答スペクトルに基づく地震動評価による基準地震動 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7）

四国電力では、内陸地殻内地震の検討用地震として選定した敷地前面海域の断層群の地震動評価において、不確かさを伴う自然現象に対する評価であることを踏まえ、より安全側に評価するための追加評価を行ったとしている。

○基本ケースとしては、従前の敷地前面の断層長さ 54km に加え、中央構造線断層帯及び豊予海峡・九州側断層帯の連動を想定した 480km 及び 130km の連動ケースも基本ケースに加え評価している。

○また、Noda et al. (2002)による距離減衰式（以下「耐専スペクトル」という）に基づく評価において、耐専スペクトルの適用範囲外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するとともに、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している。

以上の評価に加え、断層長さ 69km モデルにおいて、0.02 秒の最大加速度が 620 ガル程度となったことなども踏まえ、更に余裕をみて 650 ガルとする基準地震動 Ss-1 を設定していることは妥当なものとして判断した。

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"> 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 評価の際、54km北傾斜ケースのみ、距離減衰式^{※1}として耐専スペクトル[Noda et al.(2002)]を適用 耐専スペクトルによる評価では、低減補正^{※2}を考慮 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 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] 	<ul style="list-style-type: none"> 中央構造線断層帯および豊予海峡・九州側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) 耐専スペクトルの適用範囲外^{※3}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 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 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]
<p>不確かさを伴う自然現象に対する評価であることを踏まえ、より安全側に評価するため、評価条件・評価手法を一部変更</p>	
<p>※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なり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 ■ 範囲)</p>	

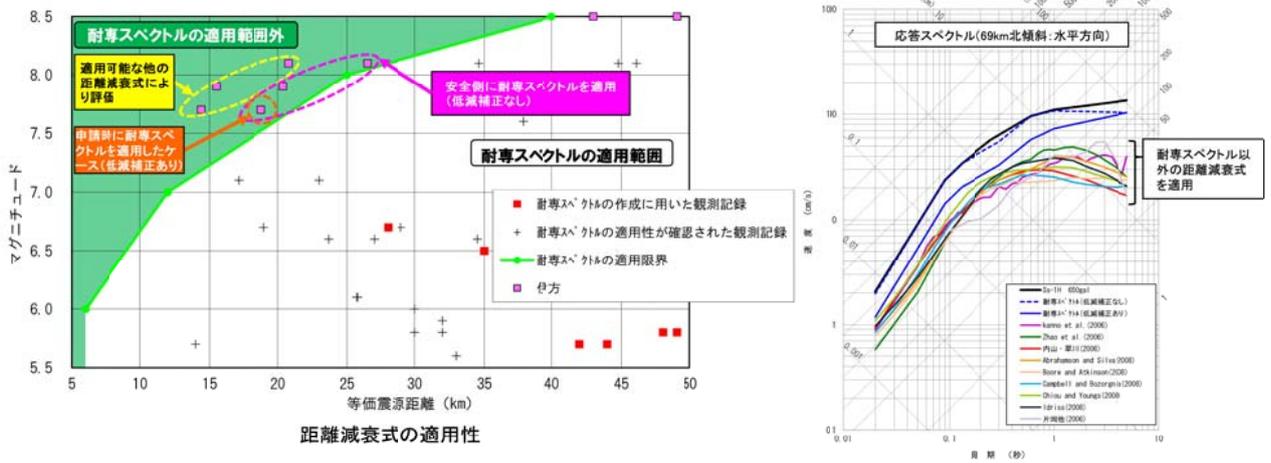


図7：耐専スペクトルによるモデル評価 (平成27年2月4日原子力安全専門部会資料1-1-1)

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8に示した断層の両端にある断層をつなぐ裂け目において、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9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言え、その意味で予見不可能性もカバーされていることを確認した。

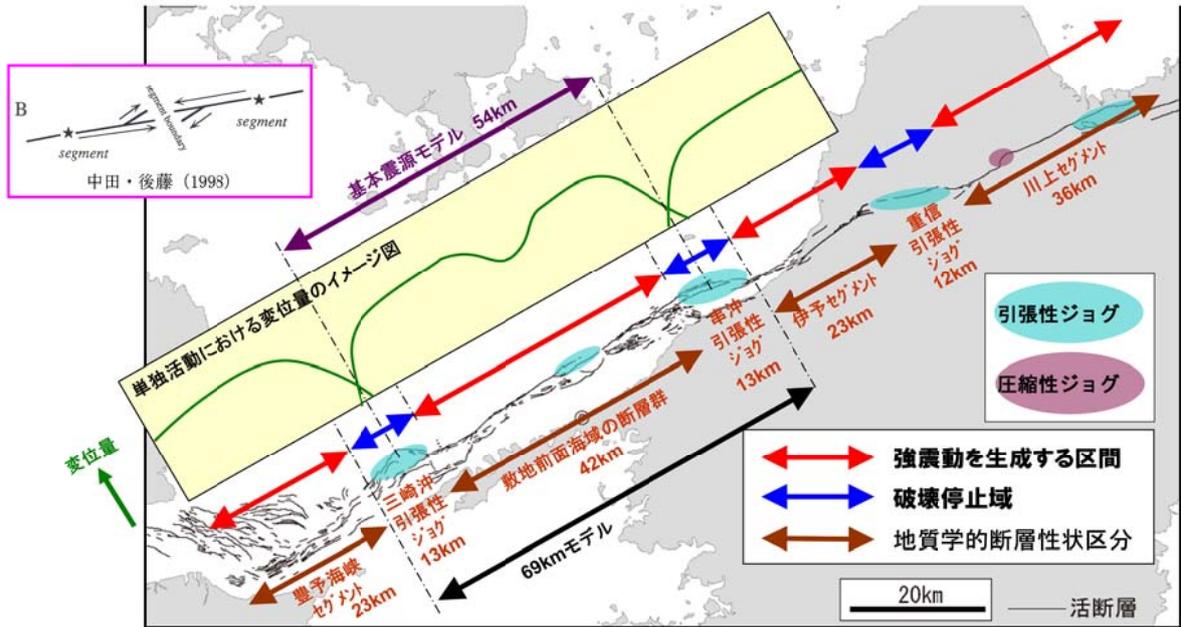
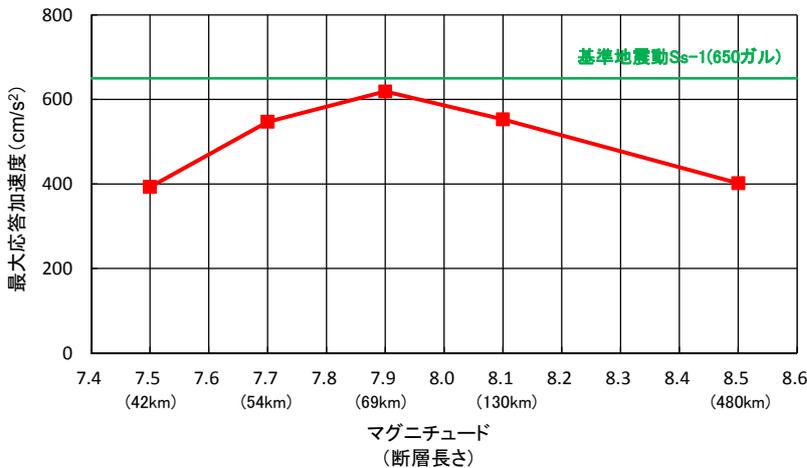


図8：断層長さ 69km モデル図 (平成27年2月4日原子力安全専門部会資料1-1-1)



※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9：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)

② 断層モデルを用いた手法による地震動評価 (Ss-2)

断層モデルを用いた手法による地震動評価についても、表1のとおり、54、130、480kmの断層長さを基本ケースとして、断層モデルを用いた評価を行っており、表1に示したとおり、評価手法の違い、アスペリティ上端深さ、破壊開始点、スケーリング則や応力降下量の増加などを考慮すべき不確かさとして取り入れて評価を行っている。

表1 不確かさの考慮（敷地前面海域の断層群：断層モデル）

（平成26年12月24日原子力安全専門部会資料1-2）

【Ⅰ.影響評価を行う不確かさ】

- ・評価手法（経験的グリーン関数法と統計的グリーン関数法の比較）

【Ⅱ.地震動評価における不確かさ】

Ⅱ-1 基本モデルに考慮する(重畳させる)不確かさ

- ・アスペリティ上端深さ
- ・破壊開始点（断層東下端，敷地前面海域セグメント中央下端，断層西下端の3ケース）

[厳しいケースでは破壊開始点（アスペリティ下端2ケース）を追加]

Ⅱ-2 独立で考慮する不確かさ

	考慮する不確かさ	設定する値
	断層長さ	480km, 130km, 54km
	スケーリング則	壇・他(2011)を基本とする。 Fujii & Matsu'ura(2000)や入倉・三宅(2001)でも評価を行う。
①	応力降下量(短周期レベル)	基本×1.5倍または20MPa
②	傾斜角(地質境界)	北傾斜30度
③	傾斜角(ばらつき)	南傾斜80度
④	破壊伝播速度	480km・130km → $V_r = V_s$ 54km → $V_r = 0.87V_s$
⑤	アスペリティの平面位置	敷地正面のジョグに配置

【Ⅲ.基準地震動Ss-2策定の際に考慮する不確かさ】

- ・理論計算で長周期側の地震動を検証

このうち、断層長さ480kmにおける地震動評価ケースを表2に示しているが、54km及び130kmについても同様の評価ケースを設定し、基準地震動Ss-2を策定していることを確認した。

また、伊方発電所では、深部地下構造の把握を目的に、地下2000mまでのボーリング調査を行っており、その結果を踏まえ長周期地震動の理論計算に用いる地盤構造モデルの再評価を行うなど、新たに得られた知見に基づき評価していることを併せて確認した。

表2 地震動評価ケース [断層長さ 480km] (平成 26 年 12 月 24 日原子力安全専門部会資料 1-2)

○経験的グリーン関数法と統計的グリーン関数法の比較

No.	検討ケース	主なパラメータ								
		長さ (km)	アスペリティ深さ	破壊開始点	応力降下量 (短周期レベル)	断層傾斜角	破壊伝播速度	アスペリティ平面位置	評価手法	スケーリング則
1	影響評価①	480	断層上端	3 ケース	1.0倍	90度	0.72Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	EGF	壇・他(2011)
	経験的グリーン関数法～統計的グリーン関数法の比較	480	断層上端	3 ケース	1.0倍	90度	0.72Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	SGF	壇・他(2011)

○壇・他(2011)でパラメータを設定する。
 ○破壊開始点は、断層下端3ケース(東下端, 中央下端, 西下端)。
 ○SGF: 統計的グリーン関数法, EGF: 経験的グリーン関数法

□: 予め基本震源モデルに織り込む不確かさ

□: 影響を評価する不確かさ

No.	検討ケース	不確かさを考慮するパラメータ							
		長さ (km)	アスペリティ深さ	破壊開始点	応力降下量 (短周期レベル)	断層傾斜角	破壊伝播速度	アスペリティ平面位置	スケーリング則
-	検討用地震 敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯)	54	-	-	-	-	-	-	-
0	基本震源モデル 中央構造線+別府-万年山	480	断層上端	3 ケース	1.0倍	90度	0.72Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	壇・他(2011)
1	不確かさ考慮① 応力降下量の不確かさ	480	断層上端	5 ケース	1.5倍 or 20MPa	90度	0.72Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	壇・他(2011)
2	不確かさ考慮② 地質境界断層の知見考慮	480	断層上端	3 ケース	1.0倍	北傾斜	0.72Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	壇・他(2011)
3	不確かさ考慮③ 角度のばらつきを考慮	480	断層上端	3 ケース	1.0倍	南傾斜	0.72Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	壇・他(2011)
4	不確かさ考慮④ 破壊伝播速度の不確かさ	480	断層上端	3 ケース	1.0倍	90度	1.0Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	壇・他(2011)
5	不確かさ考慮⑤ アスペリティの平面位置の不確かさ	480	断層上端	3 ケース	1.0倍	90度	0.72Vs	敷地正面のジョグに配置	壇・他(2011)

○経験的グリーン関数法で地震動評価を行う。
 ○破壊開始点3ケースは、断層下端3ケース(東下端, 中央下端, 西下端)。5ケースはこれに敷地前面海域セグメントのアスペリティ下端2ケースを追加。

□: 予め基本震源モデルに織り込む不確かさ

□: 不確かさを考慮するパラメータ

No.	検討ケース	不確かさを考慮するパラメータ							
		長さ (km)	アスペリティ深さ	破壊開始点	応力降下量 (短周期レベル)	断層傾斜角	破壊伝播速度	アスペリティ平面位置	スケーリング則
-	検討用地震 敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯)	54	-	-	-	-	-	-	-
0	基本震源モデル 中央構造線+別府-万年山	480	断層上端	3 ケース	1.0倍	90度	0.72Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	Mo : FM Δσ : FM 3.1MPa Sa/S : 21.5%
1	不確かさ考慮① 応力降下量の不確かさ	480	断層上端	5 ケース	1.5倍 or 20MPa	90度	0.72Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	Mo : FM Δσ : FM 3.1MPa Sa/S : 21.5%
4	不確かさ考慮④ 破壊伝播速度の不確かさ	480	断層上端	3 ケース	1.0倍	90度	1.0Vs	地質調査結果を基に敷地への影響も考慮して配置	Mo : FM Δσ : FM 3.1MPa Sa/S : 21.5%

○経験的グリーン関数法で地震動評価を行う。
 ○破壊開始点3ケースは、断層下端3ケース(東下端, 中央下端, 西下端)。5ケースはこれに敷地前面海域セグメントのアスペリティ下端2ケースを追加。
 ○FMはFujii and Matsu'ura(2000)。Sa/Sはアスペリティ面積比。

□: 予め基本震源モデルに織り込む不確かさ

□: 不確かさを考慮するパラメータ

また、不確かさを考慮するパラメータについて確認した主な項目は以下のとおりである。

○スケーリング則

壇・他のスケーリング則を採用する妥当性について、断層パラメータの検証、距離減衰式や実地震の観測記録（鳥取県西部地震、Denali 地震）との比較、Kocaeli 地震等の比較等の検証データについて説明を受け、モデルの構築に用いられた地震のそれぞれのパラメータの分布の中に、今回の解析に用いたものが含まれており適切に評価されていることを確認した。

また、断層長さ 130km 及び 480km については、長大断層の知見として、Fujii & Matsu'ura (2000) の地震モーメントと平均応力降下量を用いる手法による評価を、断層長さ 54km については、入倉・三宅 (2001) の地震モーメントと Fujii & Matsu'ura (2000) の平均応力降下量を用いた評価結果についても確認した。

○アスペリティ

アスペリティ配置については、アスペリティ深さを影響が最も大きくなる断層上端にしたうえで、平面配置については、ジョグ以外の区間で敷地に最も厳しい位置に配置しており、さらに敷地正面のジョグに配置した評価を行うなど、適正な配置での評価を行っていることを確認した。

一方で、1999 年の台湾地震では、アスペリティの平均すべり量の 3 倍程度の最大変位量 (20 数 m) が確認されたとの知見も得られていることから、敷地前面海域の断層群について、アスペリティ内に不均質性を考慮した追加評価を求めた。

四国電力からは、以下のとおり、

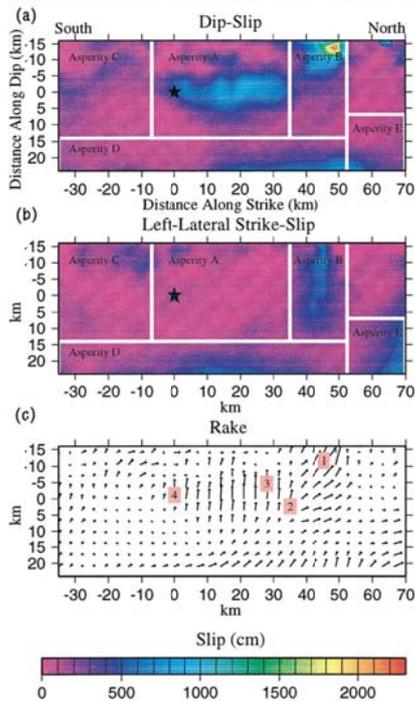
- ・ Chi et al. (2001) の報告から、台湾地震でのすべり量が 20m を超えるメッシュは、ごく一部 (面積比 0.625%) であり、その面積は伊方発電所における敷地前面海域の断層群 (断層長さ 54km) の地震動評価モデルのメッシュの半分に相当する。
- ・ アスペリティ内の不均質性を評価するため、敷地前面海域の断層群の第 1 アスペリティの 1 メッシュ (台湾地震の知見の 2 倍相当の面積) に大きな応力降下量 (25MPa) を与え不均質性を考慮して 6 ケースの評価を行った結果、不確かさとして設定しているアスペリティ全体に 20MPa (基本震源モデルの 1.5 倍相当) を設定したケースを上回るものはない。
- ・ 従って、伊方発電所の地震動評価においては、アスペリティの不均質性も包絡した安全側の評価になっていると考える。(図 10、図 11)

との報告を受け、追加評価結果は、伊方発電所の地震動評価内となることを確認した。

なお、1 メッシュの応力降下量の増加で、周期 0.1 秒あたりでは、20MPa 均一モデルの約 90% 程度となるケースもあることから、原子力規制委員会に見解を求めたところ、断層がサイトに近い発電所では議論もしたが、伊方発電所は敷地前面の断層群から 8 km 程度離れており、アスペリティ全体に 1.5 倍の応力降下量を設定して評価することなどで、原子力規制委員会では妥当と判断していることを確認した。

○Chi et al.(2001)によれば、すべり量が20mを超えるメッシュはごく一部であり、その面積比を伊方発電所における敷地前面海域の断層群(中央構造線断層帯)の地震動評価モデルと対比すると、メッシュの半分程度に相当する。

■Chi et al. (2001) 台湾地震におけるインバージョン解析



■伊方発電所 地震動評価モデル (⑥敷地前面海域の断層群)

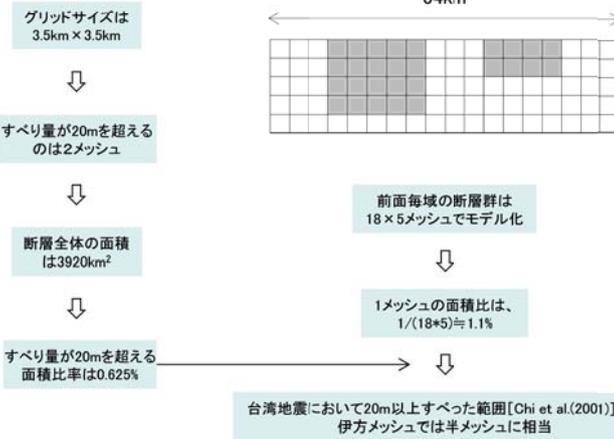


図 10 : 台湾地震(1999)の知見と伊方発電所評価モデルとの比較

(平成 27 年 8 月 12 日原子力安全専門部会資料 1-1-1 別紙 2)

- 各ケースの応答スペクトルを比較したところ、アスペリティ内に不均質(応力降下量25MPa)を設定したケースについては、全メッシュに一律に12.2MPaを設定したケースの応答スペクトルと同程度かやや大きい程度であり、いずれのケースも全メッシュに一律に20.0MPaを設定したケースに包絡されている。
- 以上を踏まえると、伊方発電所の地震動評価においては、アスペリティ全体に対して応力降下量1.5倍の不確かさを考慮しており、アスペリティ内の不均質も包絡した安全側の評価になっていると考える。

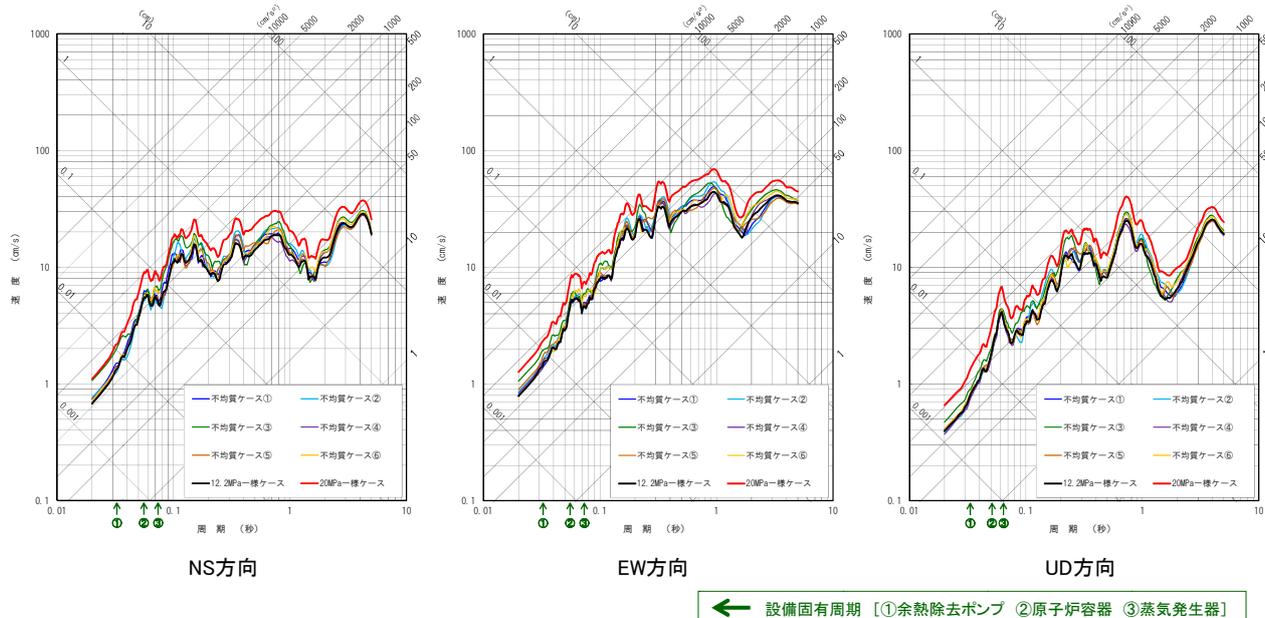


図 11 : 不均質モデルと 20MPa 一様モデルとの比較

(平成 27 年 8 月 12 日原子力安全専門部会資料 1-1-1 別紙 2)

(b) 1649年安芸・伊予の地震（海洋プレート内地震）

1649年安芸・伊予の地震で代表する海洋プレート内地震については、不確かさを考慮した評価において、基準地震動 Ss-1 を上回るケースはないことを確認した。（最大 336 ガル）
 (図 12)

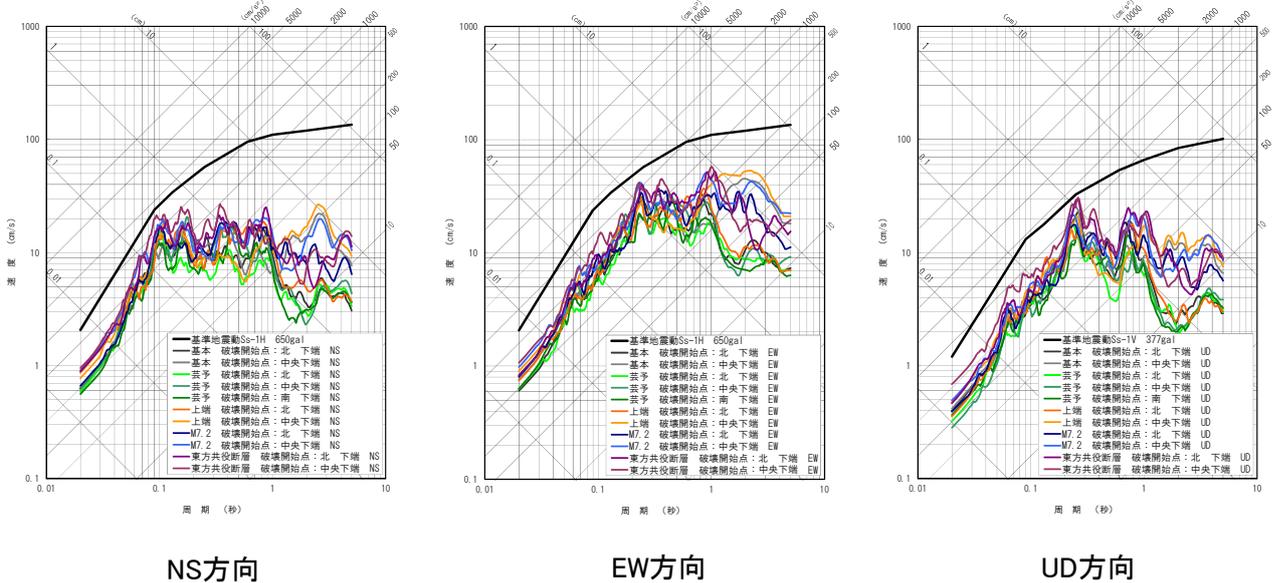


図 12：海洋プレート内地震の断層モデル解析結果と基準地震動 Ss-1

(平成 26 年 12 月 24 日原子力安全専門部会資料 1-2)

(c) 南海トラフの巨大地震（プレート間地震）

南海トラフの巨大地震については、内閣府が想定した 5 ケースの強震動生成域配置のうち、最も発電所に近い陸側ケースについて評価した結果は、Ss-1 を下回ることを確認した。

また、原子力安全専門部会では、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、安全側になるよう前述した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 13)

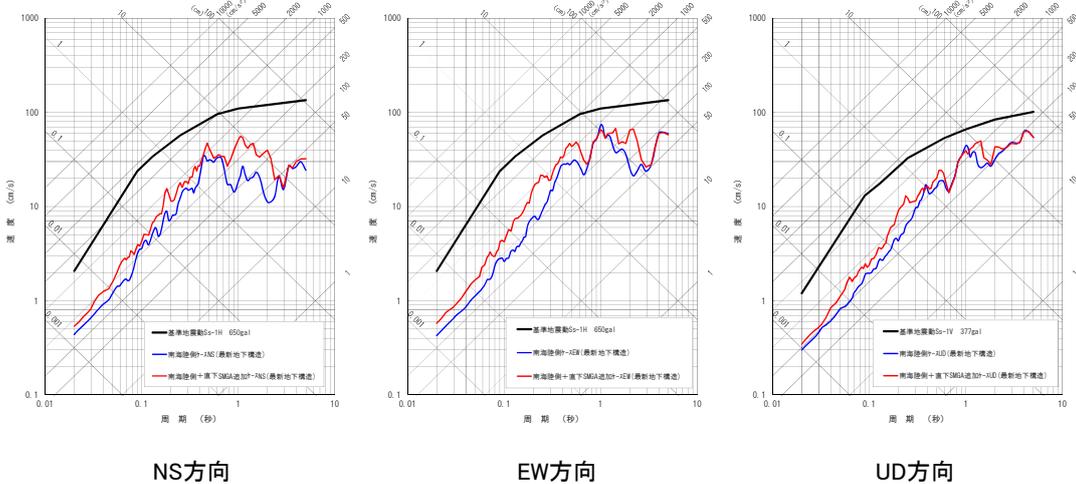


図 13：南海トラフの巨大地震の断層モデル解析結果と基準地震動 Ss-1

(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は、審査ガイドにおいて、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されている必要がある。

このうち、全サイト共通に適用する Mw6.5 未満の地震については、敷地に及ぼす影響が大きいとして抽出した観測記録のうち、2004 年北海道留萌支庁南部地震の観測記録については、信頼性の高い解放基盤波が得られたことから評価の対象として選定している。

地域特性を考慮して適用する Mw6.5 以上の地震については、2000 年鳥取県西部地震について、「活断層の成熟度」に地域差が認められ、地震が発生する深部地下構造にも違いがあると考えられるものの、自然現象の評価と将来予測には不確かさが残るため、いずれも西南日本の東西圧縮横ずれの応力場であることを踏まえ、更には原子力安全に対する信頼向上の観点から、より安全側に鳥取県西部地震を評価地震として選定している。(表 3)

表 3 収集対象となる内陸地殻内の地震例 (平成 26 年 12 月 24 日原子力安全専門部会資料 1-2)

表-1 収集対象となる内陸地殻内の地震の例

No	地震名	日時	規模
1	2008年岩手・宮城内陸地震	2008/06/14, 08:43	Mw6.9
2	2000年鳥取県西部地震	2000/10/06, 13:30	Mw6.6
3	2011年長野県北部地震	2011/03/12, 03:59	Mw6.2
4	1997年3月鹿児島県西北部地震	1997/03/26, 17:31	Mw6.1
5	2003年宮城県北部地震	2003/07/26, 07:13	Mw6.1
6	1996年宮城県北部(鬼首)地震	1996/08/11, 03:12	Mw6.0
7	1997年5月鹿児島県西北部地震	1997/05/13, 14:38	Mw6.0
8	1998年岩手県内陸北部地震	1998/09/03, 16:58	Mw5.9
9	2011年静岡県東部地震	2011/03/15, 22:31	Mw5.9
10	1997年山口県北部地震	1997/06/25, 18:50	Mw5.8
11	2011年茨城県北部地震	2011/03/19, 18:56	Mw5.8
12	2013年栃木県北部地震	2013/02/25, 16:23	Mw5.8
13	2004北海道留萌支庁南部地震	2004/12/14, 14:56	Mw5.7
14	2005年福岡県西方沖地震の最大余震	2005/04/20, 06:11	Mw5.4
15	2012年茨城県北部地震	2012/03/10, 02:25	Mw5.2
16	2011年和歌山県北部地震	2011/07/05, 19:18	Mw5.0

○審査ガイドでは、Mw6.5以上の地震は、「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」とされている。

○また、審査ガイドでは、「活断層や地表地震断層の出現要因の可能性として、地域によって活断層の成熟度が異なること、上部に軟岩や火山岩、堆積層が厚く分布する場合や地質体の違い等の地域差があることが考えられる」とされている。

○これらを踏まえ、伊方発電所立地地点とMw6.5以上の2地震が発生した地域との地域差について検討する。

○Mw6.5未満の地震は、全国共通に考慮すべきとの観点から、震源近傍の観測記録を適切に収集し、整理を行う。

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説明を受け検討を行った。

○賀祥ダム基礎部に対する堤頂部の本震記録は周期 0.06 秒や 0.07 秒付近でやや大きめの増幅が確認でき、同周期付近は構造物等の影響を受けて基礎部の地震動レベルが小さくなっている可能性も考えられるが、同周期帯における基礎部の応答スペクトルを見ても、全周期帯の地震動レベルの傾向と比べて大きく減衰しているものではない。

- 基礎部の観測記録について、鳥取県西部地震の本震記録と余震記録に基づく H/V スペクトルを比較したところ、概ね同様の結果となっており、基礎部の本震記録には地盤の非線形化の影響は見られない。
 - 基礎部の地震計は約 8~9m 程度のコンクリート基礎を介して岩盤の直上に設置された構造であり、この地震計による観測記録は岩盤とほぼ同様の挙動を示していると考えられる。
 - 賀祥ダム基礎部の観測記録 ($V_s=1.2\sim 1.3\text{km/s}$ 程度) は、伊方発電所の解放基盤表面 ($V_s=2.6\text{km/s}$) と比較すると速度の遅い岩盤上の記録である。
- これらのことから判断した結果、発電所の機器設備の一部の固有周期帯で少し小さくなっているものもあるが、他の周期帯での変動幅と比べて同程度であり、また、バラツキも大きくないことから、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。

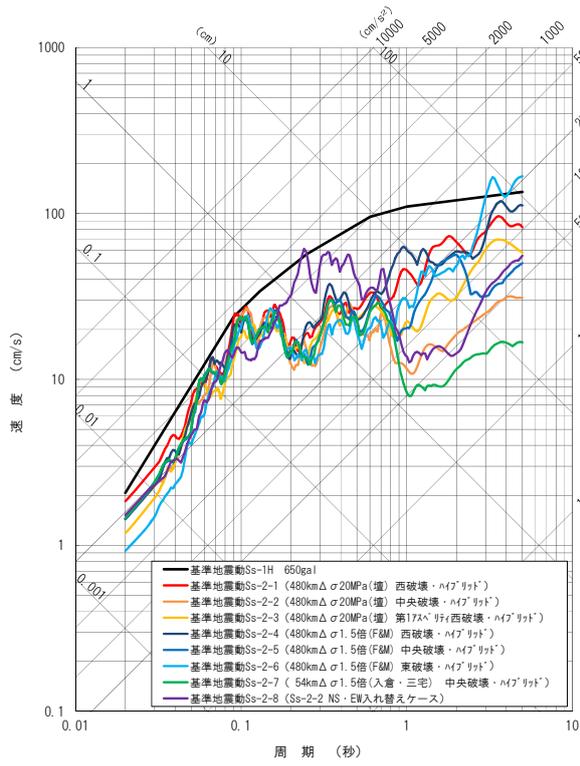
(ウ) 基準地震動の策定

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、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。(表 4、図 14、図 15)

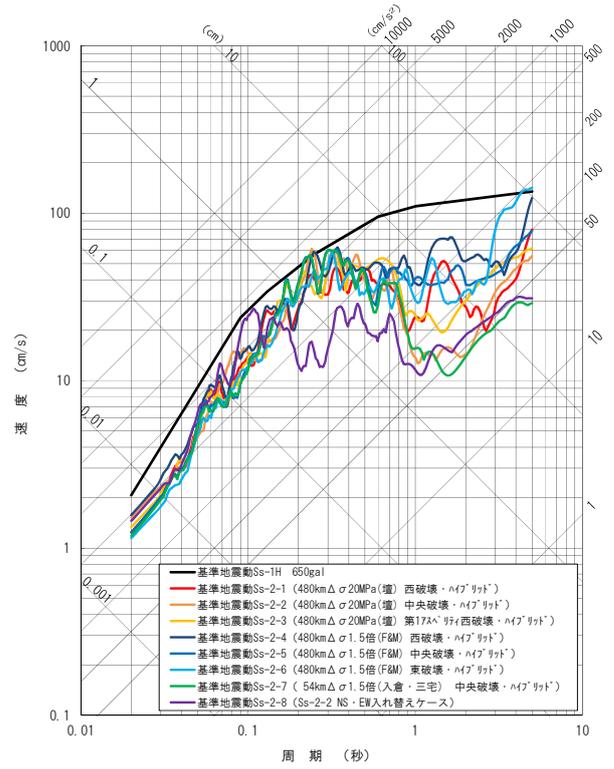
原子力安全専門部会としては、これら基準地震動については、原子力規制委員会が定めた「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」に従い、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、不確かさも考慮して、地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていると判断する。

表 4 基準地震動の一覧

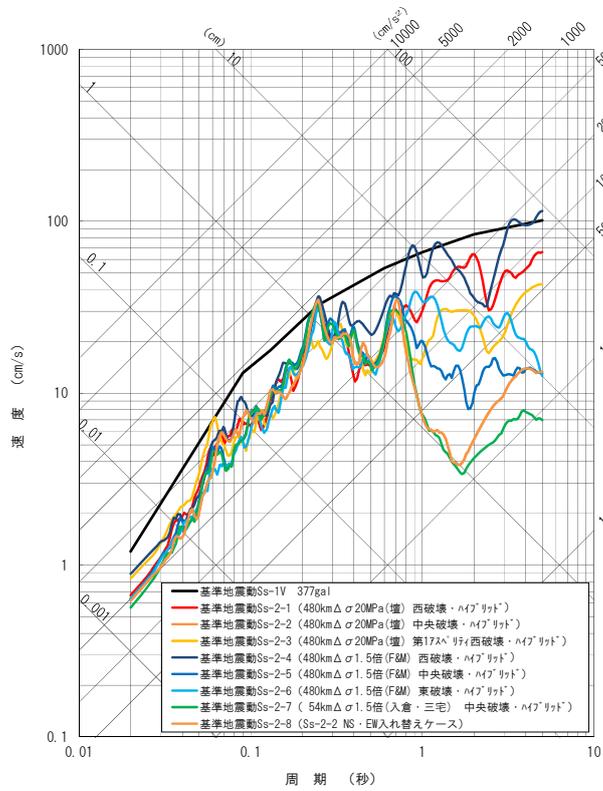
基準地震動 Ss				最大加速変幅 (ガル)	
震源を特定して 策定する地震動	応答スペクトル に基づく手法	設計用模擬地震波	水平動	Ss-1H	650
			鉛直動	Ss-1V	377
	断層モデルを 用いた手法	敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) 480km 連動・壇の手法・ $\Delta\sigma$ 20MPa・西破壊	水平動 NS	Ss-2-1NS	579
			水平動 EW	Ss-2-1EW	390
			鉛直動 UD	Ss-2-1UD	210
		敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) 480km 連動・壇の手法・ $\Delta\sigma$ 20MPa・中央破壊	水平動 NS	Ss-2-2NS	456
			水平動 EW	Ss-2-2EW	478
			鉛直動 UD	Ss-2-2UD	195
		敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) 480km 連動・壇の手法・ $\Delta\sigma$ 20MPa・第 17 号断層西破壊	水平動 NS	Ss-2-3NS	371
			水平動 EW	Ss-2-3EW	418
			鉛直動 UD	Ss-2-3UD	263
		敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) 480km 連動・F&M の手法・ $\Delta\sigma$ 1.5 倍・西破壊	水平動 NS	Ss-2-4NS	452
			水平動 EW	Ss-2-4EW	494
			鉛直動 UD	Ss-2-4UD	280
		敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) 480km 連動・F&M の手法・ $\Delta\sigma$ 1.5 倍・中央破壊	水平動 NS	Ss-2-5NS	452
			水平動 EW	Ss-2-5EW	388
			鉛直動 UD	Ss-2-5UD	199
		敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) 480km 連動・F&M の手法・ $\Delta\sigma$ 1.5 倍・東破壊	水平動 NS	Ss-2-6NS	291
			水平動 EW	Ss-2-6EW	360
			鉛直動 UD	Ss-2-6UD	201
敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) 54km・入倉・三宅の手法・ $\Delta\sigma$ 1.5 倍・中央破壊	水平動 NS	Ss-2-7NS	458		
	水平動 EW	Ss-2-7EW	371		
	鉛直動 UD	Ss-2-7UD	178		
敷地前面海域の断層群 (中央構造線断層帯) 480km 連動・壇の手法・ $\Delta\sigma$ 20MPa・中央破壊・入れ替え	水平動 NS	Ss-2-8NS	478		
	水平動 EW	Ss-2-8EW	456		
	鉛直動 UD	Ss-2-8UD	195		
震源を特定せず策定する地震動		2004 年北海道留萌支庁南部の地震 基盤地震動の基準化波	水平動	Ss-3-1H	620
			鉛直動	Ss-3-1V	320
		2000 年鳥取県西部地震 賀祥ダム (監査廊) の観測記録	水平動 NS	Ss-3-2NS	528
			水平動 EW	Ss-3-2EW	531
			鉛直動 UD	Ss-3-2UD	485



NS方向



EW方向



UD方向

図14 : 基準地震動 Ss-1、Ss-2 (平成26年12月24日原子力安全専門部会資料1-2)

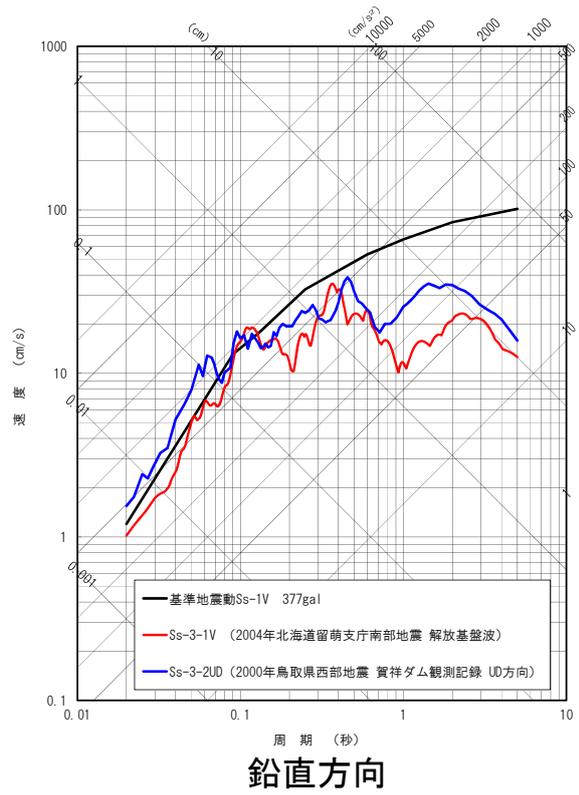
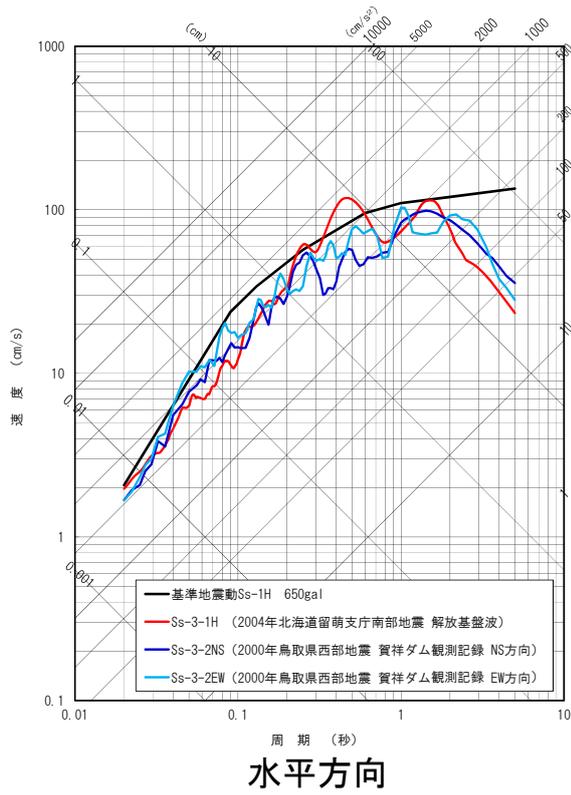


図 15 : 基準地震動 Ss-3 (平成 26 年 12 月 24 日原子力安全専門部会資料 1 - 2)

イ 地盤及び周辺斜面の安定性

新規制基準においては、設計基準対象施設は、当該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。

耐震重要施設の周辺斜面について、基準地震動による地震動を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊によって耐震重要施設に影響を及ぼすことがないことを要求している。

また、重大事故等対処設備についてもこれに準ずるものとされている。

原子力安全専門部会では、四国電力から、敷地内断層による地盤の変位の有無や原子炉建屋等の基礎地盤及び斜面の安定性評価について説明を受けるとともに、新規制基準に基づき周辺斜面等の改良工事が行われていることから、現地の状況も踏まえて確認を行った。

表5 基礎地盤及び周辺斜面の評価方針（平成27年3月26日 原子力安全専門部会資料1-1）

【基礎地盤】

1. 活断層の有無（前回の部会にてご説明）

原子炉建屋等が設置される地盤には、将来活動する可能性のある断層等が露頭していないことを確認する。

2. 地震力に対する基礎地盤の安定性評価

原子炉建屋等が設置される地盤の安定性について以下の観点から確認する。

- ① 基礎地盤のすべり
- ② 基礎の支持力
- ③ 基礎底面の傾斜

3. 周辺地盤の変状による施設への影響評価

地震発生に伴う周辺地盤の変状による不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の影響を受けないことを確認する。

4. 地殻変動による基礎地盤の変形の影響評価

地震発生に伴う地殻変動による基礎地盤の傾斜及び撓みの影響を受けないことを確認する。

【周辺斜面】

1. 地震力に対する周辺斜面の安定性評価

基準地震動の地震力により周辺斜面が崩壊し施設に影響を与えないことを確認する。

※1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（解釈含む）」

※2 耐震設計上の重要度分類Sクラスの系統・機器及びそれらを支持する建物・構築物

※3 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く）

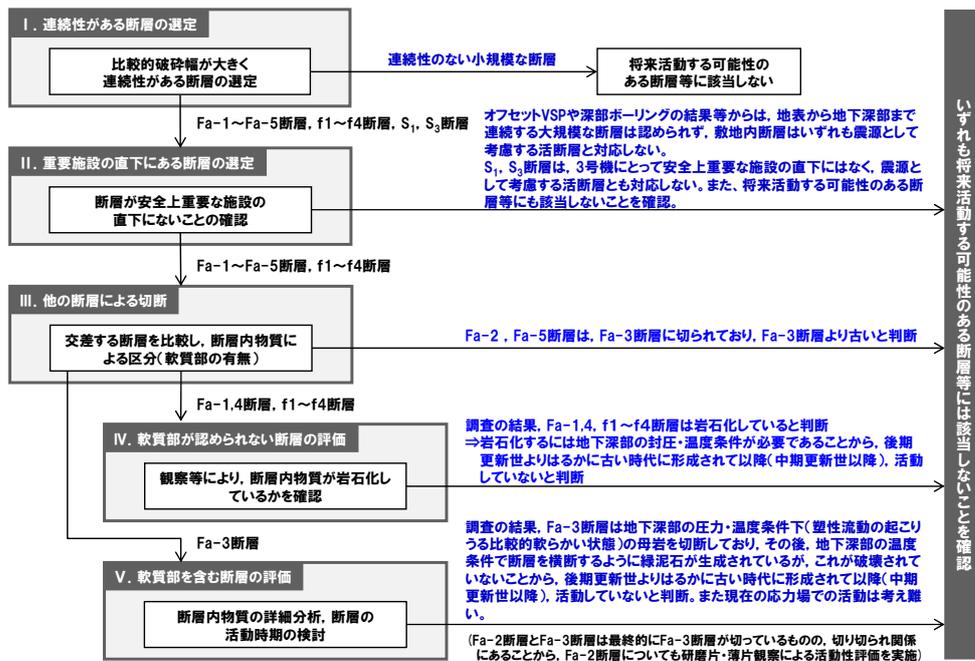


図 17：敷地内における断層の活動性評価の流れ（平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3）

第 1 点目の「震源として考慮する活断層かどうか」については、図 18 に取りまとめられたとおり、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査により敷地内断層は、いずれも「震源として考慮する活断層」ではないとの説明を受けるとともに、敷地内で実施したオフセット V S P 探査の結果において、地表測線の屈曲に起因する乱れ等も考慮したうえで、地下深部までほぼ水平な反射面が連続し、地表から地下深部まで連続する大規模な断層は認められないことを確認した。（図 19、図 20）

変動地形学的調査

敷地近傍に「活断層詳細デジタルマップ」、「[新編]日本の活断層—分布図と資料—」等の既存文献による変位地形・リニアメントの指摘はない。また、詳細DEMおよび空中写真による独自の地形判読によっても敷地近傍に変位地形・リニアメントは判読されない。
敷地内の断層(Fa-1~Fa-5断層, f1~f4断層, S₁断層, S₃断層)は活断層を示唆する変動地形と対応しない。

地質調査

敷地近傍・敷地付近には三波川変成岩類が広く分布する。敷地の地盤は主に塩基性片岩からなり、敷地内の断層(Fa-1~Fa-5断層, f1~f4断層, S₁断層, S₃断層)に活断層を示唆する構造は認められない。

地球物理学的調査

地下深部までほぼ水平な反射面が連続し、地震発生層(地下2km以深)まで連続する大規模な断層は認められない。

図 18：敷地内における断層の活動性評価結果（平成 27 年 2 月 16 日原子力安全専門部会資料 1-1）

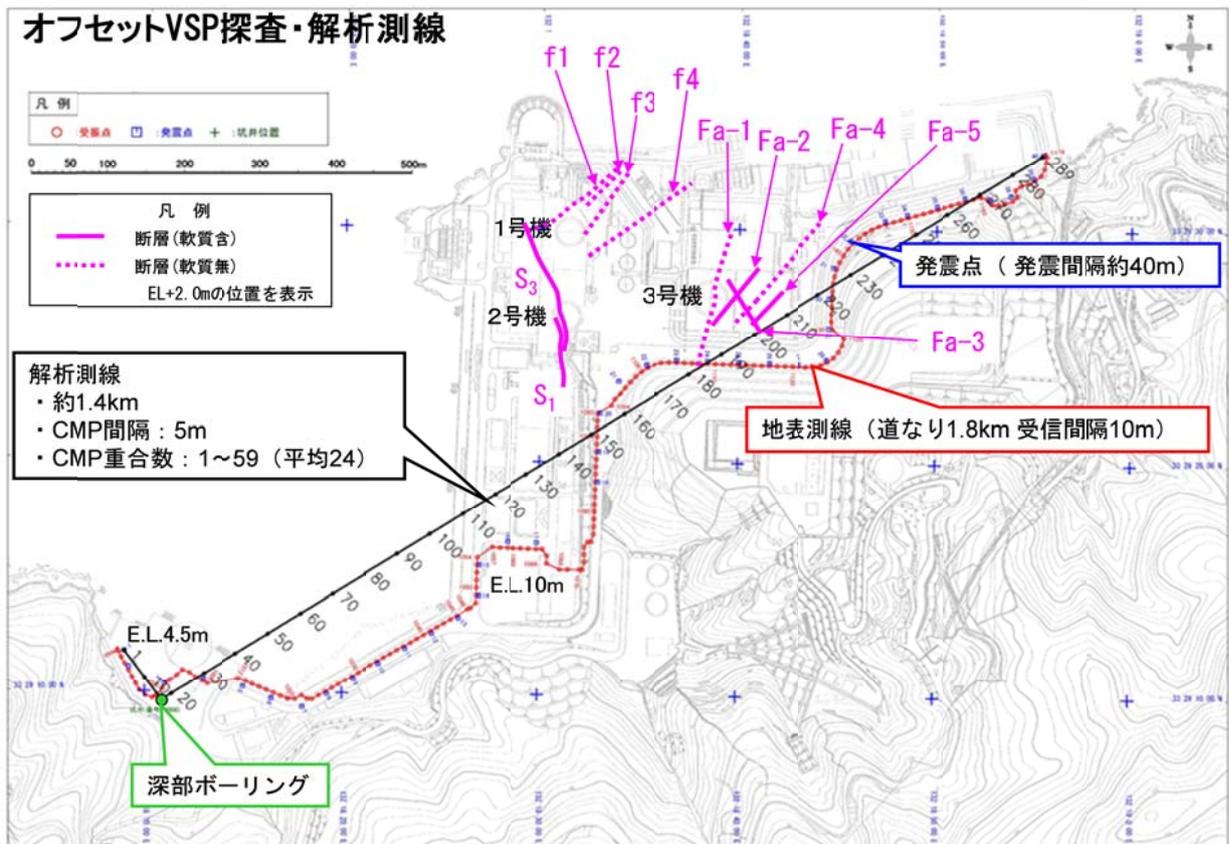


図19：オフセットVSP探査・解析測線 (平成27年2月16日原子力安全専門部会資料1-2)

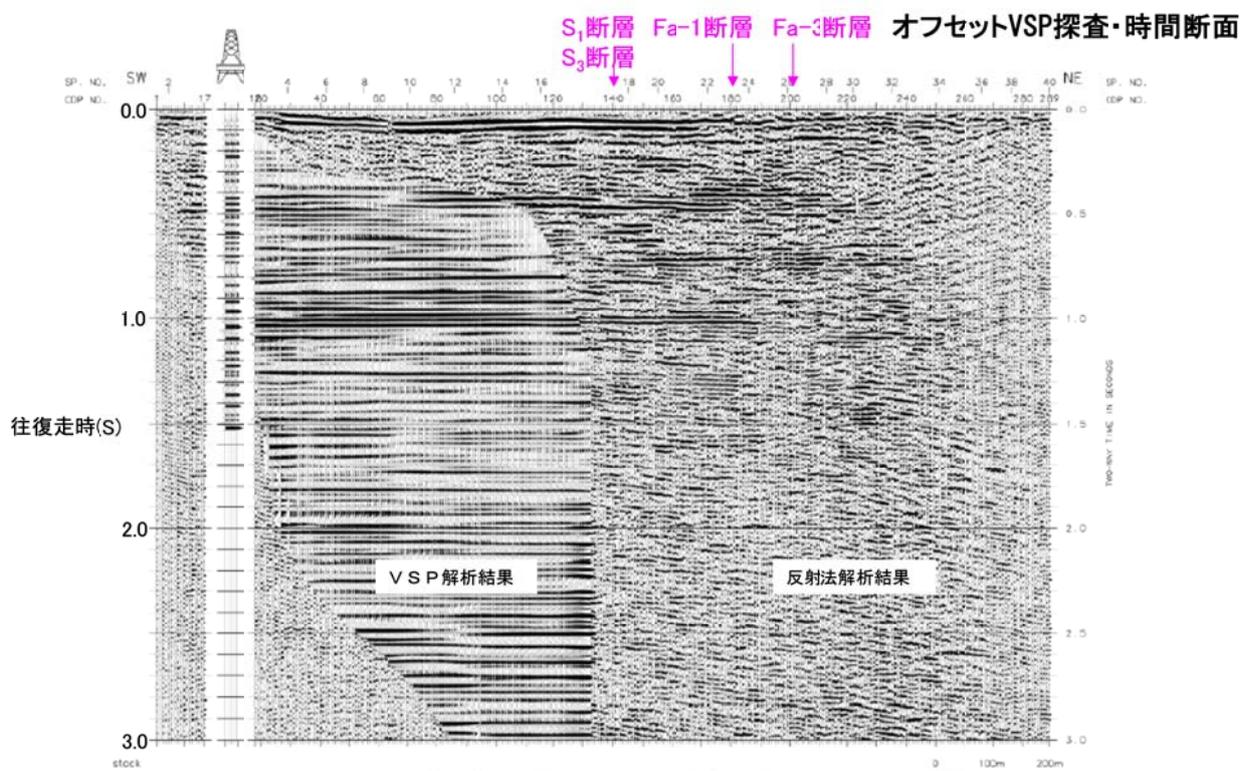


図20：オフセットVSP探査による敷地内における地下深部探査結果 (平成27年2月16日原子力安全専門部会資料1-2)

第2点目（「地震活動に伴って永久変位が生じる断層かどうか」）及び3点目（「支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面かどうか」）については、断層に軟質部があるものと軟質部が認められない断層に区分し評価を行っている。

軟質部が認められない断層（Fa-1、Fa-4、f1～f4断層）については、断層内物質が断層ガウジ（断層運動に伴う破砕によって生じた細粒等）ではなく岩石相当の物性を有することを確認した上で、薄片観察等により後期更新世以降の新しい時代には活動しておらず、将来活動する可能性のある断層には該当しないと判断している。

軟質部を含む断層（Fa-2、Fa-3、Fa-5断層）については、活動時期が最も新しいと判断されるFa-3断層について、研磨片・薄片等で微細な構造を観察することで活動性評価を行うとともに、地下深部の温度・圧力条件下で起こる片理のひきずり（流動的な変形）が古い時代に地下深部で生成された緑泥石脈が断層を横断し、破壊されていないこと、さらに、Fa-3断層は、南北に近い走向を有する正断層センスを主体とする断層であることから、現在の横ずれの卓越する東西圧縮の応力場での活動は考え難く、将来活動する可能性のある断層等には該当しないと評価される。

これらのことから、原子力安全専門部会としては、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。

（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、上記地震の発生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定められている。

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21に示すフローに従って行っている。

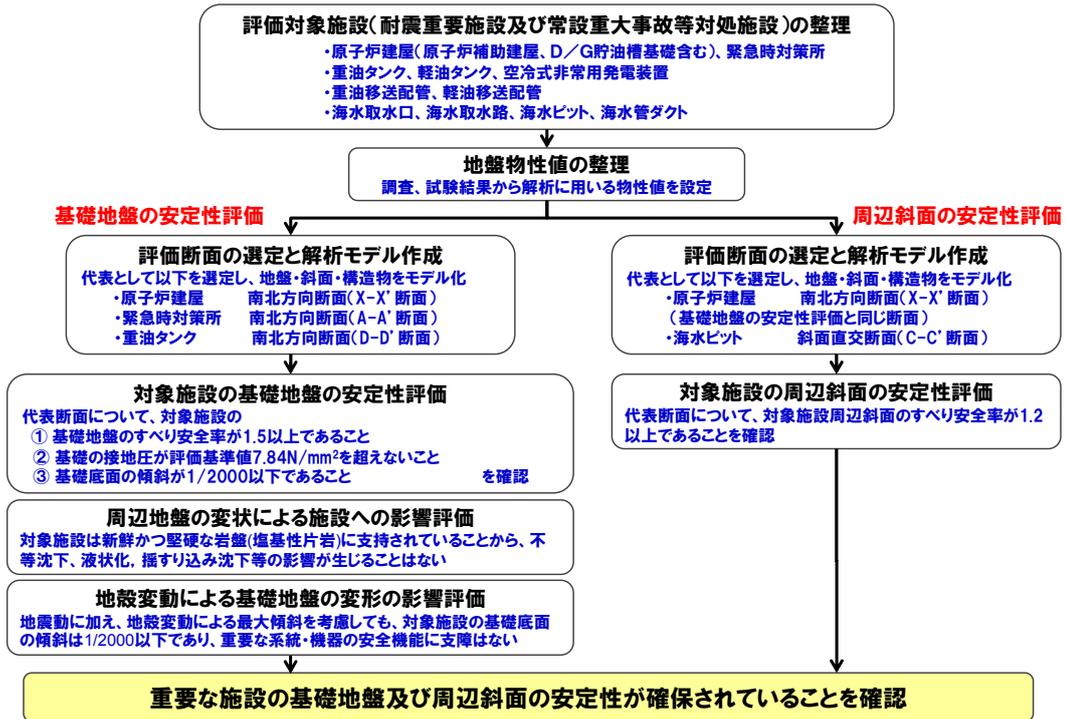


図 21：原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価結果の流れ

(平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3)

基礎地盤の評価対象施設としては、構造物の規模、断層性状の観点等から、原子炉建屋、緊急時対策所、重油タンクを選定したとしている（図 22）

また、評価断面として図 23 に示したとおり、地形、地質や周辺の傾斜、法肩までの距離などをそれぞれ考慮して決定している。

斜面についても同様にフローに従って評価していることを確認した。

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。

設置位置	管理番号	評価対象施設	評価対象断面	代表断面の選定
10m盤以下	1	原子炉建屋	X-X' (南北断面)	代表断面として評価 すべり安全率の最も厳しいX-X'断面で代表
			Y-Y' (東西断面)	
	2	海水取水口	-	原子炉建屋の評価で代表
	3	海水取水路		
	4	海水管ダクト		
5	海水ピット			
32m盤以下	6	緊急時対策所	A-A' (南北断面)	代表断面として評価 すべり安全率の最も厳しいA-A'断面で代表
			B-B' (東西断面)	
			C-C' (斜面直交断面)	
7	軽油タンク	-	緊急時対策所の評価で代表	
8	空冷式非常用発電装置			
84m盤以下	9	重油タンク	D-D' (南北断面)	代表断面として評価 すべり安全率の最も厳しいD-D'断面で代表
			E-E' (東西断面)	
	10	重油移送配管	-	重油タンクの評価で代表
11	軽油移送配管			

図 22 : 基礎地盤における評価対象施設と評価代表断面の選定結果

(平成 27 年 3 月 2 6 日原子力安全専門部会資料 1 - 1)

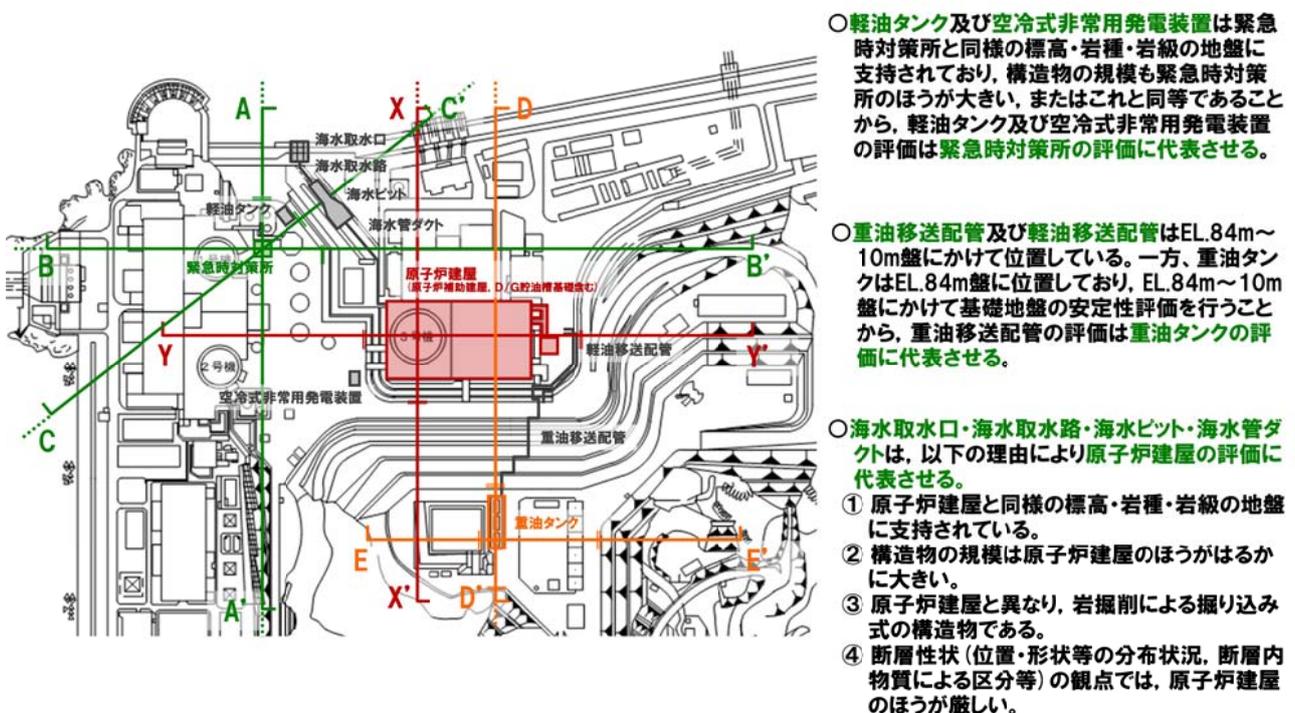


図 23 : 基礎地盤における評価断面と評価対象施設の選定理由

(平成 27 年 3 月 2 6 日原子力安全専門部会資料 1 - 1)

また、敷地における地盤の状況については、図 24 に示した岩盤分類でCH級岩盤に分類される新鮮かつ堅硬な岩盤が主体であり、また、せん断波速度 V_s が 2.6km/秒と堅い地盤であるとの説明をうけるとともに、現地で露頭の状況等を確認した。

3. 解析用物性値

解析用岩盤分類について

○解析用岩盤分類を実施するにあたってはまず、田中(土木技術者のための地質学入門、山海堂、1964)の分類法を基本的な考え方とし、これを参考に地質調査結果に基づきCH級、CM級、CL級及びD級岩盤の4段階に岩盤分類を行った。

名称	特徴
CH	造岩鉱物及び粒子は、石英を除けば風化作用を受けてはいるが岩質は、比較的堅硬である。
CM	造岩鉱物及び粒子は、石英を除けば風化作用を受けて多少軟質化しており、岩質も多少軟らかくなっている。
CL	造岩鉱物及び粒子は、風化作用を受けて軟質化しており岩質も軟らかくなっている。
D	造岩鉱物及び粒子は、風化作用を受けて著しく軟質化しており岩質も著しく軟らかい。

○同一の岩盤分類においても、風化の程度、割れ目の状態等によって強度特性、変形特性及び動的特性に幅があることから、工学的分類として以下のとおり解析用岩盤分類に整理し、これら分類に応じた解析用物性値を、調査結果や試験結果をもとに設定した。

【岩盤】

【解析用岩盤分類】	【岩盤分類】
I 級 ①～③※1	CH級岩盤
II 級	CM級岩盤
III 級※2 または III 級 ①※3	CL級岩盤
または III 級 ②※3	D級岩盤及び表土等

【断層】

【解析用岩盤分類】 = 【岩盤分類】

軟質無 肉眼観察、物理試験、針貫入試験の結果として断層内物質が岩石相当の物性を有して粘土状の軟質部を介在しないと判断できる断層

軟質含
上記以外の断層

※1 工学的観点から動的特性に応じて分類 (① $V_s=2.7\text{km/s}$ ② $V_s=2.3\text{km/s}$ ③ $V_s=1.7\text{km/s}$)
 ※2 III級：表土の物性を適用
 ※3 III級①、②：評価対象の基礎地盤・斜面に対して、地震時安定性に直接影響する範囲にCL級岩盤並びにD級岩盤及び表土等が分布する場合は、より精緻な物性値として各々CL級岩盤の物性並びに非線形性を考慮した表土の物性を適用

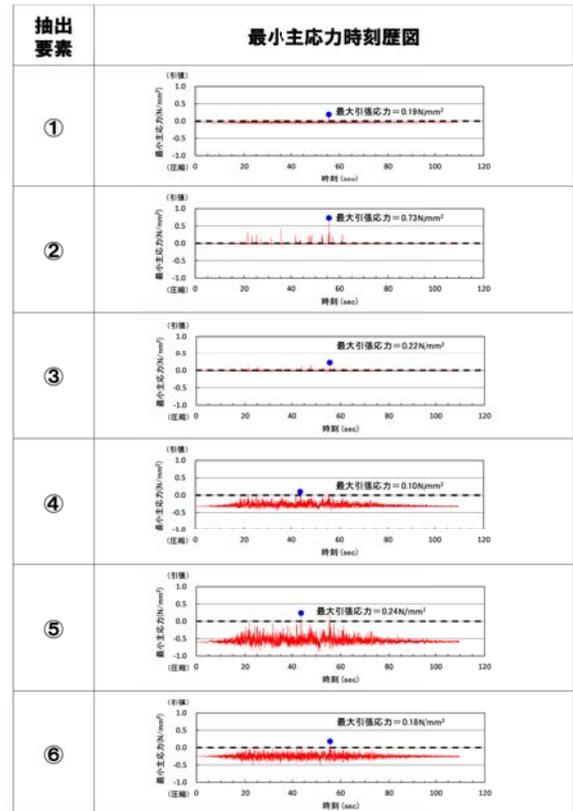
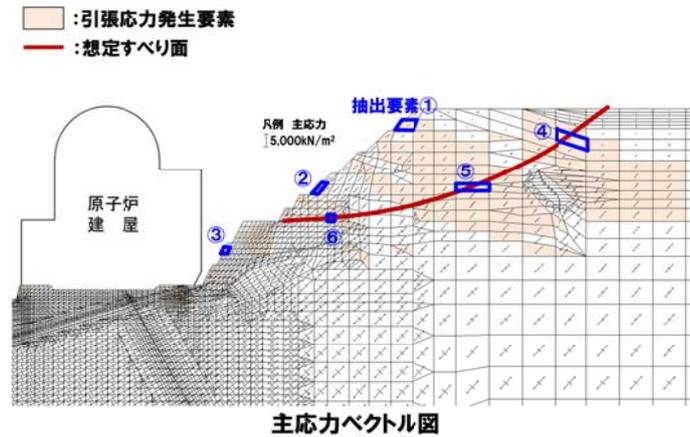
24

図 24 解析用岩盤分類について (平成 27 年 7 月 22 日原子力安全専門部会資料 2 別紙)

基礎地盤や周辺斜面の解析において、現状の審査基準では、「すべり(せん断)」で評価しているが、地震動が大きくなると「引張」が卓越した部分の確認も必要との考えから、引張が発生している主要な部分の応力状態を時刻歴により確認し、引張応力は、ごく短時間で発生していること、また、引張の発生が想定される斜面表層には、対策工がなされており、地盤の安定性に問題ないことを確認した。(図 25)

なお、原子力安全専門部会では別途、伊方発電所では、破壊の進展を考慮した安定性評価として、最小すべり安全率を示す時刻の慣性力を切り出し、静的非線形解析も実施し、評価基準値を上回ることを確認している。

○引張応力は、ごく短時間で発生しているため、地盤の安定性に問題はない。



すべり安全率最小ケース:基準地震動:Ss-1(+,-),時刻:43.75秒,すべり安全率:1.3

図 25 斜面における引張応力が発生している主要な部分の応力状態例

(平成 27 年 7 月 22 日原子力安全専門部会資料 2 別紙)

基礎地盤の許容支持力については、原位置試験である平板載荷試験結果に基づき、弾性的挙動を示している範囲で設定している。ここで用いた評価基準値（許容支持力）は、平板載荷試験で確認された最大値であり、対象地盤の極限支持力は評価基準値より大きいものとなる。ここでは、評価上は安全側に確認された最大値を評価基準値として、基礎地盤の安定性を確認した。

また、周辺斜面の安定性評価における基準値となっているすべり安全率 1.2 は、電中研の報告によれば、年破壊確率として 10^{-5} /年以下に相当する。

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、当初の工事計画と異なり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(能)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。

(ア) 耐震設計方針

- 発電所の施設・設備等を耐震重要度に応じて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。
- 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。
- 耐震設計に用いる基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。
- 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。

(イ) 耐震設計方針に対する確認

- 発電所の耐震性の向上の取組みとして、伊方3号機では、平成18年、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震安全性評価(耐震バックチェック)において、蓄電池架台や配管支持構造物の耐震性向上工事を実施し、また、平成19年の新潟県中越沖地震を踏まえた対策として、取水設備等の耐震性向上工事を、更に、ストレステスト評価時には、充電器盤、ドロツバ盤等の耐震性向上工事を実施している。
- 耐震重要施設等の評価においては、対象となる個々の施設の固有周期に応じ、その施設にかかる応力等を算定し、それが評価基準値以内に収まるとの評価が実施されていることを確認している。

(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、その供用中に当該設計基準対象施設に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、原子力規制委員会が定めた「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」（以下「津波ガイド」という。）に沿った耐津波評価の流れ（図 26）のとおり、耐津波評価を行っている。

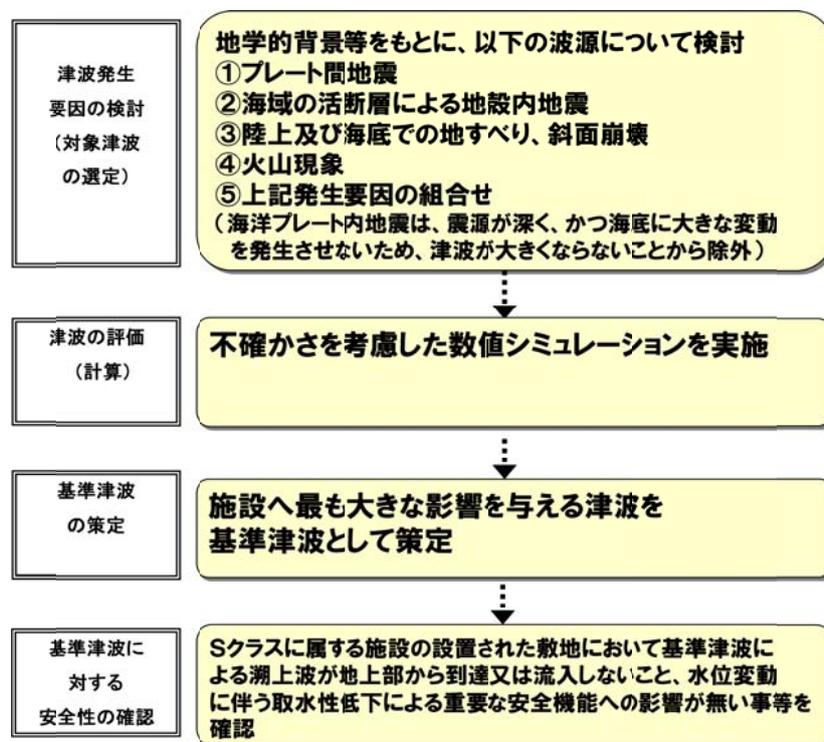


図 26：耐津波評価の流れ（平成 26 年 12 月 24 日原子力安全専門部会資料 2-2）

(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、対象津波 a～d と、発生要因の組み合わせとして、最も敷地に厳しい b と c の重畳について評価を行っている。（図 27）

- a プレート境界付近に想定される地震に伴う津波（南海トラフの巨大津波）
- b 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）
- c 地すべりに伴う津波（敷地近傍の 5 つの地すべり地域）
- d 火山の山体崩壊に伴う津波（鶴見岳の山体崩壊）

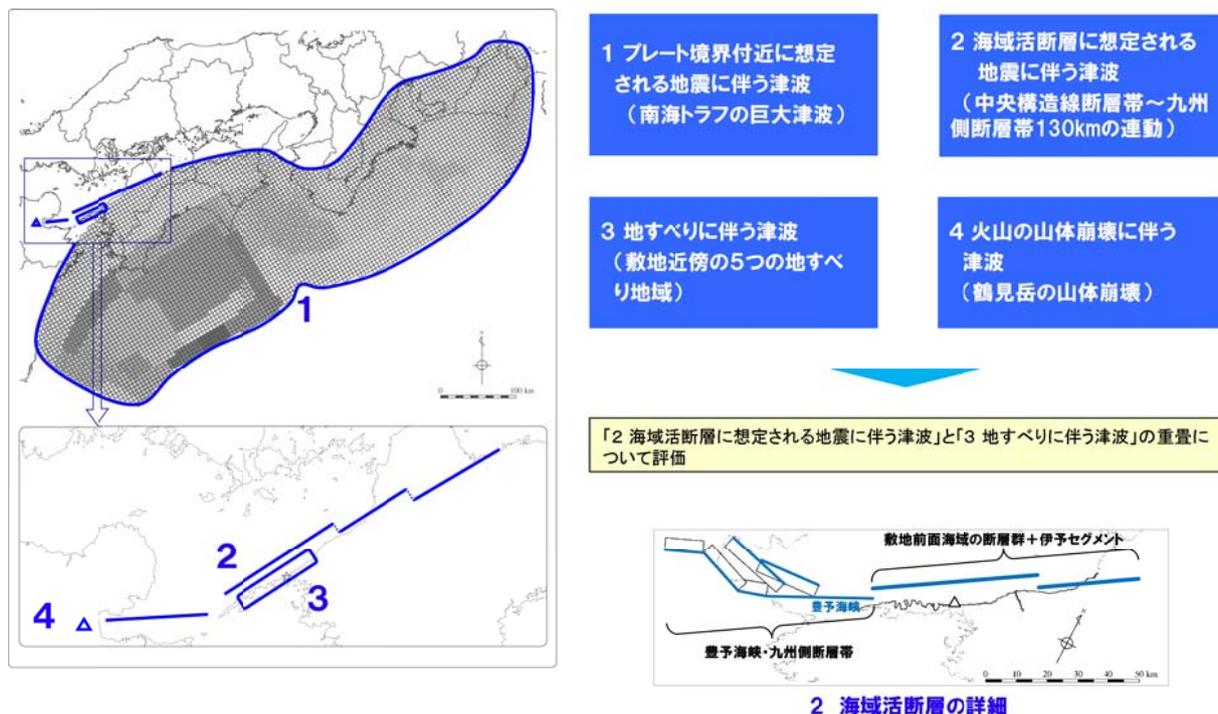


図 27：対象津波の選定 (平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3)

(イ) 基準津波の策定

基準津波の策定に当たっては、表 6 に示すように各種の不確かさを考慮して、安全側の評価としている。

表 6：評価に用いる不確かさパラメータ

2. 海域活断層に想定される地震に伴う津波(中央構造線断層帯海域部)	3. 地すべりに伴う津波(敷地近傍の5つの地すべり地域)
a.地震規模(豊予海峡断層を佐田岬西端付近まで延伸) b.すべり量(剛性率 $4.0 \times 10^{10} \text{N/m}^2 \rightarrow 3.3 \times 10^{10} \text{N/m}^2$) c.断層傾斜角($90^\circ \pm 15^\circ$) d.すべり角($180^\circ \pm 15^\circ$) e.破壊形態(一様,不均質) f.断層上端深さ(0km)	h.地すべり位置(降雨地すべりも考慮) i.重畳タイミング(検討用時間差の基となる基準地震動の継続時間 約52秒→約110秒)
g.水平渦動粘性係数($10 \text{m}^2/\text{s} \rightarrow 0 \text{m}^2/\text{s}$)	

[基準津波の策定(検討ケース)]

検討ケース※1	水位上昇側						水位下降側		
	3号炉敷地前面	3号炉補機冷却海水取水口	海水ヒットポンプ室※2	3号炉T/B復水器取水先端	取水ヒット※2	3号炉放水口	放水ヒット※2	3号炉補機冷却海水取水口	海水ヒットポンプ室※2
上昇側 水位	重畳ケースC	T.P.+8.12m [-0.36m]	-	-	T.P.+4.21m [-0.36m]	T.P.+4.87m [-0.36m]	-	-	-
	重畳津波	-	T.P.+5.46m [-0.40m]	-	-	-	-	-	-
	重畳ケースD	-	-	-	-	T.P.+4.69m [-0.40m]	-	-	-
下降側 水位	海域の活断層に想定される地震に伴う津波	ア	-	T.P.+4.30m [-0.40m]	-	-	T.P.+4.07m [-0.39m]	-	-
	重畳津波	重畳ケースE	-	-	-	-	-	T.P.-4.60m [+0.34m]	T.P.-3.26m [+0.34m]

表中の数値は、各着目地点における余裕高が最も厳しくなるケースにおける最高・最低水位。[]内の数値は伊方発電所における地盤変動量(+が隆起、-が沈降)。
余裕高=評価基準値+地盤変動量-最高水位(または最低水位)。

※1

重畳ケースC:【敷地前面海域の断層群+伊予セグメント】 傾斜角:北80度,すべり角:165度【豊予海峡】 傾斜角:90度,すべり角:150度【別府地溝南縁】 傾斜角:北75度,すべり角:-90度【別府湾断層帯】 傾斜角:南75度,すべり角:-90度【地すべり地点】⑤(立神岩)【評価手法】二層流【時間差】15秒
重畳ケースB:【敷地前面海域の断層群+伊予セグメント】 傾斜角:北85度,すべり角:165度【豊予海峡】 傾斜角:90度,すべり角:150度【別府地溝南縁】 傾斜角:北75度,すべり角:-90度【別府湾断層帯】 傾斜角:南75度,すべり角:-90度【地すべり地点】④(亀浦)【評価手法】二層流【時間差】79秒
重畳ケースD:【敷地前面海域の断層群+伊予セグメント】 傾斜角:北85度,すべり角:165度【豊予海峡】 傾斜角:90度,すべり角:150度【別府地溝南縁】 傾斜角:北75度,すべり角:-90度【別府湾断層帯】 傾斜角:南75度,すべり角:-90度【地すべり地点】⑤(立神岩)【評価手法】二層流【時間差】12秒
重畳ケースE:【敷地前面海域の断層群+伊予セグメント】 傾斜角:北75度,すべり角:195度【豊予海峡】 傾斜角:90度,すべり角:150度【別府地溝南縁】 傾斜角:北75度,すべり角:-90度【別府湾断層帯】 傾斜角:南75度,すべり角:-90度【地すべり地点】③(海岬)【評価手法】二層流【時間差】71秒
ア:【敷地前面海域の断層群+伊予セグメント】 傾斜角:北85度,すべり角:165度【豊予海峡】 傾斜角:90度,すべり角:150度【別府地溝南縁】 傾斜角:北75度,すべり角:-90度【別府湾断層帯】 傾斜角:南75度,すべり角:-90度

※2 海水ヒットポンプ室・取水ヒット・放水ヒットにおける最高・最低水位については、耐津波設計に係る事由であるが先行して記載。計算条件は耐津波審査会合(2014年3月6日)のとおり。計算ケースは前述の重畳津波に対応するケース及びこれら重畳津波を構成する各波源津波に対応するケース。なお、表中に記載の管路解析の計算条件は以下のとおり。

- ・上昇側(海水ヒットポンプ室) スクリーン損失:なし、貝付差:なし、海水ヒット埋:あり、ポンプ取水量:海水ポンプ2台・海水取水ポンプ0台
- ・上昇側(取水ヒット) スクリーン損失:なし、貝付差:なし、循環水ポンプ運転状態:停止中
- ・上昇側(放水ヒット) 貝付差:あり、循環水ポンプ運転状態:運転中
- ・下降側(海水ヒットポンプ室) スクリーン損失:あり、貝付差:あり、海水ヒット埋:あり、ポンプ取水量:海水ポンプ4台・海水取水ポンプ0台

図 28 : 基準津波の策定(検討ケース) (平成 27 年 8 月 12 日 原子力安全専門部会 資料 1-1-1 を一部改訂)

[基準津波]

基準津波の定義地点(敷地の沖合い約 2.5km、水深約 47m)における時刻歴波形は以下のとおり。

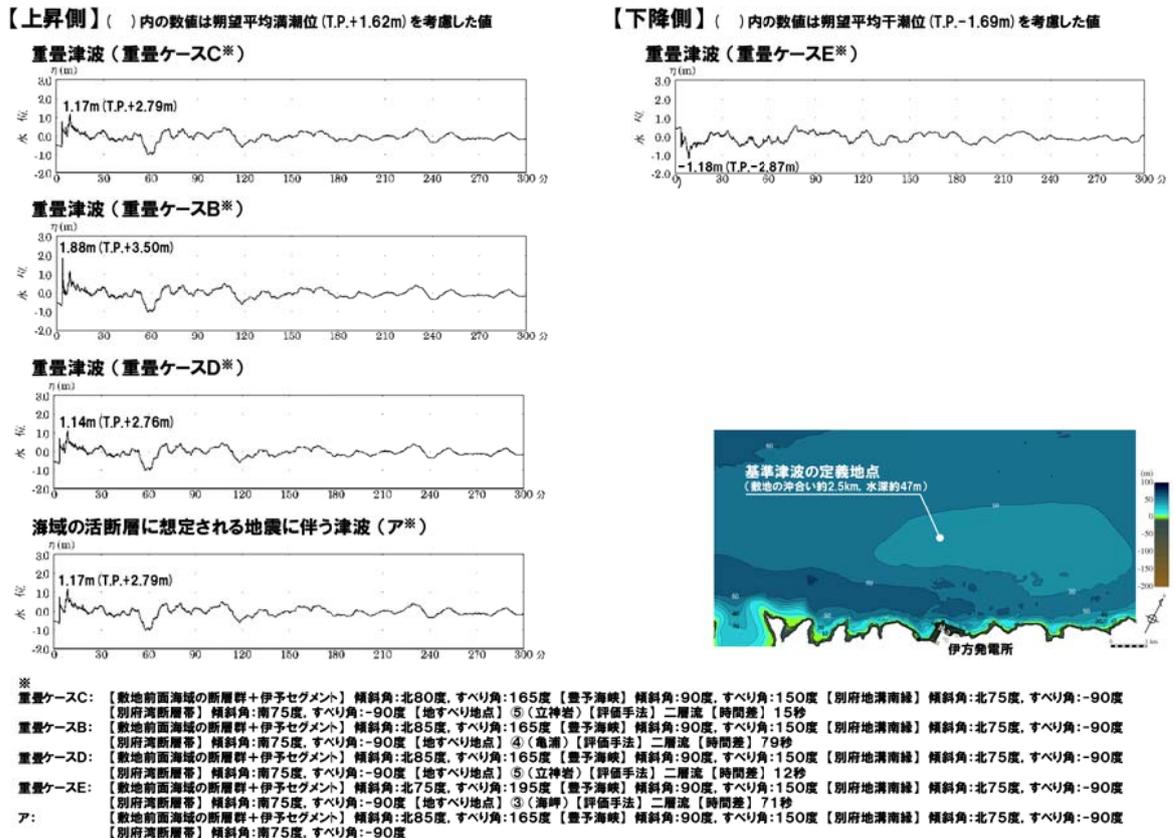


図 29 : 基準津波の時刻歴波形 (平成 27 年 2 月 4 日原子力安全専門部会 資料 1-1-3)

(ウ) 基準津波に対する安全性の確認

四国電力は、新たに規定された地すべり等を考慮して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、朔望平均満潮位を考慮すると T.P. +8.1m 程度であるとしている。

原子力安全専門部会では、

- ・原子力規制委員会に報告されている地すべり規模の考え方にとらわれず、不確かさのさらなる重畳を考慮した参考評価として、地すべり規模を一定程度増加させた場合の津波評価についても確認したが、想定される津波は発電所の安全性に影響を及ぼすものではないこと
- ・1596年の慶長豊後地震では大きな津波があったとしているが、玄与日記は山口県上関の地元の伝承ではなく、大分県の現佐賀関であろうと推測される。その上で津波シミュレーションを実施した結果、伊方発電所前面海域の津波高さは50cmと評価していること
- ・敷地周辺の伊予灘沿岸部に点在する地すべりは、地震地すべりではなく、古い時代に形成された降雨地すべりであり、現在は安定していると評価され、これまでに伊予灘沿岸部で地すべりによる津波が発生した事例もない。したがって、基本的には問題ないと考えられるものの、2011年東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえ、過去の事例に捉われず発電所の更なる安全性向上を図る観点から、沿岸部の自然斜面で降雨地すべりが発生して岩屑流（地すべり土塊）が海面に突入することで生じる津波の影響評価を行っていること
- ・重畳の評価では、土塊が海に入る時間の概念を完全に排除する評価とはなっていないが、主要動継続時間内で最も厳しくなる時間帯を探索するとともに、規模が大きい降雨性の地すべりを地震地すべりとして、地震時に全ての土塊が海に入るといった仮定条件で評価しており、十分保守的な評価となっていること
- ・津波評価では、断層面に対して均一的に変位を与えた上で評価を実施しているが、一方で地震動モデルではアスペリティとそれ以外で不均質なすべり量を与えているモデルがあることから、原子力規制委員会コメントを踏まえ、地震動モデルの設定が確定した後、津波についてもこのモデルで評価し、影響がないことを確認していること
- ・原子力規制委員会の審査では取り上げられていないが、念のため、地震動モデルを用いた津波評価を実施し確認すべきとの考えのもと、地震動モデルを用いた津波評価を確認した結果、津波高さは基準津波として設定した水位と変わらず、別府湾の痕跡高の再現性という観点では、基準津波の策定に用いている津波モデルは妥当であること
- ・「平均すべり量」が10m程度に達する事例は、世界の地震の事例でも見られない。地表のすべり量が10m程度で飽和し、地中の平均すべり量はこの $1/2 \sim 1/3$ というのが最新の知見であり、伊方発電所においては、地表最大変位量としては12~17m程度、平均変位量としては5.8m、アスペリティには13mの変位量を想定しており、最新の知見に照らしても十分保守的な値を設定していること

を確認した。

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。

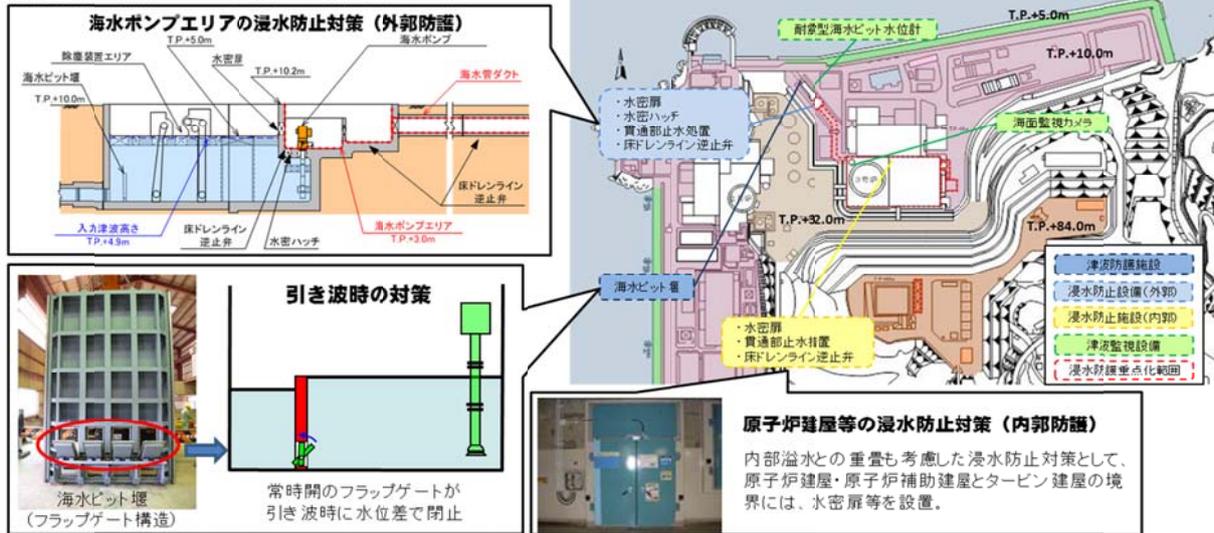
- 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。
- 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。
- 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護をすることにより、津波による影響等から隔離可能な設計とする。
- 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。
- 津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

(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、以下のとおり、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。

- 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、T.P.+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 T.P.+10m に設置されており、地盤変動を考慮しても、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。
- 水密扉の運用については、浸水時の防護機能を確実なものとするため、運用管理を実施している。
 - ・水密扉開放時は現場で警報を発信し、閉止忘れを防止すること
 - ・作業等により長時間(30分以上)開放する場合は、作業許可を受けることまた、T.P.+10m(敷地高さ)より下の階に設置された水密扉に対して、水密扉が閉止されていることを中央制御室で確認できる監視装置を設置し、浸水時の防護機能をより確実なものとしている。
- 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。
- 仮に津波が敷地高さを越えた場合、水密扉の設置等による T.P.+14.2m までの浸水対策や、T.P.+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を確認している。

※ 入力津波高さは、潮位のバラツキ等も考慮した上で保守的に切り上げた値



(出典: 四国電力説明資料に一部加筆)

図 30：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、T.P. +14.2m までの浸水対策や、T.P. +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 T.P. +4.30m、最低水位は T.P. -3.26m である。重要な安全機能を有する屋外設備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
- ・ 海水ポンプの取水可能水位は T.P. -4.10m であることから、地盤変動を考慮しても、海水ポンプの取水性に影響を及ぼすことはないこと

を確認した。

原子力安全専門部会としては、四国電力が、

- ・ 伊方 3 号機の安全設計に用いる基準津波として、審査ガイドに従い、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定していること
- ・ 基準津波は、地震のほか、地すべり、斜面崩壊等地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定されていること
- ・ 基準津波の策定の過程に伴う不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因 (断層の位置、長さ、幅、傾斜角、すべり量、すべり角等) 及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方、津波特性等、不確かさを十分踏まえた上で適切な手法を用いて評価していること

から、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。（3）章において同じ。）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。
- ・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。
- ・安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される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。

「想定される自然現象」とは、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とされているが、原子力安全専門部会では、火山、竜巻、森林火災を重点的に確認した。

ア 火山影響評価

原子力規制委員会が定めた「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「火山ガイド」という。）においては、原子力発電所に影響を及ぼす火山影響評価の流れとして、

- ・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。
- ・火山灰などの降下火砕物に対して、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、その他の設備への機械的及び化学的影響、並びに大気汚染等の影響（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（間接的な影響）

ことを要求している。（図 31）

火山ガイドに基づき、四国電力が実施した火山影響評価を以下に示す。（図 32）

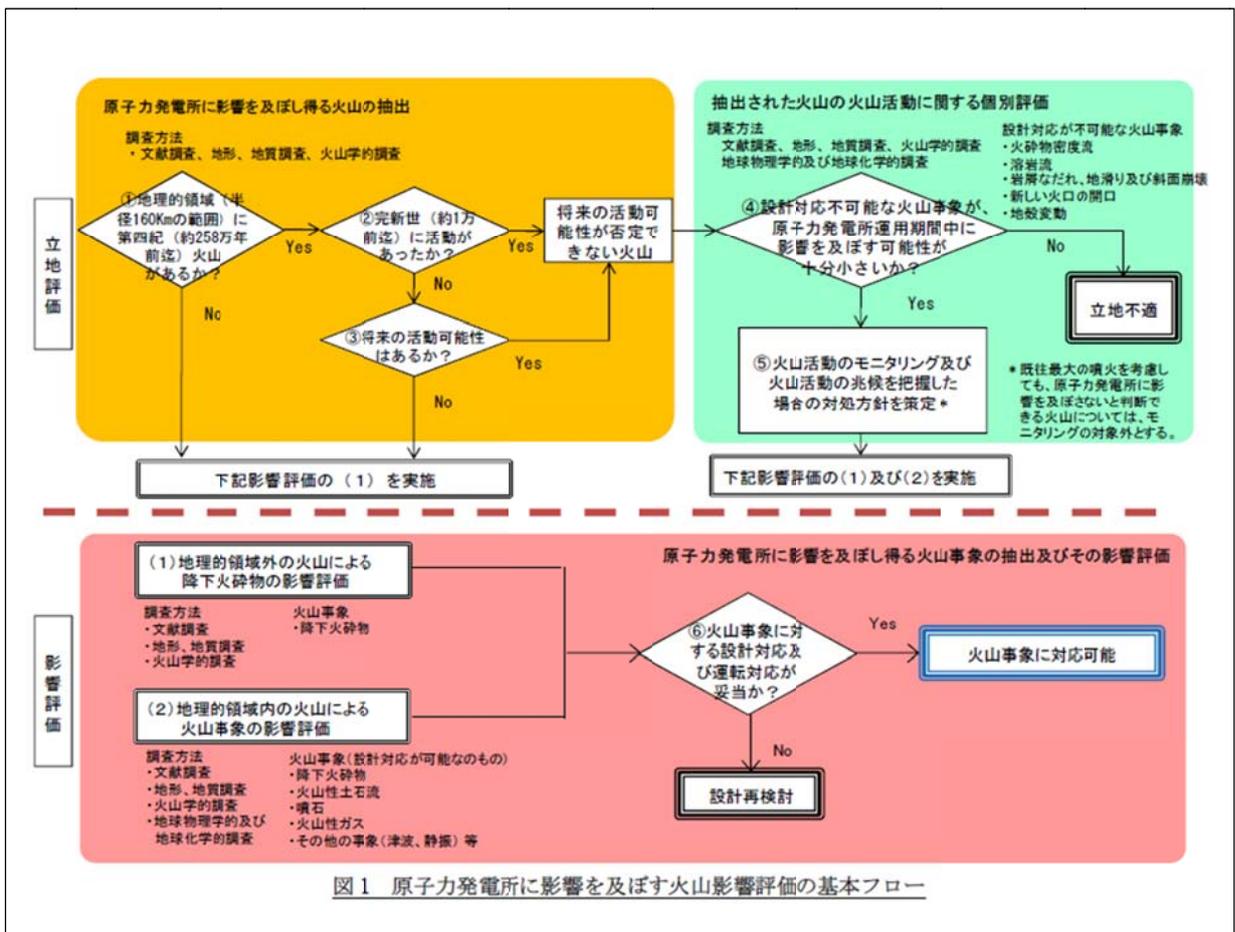


図1 原子力発電所に影響を及ぼす火山影響評価の基本フロー

図31：原子力発電所の火山ガイド(平成25年6月 原子力規制委員会)

(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、伊方発電所から半径160kmの範囲に存在する42火山のうち、伊方発電所へ影響を及ぼし得る火山として、完新世に活動を行った火山、あるいは活動が否定できない火山として、7火山を抽出している。

完新世に活動を行った5火山及び将来の活動可能性が否定できない2火山について評価した結果、過去の火砕流堆積物の分布は九州あるいは山口県の内陸部に限定され、発電所に影響を及ぼす可能性はないこと、溶岩流及び岩屑なだれについては、いずれの火山も敷地から50km以遠に位置するので影響ないこと、新しい火口の開口及び地殻変動については、敷地は山口県から別府湾に至る火山フロントから十分な離隔があり、問題となるものではないことから、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。

完新世に活動を行った活火山：鶴見岳、由布岳、九重山、阿蘇、阿武火山群

将来の活動可能性が否定できない火山：姫島、高平火山群

原子力安全専門部会としては、四国電力は火山ガイドに従い、まず立地評価を行い、この立地評価においては、敷地は火山と十分な離隔があるため、設計対応不可能な火山事象のうち溶岩流、岩屑なだれ、新しい火口の開口、地殻変動については問題なく、また、火

碎物密度流についても、敷地付近に火砕流堆積物が分布しないことを確認しており、設計対応不可能な火山事象が発電所に影響を及ぼす可能性はないと評価していることは、妥当と判断する。

**(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)**

四国電力は、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を検討した結果、降下火砕物（火山灰）を抽出し、降下火砕物の影響を検討する上で、伊方3号機にとって最も影響の大きい九重第一軽石の噴火について評価を実施している。（図 32）

文献調査及び地質調査をした結果を踏まえ、噴出量を新たな知見として得られた6.2km³とし、更に原子力安全に対する信頼性向上の観点から、不確かさを考慮した降下火山灰シミュレーションを行った結果、火山灰層厚は最大14.0cmとなった。（図 33）

降下火山灰シミュレーション結果から更に余裕を見て、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 33）

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。）と評価していることを確認した。

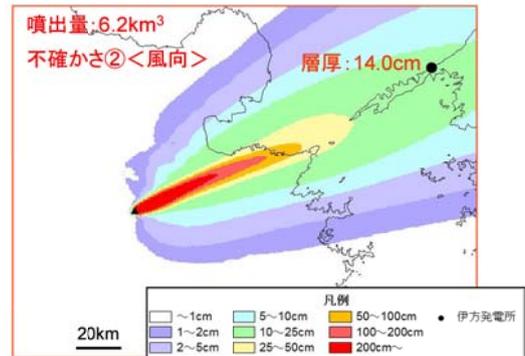
原子力安全専門部会としては、四国電力が火山ガイドに従い、影響評価を行い、伊方発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象として抽出した降下火砕物の影響を検討する上で、最も影響の大きい九重第一軽石の噴火について、不確かさも考慮し、降下火山灰シミュレーションにより評価を実施した結果から、更に余裕を見て、火山灰厚さを15cmと設定したことは、妥当と判断する。



図 32 : 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)

敷地からの距離	108km	
イベント名	九重第一軽石	
イベント年代	50ka (5万年前)	
地質調査に基づく敷地付近の火山灰厚さ	ほぼ0cm	
噴出量 (最近の報告を踏まえ追加評価)	2.03km ³	6.2km ³
降下火山灰シミュレーションによる火山灰層厚	月別平年値の風	平均0.5cm (最大2.2cm)
	不確かさの考慮	最大4.5cm
		平均1.5cm (最大6.9cm)
		最大14.0cm



噴出量を6.2km³とした降下火山灰シミュレーション結果(詳細)



原子力安全に対する信頼向上の観点から、不確かさを考慮した評価を行い、その結果に更に余裕を見て、敷地において考慮すべき降下火砕物の厚さを15cmとする。

図 33 : 降下火山灰シミュレーション (平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 1-1)

(ウ) 降下火砕物による施設への影響評価

四国電力は、火山灰の影響評価においては、構造物への堆積による静的負荷や機器への吸込みによる閉塞に代表される直接的影響と外部電源喪失やアクセス制限といった間接的影響を検討している。

a 直接的影響評価

四国電力は、火山灰が施設の安全機能に及ぼす影響に着目し、評価対象施設を抽出の上、設置場所、外気吸入の有無等、施設の特徴に応じて影響項目を選定し、それぞれの評価を行った結果、評価対象の全ての施設において火山灰の直接的影響がないことを示している。

原子力安全専門部会では、四国電力が、降下火砕物（火山灰）による施設への影響評価において、構造安全性については、火山灰の施設の安全機能に及ぼす影響に着目して評価対象施設を抽出し、対象施設全てに対して上載荷重による建屋の構造安全性評価を実施し、問題ないと評価し、また、機能安全性については、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、例えばフィルタ交換が可能であると評価していることを確認した。

また、火山灰が建屋に入っても、電気系統は端子箱等に収められて外側は密閉となるよう樹脂コーティングなどを施しており、影響はないと評価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を行った結果、以下の通り、間接的影響がないとしている。

○長期間の外部電源の喪失

火山灰が送電線の碍子に付着し、広範囲において送電網が損傷することで、長期にわたり外部電源が喪失した場合の影響について評価した結果、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に係る機能を担うために必要とされる電力の供給が継続できる構成となっている。

○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、事前に対策準備が可能である。これを踏まえ、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。（四国電力を通じ、独原子炉安全協会に確認。）

c 火山灰に対応するための運用管理

四国電力は、火山灰に備え、手順を整備し、段階的に対応することとしている。その体制については、地震、津波、火山噴火等の自然災害に対し、保安規定に基づく保安管理体制として整備し、その中で体制の移行基準、活動内容についても明確にしている。

原子力安全専門部会としては、四国電力が火山ガイドに従い、影響評価を行い、この影響評価においては、前述のとおり火山灰厚さを 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。

(エ) 火山噴火に伴う地震による影響

原子力安全専門部会では、火山噴火に伴う地震に対する安全性について確認した。四国電力が火山噴火に伴う地震について評価を実施した結果、伊方発電所に対して至近の鶴見岳（発電所からの距離約 85km）にて火山活動に伴う M7.1 の地震が発生したとしても、耐震評価にて想定している中央構造線（発電所からの距離約 8 km）による地震より影響が小さいと評価していることを確認した。

イ 竜巻影響評価

原子力規制委員会が定めた「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（以下「竜巻ガイド」という）においては、設置許可段階では、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、機能・配置・構造計画等を経て抽出された設計対象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。ただし、設計荷重については、設置許可段階において、その基本的な種類や値等が適切に設定されていることを確認することとされている。

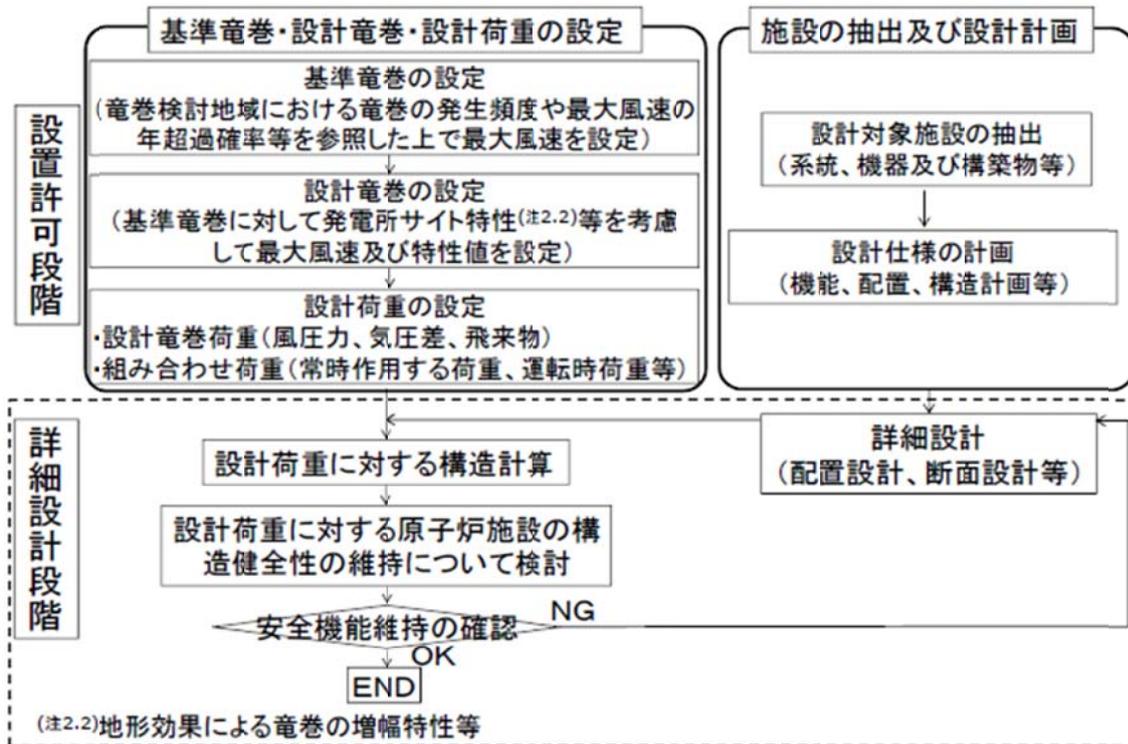


図 2.1 設計の基本フロー

図 34 : 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、過去に発生した竜巻による最大風速(V_{B1})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気象条件等が類似の地域）で過去に発生した竜巻のデータ数が少なく十分な評価を行うことができないことから、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）を選定している。

竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(V_{B2})については、竜巻検討地域におけるハザード曲線を策定し、年超過確率 10^{-5} に相当する最大風速（83m/s）を選定した。

V_{B1} （92m/s）と V_{B2} （83m/s）を比較し、大きい方の V_{B1} を基準竜巻の最大風速として設定している。

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について確認するため、海上から上陸して斜面を上がっていく西側から襲来するケース、海上から上陸して半島を乗り越え斜面を下っていく南側から半島を直行して襲来するケースの2ケースについて、数値流体計算により風の増幅について確認した結果、増幅効果がないことを確認したが、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、竜巻検討地域については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 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、四国電力が原子力規制委員会の竜巻ガイドに従い、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、並びに、竜巻防護施設を内包する施設、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設を抽出している。(図 35～37)

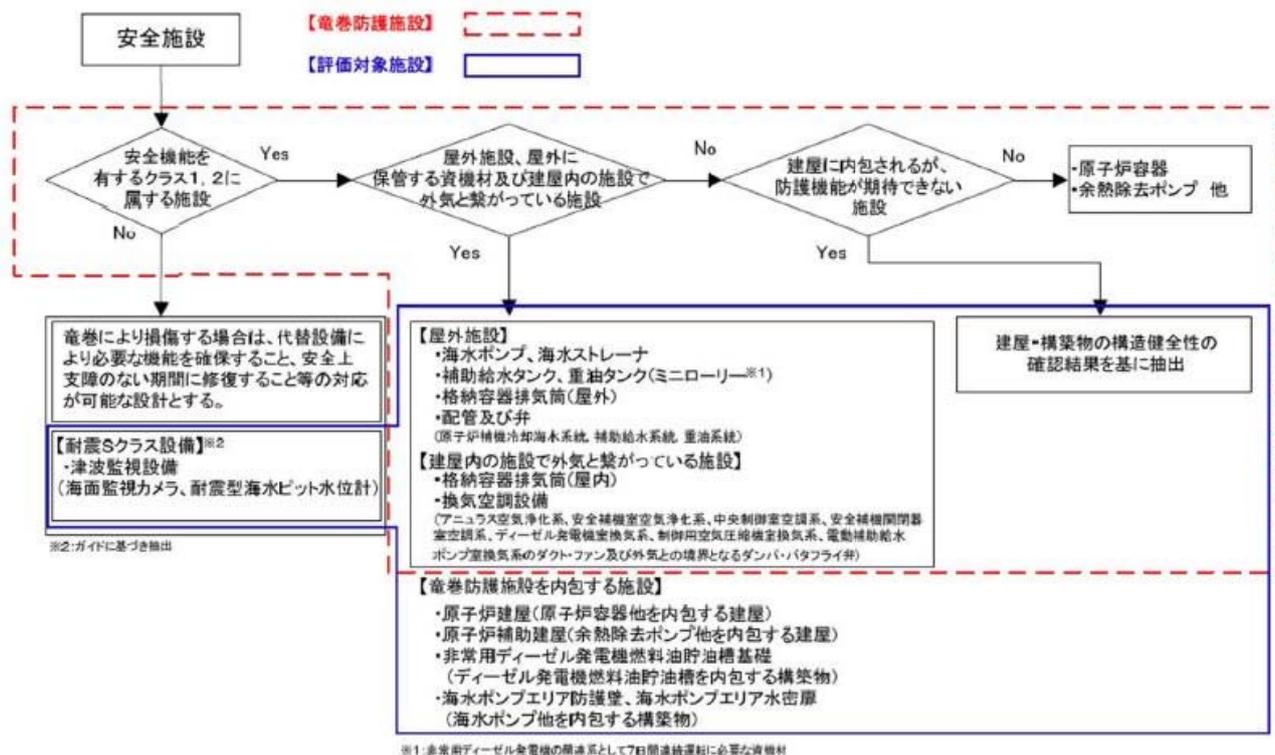


図 35 : 対象施設抽出フロー (平成 27 年 8 月 12 日原子力安全専門部会 資料 1-1-1)

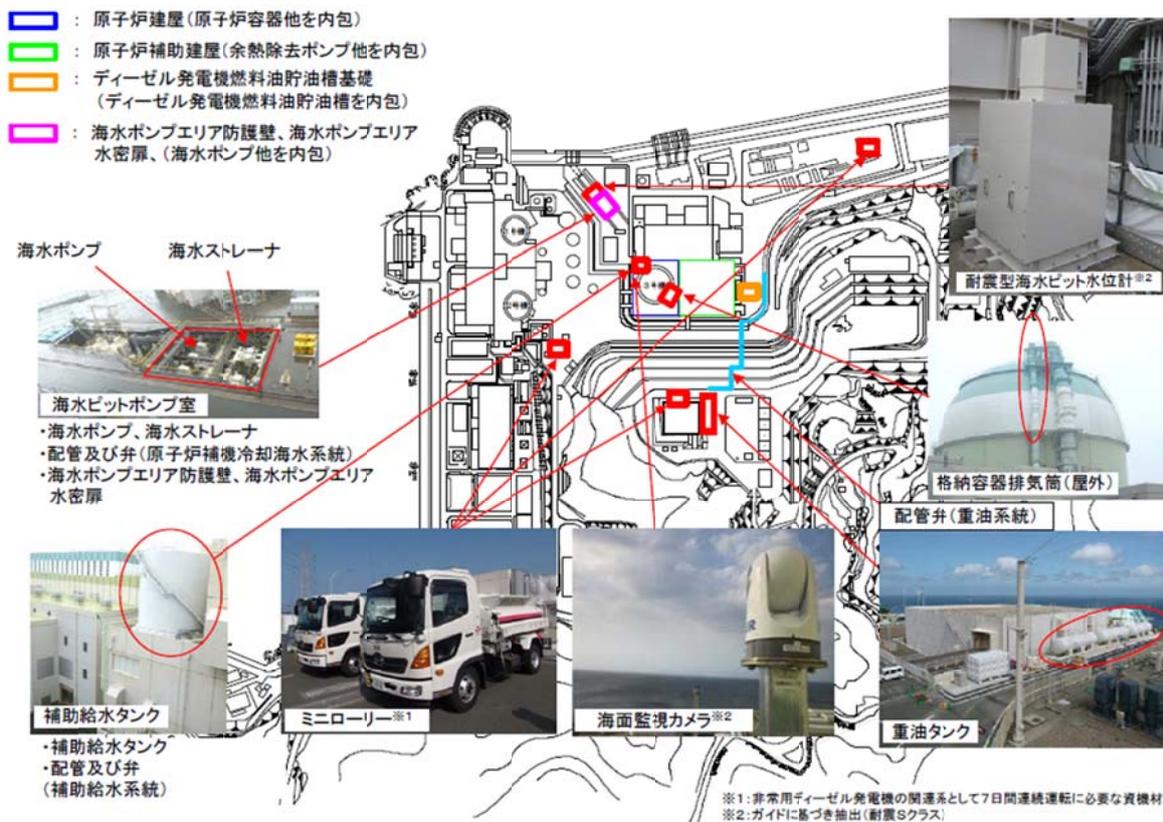


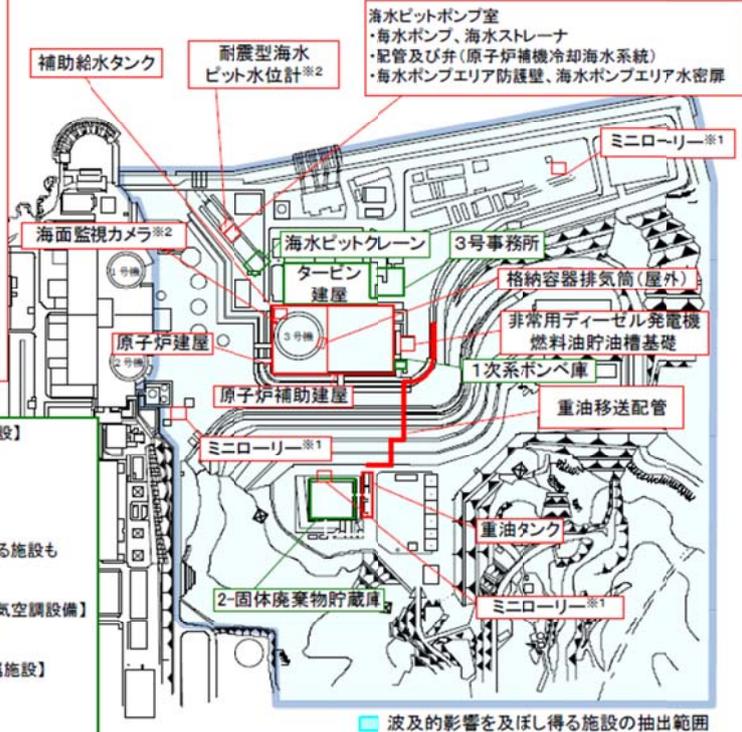
図 36 : 対象施設(屋外設置) (平成 27 年 8 月 12 日原子力安全専門部会 資料 1-1-1)

□ 評価対象施設

- 【屋外施設】
 - ・海水ピットポンプ、海水ストレーナ
 - ・補助給水タンク、重油タンク(ミニローリー※1)
 - ・格納容器排気筒(屋外)
 - ・配管及び弁(原子炉補機冷却海水系統、補助給水系統、重油系統)
 - ・津波監視設備※2
(海面監視カメラ、耐震型海水ピット水位計)
- 【建屋内の施設で外気と繋がる施設】
 - ・格納容器排気筒(屋内)
 - ・換気空調設備
- 【竜巻防護施設を内包する施設】
 - ・原子炉建屋(原子炉容器他を内包)
 - ・原子炉補助建屋(余熱除去ポンプ他を内包)
 - ・非常用ディーゼル発電機燃料油貯油槽基礎(ディーゼル発電機燃料油貯油槽を内包)
 - ・海水ポンプエリア防護壁、海水ポンプエリア水密扉(海水ポンプ他を内包)

□ 波及的影響を及ぼし得る施設

- 【倒壊により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設】
 - ・タービン建屋
 - ・1次系ポンペ庫
 - ・3号事務所
 - ・2-固体廃棄物貯蔵庫
 - ・海水ピットクレーン
(今後、新設される竜巻防護対策以外の施設で抽出される施設も対象とする。)
- 【竜巻防護施設を内包する区画で外気と繋がっている換気空調設備】
 - ・換気空調設備(蓄電池室排気系のダクト及びダンパ)
- 【吸排気管が屋外に設置されている竜巻防護施設の附属施設】
 - ・主蒸気逃がし弁(消音器)
 - ・主蒸気安全弁(排気管)
 - ・非常用ディーゼル発電機(吸気消音機、排気消音器)
 - ・非常用ディーゼル発電機(燃料油貯油槽ベント管)



※1:非常用ディーゼル発電機の関連系として7日間連続運転に必要な資機材
 ※2:ガイドに基づき抽出(耐震Sクラス)

図 37 : 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設 (建屋等)

(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、竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻荷重としては、「風圧力による荷重」、「施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」を設定している。このうち「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、運動エネルギー及び衝撃力の大きさを踏まえ、設計上考慮すべき飛来物（以下「設計飛来物」という。）を設定している。（表7）その上で、衝突時に対象施設に与えるエネルギーが設計飛来物によるものより大きくなるものについては、浮き上がりや横滑りの有無を考慮した上で、固定、固縛等により確実に飛来物とならないようにする運用としている。

b 設計方針

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

○建屋に内包される竜巻防護施設

竜巻防護施設のうち、建屋又は構築物に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）は、建屋又は構築物による防護により、設計荷重に対して安全機能が損なわれない方針とする。また、建屋又は構築物の健全性が確保されず、貫通又は裏面剥離が発生する場合であっても、補強等の防護対策を実施することにより、設計荷重に対して安全機能が損なわれない方針とする。

○屋外の竜巻防護施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている竜巻防護施設

屋外の竜巻防護施設は、設計荷重による影響により安全機能が損なわれない設計とする。安全機能が損なわれる場合には、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。建屋により防護される竜巻防護施設のうち、外気と繋がる施設は、設計荷重の影響を受けても、安全機能が損なわれない設計とする。ただし、設計荷重によって竜巻防護施設の安全機能が影響を受ける場合であって、安全上支障のない期間に補修等を行うことができる場合には、修復等により確実に復旧させる運用とする。（図38）

○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38）

原子力安全専門部会では、竜巻に対する影響評価において、構造体ではない、窓ガラスや外に露出した設備等の機能を持続するために重要なものの取り扱いについて確認した。四国電力は、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。

また、送電線については、仮に送電機能を喪失しても、発電所内にはディーゼル発電機等の発電設備を保有し、かつ燃料を最低 7 日分確保していること、送電線は複数（3ルート6回線）あるものの、長期に渡って送電線が全線送電不能になったとしても、所外から所内電源への燃料補給により、対応可能であるということを確認した。

原子力安全専門部会としては、四国電力が竜巻ガイドに従い、竜巻に対する防護設計では、設計竜巻荷重として、「風圧力による荷重」、「評価対象施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」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。

表 7：伊方発電所における設計飛来物

飛来物の種類	鋼製パイプ	鋼製材	乗用車
寸法 (m)	長さ×直径 2×0.05	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	長さ×幅×高さ 4.6×1.6×1.4
質量(kg)	8.4	135	2,000
最大水平速度 (m/s)	49	57	47
最大鉛直速度 (m/s)	33	38	32

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

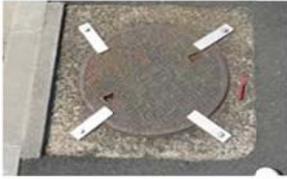
- ・駐車禁止エリアの設定
- ・飛来物が極力発生しないよう、屋外資機材の管理及びマンホール蓋の固定化等を実施

対策前



対策前





飛来物発生防止対策
(例：マンホール蓋の固定)

対策後



竜巻防護対策設備
(例：海水ピットポンプ室防護壁)

対策後



竜巻防護対策設備
(例：重油タンクの防護(緩衝材))

図 38：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、原子力規制委員会が定めた「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（以下「外部火災ガイド」という）を踏まえ、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（FARSITE：米国農務省が開発）を活用し、評価を実施している。

発火点については、発電所の南側に山林に沿った主要道路があるため、人為的行為を考慮して道路沿いに設定するとともに、卓越風向を考慮し、発電所の風上に発火点を3つ設定するとともに、気象データについては、現地にて起こり得る最も厳しい条件を検討するため、宇和島特別地域気象観測所及び瀬戸観測所の過去10年間の気象データのうち、愛媛県で発生した森林火災の実績により、発生頻度が高い2月から5月の気象条件（最多風向、最大風速、最高気温及び最小湿度）の最も厳しい条件を用いている。

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）は、14,758kW/mとなり、外部火災ガイドを踏まえ、火線強度15,000kW/mに必要な防火帯幅として、29.7m（火炎の防火帯突破確率1%となる最小防火帯幅）を算出している。また、最大の火炎輻射強度は1,039kW/m²となっている。

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、伊方発電所では防火帯幅を約 35m と設定している。(図 39)

また、森林火災による熱影響(最大の火炎輻射強度)を $1,039\text{kW}/\text{m}^2$ と算出したことから、設計方針の策定に用いる火炎輻射強度を $1,200\text{kW}/\text{m}^2$ とし、これに対する危険距離(建屋(コンクリート)の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 40)

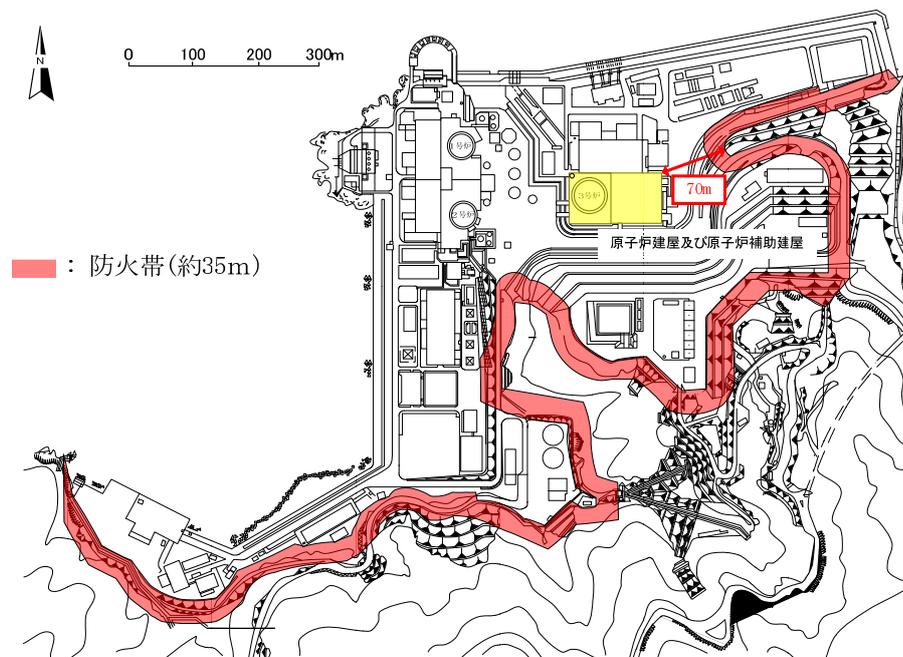


図 39 : 森林火災を考慮した防火帯の設定 (平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3)

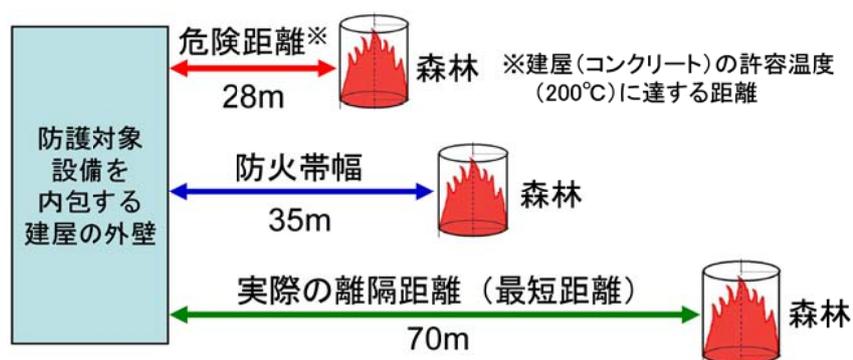


図 40 : 熱影響評価例 [建屋 (コンクリート)] (平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3)

原子力安全専門部会では、四国電力が、外部火災ガイドで推奨されている FARSITE を森林火災シミュレーション解析に用いているが、これは、米国で使用されている影響評価コードで、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。

また、発電所敷地外が森林火災によって大規模に延焼した場合の外部電源の健全性については、仮に敷地周囲が全面的な火災になれば送電線自体は一時的に止まる可能性があるが、発電所内にはディーゼル発電機、空冷式非常用発電装置など複数の電源を確保しており、それらの設備と森林とは離隔距離が十分あるため、発電所の安全性に問題はないことを確認した。

(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、外部火災ガイドや、設置許可基準規則第6条解説に記載されている「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））を踏まえ、外部火災ガイドに基づき、航空機落下事故の発生状況や機種による飛行形態の違いに関する最新の知見を基に、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。なお、落下実績がない航空機については、保守的に落下実績を0.5件としている。その上で、選定された航空機ごとの燃料積載量と落下地点から安全施設までの距離を基に、輻射強度が最大となる航空機の種類を特定し、その落下による火災を想定している。（図41、表8）

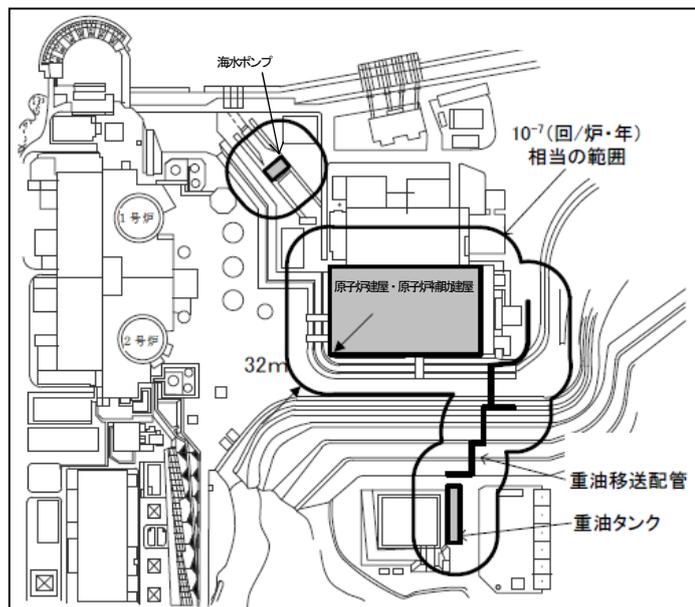


図41：離隔距離32mの算出イメージ（自衛隊機等の落下）

（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8：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 ³) ※1	放射発散度 (W/m ²)	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	E747-400	216.84	50 × 10 ³	4.64 × 10 ⁻⁵	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) ※2				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 ³	6.71 × 10 ⁻⁵	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 ³	6.71 × 10 ⁻⁵	35m	
	基地－訓練空域間往復時		UP-3D	34.84	58 × 10 ³	6.71 × 10 ⁻⁵	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6.8m³となることから、離隔距離32m及び燃料積載量約35m³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炎に対する設計方針

四国電力は航空機落下による火炎について、算出した放射強度に対し、外部火災防護施設の安全機能の安全機能を損なわない設計ととしている。

航空機落下による火炎の影響評価の結果、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℃*以下であり、また重油タンクについては、引火点温度の 60℃を下回るため、安全機能は損なわれないとしている。（表9）

*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

表9：航空機落下による火炎の影響評価結果（原子炉建屋・原子炉補助建屋外壁）

（平成27年8月12日 原子力安全専門部会 資料1-1-1を一部改訂）

評価結果

カテゴリ		対象航空機	燃料タンク投影面積 (m ²) ※1	輻射強度 (W/m ²)	燃焼継続時間 (h)	評価結果 (°C) ※2	許容温度 (°C) ※2	
計器飛行方式民間航空機		大型民間航空機	B747-400	700	1.0×10 ³	1.85	約96	200
有視界飛行方式民間航空機							※3	
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)						
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	405.2	2.4×10 ²	1.48	約60	200
		※3						
	基地-訓練空域間往復時	その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機	F-15	44.6	1.4×10 ³	1.38	約103	200
		※3						
		UP-3D	86.5	2.9×10 ³	1.67	約177	200	
						約57	60	

※1 軍用機関係図書等に記載の機体図面から算出した推定値。

※2 評価結果及び許容温度の欄の上段が原子炉施設外壁、下段が重油タンクを示す。

※3 輻射強度の最も高い自衛隊機又は米軍機(基地-訓練空域間往復時)を代表ケースとして評価

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 10⁻⁷ (回/炉・年) については、米国や欧州主要国の基準を参考とし、また、IAEA の原子力安全諮問委員会 (INSAG) が設定した原子力発電所の技術的安全目標 (炉心損傷事故頻度 10⁻⁵ (回/炉・年)、大規模放出頻度 10⁻⁶ (回/炉・年)) を踏まえて、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の保守性については、許容温度、および熱影響評価手法等にて保守性を考慮している。具体的には、防護対象設備はコンクリート壁の建屋であるため、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°C (出典：財団法人日本建築センター) 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°C よりもっと高いことを確認した。また壁面温度評価手法については、対流熱損失を考慮せずに全て壁内に熱が入り込むとして評価しているなどの保守性を考慮していることを確認した。

原子力安全専門部会としては、外部火災ガイドや、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」に従い、推奨された森林火災シミュレーション解析コードを用い、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) については妥当と判断する。

また、外部火災に対する防護設計について、例えば原子炉建屋・原子炉補助建屋については、火炎による輻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°C) 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ないとしており、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に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 四国の電力系統

伊方発電所は四国の西端に位置しており、500kV、187kV 及び 66kV の送電回線により各変電所、火力発電所等と接続されている。伊方3号機は、このうち 500kV 送電線 2 回線を主回線、187kV 送電線 4 回線を予備回線としている。また、四国の電力系統は本州（中国地方、近畿地方）とも接続されている。（図 42）

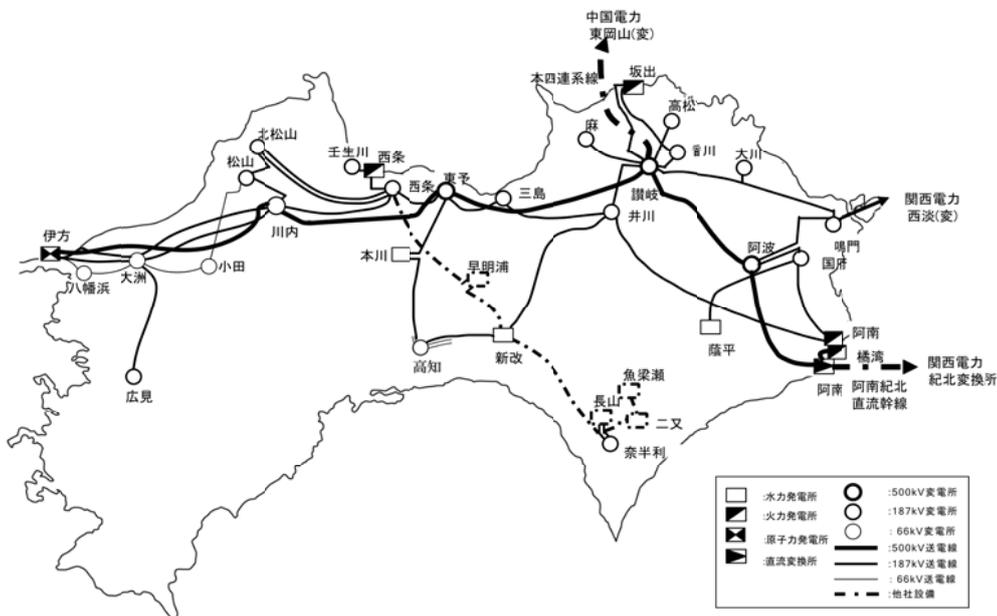


図 42：四国の電力系統（平成 25 年 11 月 19 日原子力安全専門部会資料 1－1）

イ 伊方発電所の外部電源系統(図 43)

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。

四国電力は、500kV 四国中央西幹線 2 回線、187kV 伊方北幹線 2 回線及び 187kV 伊方南幹線 2 回線は、別々の送電鉄塔に架線し、送電線の物理的分離を確保するとともに、大規模な盛土崩壊、大規模な地滑り等による被害の最小化を図るため、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。

発生した電力は、500kV 送電線 2 回線で、四国電力の電力系統へ送電する。これら 500kV 送電線は、1 回線で 3 号炉の発生電力を送電し得る容量があるので、1 回線事故が発生しても 3 号炉を運転できる。所内電力は通常時には、主発電機から受電し、主発電機停止時には 500kV 送電線から受電する。さらに、500kV 送電線 2 回線が停電する時には、187kV

送電線から受電できるとしている。

500kV 送電線（2回線）の上流側接続先は川内変電所、187kV 送電線（4回線）の上流側接続先は大洲変電所である。これら両変電所は、40km 以上離れた地点に設置され位置的に分散しているとともに、その直下に活断層は認められていないとしている。

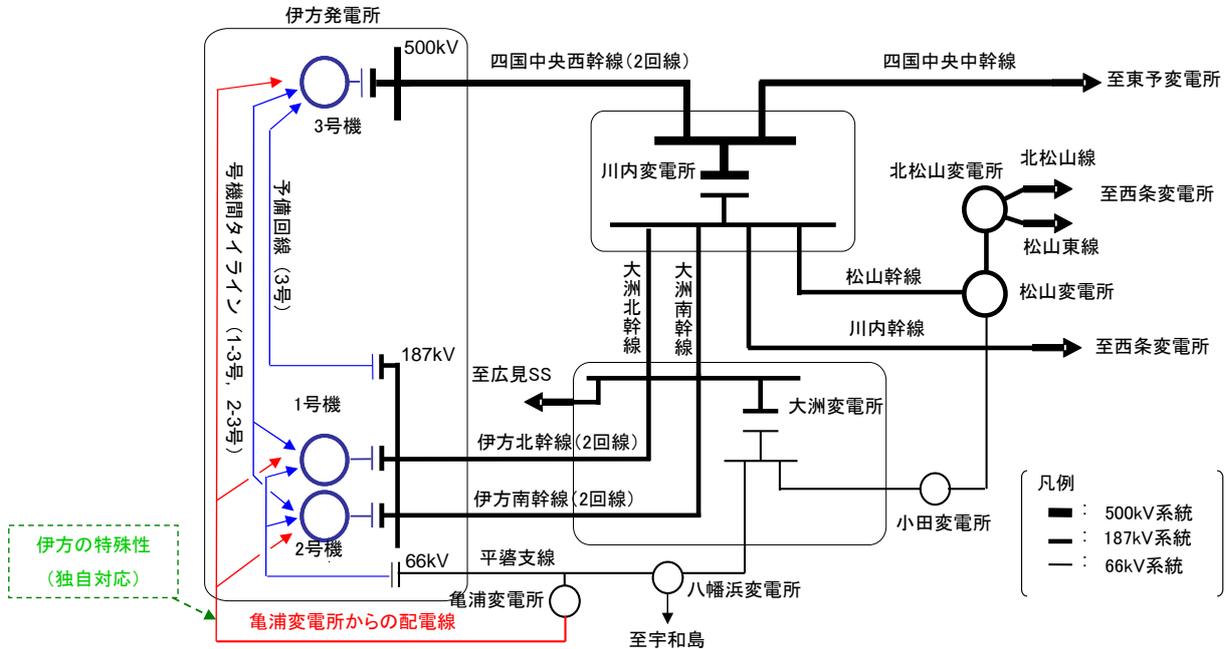


図 43：伊方発電所の外部電源系統（平成 25 年 11 月 19 日原子力安全専門部会資料 1-1）

ウ 変電所間の独立性

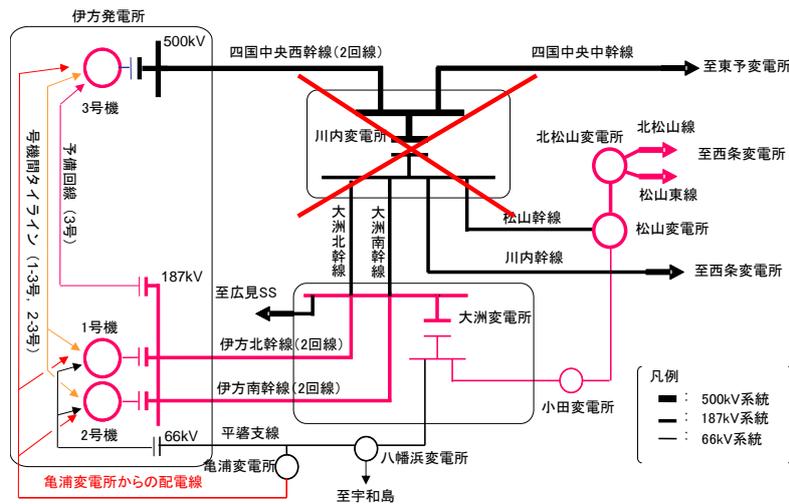
四国電力は、送電線の接続先である川内変電所または大洲変電所のいずれかの変電所が停止した場合においても、伊方3号機に電力を供給することが可能な設計としている。(図44)

- ・川内変電所全停事故時

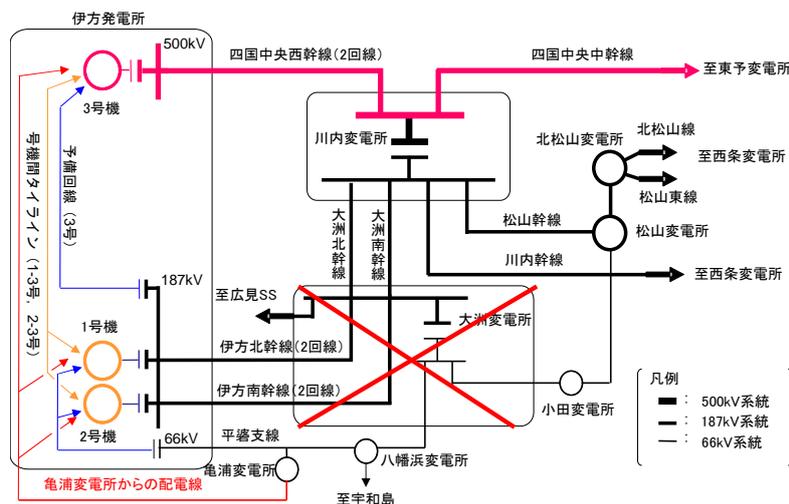
松山変電所 ⇒ 小田変電所 ⇒ 大洲変電所
⇒ 伊方北幹線又は南幹線(187kV送電線) ⇒ 伊方3号機

- ・大洲変電所全停事故時

川内変電所 ⇒ 四国中央西幹線(500kV送電線) ⇒ 伊方3号機



(川内変電所停止時)



(大洲変電所停止時)

図44：川内変電所または大洲変電所停止時の送電系統

(平成25年11月19日原子力安全専門部会資料1-1)

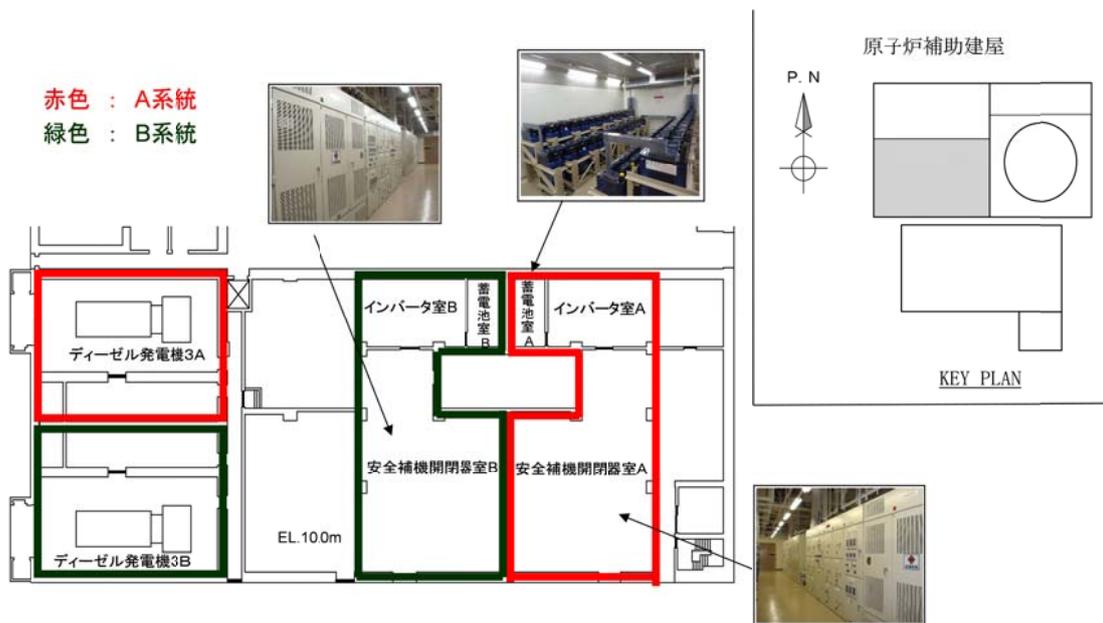
エ 非常用電源設備及びその附属設備の施設

四国電力は、非常用電源設備及びその附属設備について、多重性又は多様性及び独立性を確保し、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とされている。

ディーゼル発電機及びその附属設備は、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されている。

(図 45)

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、既設のディーゼル発電機燃料油貯油槽に加え、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。燃料油貯油槽と重油タンクは接続されていないことから、連続運転のためには重油移送配管又はミニローリーにより燃料を輸送する必要があるが、輸送に当たっては、地震等の自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）に対して、重油移送配管又はミニローリーが同時に機能喪失しないよう位置的分散等を図り輸送手段を必ず1手段確保し、確実に輸送する運用によって7日間の連続運転に支障のない設計とされている。



[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 45 : 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)

オ 電源設備（重大事故等対処施設）

四国電力は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び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、必要な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するとしている。（図 46）

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



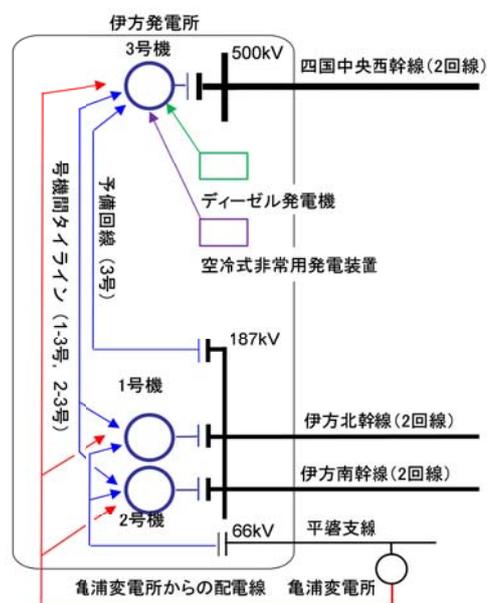
ディーゼル発電機



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 46：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、交差している送電線について、断線に伴い接触事故が発生する可能性も含めて評価した結果、いずれの交差部、併架部で異常があっても、他のルートにより供給可能であることを確認した。

また、風力発電所の風車が破壊され、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、発電所の安全性に影響は無い。具体的には送電線は複数回線（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落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等といった多様性拡張設備を設置し、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が要求されている。

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が要求されている。

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 47~49)

- ・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

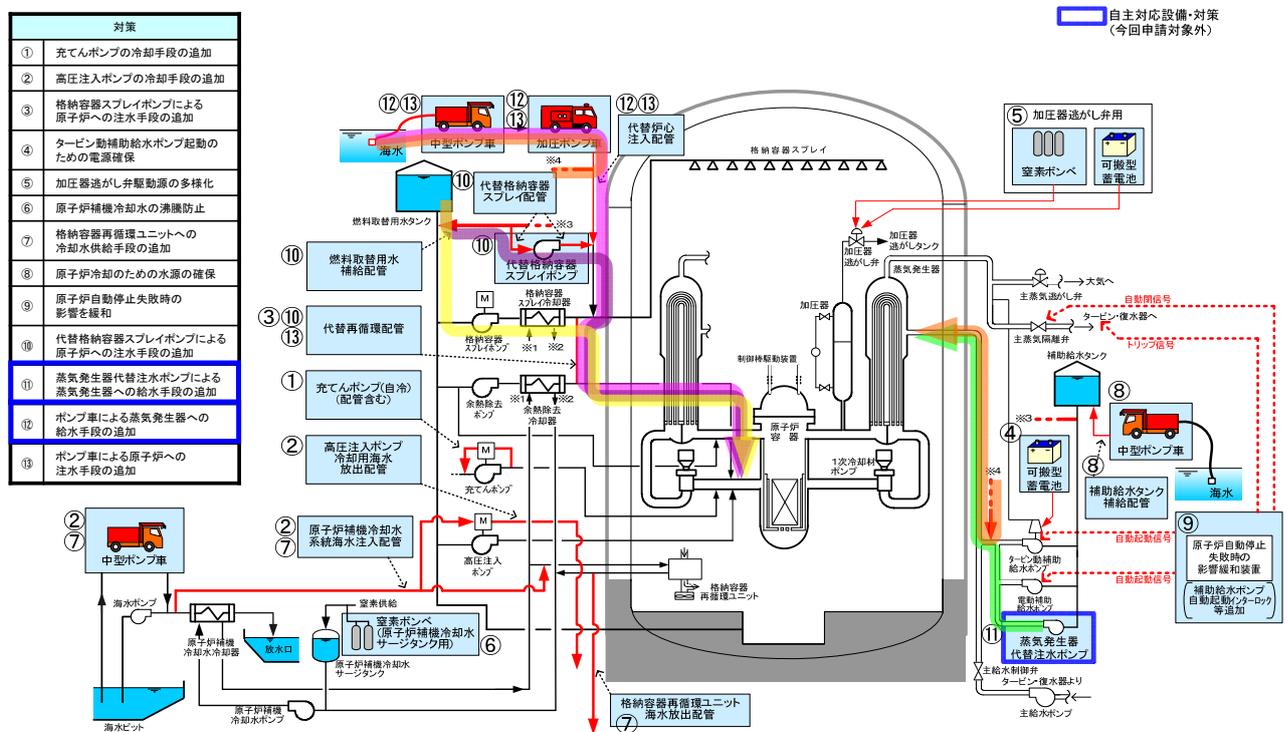


図 47：重大事故対処対策（炉心損傷防止対策）（平成 25 年 7 月 17 日原子力安全専門部会 資料 1-2）

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

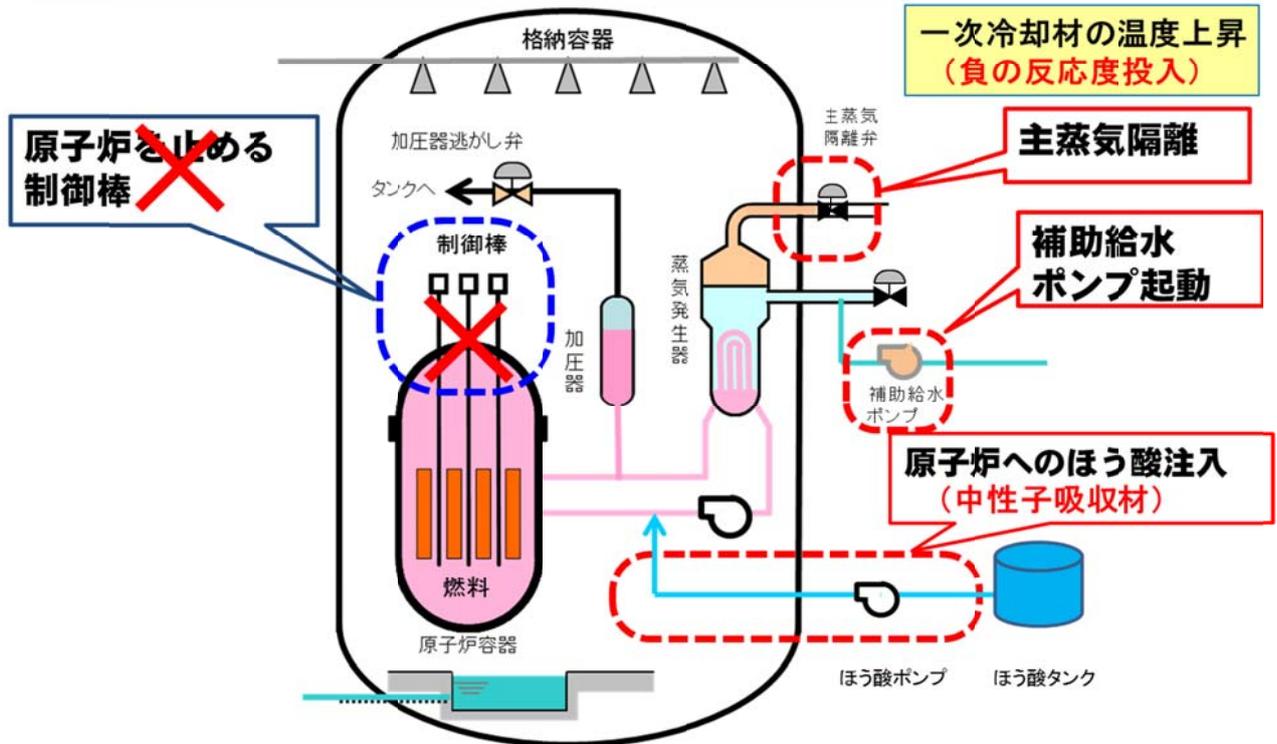
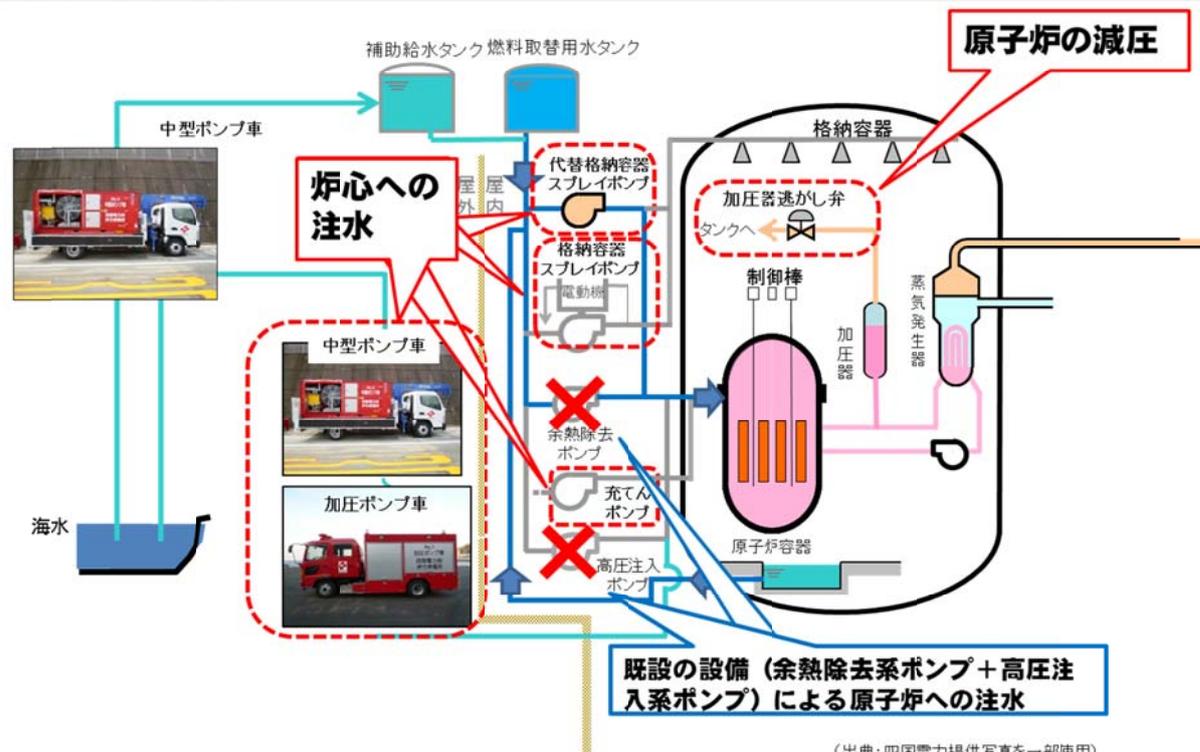


図 48 : 原子炉を停止させる対策 (止める) (平成 27 年 8 月 12 日原子力安全専門部会 資料 1-1-2)

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

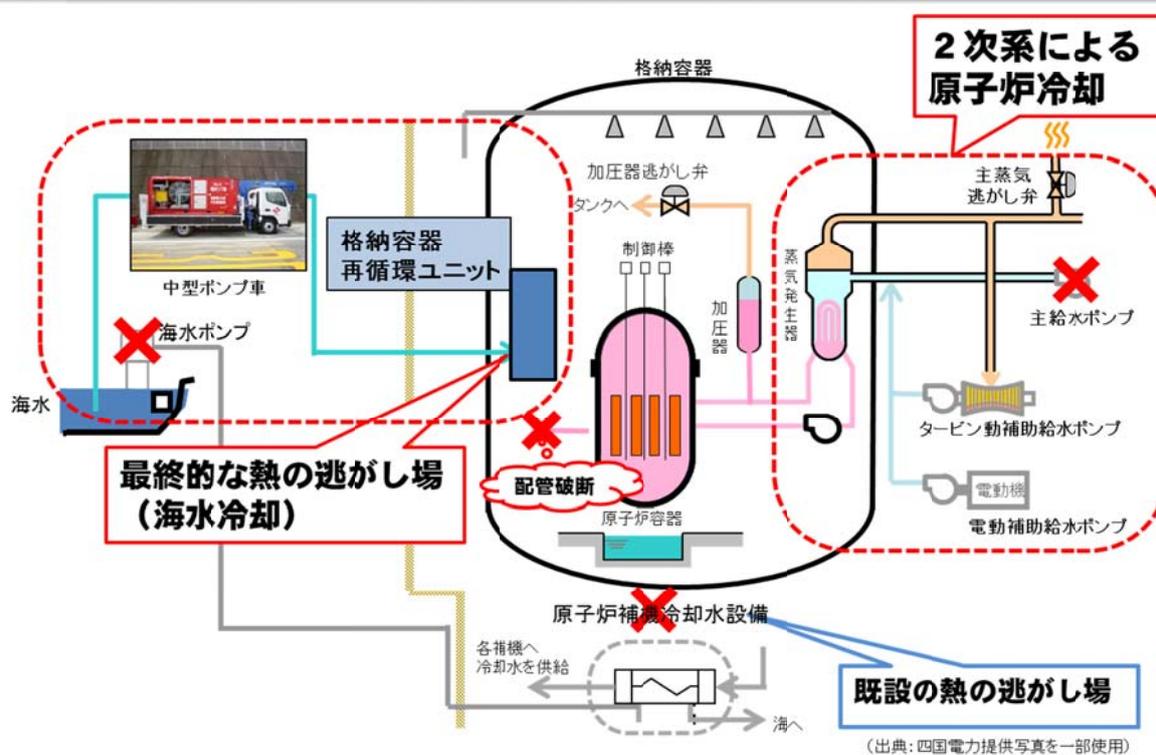


図 49 : 原子炉を冷やすための対策 (冷やす) (平成 27 年 8 月 12 日原子力安全専門部会 資料 1-1-2)

(イ) 格納容破損防止対策 (図 50~52)

○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

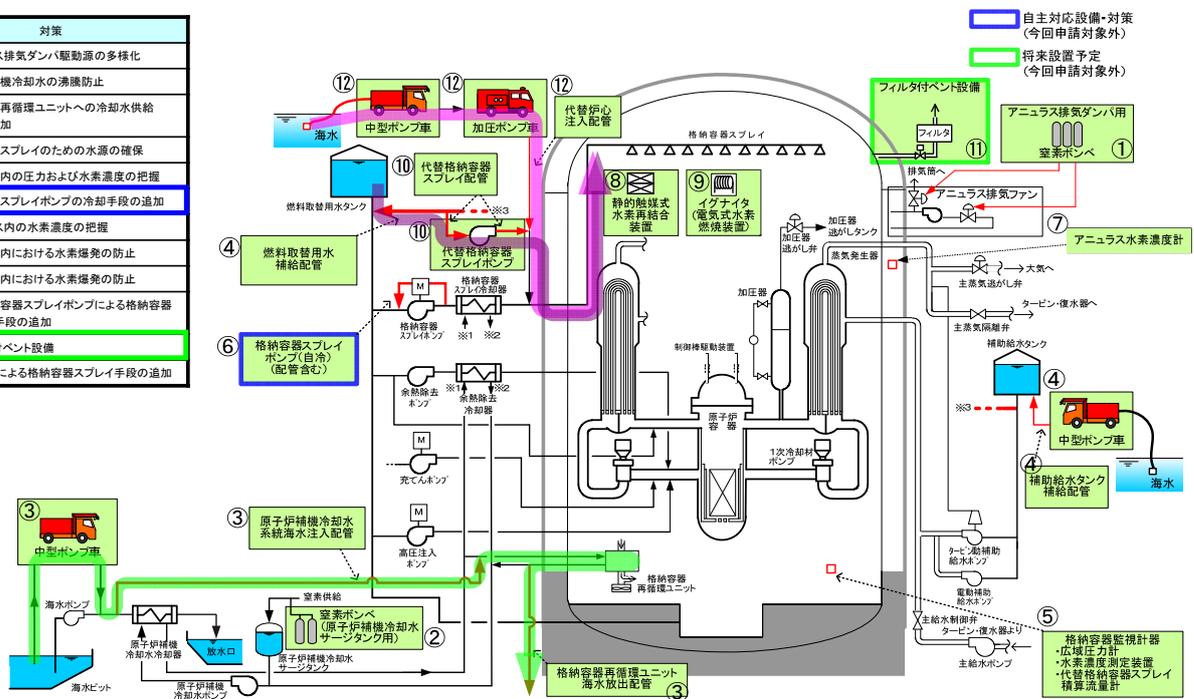


図 50 : 重大事故等対処対策 (格納容器破損防止対策)

(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)

原子力安全専門部会としては、重大事故等の対処に必要な機能に関し、

- ・ 蒸気発生器への給水手段の追加について、ポンプ車、代替注水ポンプにより多様化を図るとしていること
- ・ 今回設置した原子炉自動停止失敗時の影響緩和装置は同時にタービン自動停止、タービン動・電動補助給水ポンプ自動起動等の機能を有していること。また、原子炉の負の反応度フィードバック特性により 10%以下まで出力が抑制され、それ以降についての未臨界性は、速やかにホウ酸注入を行うことで高温停止まで移行できるとしていること。実機の装置については、模擬入力で確実に起動できるという検証が行われていること
- ・ 炉心が損傷し、デブリが原子炉容器の下部へ落下した場合であっても除熱できるよう従来よりドリルホールと呼ばれる貫通孔からスプレー水が原子炉容器の下の方（原子炉下部キャビティ室）に溜まるため、デブリが落ちてきても確実に冷却できコンクリートとの反応は防げるとしていること。また更なる信頼性の向上のため、下部キャビティ室の入口扉に連通路を設置するとしていること
- ・ 格納容器再循環ユニットは、CVスプレー等により原子炉容器下部に水が溜まった場合でも水没しないような高さ（ダクト開放機構 EL20m、格納容器内注水上限 EL19m）に設置するとしており、また、ダクト開放機構が所定の温度にて自動で開放し、外部から純水または海水により冷却することで、格納容器内の自然対流冷却が可能となるよう、設計（雰囲気温度約 110℃にてダクト開放）することとされており、格納容器内の熱除去は可能であるとしていること

を確認した。

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シーケンスグループの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。

全交流動力電源喪失の継続による化学体積制御系及び原子炉補機冷却水系の機能喪失に伴い、RCPシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生する可能性がある。この場合、1次冷却系の保有水が減少し、炉心の冷却能力が低下する可能性があり、早期に1次系の冷却・減圧及び炉心注入を行う必要があることから、代表的な事故進展シナリオとして「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失し、補機冷却水の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事象」を選定している。

具体的想定事象と対策（図53）として、外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機等が起動失敗すると全交流動力電源喪失が発生する。この全交流動力電源喪失が継続し、RCPシール部へのシール水を注水する化学体積制御系あるいは原子炉補機冷却水系の機能が喪失することに伴い、RCPシール部へのシール水注水機能、あるいは、シール部へ流れる1次冷却材を冷却するサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生する可能性があるとしている。

この場合、1次冷却系の保有水が減少し、炉心の冷却能力が低下する可能性があるため、

早期に1次冷却系の冷却・減圧および炉心注入を行う必要がある。この場合、補助給水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水を行い、主蒸気逃がし弁を開けて1次冷却系を冷却、減圧し、1次冷却材の流出を抑制する。そして、空冷式非常用発電装置を起動することにより代替交流電源を確保し、その後は、燃料取替用水タンクを水源とする自己冷却式の充てんポンプを起動し、1次冷却系への注水を開始することとしている。

なお、シールLOCAが発生しているため、格納容器の雰囲気気を冷却するために、格納容器再循環ユニットに中型ポンプ車による海水を送水することで格納容器の自然対流冷却を行うこととしている。

また、燃料取替用水タンクの水を使いきると、格納容器内の再循環サンプに溜まった冷却水を高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いて炉心へ注入することとなる。

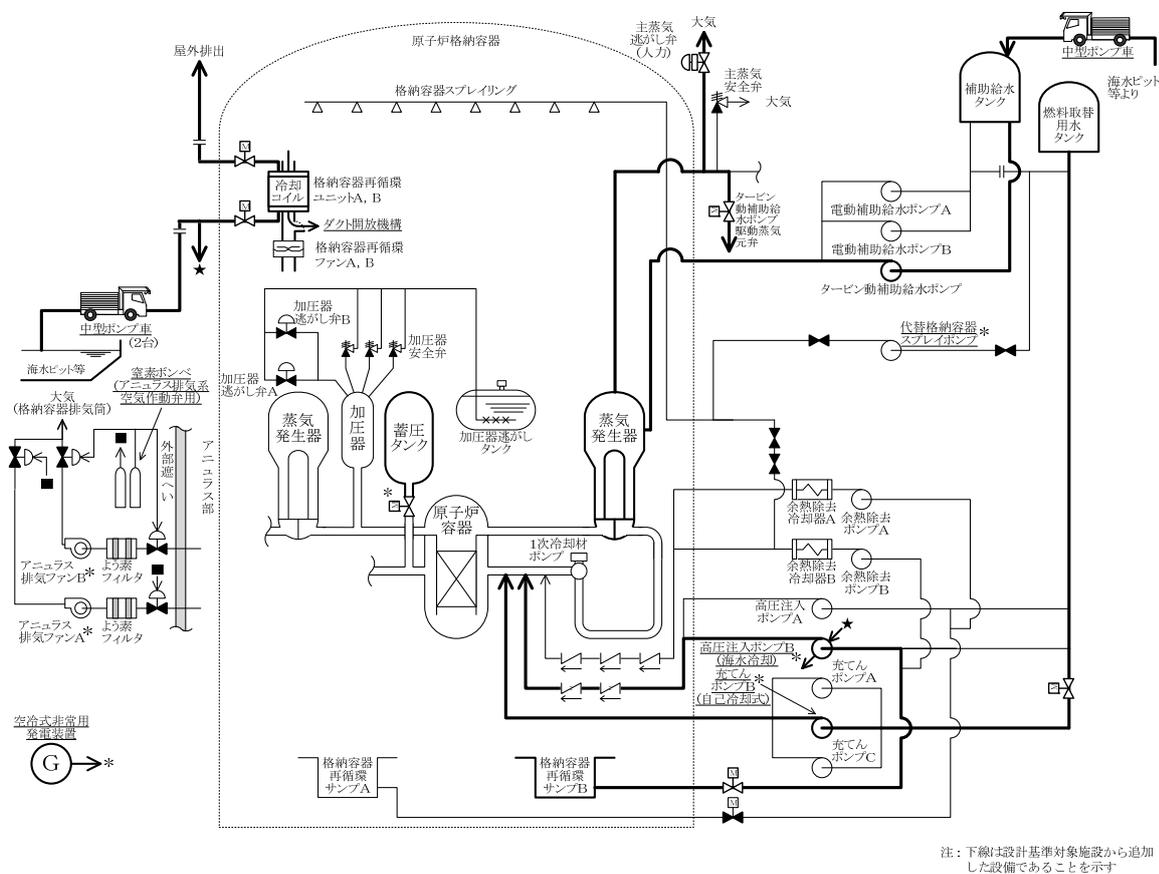


図 53：重大事故等対策の概略系統図（全交流動力電源喪失）（設置変更許可申請書 添付書類十）

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 54）。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 55）
- 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 56）

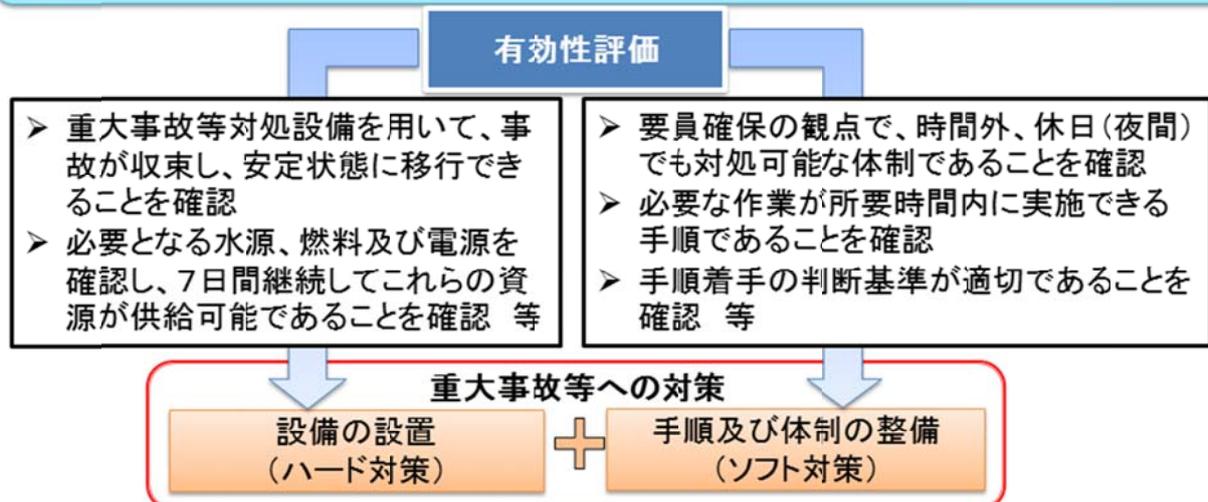
○燃料被覆管温度は初期値以下に留まり、燃料破損には至らない（図 56）

○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 57）

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 54：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

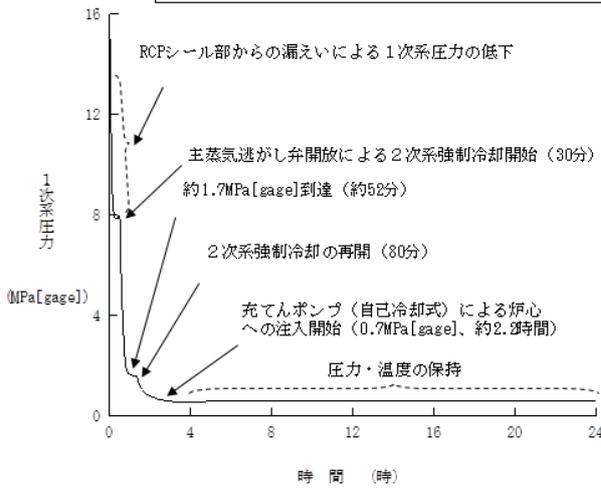


図 1次系圧力の推移

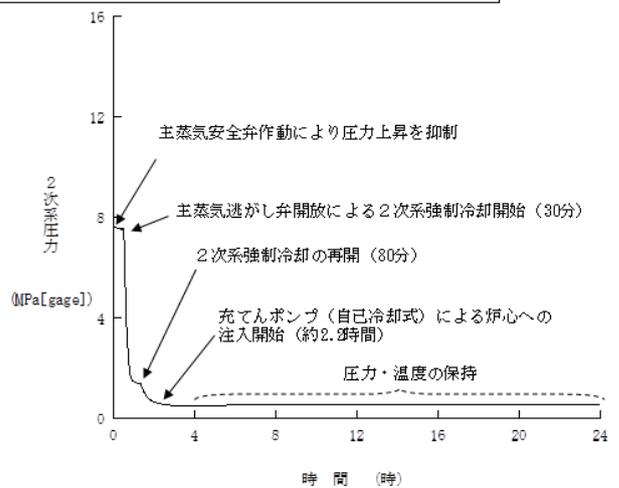


図 2次系圧力の推移

図 55：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

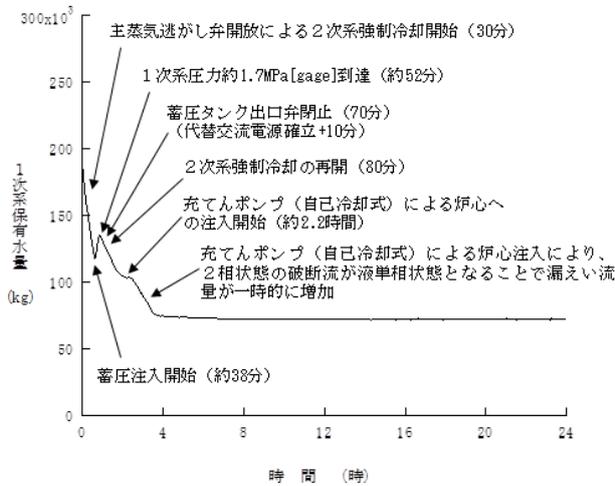


図 1次系保有水量の推移

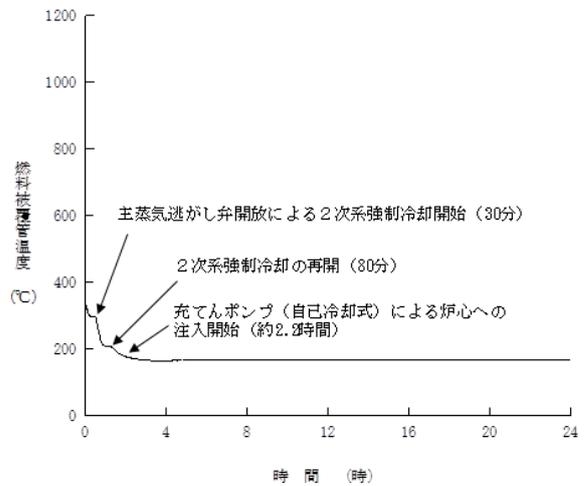


図 燃料被覆管温度の推移

図 56：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

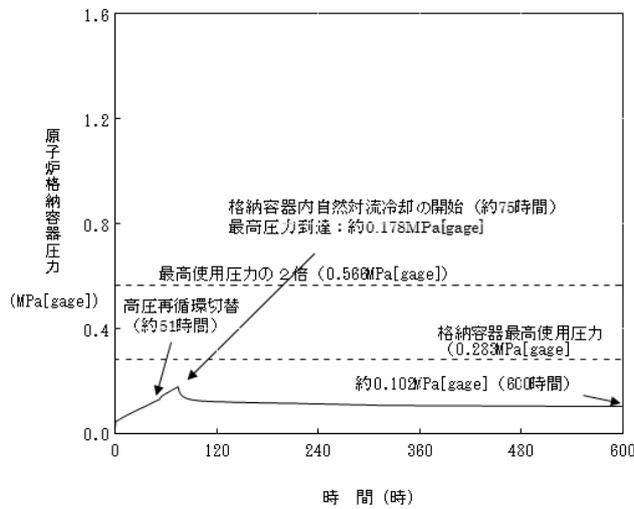


図 原子炉格納容器内圧力の推移

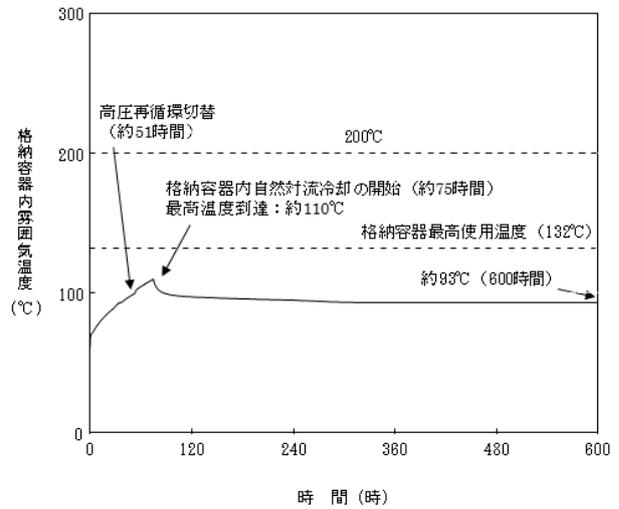


図 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移

図 57：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では、

- ・ 代表的な事象進展シナリオとして、全交流動力電源の喪失（1次冷却材ポンプシールLOCAあり）[外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却水の喪失+1次冷却材ポンプシールLOCA]を代表例として確認した。その選定理由は、「東京電力(株)福島第一原子力発電所事故が、全交流動力電源喪失事故およびそれに伴う原子炉補機冷却機能喪失事故であったこと」、「確率論的リスク評価（PRA）において、起因事象として補機冷却水の喪失事象が全炉心損傷頻度に対して大半（9割以上）を占めていること」、「重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認の全ケースのうち、2次系強制冷却、代替交流電源確保、炉心への代替注入、格納容器自然対流冷却など主要な対応措置が必要となるケースであること」であること
- ・ 事故等の熱流動解析コードは「M-RELAP5」と「SPARKLE-2」、格納容器破損の有効性評価には「MAAP」、CVの内圧の解析コードは「COCO」、水素関係では「GOTHIC」を使用しており、いずれのコードも、温度・圧力等のパラメータ、原子炉に対して適応可能であるということを検証していること
- ・ 事象進展シナリオの中での対応操作の時間設定については、十分に保守性が考慮され、具体的には、充てんポンプの起動時間について、解析上2.2時間後とし、1次系の圧力・温度が0.7MPa以下にて注入する条件で解析しているが、実際の現場では1.5時間ぐらいで起動準備ができるため、準備ができれば速やかに炉心注入できていることから、2.2時間というのは解析上の設定であり、解析時間そのものが余裕を持っていること

を確認した。

また、原子力安全専門部会では原子力規制委員会に対し、重大事故等対策の審査において、各種不確かさの存在について、どのような根拠で事業者の申請内容を検討し、妥当と判断されたかを確認した。

原子力規制委員会においては、

- ・重大事故等対策に関しては、事故の進展に応じて事業者が適切に対処できるのかを有効性評価により確認している。この有効性評価においては、事故シーケンスごとに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することを求めている。これら不確かさによる影響が大きいと判断された場合には、感度解析等によりその影響が適切に考慮され、評価項目を満足しているかを確認している。
- ・例えば、MCCI については、現象としての不確かさが大きいとされているため、申請者は、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ている。原子力規制委員会としても、現象としての不確かさに対する検討を充実させること等を事業者に対して求めた結果、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原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、基準を満たしていることを確認した。

との回答を得ている。

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

新規制基準（実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」） 1. 0項「共通事項」）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に必要な技術的能力については、技術的能力審査基準を踏まえ、以下の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 58、59）
- ・休日・夜間においても、重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内に緊急時対応要員を常時確保し、自然災害又は重大事故等が発生した場合は、発電所災害対策要員（伊方3号機が運転中においては、発電所内に運転員10名並びに通報連絡

及び重大事故等の対応を行う緊急時対応要員 22 名の合計 32 名) にて初動活動を行い、原子力防災管理者(発電所長)の指示の下、発電所災害対策要員及び発電所外から参集した参集要員が役割分担に応じて対処する。有効性評価では、この条件(なお、参集要員については、参集に4時間以上を要するものと想定している)においても必要な作業対応が可能とする。(図 60)

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定めることを、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 92 条で要求されていることから、伊方発電所原子炉施設保安規定(以下、「保安規定」という。)では、当該の要求事項を踏まえ、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
- ・保安規定の各条文に対する具体的な内容については、下部規定(2次文書、3次文書)に展開し、実効的な手順書構成となるよう整備することとしている。プラント運転監視および事故終息にあたる運転員用と大規模損壊発生時や運転員の依頼により災害対策本部が対応するものを整備する。

<運転員が使用する主な手順書>

故障・事故処理内規：重大事故等発生時および大規模損壊発生時の具体的な対応操作を記載

<災害対策本部が使用する主な手順書類>

緊急時対応内規：可搬型の重大事故等対応設備等を使用・準備するための具体的な作業手順を記載

アクシデントマネジメントガイドライン：炉心損傷後の対応操作を支援するための技術的根拠等を記載

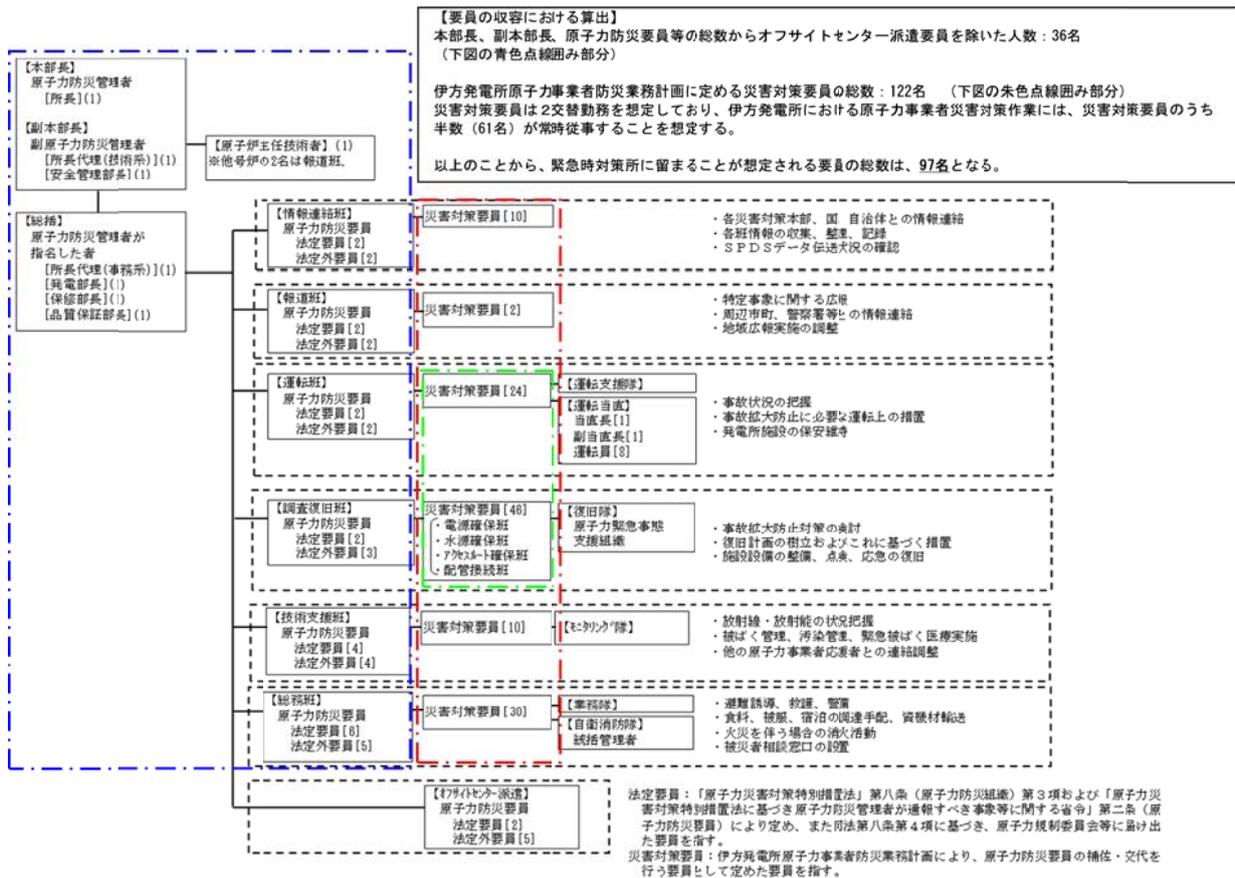
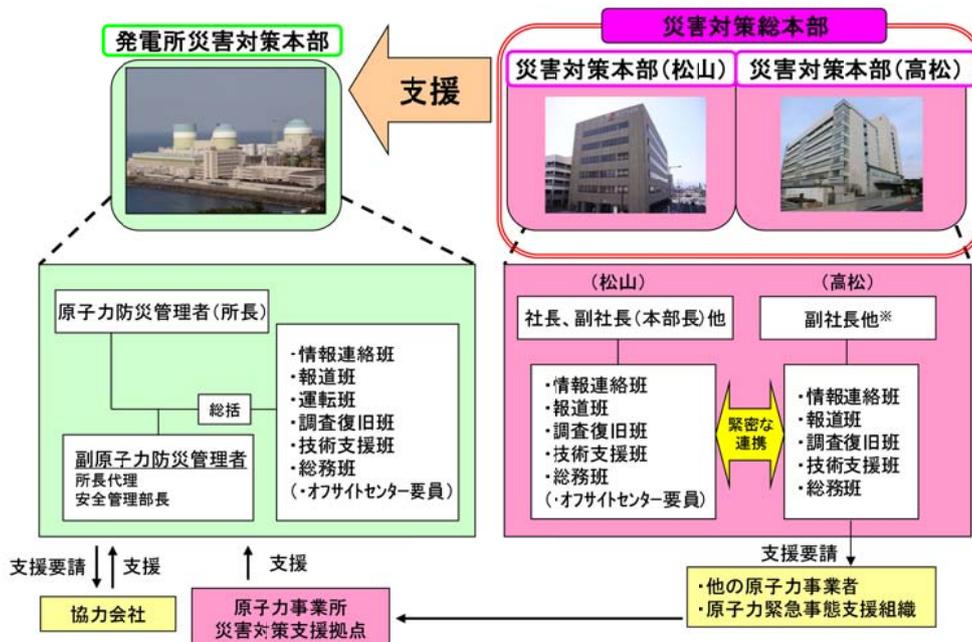


図 58：伊方発電所災害対策本部の防災組織

(平成27年2月16日原子力安全専門部会資料3)



※伊方発電所で特定事象が発生した場合は、社長は災害対策本部(松山)に移動し、指揮を執る。

図 59：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)

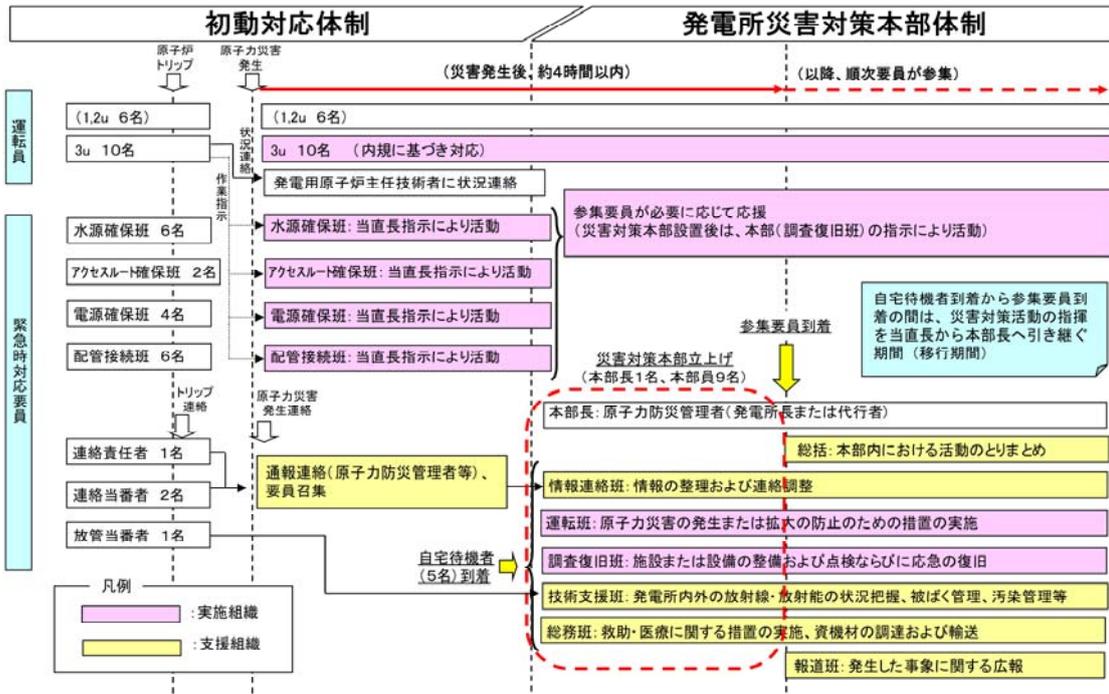


図 60 : 重大事故等対応時の初期体制など

(平成 26 年 2 月 27 日原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合資料 4-3-1 を補正申請を踏まえ一部修正)

原子力安全専門部会では、事故発生時、設備に対する最初の確認は当直長が実施し、要員が緊急時対策所に到着し、災害対策本部が設置された後は、原子力防災管理者である所長の統括の下、現場作業の各班に指示が出されること。事故対応の運転操作については、災害対策本部設置後は情報は当直長から運転班に連携され、運転班にて状況を分析し、アクシデントマネジメントガイドラインに基づき運転員を支援するとしていることを確認した。

また、発電所の安全管理は保安規定にて定められている。発電所災害対策本部における指揮命令系統について、指揮者は発電所災害対策本部長である発電所長であり、発電所長判断が優先されることを確認した。

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。

3 現地調査

伊方発電所における安全対策設備等や、当該設備を用いた訓練を視察し、四国電力の重大事故等への対応能力について確認している。

1回目：平成25年10月17日(木) [設備面]

(現地調査内容)

安全対策設備等の現地調査項目

■：車中からの確認

エリア	現地調査項目	審議の論点のうち 重点確認項目 他	設備概要 等
屋外 標高84m	海水ポンプ予備モータ	(自主対応設備)	非常用ディーゼル発電機などの安全系機器に冷却用海水を供給するための海水ポンプの予備品。(3号用：1台)
	重油タンク	電源の信頼性	【電源要求機能】 非常用ディーゼル発電機、緊急時対策所非常用発電機への燃料補給用タンク。
	軽油タンク	シニアクシデント対策 ①炉心損傷防止対策等	【重大事故対処設備】 各ポンプ車への燃料補給用タンク。
	ミニローリー車	電源の信頼性	【電源要求機能】 非常用ディーゼル発電機、緊急時対策所非常用発電機への燃料補給用。
	ゼオライト	シニアクシデント対策 ③放射性物質拡散抑制対策	【放射性物質拡散抑制設備】 海洋への放射性物質の拡散を抑制する。
	構内樹木(森林火災関係)	自然現象に対する考慮 (森林火災)	【外部からの衝撃による損傷の防止】 森林火災評価による火線強度の強い箇所、追加伐採する箇所。
	斜面確認	耐震性能	【地震の波及的影響(アクセスルート周辺斜面)】 パノラマ館南東側斜面。
屋外 標高32m	各種ポンプ車	シニアクシデント対策 ①炉心損傷防止対策等	【重大事故対処設備】 中型ポンプ車…原子炉および使用済燃料ピットへの海水注水、原子炉格納容器再循環ユニットへの海水供給(過圧破損防止)。 加圧ポンプ車…中型ポンプ車と連結し、原子炉低圧時の冷却に使用。 大型ポンプ車…放水砲と連結し、原子炉格納容器、使用済燃料ピットに放水、放射性物質の拡散抑制を図る。
	大型放水砲	シニアクシデント対策 ③放射性物質拡散抑制対策	【重大事故対処設備】 大型ポンプ車と連結し、原子炉格納容器、使用済燃料ピットに放水、放射性物質の拡散抑制を図る。
	代替炉心注入配管接続口	シニアクシデント対策 ①炉心損傷防止対策	【重大事故対処設備】 ポンプ車から接続し、建屋外部から炉心に注入できる接続口。
	空冷式非常用発電装置	電源の信頼性	【電源要求機能】 外部電源および非常用ディーゼル発電機機能喪失時の常設非常用発電装置。 (1825kVA電源車×2台)
	電源車(300kVA、75kVA)	電源の信頼性	【電源要求機能】 300kVA…全交流電源喪失時の可搬型電源。 75kVA…全交流電源喪失時の可搬型直流電源。
	亀浦配電線	(自主対応設備)	電源の多様化を図るため亀浦変電所から配電線(66kV)を敷設。
	3号南側斜面確認	耐震性能	【地震の波及的影響(アクセスルート周辺斜面)】 3号南側斜面。
屋外 標高10m	海水ピットエリア (海水ポンプ、堰、水位計など)	・耐津波性能 ・自然現象に対する考慮 (竜巻)	【既設】 ・海水ポンプ 【耐津波機能】 ・堰…海水ポンプの取水機能を保持するため、引き津波時に「閉」動作するフラップゲート付き堰を設置。(写真にて説明) ・海水ピット水位計…海水ピット内T.P.+5.0mに設置。 【外部からの衝撃による損傷の防止】 ・マンホールなどの飛散防止対策。
	可搬設備保管場所(分散配置) ・各種ポンプ ・電源車(300kVA、75kVA)	・シニアクシデント対策 ①炉心損傷防止対策等 ・電源の信頼性	【重大事故対処設備】 中型ポンプ車、加圧ポンプ車 【電源要求機能】 300kVA電源車、75kVA電源車

原子炉格納容器内	原子炉格納容器再循環ユニット(ダクト開放機構)	シビアアクシデント対策 ②原子炉格納容器破損防止対策	【重大事故対処設備】 重大事故時には原子炉格納容器再循環ユニット空調ダクトが水没することを想定し、上方にダクト開放機構を設置、更にユニット冷却コイルに海水も通水可能とすることで、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させ、自然対流による循環冷却で圧力を抑制する。
	静的触媒式水素再結合装置	シビアアクシデント対策 ②原子炉格納容器破損防止対策	【重大事故対処設備】 事故時、格納容器内で発生した水素が触媒プレート表面で空気中の酸素と反応して水蒸気に変換され水素濃度を低減する。(駆動原不要)
	イグナイタ	シビアアクシデント対策 ②原子炉格納容器破損防止対策	事故時の原子炉格納容器内での水素発生時に、電気式水素燃焼装置により強制的に水素を燃焼させ、水素濃度を低減する。 (ヒータにより水素温度を上昇、水素と酸素の結合を促進させる)
管理区域	使用済燃料ピット周り(小型放水砲、計器、ルーン他)	シビアアクシデント対策 ・耐震性能	【重大事故対処設備】 ・小型放水砲・・・使用済燃料ピット水位が異常に低下した場合、中型ポンプ車で汲み上げた海水を小型放水砲からスプレーし、燃料の著しい損傷を緩和する。 ・水位計・・・使用済燃料ピット内燃料の冠水状態を監視できるように、燃料上端近傍までを計測範囲とする水位計を設置。 【地震の波及的影響(基準地震動による使用済燃料への影響評価)】 ・使用済燃料ピットクレーン
	代替原子炉格納容器スプレイポンプ	シビアアクシデント対策 ①炉心損傷防止対策等	【重大事故対処設備】 原子炉格納容器スプレイポンプ機能喪失時に、原子炉への注水、原子炉格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部に落下したデブリへの注水を行うために設置。
	窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)	シビアアクシデント対策 ①炉心損傷防止対策	【重大事故対処設備】 加圧器逃がし弁作動用空気が喪失した時の代替となる窒素ボンベを設置。 加圧器逃がし弁は、事故時、一次冷却材系統の圧力が上昇した場合に、加圧器の蒸気を逃がすことで減圧するための圧力制御弁。
	高圧注入ポンプ(浸水防止堰、冷却用海水放出配管)	・内部溢水に対する考慮 シビアアクシデント対策 ①炉心損傷防止対策	【溢水による損傷防止】 浸水防止堰・・・高圧注入ポンプ室内における溢水から補助油ポンプを保護するため、補助油ポンプ周りに堰を設置。 【重大事故対処設備】 高圧注入ポンプ冷却用海水放出配管 ・・・事故時に、高圧注入ポンプの冷却水(原子炉補機冷却水)が喪失した場合でもポンプの運転が継続できるように、冷却水として海水を供給できるよう配管を設置。
	原子炉格納容器スプレイポンプ自己冷却配管	(自主対応設備)	事故時に、原子炉格納容器スプレイポンプの冷却水(原子炉補機冷却水)が喪失した場合でもポンプの運転が継続できるように、ポンプ吐出配管から冷却水を供給できるように自己冷却配管を設置。
	蒸気発生器代替注水ポンプ	(自主対応設備)	蒸気発生器への給水は、既設のタービン動補助給水ポンプ(1台)と電動補助給水ポンプ(2台)があるが、代替注水機能の強化を図るため、同等の機能を有するポンプを設置。
管理区域外(建屋内)	中央制御室(放射線監視装置、マスク、フロアケーブルダクト、津波監視設備)	シビアアクシデント対策 ・火災に対する考慮 ・耐津波性能	【原子炉制御室等】 放射線監視装置、通信設備、マスクなど 【火災による損傷の防止】 フロアケーブルダクト消火設備 ・・・火災による損傷拡大防止の観点から、ハロン自動消火設備を設置。 【耐津波機能】 津波監視設備・・・原子炉建屋屋上に設置した海面監視カメラの映像により中央制御室にて津波監視が可能。
	タービン動補助給水ポンプ	(既設)	タービン動補助給水ポンプ
	蓄電池室	電源の信頼性	【電源要求機能】 全交流電源喪失事故時に、直流電源について、負荷切り離しを行わずに8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間電源供給が可能な蓄電池設備。
	水密扉	耐津波性能	【耐津波機能】 津波に対する信頼性向上の観点から、原子炉建屋海側の扉、貫通部に対し、T.P+14.2mまでの浸水対策を実施。

その他	緊急時対策所 (通信設備、換気空調設備、 非常用電源、可搬型代替モニ タ)	・シブアグメント対策 ④指揮所等の支援機 能の確保 ・耐震性能	【緊急時対策所】 各種通信設備、換気空調設備、非常用予備発電装置、可搬 型代替モニタ 【耐震機能】 免震構造
	訓練設備(コナリホール)	—	緊急時対応訓練設備(配管接続訓練、ケーブル接続訓練 など)

原子力安全専門部会による現地調査の結果

<p>[委員意見]</p> <p>○非常に意欲的に対策を実施して、他の電力より工事が進捗しているような印象を持った。</p> <p>○安全対策が着実に積み重ねられており、具体的な機器の配置や機器の多様性についても確認できたので、今後はソフト対策について、訓練等も確認できたら今後の審議への参考となる。</p>
--

2回目：平成26年1月28日(火) [運用面]

(現地調査内容)

安全対策設備等を用いた訓練状況の視察

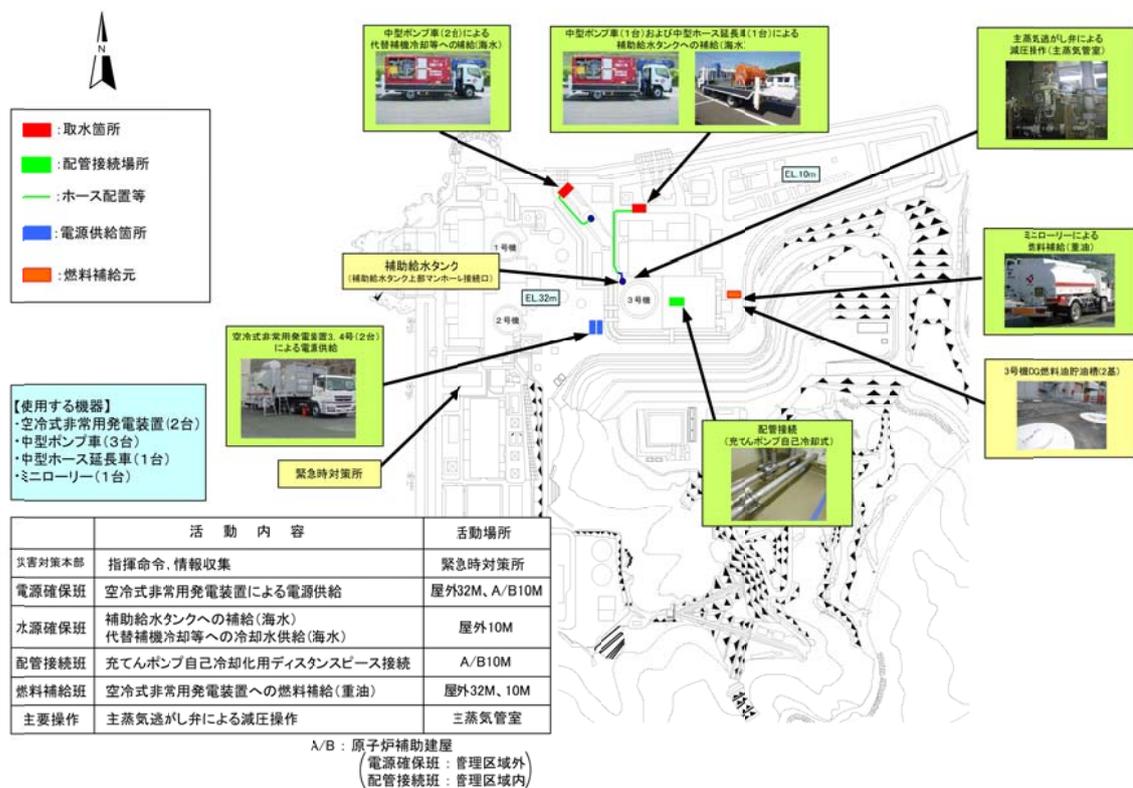


図 61：訓練における活動概要 (平成 26 年 1 月 28 日原子力安全専門部会資料 1-2)

3回目：平成27年4月22日(水) [緊急時対策所]

(現地調査内容)

2回目現地調査後、新たに緊急時対策所 (EL. 32m) が設置されたことから、当該施設を活用した訓練状況を視察し、重大事故等への対応について問題がないことを確認している。

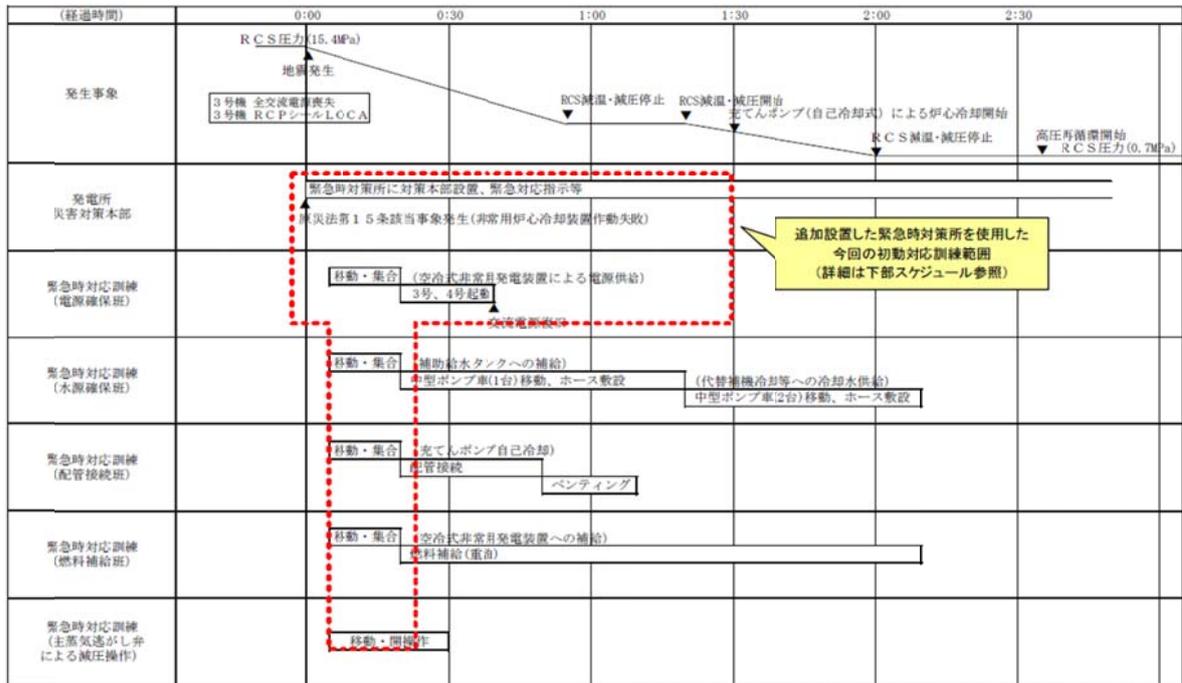


図 63：第2回現地調査時の訓練スケジュール

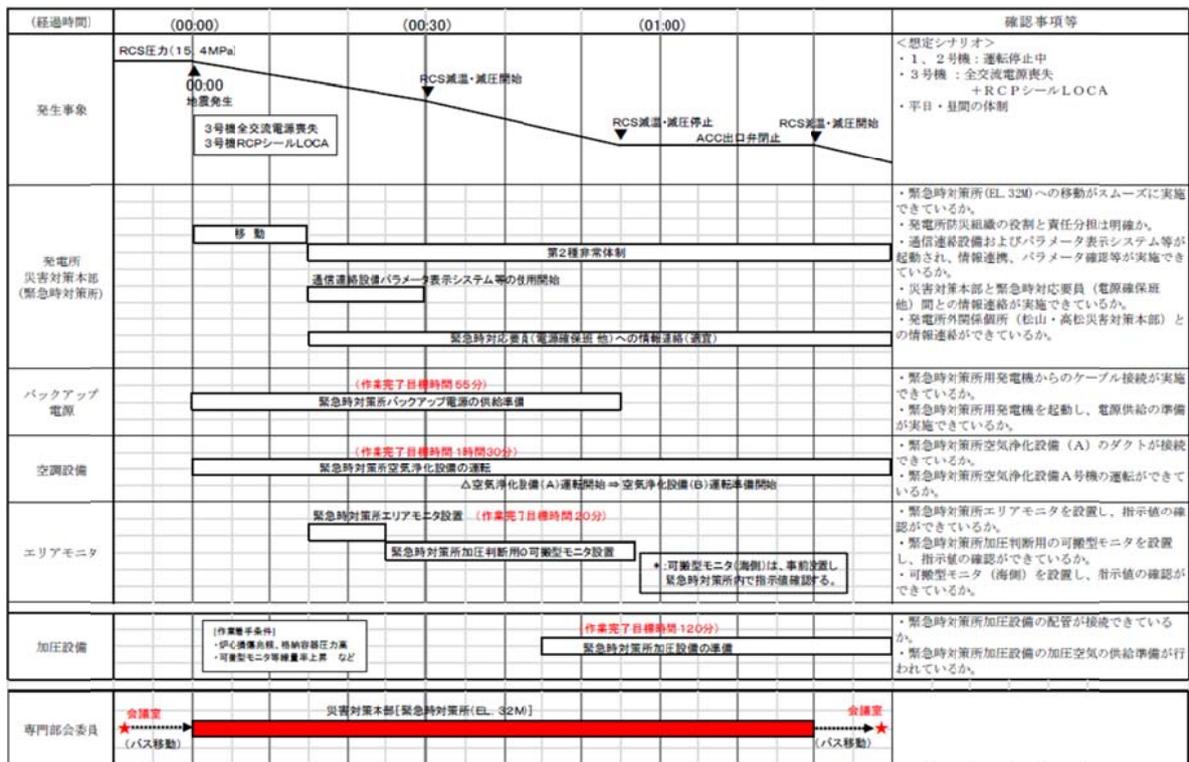


図 64：第3回現地調査時の訓練スケジュール

原子力安全専門部会による現地調査の結果

[委員意見]

○基本的な活動について、時間内に参集し、必要な作業が完了していることが確認できた。

4 その他重点確認項目以外の項目

(1) 内部火災

新規制基準では、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止すること、かつ、早期に火災を感知消火すること並びに火災の影響を軽減することができるように設計すること、また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように消火設備を設計することが要求されている。

原子力安全専門部会として、四国電力は原子力規制委員会が定めた「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」に従った評価を行い、当該基準を満たすための安全対策を実施していることを確認した。(図 65)

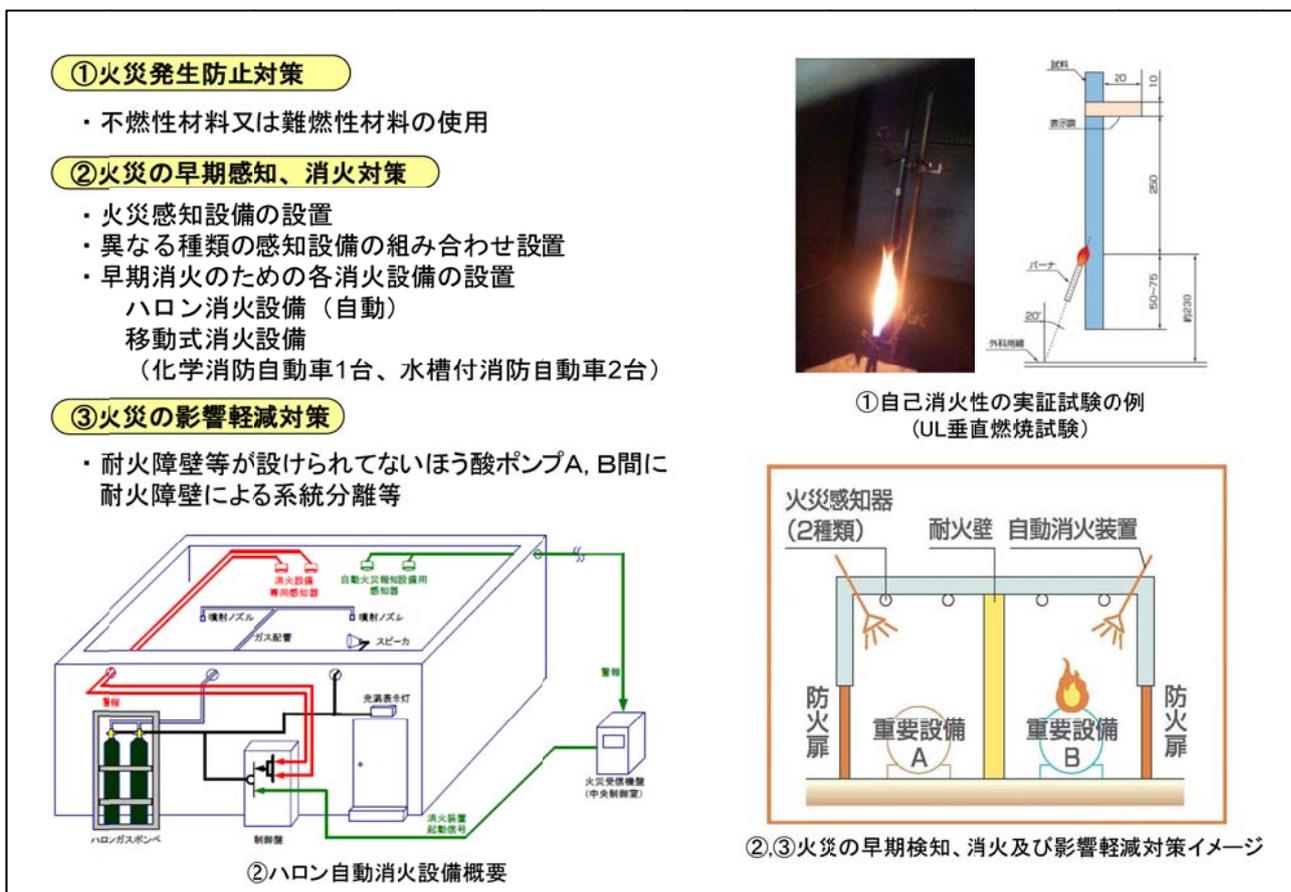


図 65 : 安全対策の概要 (内部火災) (平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3)

(2) 内部溢水

新規制基準では、安全施設は発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能が損なわれないように設計すること、また、設計基準対象施設について、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計することが示されている。

原子力安全専門部会としては四国電力が原子力規制委員会が定めた「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」に従った評価を行い、当該基準を満たすための安全対策を実施していることを確認した。(図 66)

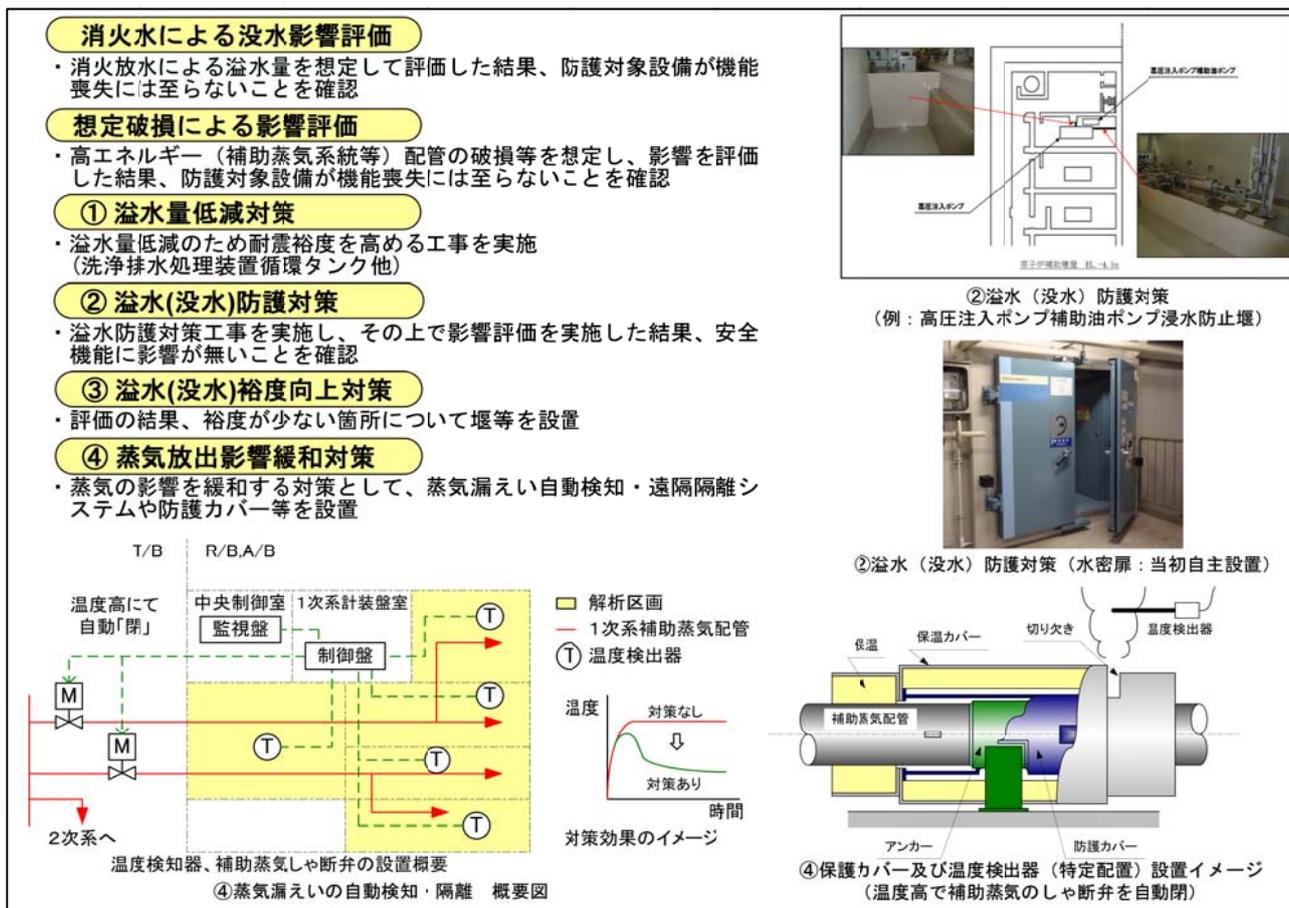


図 66：安全対策の概要（内部溢水）（平成 27 年 4 月 21 日原子力安全専門部会資料 3）

(3) 緊急時対策所

新規制基準で設置が要求されている緊急時対策所については、原子力規制委員会の新規制基準適合性審査等を踏まえ、平成 25 年 7 月 8 日の設置変更許可申請時より基準地震動を変更したことに伴い、既設の総合事務所内緊急時対策所（申請当初の緊急時対策所）の耐震評価を実施したところ、建物の基礎部分の一部において、新規制基準への適合が難しいことが判明したため、早急な対応が必要であると判断し、新規制基準を満たす緊急時対策所を追加設置している。（平成 27 年 3 月完成）（図 67）

このため、原子力安全専門部会として、追加設置した緊急時対策所（EL. 32m）について、主に以下の項目の確認を行い、新規制基準適合性の観点から特段の問題点は見当たらないことを確認した。

ア 緊急時対策所の構成と収容人員

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（36 名）及び原子炉格納容器の破損等による敷地外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員（61 名）を含む最大 100 名を収容することができる広さとし、また、最大人数を収容した場合においても酸素濃度等の居住性を確保できる設計としている。

緊急時対策所には、少なくとも外部からの支援なしに 7 日間の活動を可能とするため、緊急時対策所（EL. 32m）内に資機材等を配備している。

イ 電源設備

緊急時対策所（EL. 32m）の常用電源は、3 号機の所内非常用母線から受電する。また、緊急時対策所（EL. 32m）の代替交流電源として、転倒防止措置を施した緊急時対策所用発電機 2 台を緊急時対策所（EL. 32m）近傍に配備することにより多重性を確保し、プラント設備から独立した専用の電源設備を有する設計としている。緊急時対策所用発電機は 2 台を 1 セットとし、緊急時対策所近傍に 1 セット、十分な離隔のある場所に予備 1 セットを配備し、さらに 1 セットを他の発電機とは異なる場所に保管し、計 6 台を配備している。（図 68）

ウ 換気設備

重大事故等の発生により、大気中に大規模な放射性物質が放出された場合においても、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため、可搬型の緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（微粒子フィルタ及びよう素フィルタ）を緊急時対策所（EL. 32m）近傍に 100%容量 2 系統配備すると共に、予備 1 系統を別の場所に保管している。また、放射性希ガスの放出を考慮し、空気ポンベにより緊急時対策所内を 10 時間以上加圧可能な装置を設置している。（図 69）

エ 対策要員の被ばく評価

緊急時対策所（EL. 32m）の対策要員の被ばく評価結果は、実効線量で約 15mSv / 7 日間であり、判断基準「対策要員の实効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

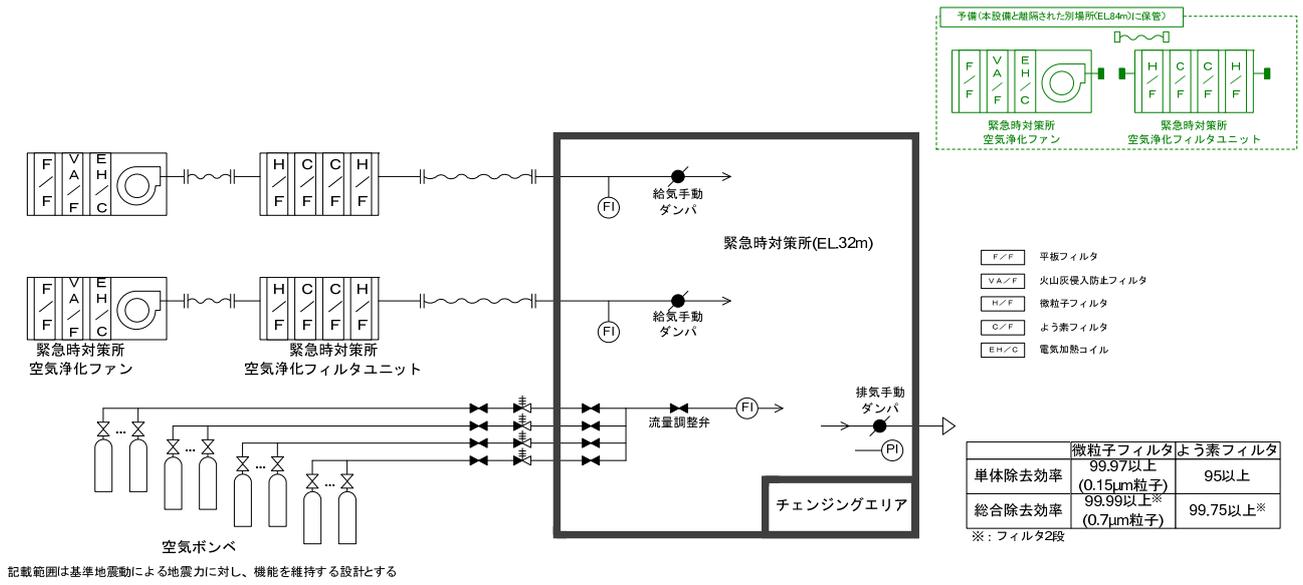


図 69：換気設備概略図 (平成 27 年 2 月 16 日原子力安全専門部会資料 3 を一部改訂)

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。

参考文献

Noda, S., K. Yashiro, K. Takahashi, M. Takemura, S. Ohno, M. Tohdo and T. Watanabe, 2002, Response spectra for design purpose of stiff structures on rock sites, OECD-NEA workshop on the relation between seismological data and seismic engineering analysis, OCT. 16-18, Istanbul.

Fujii, Yoshihiro and Mitsuhiro Matsu'ura (2000) • Regional difference in scaling laws for large earthquakes and its tectonic implication, Pure and Applied Geophysics, Vol.157, 2283-2302.

入倉孝次郎・三宅弘恵 (2001) • シナリオ地震の強震動予測, 地学雑誌, Vol. 110, 849-875. 岩城啓美・伊藤浩子・北田菜緒子・井上直人・香川敬生・宮腰研・竹村恵二・岡田篤正, 2006, 大規模地震に伴う地表地震断層と深部起震断層に関する既存資料の整理とカタログの作成, 活断層研究, 26, 37-61.

Finite-Source Modeling of the 1999 Taiwan (Chi-Chi) Earthquake Derived from a Dense Strong-Motion Network

『玄輿日記』: 続群書類従完成会, 1959, 『群書類従第十八輯 日記部・紀行部』, 245-255 に収載.

添付資料1 法令上の要求及び原子力規制委員会の審査結果

2 重点確認項目

(1) 耐震性能

法令上の要求

【設置許可基準規則】

(設計基準対象施設の地盤)

第三条 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあつては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該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なければならない。

2 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。

3 耐震重要施設は、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。

(地震による損傷の防止)

第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ず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。

(重大事故等対処施設の地盤)

第三十八条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。

一 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であつて、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 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重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

三 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力が作用
(次頁につづく)

した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び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特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

- 2 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても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地盤に設けなければならない。
- 3 重大事故等対処施設は、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。

（地震による損傷の防止）

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

- 一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故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。
 - 二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。
 - 三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故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。
 - 四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力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。
- 2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊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なければならない。

※特定重大事故等対処施設については、四国電力が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）」（平成25年7月8日申請、平成27年4月14日補正、平成27年5月11日再補正、平成27年6月30日再々補正）の対象外

ア 基準地震動の策定

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）の解釈別記2では、基準地震動は、「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が要求されている。

【設置許可基準規則 解釈別記2（抜粋）】

第4条第3項に規定する「基準地震動」は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとし、次の方針により策定すること。

一 基準地震動は、「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。

上記の「解放基盤表面」とは、基準地震動を策定するために、基盤面上の表層及び構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される基盤の表面をいう。ここでいう上記の「基盤」とは、おおむねせん断波速度 $V_s = 700 \text{ m/s}$ 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないものとする。

二 上記の「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（以下「検討用地震」という。）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。（以下省略）

三 上記の「震源を特定せず策定する地震動」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すること。

四 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。

【基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（抜粋）】

地震動評価においては、震源特性（震源モデル）、伝播特性（地殻・上部マントル構造）、サイト特性（深部・浅部地下構造）における各種の不確かさが含まれるため、これらの不確かさ要因を偶然的不確かさと認識論的不確かさに分類して、分析が適切になされていることを確認する。

「震源を特定せず策定する地震動」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されている必要がある。

（次頁につづく）

- ① 「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」は、断層破壊領域が地震発生層の内部に留まり、国内においてどこでも発生すると考えられる地震で、震源の位置も規模もわからない地震として地震学的検討から全国共通に考慮すべき地震（震源の位置も規模も推定できない地震（Mw6.5未満の地震））であり、震源近傍において強震動が観測された地震を対象とする。
- ② 「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」は、震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているものの、地表地震断層としてその全容を表すまでには至っていない地震（震源の規模が推定できない地震（Mw6.5以上の地震））であり、孤立した長さの短い活断層による地震が相当する。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P10～20

規制委員会は、基準地震動について以下のとおり確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本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、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

1. 地下構造モデル

本発電所敷地及び敷地周辺の地下構造の評価に関して、申請者が行った調査の手法は、地質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、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

申請者が実施した「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、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

3. 震源を特定せず策定する地震動

申請者が実施した「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、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(次頁につづく)

4. 基準地震動の策定

申請者が、「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、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

イ 地盤及び周辺斜面の安定性

設置許可基準規則の第三条（解釈は別記1のとおり）では、設計基準対象施設は、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並びに当該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なければならないこと及び耐震重要施設は、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を要求している。

また、第四条（解釈は別記2のとおり）では、耐震重要施設は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ことを要求している。なお、重大事故等対処施設（設置許可基準規則第三十八条及び第三十九条）についても、これに準ずるものとされている。

【設置許可基準規則 解釈別記1（全文）】

第3条（設計基準対象施設の地盤）

1 第3条第1項に規定する「設計基準対象施設を十分に支持することができる」とは、設計基準対象施設について、自重及び運転時の荷重等に加え、耐震重要度分類（本規程第4条2の「耐震重要度分類」をいう。以下同じ。）の各クラスに応じて算定する地震力（第3条第1項に規定する「耐震重要施設」（本規程第4条2のSクラスに属する施設をいう。）にあつては、第4条第3項に規定する「基準地震動による地震力」を含む。）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する設計であることをいう。

なお、耐震重要施設については、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することが含まれる。

2 第3条第2項に規定する「変形」とは、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状をいう。

このうち上記の「地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み」については、広域的な地盤の隆起又は沈降によって生じるもののほか、局所的なものを含む。これらのうち、上記の「局所的なもの」については、支持地盤の傾斜及び撓みの安全性への影響が大きいおそれがあるため、特に留意が必要である。

3 第3条第3項に規定する「変位」とは、将来活動する可能性のある断層等が活動することにより、地盤に与えるずれをいう。

また、同項に規定する「変位が生ずるおそれがない地盤に設ける」とは、耐震重要施設が将来活動する可能性のある断層等の露頭がある地盤に設置された場合、その断層等の活動によって安全機能に重大な影響を与えるおそれがあるため、当該施設を将来活動する可能性のある断層等の露頭が無いことを確認した地盤に設置することをいう。

なお、上記の「将来活動する可能性のある断層等」とは、後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動が否定できない断層等とする。その認定に当たって、後期更新世（約12～

（次頁に続く）

13万年前)の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降(約40万年前以降)まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。なお、活動性の評価に当たって、設置面での確認が困難な場合には、当該断層の延長部で確認される断層等の性状等により、安全側に判断すること。

また、「将来活動する可能性のある断層等」には、震源として考慮する活断層のほか、地震活動に伴って永久変位が生じる断層に加え、支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面を含む。

【設置許可基準規則 解釈別記2 (抜粋)】

第4条 (地震による損傷の防止)

8 第4条第4項は、耐震重要施設の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、当該部分の除去及び敷地内土木工作物による斜面の保持等の措置を講じることにより、耐震重要施設に影響を及ぼすことがないようにすることをいう。

また、安定解析に当たっては、次の方針によること。

- 一 安定性の評価対象としては、重要な安全機能を有する設備が内包された建屋及び重要な安全機能を有する屋外設備等に影響を与えるおそれのある斜面とすること。
- 二 地質・地盤の構造、地盤等級区分、液状化の可能性及び地下水の影響等を考慮して、すべり安全率等により評価すること。
- 三 評価に用いる地盤モデル、地盤パラメータ及び地震力の設定等は、基礎地盤の支持性能の評価に準じて行うこと。特に地下水の影響に留意すること。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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)に関する審査書(平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2) P29~33

規制委員会は、地盤の変位・支持・変形及び周辺斜面の安定性について以下のとおり確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 地盤の変位

申請者が行った各種調査の結果、耐震重要施設を設置する地盤における断層の活動性評価手法等が適切であり、耐震重要施設設置位置に分布する断層は、将来活動する可能性のある断層等に該当せず、解釈別記1の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した。

2. 地盤の支持

設計基準対象施設を設置する地盤の評価については、申請者が行った動的解析の手法、地盤パ
(次頁に続く)

ラメータの設定方法等が適切であり、当該施設を十分に支持することができる地盤に設けるとしていることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

3. 地盤の変形

地盤の変形について、申請者の耐震重要施設の支持地盤の変形に係る設計方針、地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、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当該施設を設けるとしていることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P20～21

耐震重要施設の周辺斜面について、申請者が基準地震動による地震力を作用させた適切な動的解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認していることから、解釈別記2の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

ウ 耐震設計方針

設置許可基準規則の第四条では、設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならないとされている。また、解釈別記2では、施設全体としておおむね弾性範囲に留まることが要求されている。

【設置許可基準規則 解釈別記2 (抜粋)】

第4条 (地震による損傷の防止)

- 1 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいう。この場合、上記の「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいう。また、この場合、上記の「許容限界」とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ることをいう。
- 2 第4条第2項に規定する「地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度」とは、地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く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（以下「耐震重要度」という。）をいう。設計基準対象施設は、耐震重要度に応じて、以下のクラス（以下「耐震重要度分類」という。）に分類するものとする。

一 Sクラス

地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものをいい、少なくとも次の施設はSクラスとすること。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系
 - ・使用済燃料を貯蔵するための施設
 - ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設
 - ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設
 - ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設
 - ・津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）及び浸水防止機能を有する設備
- (次頁につづく)

備（以下「浸水防止設備」という。）

- ・敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）

二 Bクラス

安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設
- ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）
- ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
- ・使用済燃料を冷却するための施設
- ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設

三 Cクラス

Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。

3 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針によること。

一 Sクラス（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）

- ・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。
- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。なお、「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせ考慮すること。

二 Bクラス

- ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと。その場合、検討に用いる地震（次頁につづく）

動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。

- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。
- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

三 Cクラス

- ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。
- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

4 第4条第2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、以下に示す方法によること。

一 弾性設計用地震動による地震力

- ・弾性設計用地震動は、基準地震動（第4条第3項の「その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震」による地震動をいう。以下同じ。）との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定すること。
- ・弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について、必要に応じて考慮すること。
- ・地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。
- ・地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。

二 静的地震力

① 建物・構築物

- ・水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定すること。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とすること。

(次頁につづく)

- ・また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認が必要であり、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐重要度分類の各クラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は1.0以上とすること。この際、施設の重要度に応じた妥当な安全余裕を有していること。
- ・Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定すること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とすること。

② 機器・配管系

- ・耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記①に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記①の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めること。
- ・なお、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用させること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とすること。なお、上記①及び②において標準せん断力係数 C_0 等を0.2以上としたことについては、発電用原子炉設置者に対し、個別の建物・構築物、機器・配管系の設計において、それぞれの重要度を適切に評価し、それぞれに対し適切な値を用いることにより、耐震性の高い施設の建設等を促すことを目的としている。耐震性向上の観点からどの施設に対してどの程度の割増し係数を用いれば良いかについては、設計又は建設に関わる者が一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定すること。

【基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（抜粋）】

II 耐震設計方針

6. 荷重の組合せと許容限界

荷重の組合せと許容限界の考え方が、下記を踏まえ妥当であることを確認する。

なお、本項記載の荷重の組合せと許容限界の規定以外の場合であっても、その妥当性が試験等により確認されていれば、これらの適用を妨げない。

6.1 建物・構築物

6.1.1 Sクラスの建物・構築物

(1) 基準地震動との組合せと許容限界

- ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること

(2) 弾性設計用地震動との組合せと許容限界

- ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。

(次頁につづく)

6.1.2 Bクラスの建物・構築物

- ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組合せに、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること

6.1.3 Cクラスの建物・構築物

- ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること

6.2 機器・配管系

6.2.1 Sクラスの機器・配管系

(1) 基準地震動との組合せと許容限界

- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組合せた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。
- ・上記により求まる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微少なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないこと
- ・動的機能等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること

(2) 弾性設計用地震動との組合せと許容限界

- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組合せた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

6.2.2 Bクラスの機器・配管系

- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること

6.2.3 Cクラスの機器・配管系

- ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P21～29

1. 耐震重要度分類の方針

規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の策定について、地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設を含む設計基準対象施設を、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス、Cクラスに分類する方針としていること、さらに、
(次頁につづく)

分類した施設を、安全機能の役割に応じた設備に区分する方針とし、安全機能に間接的な役割を担う設備については、それに関連する設備に適用する地震力を踏まえ検討用地震動を設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

2. 弾性設計用地震動の設定方針

申請者が、安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率を考慮すること及び基準地震動 S1 の応答スペクトルをおおむね下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を 0.53 として弾性設計用地震動を適切に設定する方針としており、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

なお、申請者は、弾性設計用地震動の年超過確率は $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度としている。

3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

(1) 地震応答解析による地震力

申請者が、施設、地盤等の構造特性、振動等の施設の応答特性、施設と地盤との相互作用及び地盤の非線形性を適切に考慮し、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせたものとして地震応答解析による地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

(2) 静的地震力

申請者が、施設の振動特性等を考慮し、耐震性向上の観点に配慮して算定に用いる係数等の割増しをして求めた水平震度及び鉛直震度より静的地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針

(1) 建物・構築物

申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体としての変形能力に十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有するようにする、また、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度とする方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、事故時に生じる荷重及び自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

(2) 機器・配管系

申請者が、荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及

(次頁につづく)

ばすことがないように、また、その他の地震力との組合せの場合は、応答全体がおおむね弾性状態に留まるように、適切に設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。

(3) 津波防護施設、浸水防止設備等

申請者が、津波防護施設、浸水防止設備等の荷重の組合せと許容限界について、Sクラスの建物・構築物又は機器・配管系に準じて設定する方針とすること、また、基準地震動による地震力には必要に応じて津波による荷重を組み合わせる方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

5. 波及的影響に係る設計方針

申請者が、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価について、以下のとおりの方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

- (1) 波及的影響の評価に係る事象選定について、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていることに加え、原子力発電所の地震被害情報についても併せて検討する方針としていること。
- (2) 影響評価について、選定された事象による波及的影響を評価して考慮すべき施設を抽出する方針としていることに加え、溢水防護及び火災防護の観点も踏まえて考慮すべき施設を抽出する方針としていること。

(2) 耐津波性能について

法令上の要求

【設置許可基準規則】

(津波による損傷の防止)

第五条 設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に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なければならない。

(津波による損傷の防止)

第四十条 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なければならない。

ア 基準津波

設置許可基準規則の解釈別記3では、基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定すること、また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することが要求されている。

【設置許可基準規則 別記3（抜粋）】

第5条に規定する「基準津波」は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定すること。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定すること。

また、基準津波の時刻歴波形を示す際は、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微小となるよう、施設から離れた沿岸域における津波を用いること。

なお、基準津波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。（以下省略）

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P34～39

規制委員会は、基準津波について以下のとおり確認した結果、設置許可基準規則に適合するも
(次頁につづく)

のと判断した。

申請者が実施した津波評価の内容について審査した結果、本申請における基準津波は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して適切に策定していることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

1. 地震に伴う津波

申請者が実施した地震に伴う津波の評価については、波源モデルの設定等に必要な調査を実施するとともに、行政機関が行った津波シミュレーションも適切に反映し、不確かさを考慮して波源の特性や位置等から考えられる適切な規模の津波波源を設定して適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

2. 地震以外の要因による津波

申請者が実施した地震以外の要因による津波の評価については、波源モデルの設定等に必要な調査を実施するとともに、不確かさを考慮して波源の特性や位置等から考えられる適切な規模の津波波源を設定して適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ

申請者が実施した地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せの評価については、敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえて波源を適切に組み合わせ、適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

4. 基準津波の策定等

申請者が、適切な位置で基準津波の時刻歴波形を策定するとともに、基準津波による水位変動に伴う砂移動の評価を適切に行っていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

イ 耐津波設計方針

設置許可基準規則の解釈別記3では、津波の敷地への流入防止、漏水による重要な安全機能への影響防止、重要な安全機能を有する施設の隔離、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防止などが求められている。

【設置許可基準規則 解釈別記3 (抜粋)】

- 3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。
- 一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。下記第三号において同じ。）の設置された敷地において、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こと。また、取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。
- ① Sクラスに属する設備（浸水防止設備及び津波監視設備を除く。以下下記第三号までにおいて同じ。）を内包する建屋及びSクラスに属する設備（屋外に設置するものに限る。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。なお、基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置すること。
 - ② 上記①の遡上波の到達防止に当たっては、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回込みを含め敷地への遡上の可能性を検討すること。また、地震による変状又は繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討すること。
 - ③ 取水路又は放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止すること。
- 二 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止すること。そのため、以下の方針によること。
- ① 取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定すること。
 - ② 浸水想定範囲の周辺にSクラスに属する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認すること。
 - ③ 浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置すること。
- 三 上記の前二号に規定するものの他、Sクラスに属する施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。そのため、Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可
(次頁につづく)

能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すこと。

四 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すること。そのため、非常用海水冷却系については、基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計であること。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保でき、かつ取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。

五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。

① 上記の「津波防護施設」とは、防潮堤、盛土構造物及び防潮壁等をいう。上記の「浸水防止設備」とは、水密扉及び開口部・貫通部の浸水対策設備等をいう。また、上記の「津波監視設備」とは、敷地の潮位計及び取水ピット水位計、並びに津波の襲来状況を把握できる屋外監視カメラ等をいう。これら以外には、津波防護施設及び浸水防止設備への波力による影響を軽減する効果が期待される防波堤等の津波影響軽減施設・設備がある。

② 入力津波については、基準津波の波源からの数値計算により、各施設・設備等の設置位置において算定される時刻歴波形とすること。数値計算に当たっては、敷地形状、敷地沿岸域の海底地形、津波の敷地への侵入角度、河川の有無、陸上の遡上・伝播の効果及び伝播経路上の人工構造物等を考慮すること。また、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起を適切に評価し考慮すること。

③ 津波防護施設については、その構造に応じ、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計すること。

④ 浸水防止設備については、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計すること。

⑤ 津波監視設備については、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）に対して、影響を受けにくい位置への設置及び影響の防止策・緩和策等を検討し、入力津波に対して津波監視機能が十分に保持できるよう設計すること。

⑥ 津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物及び設置物等が破損、倒壊及び漂流する可能性がある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流防止措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響の防止措置を施すこと。

⑦ 上記③、④及び⑥の設計等においては、耐津波設計上の十分な裕度を含めるため、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力及び浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定すること。また、余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する
(次頁につづく)

こと。

さらに、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討すること。

- ⑧ 津波防護施設及び浸水防止設備の設計に当たって、津波影響軽減施設・設備の効果を考慮する場合は、このような施設・設備についても、入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計するとともに、上記⑥及び⑦を満たすこと。

六 地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返しの襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘、砂移動及び漂流物等）を考慮すること。

七 津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施すること。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮すること。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される、敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施すること。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P39～55

1. 防護対象とする施設の選定方針

規制委員会は、申請者が、防護対象とする施設の選定について、設計基準対象施設のうち耐震重要度分類におけるSクラスの施設を選定すること、重要な安全機能を有する施設に着目して選定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

2. 基本事項

(1) 敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置等

規制委員会は、申請者が、耐津波設計の前提条件として必要な事項である敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について、図面等を用いて網羅的に示しており、これらの事項が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(2) 基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

規制委員会は、申請者が、遡上解析について、公的機関による信頼性の高いデータや最新技術に基づいたデータを用いてモデルを作成すること、地震による影響を適切に考慮した上で実施し、敷地への遡上可能性を検討することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(3) 入力津波の設定

規制委員会は、申請者が、入力津波の設定について、各施設、設備等の設置位置において、海水面からの水位変動量の時刻歴波形で設定すること、海水取水口周辺の局所的な海面振動の励起に関する評価を、基準津波定義地点及び海水取水口等における時刻歴水位を基に実施する
(次頁につづく)

こととしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(4) 津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）

規制委員会は、申請者が、水位変動、地殻変動について、朔望平均満潮位を入力津波の上昇側水位変動に対して考慮し、朔望平均干潮位を入力津波の下降側水位変動に対して考慮し保守的な設定をすること、潮汐に加えて影響の大きな高潮による水位変動をハザードの評価に基づき考慮すること、地震によって発生する広域的な地殻変動（隆起又は沈降）を下降側及び上昇側の水位変動に対して考慮し保守的な評価をすることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

3. 津波防護の方針

(1) 津波防護の基本方針

規制委員会は、申請者が、津波防護の基本方針について、敷地の特性に応じた方針であること及び当該方針に基づく津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の配置を図面により示していることから、この方針が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(2) 敷地への浸水防止（外郭防護1）

① 遡上波の地上部からの到達、流入の防止

規制委員会は、申請者が、遡上波の地上部からの到達、流入の防止について、基準津波による遡上域を把握するために実施した解析の結果に基づき、津波防護対象設備を遡上波が地上部から到達、流入しない位置に設置することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

規制委員会は、申請者が、取水路、放水路等の経路から津波の流入する可能性を網羅的に検討して海水ピットを流入経路として特定した上で、浸水防止設備の設置等により津波の流入を防止することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(3) 漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護2）

① 漏水対策

規制委員会は、申請者が、漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止について、海水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定した上で、同エリアへの浸水経路である壁貫通部への止水処置の実施並びに除塵装置エリアからの連絡通路及び床への水密扉等の設置により浸水範囲を限定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 重要な安全機能を有する施設への影響評価

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設への影響評価について、浸水想定範囲である海水ポンプエリアを防水区画化した上で、区画内への浸水量評価によって海水ポンプへの影響がないことを確認することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

③ 排水設備設置の検討

(次頁につづく)

規制委員会は、申請者が、排水設備設置の検討について、「② 重要な安全機能を有する施設への影響評価」における「浸水想定範囲における浸水量評価」に基づき、長期間の冠水の有無に応じて排水設備を設置することとしており、この方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）について、発電所の施設の配置、基準津波の特性に応じた浸水の可能性のある津波の流入や溢水を保守的に評価して、重要な安全機能を有する施設を隔離することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(5) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止

① 海水ポンプの取水性

規制委員会は、申請者が、海水ポンプ取水可能水位と引き波時の下降側の水位との比較により取水性を評価した上で、海水ピット堰を設置することで水位変動に伴う取水性低下に対して海水ポンプの機能を保持できるよう設計すること、また、循環水ポンプの運転による海水ポンプの取水性への影響もないことから、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能保持確認

規制委員会は、申請者が、設備の構造等を踏まえた基準津波による取水口付近の砂の移動や堆積、取水口付近の漂流物の影響も含めて検討を実施することにより、津波の二次的な影響に対して原子炉補機冷却海水系の機能を保持することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(6) 津波監視

規制委員会は、申請者が、津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確保するために津波監視設備を設置して、敷地への津波の繰り返しの襲来を察知すること及び当該設備により昼夜問わず原子炉制御室から監視可能としており、これらの方針が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

4. 施設又は設備の設計方針及び条件

(1) 津波防護施設の設計

規制委員会は、申請者が、津波防護施設の設計について、入力津波に対して津波防護機能を十分に保持できるよう設計すること、施設に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(2) 浸水防止設備の設計

規制委員会は、申請者が、浸水防止設備の設計について、入力津波に対して浸水防止機能を十分に保持できるよう設計すること、設備に作用する荷重を適切に組み合わせること、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設定すること及び水密扉について開放後の確実な閉止操作等の手順を整備し、津波襲来時に閉止された

(次頁につづく)

状態を保持することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(3) 津波監視設備の設計

規制委員会は、申請者が、津波監視設備の設計について、入力津波及び漂流物に対して津波監視機能を十分に保持できるよう設置位置を設定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(4) 施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項

① 津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項

規制委員会は、申請者が、津波防護施設、浸水防止設備等の設計について、津波荷重の設定において不確かさを十分に考慮すること、余震による荷重を安全側に組み合わせることなどにより、耐津波設計上の十分な裕度を確保することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 漂流物による波及的影響の検討

規制委員会は、申請者が、漂流物による波及的影響について、津波防護施設及び浸水防止設備が漂流物による波及的影響を受けないよう、入力津波による漂流物の衝突力に対して十分耐え得る構造として設計することとしており、この方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

③ 津波影響軽減施設及び設備の扱い

申請者は、3号炉が基準津波に対して余裕のある高さ T.P. +10.0m の敷地に囲まれていること、敷地外からの漂流物の影響を受けない位置に津波防護施設等を設置することなどを踏まえ、津波影響軽減施設等を設置しないとしている。

(3) 自然現象に対する考慮(火山、竜巻、森林火災)

法令上の要求

【設置許可基準規則】

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)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。

2 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。(以下省略)

設置許可基準規則第6条の解釈では、「想定される自然現象」とは、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とされており、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることが要求されている。また、「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」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいい、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとするとしている。

ア 火山影響評価

【原子力発電所の火山影響評価ガイド(抜粋)】

2. 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、図1に従い、立地評価と影響評価の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。即ち、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の評価を行う。(解説-1)

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。

解説-1. IAEA SSG-21 では、火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれ・地滑り及び斜面崩壊、新しい火道の開通及び地殻変動を設計対応が不可能な火山事象としており、本評価ガイドでも、これを適用する。

(次頁に続く)

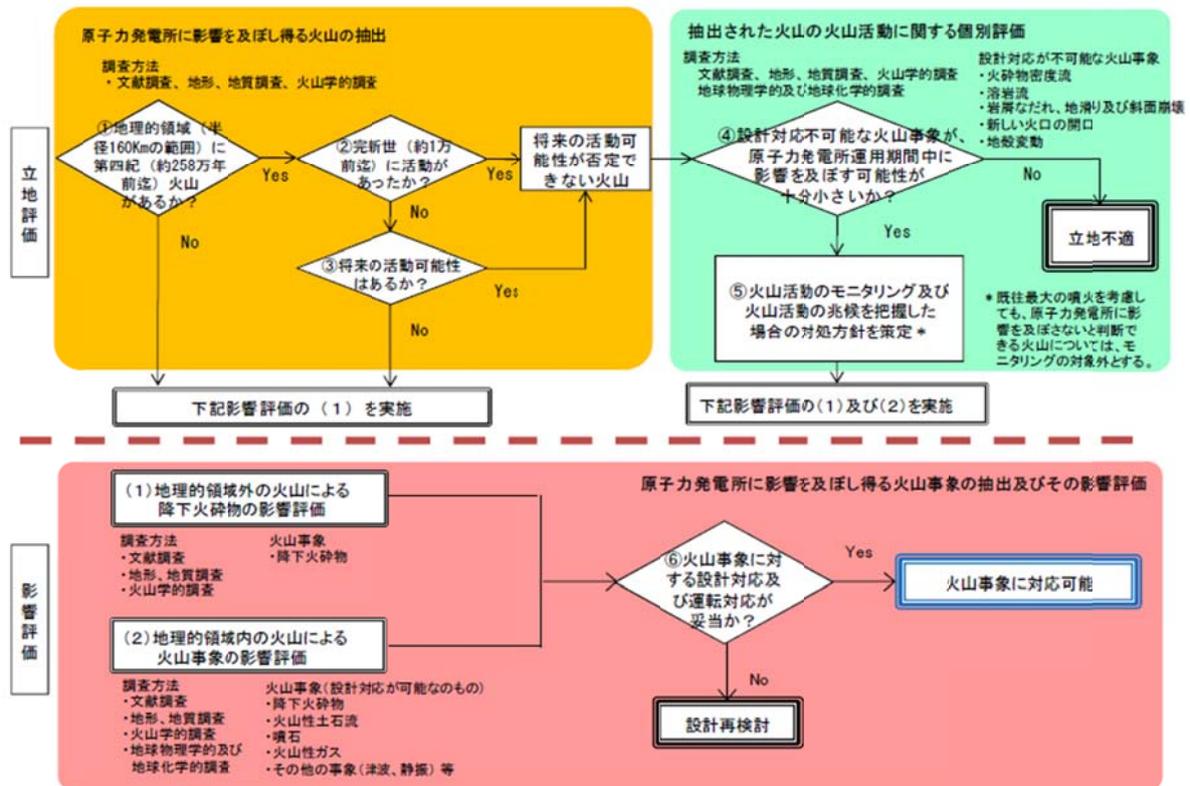


図1 原子力発電所に影響を及ぼす火山影響評価の基本フロー

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P63～71

規制委員会は、火山に対する設計方針について以下のとおり確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

申請者が実施した本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出は、階段ダイア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。

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

申請者が実施した本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価は、活動履歴の把握、地球物理学的手法によるマグマ溜まりの存在や規模等に関する知見に基づいており、火山ガイドを踏まえていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が本発電所の運用期間に設計対応不可能な火山事象が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価していることは妥当であると判断した。

(次頁に続く)

3. 原子力発電所への火山事象の影響評価

申請者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、本発電所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。

4. 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

申請者による設計対象施設を抽出するための方針が、安全重要度分類指針に従って、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。

5. 降下火砕物による影響の選定

申請者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。

6. 設計荷重の設定

申請者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、運転時荷重等を考慮するものとしていることを確認した。

7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

申請者が、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。

8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

申請者の設計が、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、燃料油貯油槽及び重油タンクを備え、ディーゼル発電機の7日間の連続運転を可能とするため、重油移送配管により燃料の輸送を確実に行う運用とするとしており、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。

イ 竜巻影響評価

【原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（抜粋）】

2.2.1 設計の基本フロー

図 2.1 に設計の基本フローを示す。設置許可段階では、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、機能・配置・構造計画等を経て抽出された設計対象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。ただし、設計荷重については、設置許可段階において、その基本的な種類や値等が適切に設定されていることを確認する。

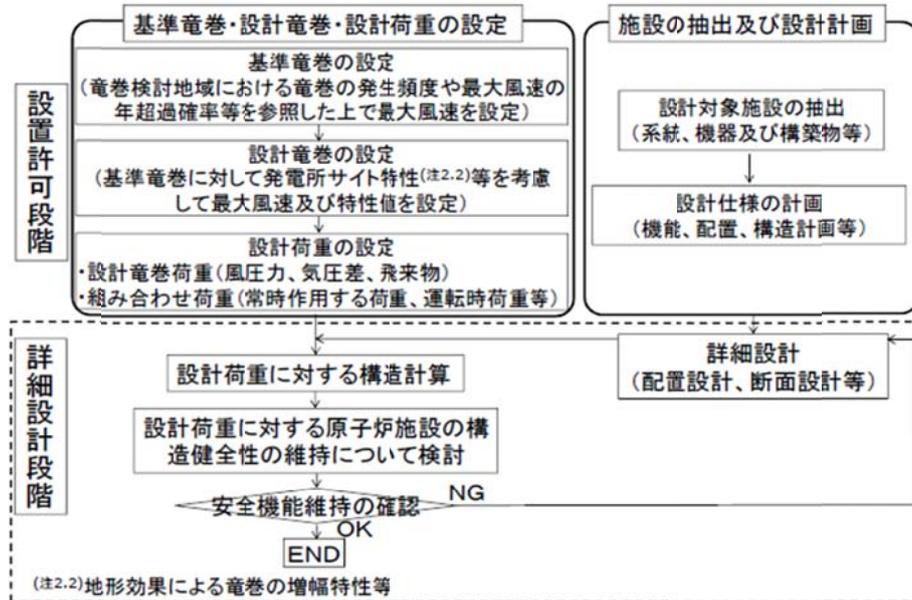


図 2.1 設計の基本フロー

3.3 基準竜巻の設定

以下の基本的な方針に基づいて基準竜巻の最大風速(V_B)を設定する。ここで、 V_B は最大瞬間風速とする。

- (1) 基準竜巻の最大風速(V_B)は、竜巻検討地域において、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て適切に設定する。
- (2) 基準竜巻の最大風速(V_B)は、下記に示す VB_1 と VB_2 のうちの大きな風速とする。
 - ① 過去に発生した竜巻による最大風速(VB_1)

日本で過去に発生した竜巻による最大風速を VB_1 として設定することを原則とする。ただし、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速を十分な信頼性のあるデータ等に基づいて評価できる場合においては、「日本」を「竜巻検討地域」に読み替えることができる。
 - ② 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(VB_2)

竜巻検討地域における竜巻の観測記録等に基づいて作成した竜巻最大風速のハザード曲線上において、年超過確率(P_{B2})に対応する竜巻最大風速を V_{B2} とする。ここで、 P_{B2} は 10^{-5} (暫定値)を上回らないものとする。

(以下省略)

(次頁に続く)

3.4 設計竜巻の設定

以下の基本的な方針に基づいて設計竜巻の最大風速(V_D)及び特性値を設定する。ここで、 V_D は最大瞬間風速とする。

- (1) 設計竜巻の最大風速(V_D)は、原子力発電所が立地する地域の特性（地形効果による竜巻の増幅特性等）等を考慮して、科学的見地等から基準竜巻の最大風速(V_B)の適切な割り増し等を行って設定されていること。なお、 V_D は、 V_B を下回らないものとする。
- (2) 設計竜巻の特性値は、設計竜巻の最大風速(V_D)、並びに竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の特性等を考慮して適切に設定する。

2.1 設計対象施設

以下の(1)及び(2)に示す施設を設計対象施設とする。

(1) 竜巻防護施設

「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」の重要度分類における耐震Sクラスの設計を要求される設備（系統・機器）及び建屋・構築物等とする。

(2) 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設

当該施設の破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性が否定できない施設、又はその施設の特定の区画^(注2.1)。

(注2.1) 竜巻防護施設を内包する区画。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P58～63

規制委員会は、竜巻に対する設計方針について以下のとおり確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

申請者による設計対象施設を抽出するための方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、安全施設の安全機能に着目した検討が行われていることを確認した。

2. 発生を想定する竜巻の設定

申請者による設計竜巻の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、保守性を持たせるなどの考慮をしたものであることを確認した。

3. 設計荷重の設定

「風圧力による荷重」、「評価対象施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」の設定について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。これに加え、「飛来物の衝撃荷重」については、飛来物となり得るものを抽出し設計飛来物を選定した上で設定していること、

(次頁に続く)

設計飛来物より運動エネルギー又は衝撃力が大きくなる場合には固縛等の飛来物発生防止対策を講じる方針としていることを確認した。

4. 設計対象施設の設計方針

申請者の設計が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて竜巻防護施設及び竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設に対して防護対策を講じることにより、竜巻防護施設の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。

5. 竜巻随件事象に対する設計対象施設の設計方針

申請者の設計が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、危険物タンク等と竜巻防護施設の位置関係を本発電所の図面等により確認する等、竜巻随件事象の影響を適切に設定した上で、その竜巻随件事象に対して竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計とする方針としていることを確認した。

ウ 外部火災（森林火災、航空機墜落による火災）

【原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（抜粋）】

1. 1 外部火災とは

外部火災とは、原子力発電所（以下「発電所」という。）敷地外で発生する火災であり、地震以外の自然現象として森林火災、また、外部人為事象（偶発事象）として近隣の産業施設（工場・コンビナート等）の火災・爆発、航空機墜落による火災等がその代表的なものである。（以下省略）

2. 1 外部火災負荷とその特性

外部火災による原子炉施設への影響については、以下を考慮する必要がある。

- (1) 火災の規模（輻射エネルギー、火炎の強度・面積・形状、伝播速度）
- (2) 二次的影響の有無（煙、ガス、爆発による飛来物等）

4. 外部火災の影響評価

4. 1 考慮すべき発電所敷地外の火災

考慮すべき発電所敷地外の火災として以下を検討する。ただし、航空機墜落による火災について、発電所敷地内に航空機墜落が想定される場合には、その発火点は敷地内とする。

(1) 森林火災

発電所敷地外の 10km 以内を発火点とした森林火災が発電所に迫った場合でも、原子炉施設が、その影響を受けないよう適切な防護措置が施されており、その二次的な影響も含めて、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。（解説-1）

(3) 航空機墜落による火災

航空機の墜落に伴う火災により、原子炉施設が、その影響を受けないよう適切な防護措置が施されており、その二次的な影響も含めて、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。（解説-2）

（解説-1）発火点の設定について

米国外部火災基準(NUREG-1407)において、発電所から5マイル以内の火災の影響を評価するとしていることを参考として設定。

（次頁に続く）

（解説-2）航空機墜落の評価について

旧原子力安全・保安院が平成14年7月30日付けで定め、平成21年6月30日付けで改正した「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」（平成21・06・25 原院第1号（平成21年6月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、原子炉施設の敷地広さを考慮して、評価の要否について判断する。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P71～77

規制委員会は、外部火災に対する設計方針について以下のとおり確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

申請者による外部火災防護施設の抽出方針について、外部火災によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器を、火炎及び輻射熱の影響による影響並びにばい煙等の二次的影響の特徴を考慮した上で、安全重要度分類指針に従って抽出するものとしていることを確認した。

2. 考慮すべき外部火災

申請者による外部火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

3. 外部火災に対する設計方針

(1) 森林火災

申請者による森林火災に対する設計が、森林火災による影響に対して必要な防火帯幅等を確保する方針としていることを確認した。

(3) 発電所敷地内における航空機落下等による火災

申請者による航空機落下等の火災に対する設計が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、当該火災が保守的に評価された上で策定されていることを確認した。

(4) 電源の信頼性

法令上の要求

【設置許可基準規則】

第二章 設計基準対象施設

(保安電源設備)

第三十三条 発電用原子炉施設は、重要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当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。

- 2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。
- 3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。
- 7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。
- 8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

第三章 重大事故等対処施設

(電源設備)

第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び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電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。

- 2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大
- (次頁に続く)

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、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び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の常設の直流電源設備を設けなければならない。

【設置許可基準規則の解釈】

第二章 設計基準対象施設

第33条（保安電源設備）

- 1 第3項に規定する「安全施設への電力の供給が停止することがない」とは、重要安全施設に対して、その多重性を損なうことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易なことをいう。なお、上記の「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機及びバッテリー等）及び工学的安全施設を含む重要安全施設への電力供給設備（非常用母線スイッチギヤ及びケーブル等）をいう。
- 2 第3項に規定する「機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止する」とは、電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知し、遮断器等により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できることをいう。また、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。
- 3 第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。
- 4 第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、発電用原子炉施設に接続する電線路上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみに連系し、当該変電所又は開閉所が停止することにより当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態にならないことをいう。
- 5 第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう。
- 6 第6項に規定する「同時に停止しない」とは、複数の発電用原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源系が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であることをいう。なお、上記の「外部電源系」とは、外部電源（電力系統）に加えて当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。また、開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不等沈下又は傾斜等が起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。さらに、津波に対して隔

（次頁に続く）

離又は防護するとともに、塩害を考慮したものであること。

- 7 第7項に規定する「十分な容量」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。
- 8 第8項に規定する「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合」とは、発電用原子炉施設ごとに、必要な電気容量の非常用電源設備を設置した上で、安全性の向上が認められる設計であることを条件として、認められ得る非常用電源設備の共用をいう。

第三章 重大事故等対処施設

第57条（電源設備）

- 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
- a) 代替電源設備を設けること。
 - i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。
 - ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。
 - iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。
 - b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。
 - c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。
 - d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。
 - e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。
- 2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。
- a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P112～116

規制委員会は、保安電源設備の設計について以下のとおり確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 保安電源の信頼性（第33条）

(1) 発電所構内における電気系統の信頼性

規制委員会は、申請者の設計が、以下の点を考慮する方針としていることを確認した。

- ① 保安電源設備については、安全施設への電力の供給が停止することがないようにすること、電力系統の異常の検知とその拡大防止については、遮断器により短絡等の故障による影響を局所化するとともに、他の安全機能への影響を限定できること。
- ② 外部電源に直接接続している変圧器の1次側において、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を行うことによって、安全施設への電力の供給の安定性を回復できること。
- ③ 重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替え操作が容易であること。

(2) 電線路の独立性

申請者の設計が、原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先の変電所が停止した場合であっても、当該原子炉施設に接続された送電線による電力の供給が全て停止しないとしており、独立性を有する方針とすることを確認した。

(3) 電線路の物理的分離

申請者の設計が、地滑り等の共通要因にて電力の供給が全て同時に停止しないように、電線路を同一の送電鉄塔に架線しない方針としていることを確認した。

(4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

申請者の設計が、設計基準対象施設に接続する電線路のいずれの2回線が喪失した場合でも他の1回線によって3号炉に電力を供給できる方針としていることを確認した。

2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保（第37条）

(1) 非常用電源設備等

申請者の設計が、以下の方針としていることを確認した。

- ① 非常用所内電源設備について、多重性及び独立性を考慮し、それぞれ別の場所に設置することにより、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計
- （次頁に続く）

基準事故に対処するための設備の機能を確保する。

- ② ディーゼル発電機の7日間連続運転を可能とするために、必要となる燃料を貯蔵する設備として、燃料油貯油槽に加えて重油タンクを設置し、地震等の自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）を想定しても、輸送手段を必ず1手段確保し、重油タンクから燃料油貯油槽に燃料の輸送を確実に行う。

- (2) 隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存
申請者が、他の原子炉施設に属する非常用電源設備等を共用しない設計とすることを確認した。

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P376～381

電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等が、第57条等における各々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、第57条等に適合するものと判断した。

(5) シビアアクシデント対策

法令上の要求

【設置許可基準規則】

(重大事故等の拡大の防止等)

第三十七条 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たものでなければならない。

- 2 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。
- 3 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、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷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。
- 4 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、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷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。

【設置許可基準規則の解釈】

第37条（重大事故等の拡大の防止等）

(炉心の著しい損傷の防止)

1-1 第1項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故シーケンスグループ（以下「想定する事故シーケンスグループ」という。）とする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。

(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

① BWR

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ LOCA 時注水機能喪失第二章 設計基準対象施設
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

② PWR

- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失

(次頁に続く)

- ・ ECCS 注水機能喪失
- ・ ECCS 再循環機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- ① 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すること。
- ② その結果、上記 1-1 (a) の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記 1-1 (a) の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

1-2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
- (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

1-3 上記 1-2 の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 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。
- (d) 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。

1-4 上記 1-2 (a) の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

1-5 上記 1-3 (a) の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。

- (a) 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

1-6 上記 1-3 及び 2-3 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。

（原子炉格納容器の破損の防止）

2-1 第 2 項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、
(次頁に続く)

以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード（以下「想定する格納容器破損モード」という。）とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。

(a) 必ず想定する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・過温破損）
- ・ 高压溶融物放出／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

(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

- ① 個別プラントの内部事象に関する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すること。
- ② その結果、上記2-1(a)の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。

2-2 第2項に規定する「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」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 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。

2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (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2.0MPa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。
- (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溶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溶融炉心が適切に冷却されること。
- (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。

2-4 上記2-3(f)の「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」とは、以下の要件を満たすこと。

(a) 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること

(次頁に続く)

(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)

3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。

(a) 想定事故1:

使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。

(b) 想定事故2:

サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。

3-2 第3項に規定する「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たもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。

(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(c) 未臨界が維持されていること。

(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)

4-1 第4項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故(以下「想定する運転停止中事故シーケンスグループ」という。)とする。なお、(a)の運転停止中事故シーケンスグループについては、(b)における運転停止中事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。

(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

- ・崩壊熱除去機能喪失 (RHR の故障による停止時冷却機能喪失)
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出
- ・反応度の誤投入

(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

① 個別プラントの停止時に関するPRA (適用可能なもの) 又はそれに代わる方法で評価を実施すること。

② その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。

4-2 第4項に規定する「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たもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。

(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(c) 未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)

(次頁に続く)

【重大事故等防止技術的能力基準】

1. 重大事故等対策における要求事項

1.0 共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る要求事項

① 切替えの容易性

発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替え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。

② アクセスルートの確保

発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。

(2) 復旧作業に係る要求事項

① 予備品等の確保

発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。

② 保管場所

発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。

③ アクセスルートの確保

発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。

(3) 支援に係る要求事項

発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。

また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P119～242

規制委員会は、重大事故等の拡大の防止等について以下のとおり確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

(次頁に続く)

1 事故の想定

(1) 運転中原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、妥当なものであると判断した。

(2) 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

申請者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、妥当なものであると判断した。

(3) 運転停止中原子炉において燃料損傷に至るおそれがある事故

申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、妥当なものであると判断した。

2 有効性評価の結果

(1) 炉心損傷防止対策

各事故シーケンスグループ「2冷却系からの除熱機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

(2) 格納容器破損防止対策

各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・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」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者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。

なお、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である当該評価の対象から除外する。

(3) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1（使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）」、「想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故）」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

(4) 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

各事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）」、
(次頁に続く)

「全交流動力電源喪失」、「原子炉冷却材の流出」、「反応度の誤投入」に対して申請者が計画している原子炉内燃料体の損傷防止対策は有効なものであると判断した。

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P258～265

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項及び同項の解釈を踏まえ必要な検討を加えた上で策定されており、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準1.0項の要求事項に適合するものと判断した。

4 その他重点確認項目以外の項目

(1) 内部火災

法令上の要求

【設置許可基準規則】

(火災による損傷の防止)

第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P83~95

規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 火災区域又は火災区画の設定
2. 火災防護計画を策定するための方針
3. 火災の発生防止に係る設計方針
4. 火災の感知及び消火に係る設計方針
5. 火災の影響軽減に係る設計方針
6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、申請の内容を確認した結果、火災防護基準に則り、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

1. 火災区域又は火災区画の設定

規制委員会は、申請者が、安全機能を有する機器等を設置する場所を、火災区域又は火災区画として設定する方針としていることを確認した。

2. 火災防護計画を策定するための方針

規制委員会は、申請者が、火災防護計画を策定する方針としており、火災防護基準の規定に則っていることを確認した。

3. 火災の発生防止に係る設計方針

規制委員会は、申請者による火災の発生防止に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

4. 火災の感知及び消火に係る設計方針

規制委員会は、申請者による火災感知設備及び消火設備の設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

(次頁に続く)

5. 火災の影響軽減に係る設計方針

規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計が、火災防護基準の規定に則った方針としていることを確認した。

6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

規制委員会は、申請者による特定の火災区域又は火災区画における火災防護対策の設計が火災防護基準の規定に則っており、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した対策を講じる方針としていることを確認した。

(2) 内部溢水

法令上の要求

【設置許可基準規則】

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水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。

2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P95～104

規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 溢水に対し防護すべき設備（以下「防護対象設備」という。）を抽出するための方針
2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
4. 防護対象設備を防護するための設計方針
5. 溢水防護区画外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針
6. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針
7. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

規制委員会は、これらの項目について、本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。

1. 防護対象設備を抽出するための方針

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針について、設置許可基準規則解釈で規定されている安全機能を有する設備を全て抽出していることを確認した。

2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

規制委員会は、申請者による溢水評価において本発電所の状況を踏まえた検討を行った上で、溢水源及び溢水量の設定を行う方針としていることを確認した。

(次頁に続く)

3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

規制委員会は、申請者による溢水防護区画及び溢水経路の設定が、現場設備等の設置状況を踏まえ、防護対象設備が設置されている全ての区画等を対象に溢水防護区画として設定する方針としているとともに、当該区画の水位が最も高くなるような保守的な条件で溢水経路を設定する方針としていることを確認した。

4. 防護対象設備を防護するための設計方針

規制委員会は、申請者による溢水に対する設計が、没水、被水、蒸気放出に対して防護する方針としていることを確認した。

5. 溢水防護区画外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針

規制委員会は、申請者の設計が、溢水防護区画外からの溢水経路を特定した上で、それぞれの流入経路に対して水密扉の設置等の対策を講じる方針としていることを確認した。

6. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

規制委員会は、申請者の設計が、建屋内の壁、堰等の設置によって、放射性物質を含んだ液体の管理区域外への伝播経路を制限することにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしない方針としていることを確認した。

7. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

規制委員会は、申請者の設計が、安全評価指針に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とする方針としていることを確認した。

(3) 緊急時対策所

法令上の要求

【設置許可基準規則】

(緊急時対策所)

第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。

(緊急時対策所)

第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。

- 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。
- 二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。
- 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。

(次頁に続く)

2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。

原子力規制委員会の審査結果

四国電力株式会社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）に関する審査書（平成27年7月15日 原子力安全専門部会資料1-2）P409～417

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に緊急時対策所を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々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、第61条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等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、規制委員会は、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記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。

添付資料 2 用語集

用語	説明
アスペリティ	地震断層面のうち、通常は強く固着し、ある時急激にずれて地震波を出す領域
安全重要度分類指針	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
安全評価指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
運転時の異常な過渡変化	通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの。(例：外部電源喪失)
応力降下量	地震によって固着した断層面から解放されるエネルギー量
オフセットVSP探査	ボーリング孔を利用して、地表で発震した地震波を孔内の受振器で受振することにより、地下構造を探査する手法。
火災防護基準	実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
火山ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド
解釈別記 1	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 1
解釈別記 2	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 2
解釈別記 3	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 3
外部火災ガイド	原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
格納容器破損モード	格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの
規制委員会	原子力規制委員会
距離減衰式	地震の揺れや震度の大きさと震源からの距離との関係を示したものの
強震動生成域 (SMGA)	断層面内で、応力降下量が特に大きく、強震動を出す領域。アスペリティと同じように使われる。
経験的グリーン関数法	地震動を評価する手法の一つで、小規模地震観測記録から、大規模地震動の波形を合成して作り出す方法
原子炉等規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
剛性率	断層破壊を生じる地殻部分の硬さの指標
朔望平均満潮位	朔（新月）および望（満月）の日から 5 日以内に現れる、各月の

	最高満潮面の平均値
サーマルバリア	1次冷却材ポンプ軸部の1次冷却材からのシール機能を維持するために、軸の周囲に設置している熱交換器。原子炉補機冷却水を経由し最終的には海水にて除熱している。
事故シーケンスグループ	炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能の喪失状況に着目して、類型化したもの
重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備。
重大事故等対処施設	重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故に対処するための機能を有する施設。
重大事故等防止技術的能力基準	実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
重大事故防止設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備。
重要事故シーケンス	各事故シーケンスグループにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
常設耐震重要重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち常設のものであって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの。
ジョグ	活断層トレースは、屈曲、分岐、ステップなどの形状を有する。このような非直線性の構造をジョグという。 ジョグは断層破壊の停止域であり、ジョグからは強い地震動は生じないと考えられている。
申請者	四国電力株式会社
水平渦動粘性係数	海水の水平方向の動粘性についての係数。海水の運動には、大小さまざまな渦が含まれる。しかし、これらの全てを同時に扱うことは不可能であり、対象とする現象よりも小さいスケールの現象からの運動量輸送への寄与を、分子粘性と同様の表現形式で扱うことが多く、これを渦動粘性または渦粘性という。この場合の粘性係数（渦動粘性係数）は、分子粘性係数に比べて桁違いに大きい。
セグメント	一連の活断層を単位となる区間に分けたもの

設計基準事故	発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの。(例：1次冷却材喪失事故)
設計基準対象施設	発電用原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となるもの。
設置許可基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
設置許可基準規則解釈	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
耐震重要施設	設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの。(耐震Sクラスに属する施設)
耐専スペクトル	Noda et al. (2002)による応答スペクトルに基づく地震動評価手法であり、概ね第三紀以前の地層の表面における水平・上下地震動の応答スペクトルとその経時特性の経験的な評価法をまとめたもの
大規模損壊	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊
竜巻ガイド	原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
断層ガウジ	断層運動に伴う破砕によって生じた細粒・未固結の断層内物質。破砕岩片の割合が30%未満のものを断層ガウジと呼び、30%以上のものを断層角礫と呼ぶ。
断層傾斜角	波源となる断層が傾斜している角度
地質ガイド	敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド
地震ガイド	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド
地盤ガイド	基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
津波ガイド	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
等価震源距離	等価震源距離とは、震源距離(震源と敷地との距離)に震源断層面の拡がりの効果を考慮したもの。 震源断層面の各部から放出される地震動のエネルギーの総計が、特定の1点から放出されたものと等価となるように計算されるもので、震源断層面を等価なエネルギーをもつ点に置き換えたときの震源距離のこと。
統計的グリーン関数法	地震動を評価する手法の一つで、観測記録の代わりに小さな地震による揺れとして人工的に時刻歴波形を作成し、それを足し合わせて大きな地震による揺れを計算する方法

破壊伝播速度	断層の破壊が伝わる速さ
評価事故シーケンス	各格納容器破損モードにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
片理	針状・柱状や板状の鉱物が平行に配列して縞模様を呈する岩石の構造。
保安規定	伊方発電所原子炉施設保安規定
本申請	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)(平成25年7月8日申請、平成27年4月14日補正、平成27年5月11日再補正、平成27年6月30日再々補正)
マグニチュード	地震が発するエネルギーの大きさを対数で表した指標値。地震規模を直接測定する手段が無く、なんらかの方法で推定するしかないため、いくつかの定義がある。
リニアメント	河川、谷、尾根等の傾斜急変部、屈曲部等の地形的特徴が直線又は直線に近い状態に配列している地形のこと。
ATWS	運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉の緊急停止が要求された(必要とされた)にもかかわらず、原子炉安全保護系(あるいは停止系)の故障等により原子炉が緊急停止しない事象
BWR	沸騰水型原子炉
C/V	原子炉格納容器(Containment Vessel)
CDF	炉心損傷頻度(Core Damage Frequency)
CFR	格納容器機能損失頻度(Containment Failure Frequency)
CVスプレイ	ほう酸水とヨウ素除去剤を含む水を原子炉格納容器内にスプレインノズルを介して散布する設備。事故時に、原子炉格納容器内の温度、圧力上昇を抑え、原子炉格納容器内に放出される放射性物質を除去するために使用する。
DEM	標高を座標で記録した数値標高モデル(Digital Elevation Model)
ECCS	非常用炉心冷却装置(Emergency Core Cooling System)
E.L.	標高
ERSS	緊急時対策支援システム
FARSITE	米国農務省が開発した森林火災シミュレーション解析コード。火災の4つの挙動タイプ(地表を伝播する火災、樹冠を伝播する火災、伝播の加速、飛び火)を考慮するとともに地理空間情報を入力データとして使用することにより、現地の状況に即した評価を行うことが可能である。
FCI	溶融燃料-冷却材相互作用
H/Vスペクトル	水平動スペクトルと上下動スペクトルの比

I A E A	国際原子力機関 (International Atomic Energy Agency) 原子力の平和的利用を促進するとともに、原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止することを目的として設立されている。
I N S A G	I A E A の原子力安全諮問委員会 (International Safety Advisory Group) 国際的な重要性をもつ一般的な原子力安全問題について、情報交換、事務局長への勧告等を行うことを目的として設立されている。
L O C A	1次冷却材喪失事故 (Loss of Coolant Accident)
L O C A	冷却材喪失事故
L O C A	四電用語解説にあり
M C C I	溶融炉心・コンクリート相互作用
M j (気象庁マグニチュード)	気象庁が地震を観測した際に発表するマグニチュード
M w (モーメントマグニチュード)	地震規模を物理的に定義するために提唱された地震モーメント M_0 (断層の面積、断層の平均すべり量、断層周辺の岩盤の変形しやすさの指標である剛性率の積) を用いて、従来のマグニチュードの数値と合致するように換算して得られるマグニチュード。 $\log M_0 = 1.5M_w + 16.1$
P A R	静的触媒式水素再結合装置
P R A	確率論的リスク評価
P W R	加圧水型原子炉
R C P	1次冷却材ポンプ (Reactor Coolant Pump)
R C P シール L O C A	1次冷却材ポンプの軸シール部のシール機能が喪失することで、1次冷却材が1次冷却材ポンプの軸シール部を經由して外部へ漏えいする事故
R C S	1次冷却系統 (Reactor Coolant System)
S P D S	安全パラメータ表示システム
T. P.	東京湾平均海面
V S P 探査	V S P 探査は、ボーリング孔を利用して、地表で発震した地震波を孔内の受振器で受振、もしくは孔内の震源で発した波を地表の受振器で受振することにより、地下構造を探査する手法。より精度の高い結果を得ることができる。
V p	地震によって発生する縦波 (P波) の速度
V r	断層面の破壊が進んで行く速度 (破壊伝播速度)
V s	地震によって発生する横波 (S波) の速度

目次（項目）

1	火災に対する考慮	1 頁
2	電源の信頼性	2 頁
3	自然現象に対する考慮（火山）	4 頁
4	自然現象に対する考慮（竜巻）	6 頁
5	自然現象に対する考慮（森林火災）	8 頁
6	自然現象に対する考慮（その他）	9 頁
7	シビアアクシデント対策	10 頁
8	耐震性能	21 頁
9	耐津波性能	38 頁
10	耐震・耐津波性能（共通）	42 頁
11	全般	43 頁

項目 1: 火災に対する考慮

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
1-1	タンカーによる外部火災の影響評価は実施していないのか。	<p>国のガイドでは、外部火災影響評価の評価対象として、「森林火災」、「近隣の産業施設の火災・爆発」および「航空機墜落による火災」を考慮することとしており、タンカーは「近隣の産業施設の火災・爆発」に含まれるが、影響評価では、タンカーより影響が大きいと考えられる森林火災や構内燃料タンク等の火災の影響による安全施設への影響評価により代替している。</p> <p>タンカーは航路の関係から伊方発電所岸壁より十分に離れた海上を航行する(至近の定期航路で約 13km 離れており、タンカーも同程度と考えられる)ため、タンカーの火災(離隔距離約 13km)より、森林火災(防護対象施設からの最短距離約 50m)、および構内燃料タンク等の火災(防護対象施設からの最短距離約 20m)による影響の方が大きく、森林火災、および構内燃料タンク等による火災のほうが影響が大きいと考えられることから、タンカー火災による考慮は不要と考えている。(国に説明済)</p>	H25 9/11	H26 6/4	吉川
1-2	火災に対する影響評価について、解析は国のガイド等で示された方法によるものと理解しているが、数字そのものの保守性はどのくらい考えているのか。計算モデルのマージンを考慮したものになっているか。	<p>火災に対する影響評価の保守性については、許容温度、および熱影響評価手法等にて保守性を考慮している。</p> <p>具体的には、防護対象設備はコンクリート壁の建屋であるため、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℃(出典:財団法人日本建築センター)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形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。また壁面温度評価手法については、対流熱損失を考慮せずに全て壁内に熱が入り込むとして評価しているなどの保守性を考慮している。(国に説明済)</p>	H25 11/19	H26 6/4	宇根崎
1-3	航空機墜落による火災影響評価において、評価ガイドに記載のある落下確率(10 ⁻⁷ (回/炉・年))の根拠や背景について、説明願いたい。	<p>「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準」は、平成 14 年 7 月 30 日に原子力安全・保安院が制定(平成 21 年 6 月 30 日一部改正)し、原子力規制庁においてもこの基準等により評価することとしている。</p> <p>この基準は、原子炉施設への航空機の落下を「想定される外部人為事象」として設計上の考慮を必要とするか否かの判断のめやすとする基準値を示すとともに、原子炉施設へ航空機が落下する可能性(発生確率)を評価する標準的な手法を提示することを目的として定めたものである。</p> <p>判断基準の 10⁻⁷(回/炉・年)については、米国や欧州主要国の基準を参考とし、また、IAEA の原子力安全諮問委員会(INSAG)が設定した原子力発電所の技術的安全目標(炉心損傷事故頻度 10⁻⁸(回/炉・年)、大規模放出頻度 10⁻⁶(回/炉・年))を踏まえて、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。</p> <p>なお、10⁻⁷(回/炉・年)を越える場合には当該原子炉施設の立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、当該原子炉施設への航空機落下の発生確率の総和が 10⁻⁷(回/炉・年)を超えないことを求めている。</p>	H25 11/19	H26 6/4	森
1-4	航空機が落下する面積は、発電所全体の面積を想定しての確率か。	<p>発電所全体の面積を想定したのではなく、国のガイドに則り発電所の重要な設備の面積を想定している。</p> <p>この面積の想定については国の原子力発電所の新規基準適合性に係る審査会合で説明し、特にコメントは受けていない。(国に説明済)</p>	H25 11/19	H26 6/4	望月
1-5	航空機墜落による火災影響評価において、基本的には自衛隊機や米軍機が飛行しなければならないのではないか。	<p>航空機の墜落事故に対しては、従来より、原子力発電所と航路との距離などを踏まえて落下確率を評価し、原子炉施設への 1 年あたりの落下確率が 10⁻⁷を超える場合には防護設計を講じるなどの対応を求めていることとしている。</p> <p>これに加えて、新規基準においては、テロに対する備えとして、意図的な航空機衝突等によりプラントが大規模に損傷した状況を想定し、消火活動の実施や、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策を新たに求めている。</p>	H25 11/19	H26 6/4	高橋
1-6	中越沖地震で柏崎刈羽原発で所内変電所が火災を起こしたことから、火災防護の対策が強化されたが、新規基準ではどう関係があるか。	<p>火災防護対策は旧指針においても記載されていたが、中越沖地震が起き、敷地の中のトランスなどが火災になり、そこで消火できなかったことが問題となったので、そのときはまずは自衛消防隊の設置を事業者に対して求めた。</p> <p>平成 25 年 7 月に策定した新規基準ではこれに加えて以下の要求を追加した。従前の対策を強化するものと新たに加えたものがあるが、追加したものは大きく分けると 2 つあり、1 つは内部火災対策ということで燃え難いケーブルの使用や燃え広がりを防止するための建屋の中の壁の設置とか、そういったもので内部火災対策の徹底を求めている。もう 1 つは、敷地外の森林火災などを想定して、安全施設への影響の有無を確認するといった外部火災対策を追加している。</p>	H25 11/19	H26 6/4	吉川

項目 2: 電源の信頼性

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
2-1	送電線が交差している箇所について、断線すれば接触事故になるが、どのように考えているか。	四電 送電線について、断線に伴い接触事故が発生する可能性も含めて評価した結果、いずれの交差部、併架部で異常があっても、他のルートにより供給可能であることを確認している。 (平成 25 年 11 月 19 日 部会資料1-1の添付資料参照) (国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
2-2	風力発電用の風車が破壊された場合の送電線への影響はどうか。	四電 風力発電所の風車が破壊され、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、発電所の安全性に影響は無いと考えている。 具体的には送電線は複数回線(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DG、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。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
2-3	風力発電用の風車の基数や送電線との離隔距離はどうか。	四電 風車の基数については、発電所の送電線近傍では12基設置されている。 風車と送電線との離隔距離については、最も近接した距離で、約150mである。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
2-4	碍子型遮断器の耐震性はどうか。	四電 基準地震動に対しても、碍子が破損しないことを確認している。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
2-5	碍子型遮断器の碍子の用途は何か。	四電 絶縁が無い送電線をガス絶縁の開閉装置に繋ぎ込むときの絶縁、電界強度を緩和するためのものである。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	吉川
2-6	電力会社の方で送電線の交差の問題はどこが規制の担当かということを確認してもらいたい。	四電 「原子力発電工作物の保安に関する省令」より、送電線引出口の遮断器を境界として、それより外部の送電線は電気事業法に基づき経済産業省(電力安全課)が規制担当になる。	H25 11/19	H26 6/4	吉川
			H25 11/19	H26 6/4	望月
2-7	新規規制基準において、「電源システムを構成する機器は信頼性が高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易であること。」とあるが、客観的に「信頼性が高い」とか「容易である」とはどのようなことか。	四電 新規規制基準において、送電線について「信頼性が高い」とは、複数のルート、変電所の独立性等により確保されるものと考えている。「(操作が)容易である」とは、自動による切り替え操作ができるといったことを指すものと考えている。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	宇根崎
2-8	電源の信頼性について、原子力規制庁の審査の結論はどのようなものになったのか。	四電 平成 25 年 8 月 15 日の原子力規制庁の第9回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合にて、資料2-1-3を用いて外部電源が3ルート6回線あり信頼性が高い等の説明を実施した。審査では2カ所ある変電所損傷時の復旧の成立性について等の質問があり、平成 25 年 10 月 10 日の第 31 回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合にて、資料3-5を用いてコメント回答を実施した。 以降は、特に国からコメントは受けていない。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	吉川

2-9	福島事故後、電源の信頼性がどのように向上されているのか。また、そのような審査がなされているのか。	国	3.11の事故からいろんな教訓が得られた。3.11以前の原子力の規制について、何が問題だったのか、今後どのようにすべきかということについて、当時の原子力安全・保安院や原子力安全委員会、あるいは原子力規制委員会になってからもそうであるが、いろんなことを検討してきた。一方で、国会の事故調とか政府の事故調等でも、これまで何が問題だったのか、今後どのようにすべきかということについて検討がなされた。それで、例えば、これまでの問題点ということでは、外部事象も考慮したシビアアクシデント対策が十分な検討もしないまま、事業者の自主性に任せており、国で規制はしていなかったということ、それから、バックフィット制度という法的な仕組みがなかったこと、こういった問題点が洗い出されてきた。これらを踏まえ、これまでなかった項目の追加、あるいは重大事故も考慮した安全規制等について新規に追加したり、あるいは強化したりということで、規制内容はぜひぶん強化している。原子力規制委員会は、新規規制基準について公開の場で議論をして、それから、パブコメにもかけ必要な事項は反映して、最終的には平成25年7月に新しい規制基準ができた。この新規規制基準を基に現在厳格な審査をしているところである。	H25 11/19	H26 6/4	吉川
		四電	DGの冷却機能(海水系)喪失による電源喪失を防止するため海水取水用水中ポンプ等の配備、DG及びメタクラ等設置場所の水密化(水密シャッター・水密扉等)により既設電源の耐性を強化した。また、DGとは冷却方式が異なる空冷式非常用発電装置や専用配電線(亀浦変電所)を新たに設置するなど、電源の多様化を図った。福島第一の事故以降、重大事故等への対応として、迅速な電源供給のため空冷式非常用発電装置の常設化及び遠隔操作化、また監視・制御機器等の電源拡充として、常設蓄電池増強や可搬型蓄電池の配備等、更なる電源の多様化を図り、信頼性向上に努めている。 (国に説明済)			
2-10	川内、大洲変電所の両方が全停止しても短期間であればしのげるということか。	四電	平糶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る。なお、外部電源が喪失しても、所内には非常用DG、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。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
2-11	変電所そのものが使用不能になった場合と、送電線が使用不能になった場合と両方とも検討に含んでいるのか。	四電	変電所そのものが使用不能になった場合、送電線が使用不能になった場合の両方を検討に含んでいる。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
2-12	非常用ディーゼル発電機は、長期間の使用に耐えられるのか。	四電	ディーゼル発電機は離島の電源供給や船舶によく用いられるもので、長期間の使用に耐えられるものである。	H25 11/19	H26 6/4	望月
2-13	原子力発電所の発電機から電源供給はできないのか。	四電	発電機が運転中に事故が発生したとしても、インターロックにより自動停止しない場合は、発電機からの電源供給は可能である。なお、発電機以外にも、所内には非常用DG、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。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	高橋
				H25 11/19	H26 6/4	吉川
				H25 11/19	H26 6/4	望月

項目 3:自然現象に対する考慮(火山)

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
3-1	火山の影響評価について、火山の噴火によって発電所に対してどのような危害を想定しているのか。また、「5cm」というのは何を意味しているのか。	四電 国のガイドに基づき、伊方発電所における火山影響評価の評価対象を抽出した結果、評価対象は降下火砕物(火山灰)のみである。降下火砕物厚さについては、ガイドに基づき発電所運用期間中の活動可能性のある火山による過去最大規模の噴火について検討した結果、過去の噴火による敷地付近への火山灰の降下厚さはいずれもほぼ0cmである。ただし、同規模の噴火時に風向きによっては敷地において厚さ数mm～数cm(不確かさを考慮したシミュレーションの結果、最大でも4.5cm)の降下火砕物が想定され、保守的に敷地において考慮すべき降下火砕物の厚さを5cmと設定したものである。(降下火砕物厚さについては国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	森
			H25 9/11	H26 6/4	高橋
3-2	安全性の中には構造安全性や機能安全性があるが、発電所にとってどのような危害になるのか。	四電 設備の構造安全性には降下火砕物(火山灰)が建物に堆積することにより、その上載荷重による建屋への影響が考えられる。機能安全性には外気取り入れ口のフィルタ目詰まり等による機能喪失が考えられる。構造安全性については、火山灰の施設の安全機能に及ぼす影響に着目して評価対象施設を抽出し、対象施設全てに対して上載荷重による建屋の構造安全性評価を実施し、問題ないことを確認している。機能安全性については、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、例えばフィルタ目詰まりに要する時間(例:DG吸気フィルタ:19.8時間)以内にフィルタ交換が可能(例:DG吸気フィルタ:1時間程度)など、問題ないことを確認している。以上の評価等により、構造安全性、機能安全性ともに問題ないことを確認している。(詳細は平成25年12月27日の第65回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-3-2参照)(設備の健全性については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	森
3-3	火山灰が、空気と水の両方のフィルタの機能を低下させないかを検証し、問題なかったということか。	四電 火山灰が、空気(空調など)と水(海水ポンプなど)の両方のフィルタの機能を低下させないかを検証して問題なかったことを確認している。(詳細は平成25年12月27日の第65回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-3-2参照)。(設備の健全性については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	森
3-4	火山噴火の際の地震に対する安全性についてどう考えているか。また、過去に危険なものはあったか。	四電 火山噴火に伴う地震について評価を実施した結果、伊方発電所に対して至近の鶴見岳(発電所からの距離約85km)にて火山活動に伴うM7.1の地震が発生したとしても、耐震評価にて想定している中央構造線(発電所からの距離約8km)による地震より影響が小さいことを確認している。また特に過去に危険なものは無かったことを確認している。(国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
3-5	火山噴火の際の地震に対する安全性についてどう評価しているのか。	国 火山性地震とこれに関連する事象による原子力発電所への影響評価においては、原子力発電所の局地的地盤条件を考慮に入れて、原子力発電所で最大の地震動を生じさせる火山性地震事象のマグニチュード、震源深さ、及び原子力発電所からの距離の組み合わせを判定・評価する。一方、原子力発電所における火山性地震は、その他の地震源による地震よりも大幅に危険性が低いと実証することが可能な場合は、当該事象を地震評価に包含できると考えている。	H25 10/16	H26 6/4	吉川
3-6	火山地震については四電で独自に調査したのか。	四電 国のガイドに従い当社にて調査を実施した結果、火山性地震について大きな影響は受けていないことを確認している。(国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
3-7	火山の影響評価でのシミュレーションとは何をしたか。	四電 降下火砕物による堆積厚さを評価するため、降下火砕物シミュレーションを実施している。シミュレーションでは、発電所運用期間中の活動可能性のある火山(九重山、由布岳、阿蘇山)を対象に毎月の平均値の風による敷地での降下火砕物の厚さを評価するとともに、風向や風速の不確かさを考慮しても、最大で4.5cmであり、施設の健全性評価に用いた厚さ5cmを超えないことを確認している。(詳細は平成26年2月5日の第78回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-1参照)(シミュレーションについては国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
3-8	軽石(パミス)が浮遊してきた際の影響はどうか。また、火山灰の粒子が電子機器に悪影響を与えるということはないと判断したということではないか。	四電 評価の結果、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。)ことを確認している。原子炉の安全に係る電子回路については、コンクリートに囲まれた建屋内にあり、建屋には空調があるため問題ない。また空調の吸気側フィルタに火山灰が降下しても問題ないことも評価している。(詳細は平成25年12月27日の第65回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-3-2参照)(設備の健全性については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	高橋

3-9	火山灰が建屋に入っても電気系統は影響はないか。	四電	火山灰が建屋に入っても、電気系統は端子箱等に収められて外側は密閉となるよう樹脂コーティングなどを施しており、影響はないことを確認している。(詳細は平成25年12月27日の第65回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-3-2参照)。(設備の健全性については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	望月
3-10	火山灰の影響について、建屋の外、その他の関連施設も問題ないということか。	四電	発電所の安全に必要な建屋の外部からの連絡(進入)により火山灰が侵入したとしても、電子回路のコーティングや絶縁処理などが施されており、評価の結果問題無いことを確認している。(詳細は平成25年12月27日の第65回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-3-2参照)。(設備の健全性については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	高橋
3-11	火山活動が連続で起こっても、発電所内や外部との連絡手段は問題ないのか。電子機器類は問題ないのか。	四電	火山活動が連続して起こったとしても、建屋間の連絡経路等を含め、空調系、電子機器類を含めた発電所の設備については、仮に堆積しても火山灰を除去するといった処置等により、健全性を確認している。(詳細は平成25年12月27日の第65回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-3-2参照)。(設備の健全性については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	高橋
3-12	数年前にアイスランドであった大規模な火山活動において、原子力発電所等の施設に影響がなかったかを教えていただきたい。	四電	四国電力よりドイツの原子炉安全協会へ確認した結果、アイスランドでの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。 (平成25年11月19日 部会資料1-4-1の添付資料参照)	H25 10/16	H26 6/4	森
				H25 10/16	H26 6/4	望月
3-13	現地で電源車や冷却用海水等の接続口を確認したが、こうした機器にも火山灰は影響がないことを確認しているのか。	四電	電源車や冷却用海水等の接続口に対する火山灰の影響については、評価して問題ないことを確認している。 具体的には、電源車の車両のエンジン周りにはフィルタが付いており走行可能であること、機器の系統内は密閉構造になっており外部からの吸い込みが無いこと、降灰が5cm程度なので除灰で対応できることから、問題ないと評価している。	H25 11/19	H26 6/4	森
				H25 11/19	H26 6/4	望月
3-14	一度火山が噴火すると火山灰が長期に浮遊すると考えられるが、作業員への影響・対策は考慮しているのか。	四電	屋外作業(除灰他)を想定し、ゴーグルおよび防塵マスクの準備をしている。	H25 11/19	H26 6/4	森
3-15	降下火砕物による堆積荷重について、湿潤状態の荷重はどういう根拠で設定したのか。	四電	降下火砕物に雨水等の水分が含まれた状態を考慮し、施設にかかる積載荷重を最大2,205N/m ² と設定しており、設定した積載荷重に対し、施設の安全性に影響を及ぼさないことを確認している。	H27 4/21	H27 7/22	奈良林

項目 4: 自然現象に対する考慮(竜巻)

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
4-1	竜巻に対する影響評価について、構造体ではないが、窓ガラスや外に露出した設備等、機能を持続するために重要なものの取り扱いはどうなっているか。	四電 竜巻に対する施設影響評価については、国のガイドに従い以下のとおり実施している。 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ことを評価により確認している。 重油タンク等、構造部材だけでの強度対策が無理なところは、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。(詳細は平成26年1月30日の第75回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料3-3-1参照) (飛来物評価については国に説明済)	H25 9/11	H26 6/4	森
4-2	竜巻に対する影響評価について、重要な設備や免震重要棟に窓ガラスはないのか。	四電 重要な設備や、免震重要棟の中の緊急時対策所には窓ガラスは入っていない。	H25 9/11	H26 6/4	森
4-3	竜巻に対する影響評価について、竜巻の知見の蓄積が少ないが、今後どのように不確かさを考慮して評価を進めていくのか。	四電 新規制基準適合性確認申請当初、過去50年くらいの伊方地域のデータに基づき竜巻の設計風速を69m/sと設定していたが、審査の中で不確かさを考慮して検討対象を伊方から約180kmまで拡大して基準となる竜巻の風速を92m/sに見直し、更に不確かさを考慮して設計風速を国内最大級の100m/sとしている。この内容は平成25年11月14日の第47回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合にて国に説明しており、その後、設備に対する影響評価を実施している。 (設計竜巻の設定については国に説明済)	H25 9/11	H26 6/4	宇根崎
4-4	竜巻に対する影響評価について、竜巻は、風速だけでなく、海水を巻き上げた場合の影響も検討すべきではないか。	四電 現状でも送電線は常時海風に晒されており、塩分付着を考慮した絶縁設計をしているので問題はない。また電源の信頼性を高めるため複数の送電線ルート(3ルート6回線)を確保している。 (平成25年11月19日 部会資料1-1の添付資料参照) (複数の送電線ルート確保については国へ説明済)	H25 9/11	H26 6/4	高橋
4-5	重大事故等の対処に必要な電源設備について、地震力あるいは風力、そういった設計荷重を考慮しているのか。	四電 重大事故等の対処に必要な電源設備について、地震力や風力の荷重に対し設計上の考慮は実施している。 具体的には、重大事故等の対処に必要な施設(電源設備である非常用DGを含む)は耐震Sクラス以外の防護対象施設も含めて、屋内の設備は建屋の耐性、屋外の設備は設備そのものの耐性に防護している。 耐性が不足している重油タンク等の屋外設備については衝撃吸収材などで耐性を確保している。 (国に説明済)	H25 9/11	H26 6/4	森
4-6	安全防護対象施設に重大事故等の対処に必要な電源設備に関するものは全て入っているということか。	四電 全ての電源設備が安全防護対象施設に入っているのでは無い。具体的には発電所構外からの電源である配電線関係は、地震でも風でも倒れる可能性があり、安全防護対象施設ではないが、逆に壊れても発電所の中に資材を準備しているためすぐに復旧できる利点を持っている。	H25 9/11	H26 6/4	森
4-7	送電線等の配電関係は、すぐに復旧できるという前提なのか。	四電 送電線については、仮に送電機能を喪失しても、発電所内にはディーゼル発電機等の発電設備を保有し、かつ燃料を最低7日分確保している。送電線は複数(3ルート6回線)あり、信頼性は高いと考えているが、長期に渡って送電線が全線送電不能になったとしても、所外から所内電源への燃料補給により、対応可能と考えている。 配電線については発電所の中に資機材を常時常備し、訓練もしており比較的早期に復旧ができる電源であると考えている。 なお、配電線はこれがないと電源が確保されないというのではなく自主的に追加している設備である。 (電源確保については国に説明済)	H25 9/11	H26 6/4	森
		四電 配電線については発電所の中に資機材を常時常備し、訓練もしており比較的早期に復旧ができる電源であると考えている。 なお、配電線はこれがないと電源が確保されないというのではなく自主的に追加している設備である。 (電源確保については国に説明済)	H25 9/11	H26 6/4	望月
4-8	竜巻評価の許容値及び評価結果に対する裕度を説明願いたい。	四電 機器の設計評価については、日本機械学会規格値を許容値とし、またその規格に規定されていないものは、弾性範囲に収まるよう、降伏応力を許容値として設計しており、十分な裕度がある。建屋についても終局のせん断力に、1.5倍の安全裕度ということで割戻しをしており、十分な裕度を持った評価と考えている。 各機器の裕度の評価結果については、 平成26年3月20日 部会資料2の別紙1参照 。 (設備の健全性については国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
4-9	竜巻の定義について、突風・強風を引き起こす自然現象と捉えていいのか。スーパータイフーンという今回フィリピンを襲ったものも含まれるのか。	四電 国の原子力発電所の竜巻影響評価ガイドには、竜巻は突風・強風を引き起こす自然現象と定義してある。 定義の中に入っているかに関わらず、四国電力が実施した評価の中には入っていると考えている。	H25 11/19	H26 6/4	森

4-10	特に竜巻ということで主に陸地付近を想定しているが、スーパータイフーンのよ うな海洋上で起きているものも想定すべきではないか。	四電	過去に台風起因の竜巻が発生しており、今回評価した竜巻データの中 でも考慮はされているため、想定の中に入っていると考えている。な お、今回の評価では、ある一定期間竜巻が留まったとして、どうい う影響を及ぼすか評価している。機器の裕度等もあり、プラスアルファ のものが起きて原子力発電所の安全性は維持できると考えている。	H25 11/19	H26 6/4	森
4-11	竜巻の影響評価について、 文書で根拠を示した上で、 論理立てた説明を願いたい。	四電	各機器の裕度評価について、 平成26年3月20日 部会資料2の別紙1 に示す(4-8と同様)。 (設備の健全性については国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
4-12	評価には今回フィリピンで 発生したような台風も含ま れているのか。このような 台風が日本で発生したとし ても対応できるのか。	四電	台風に対する考慮という意味では、3号の建設時には72m/s程度 の風荷重を考慮して設計している。 今回の新規制基準では竜巻が自然現象として加わったため、それ に対する評価、対策を実施しており、フィリピンで発生したよう な台風でも対応できると考えている(4-10と同じ)。(設備の健全性 については国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	吉川
4-13	十数年前に、四国の法皇 山脈において、共振現象に より鉄塔が倒壊したことが あった。その後の鉄塔建設 用地選定に当たっては、そ の辺りのことも考慮してい ると考えているが、データ があれば付け加えて欲し い。	四電	鉄塔倒壊の後の用地選定等については、高橋先生ご指摘のとおり、 鉄塔倒壊より後で伊方発電所の近くの四国中央西幹線という送電線 を建設したが、高橋先生の言われた鉄塔倒壊事例を考慮し、風の面 においても事前に風速等の調査、シミュレーション等も行い設計基 準内であることを確認した上で建設している。	H25 11/19	H26 6/4	高橋
				H25 11/19	H26 6/4	望月
4-14	台風の影響評価について はどうするのか。	四電	四国電力が実施した竜巻に対する設備影響評価では、100m/sの風 が一定期間吹き続けるということで風荷重を評価しているので、 100m/sの台風が来たということで設計をしているという風に考えて良 いのではないかと考えている。(4-10と同じ) (自然現象(風)については国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	吉川
		国	フィリピン台風(平成25年台風第30号)の被害や昔の室戸台風を考 えると、頻度からみても台風の通り道である四国では大変気にな るところである。このあたりの審査はもう済んだのか、ということ であるが、先ほど説明したように審査中である。	H25 11/19	H26 6/4	望月
4-15	竜巻裕度評価については、 計算結果だけでなく、計算 の根拠や計算のプロセス (飛距離などの算定)も示す こと。	四電	竜巻に対する裕度評価対象施設(重油タンク等の竜巻防護施設、お よび格納容器排気筒等の竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る 施設)に対する裕度評価の最小値を別紙1にまとめる。発生値と許 容値から、対象設備全てについて、竜巻による応力発生値が設 備の機能を維持するための許容値を超えていないことを確認して いる。 なお、裕度評価の計算の詳細は 平成26年3月20日 部会資料2の別紙2(設備) および 平成26年3月20日 部会資料2の別紙3(建屋) にまとめている。 (設備の健全性については国に説明済)	H26 3/8	H26 6/4	奈良 林
4-16	竜巻評価の結果に係る機 器の裕度リストについて、 裕度が2を切っているもの が5項目あるが、災害事象 に対する考え方を整理して もらいたい。	四電	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。 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、竜巻検討地域については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、不 確かさを考慮して100m/sとしている。 また、設備の評価については規格・基準を用いて保守的な評価を しており、それらを考慮すると相当の裕度を有するものと考えて いる。 (設計竜巻については国に説明済)	H26 3/20	H26 6/4	森

項目 5: 自然現象に対する考慮(森林火災)

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員	
5-1	森林火災の影響評価において、評価ガイドで FARSITE という森林火災シミュレーション解析コードの利用を推奨していること的位置付けを説明願いたい。	四電	森林火災の影響評価に係る国のガイドで推奨されている FARSITE は、米国で使用されている影響評価コードで、世界的に広く利用されており、特定範囲の火災到達時間、火線強度等を予測可能である。なお、今回の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。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	吉川
		国	FARSITE は、米国農務省 USDA Forest Service で開発され、世界的に広く利用されている。本モデルは、火災の4つの挙動タイプを考慮するとともに、地理空間情報を入力データとして使用することにより、現地の状況に即した評価を行うことが可能である。	H25 11/19	H26 6/4	望月
		四電	発電所敷地外が森林火災によって大規模に延焼した場合の外部電源の健全性については、仮に敷地周囲が全面的な火災になれば送電線自体は一時的に止まる可能性があるが、発電所内にはディーゼル発電機、空冷式非常用発電装置など複数の電源を確保しており、それらの設備と森林とは離隔距離が十分ある(至近で約 50m。コンクリート許容温度 200℃に対し、評価した外表面温度約 96℃)ため、発電所の安全性に問題はない。火災から復帰した後の送電線は、碍子という瀬戸物の他は金属でできており、再使用可能と考えている。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
5-2	森林火災によって周囲が延焼した場合、送電線や鉄塔の健全性はどのように考えているのか。	四電	発電所敷地外が森林火災によって大規模に延焼した場合の外部電源の健全性については、仮に敷地周囲が全面的な火災になれば送電線自体は一時的に止まる可能性があるが、発電所内にはディーゼル発電機、空冷式非常用発電装置など複数の電源を確保しており、それらの設備と森林とは離隔距離が十分ある(至近で約 50m。コンクリート許容温度 200℃に対し、評価した外表面温度約 96℃)ため、発電所の安全性に問題はない。火災から復帰した後の送電線は、碍子という瀬戸物の他は金属でできており、再使用可能と考えている。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
5-3	森林火災によって周囲が延焼した場合、早期に復旧できるのか。	四電	発電所敷地外の森林火災により外部電源喪失が発生しても、発電所内のディーゼル発電機は最低7日分の燃料を保有しており、その間で外部からの復旧・応援により燃料を手当てをしていく計画になっているため、発電所の安全性が低下することはないと考えている。 (国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森
5-4	森林火災によって外部電源が遮断された際に、保管されている燃料を使用しているが、重油タンクの健全性について、重要であるので説明願いたい。	四電	重油タンクの森林火災に対する健全性については、重油タンクに対し森林火災による熱影響評価を実施した結果、重油タンクの許容温度 60℃(引火点)に十分収まるため問題ないことを確認している。	H25 11/19	H27 2/4	宇根崎

項目 6: 自然現象に対する考慮(その他)

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
6-1	自然現象の重畳の考え方について、積極的に考えていただきたい。また、新規制基準における自然現象の取り扱いはどうなのか。	国 想定される自然現象だが、新規制基準では外部からの衝撃による損傷の防止という項目がある。その中に、想定される自然現象というのは、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、地滑りといったもの、他にも火山の影響とか生物学的事象とか森林火災等も含むものとしている。それを想定することについて個別にこういふふうで想定しなさいという基準ではなくて、これは性能規定なので、そこは事業者がいろいろなデータを集めて合理的に評価をし、重要な設備等に影響があるかどうかを評価した結果を規制庁に報告することになる。なお、設置許可基準には「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」により生じる影響を考慮すると求めているが、これは、過去の記録、調査結果及び最新知見等を参考にして、必要な場合には、異種の自然現象を重畳させるものとするとしている。現在、その内容の妥当性等について、審査しているところである。	H25 11/19	H26 6/4	吉川
6-2	自然現象の重畳の考え方について、積極的に考えていただきたい。	四電 発電所敷地で想定される自然現象として抽出された事象について、荷重、温度、閉塞、浸水、電気的影響、腐食、摩耗、アクセス性及び視認性の観点から原子炉施設に与える影響を整理し、組み合わせによる影響を個々の自然現象の設計に包含されている等の観点から評価した。その結果、荷重による影響以外については、新たな評価が必要となる組み合わせがないことを確認した。荷重については、発生頻度、最大荷重の継続時間等の荷重の性質を考慮し、地震、津波、風及び積雪を施設の構造等を考慮して適切に組み合わせ評価することとした。	H25 11/19	H27 2/4	高橋
6-3	新規制基準において、想定される自然現象は性能規定ということか。	国 新規制基準においては、想定される自然現象は性能規定である。	H25 11/19	H26 6/4	森
6-4	自然現象に対するソフト面の評価について、シミュレーションや実際の訓練における検証をお願いしたい。	四電 各自然現象に対する手順書を策定することとしており、一部の自然現象に対しては手順の成立性について訓練にて確認している。	H25 11/19	H27 2/4	宇根崎
			H25 11/19	H27 2/4	望月
6-5	あらゆる自然災害についてよく検討する必要があるが、台風についてはどのように考えているのか。台風については、新規制基準で規定されていないのか。	四電 新規制基準においては、風による影響を設計上考慮している。竜巻による風速 100m/s の風に対して、風荷重や気圧差による荷重といったものを考慮しても設備の健全性が維持されることを確認しており、大型台風による風もこの設計の中で考慮できていると考えている。発電所構内の降雨水は、構内排水路で集水し海域へ排出を行う設計としている。降水に関連して発生する可能性がある自然現象としては、土砂崩れ及び土石流が考えられるが、土砂崩れについては、発電所敷地内には急傾斜地崩壊危険箇所はなく、土石流については、発電所敷地内の被害のおそれのある地域には重要安全施設はない。また、原子炉建屋周辺は堅硬な岩盤であり、洗掘や崩落はない。	H27 4/21	H27 8/12	奈良林
			H27 7/22		
			H27 4/21	H27 8/12	森

項目 7:シビアアクシデント対策

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
7-1	新規制の前までは、タービン動補助給水ポンプが炉心溶融防止に主要な役割を果たすと説明してきたが、重大事故対策として、多重防護で炉心溶融を防止する過程が複雑に変わってきているのではないか。	四電 タービン動補助給水や電動補助給水が、事故時初期の段階においては有益なものであることについては、新規制の前と後で変わらない。今回、重大事故等ということで、全交流電源喪失やLOCAのような設計基準と言われる起因事象に対して、安全系の機器が性能を発揮できなかったときのシナリオも考えて、代替ポンプ等を追加設置したが、手段の追加であり基本的なところは変わっていない。 (蒸気発生器への給水手段については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	渡邊
7-2	蒸気発生器への給水手段の追加について、ポンプ車と蒸気発生器代替注水ポンプにより、設備の多様化を図っているということか。	四電 蒸気発生器への給水手段の追加について、ポンプ車、代替注水ポンプにより多様化を図っている。 (蒸気発生器への給水手段については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	宇根崎
7-3	蒸気発生器への給水手段の追加について、ポンプ車と蒸気発生器代替注水ポンプがあるが、それぞれ何系統あるのか。各ループに注入できるのか。	四電 代替注水ポンプは1機でタービン動の補助給水ポンプの出口側につないでそこから分岐して各SGに流れていくという発想のため、1機で各ループに注入できる。 蒸気発生器への給水手段として使用できるポンプ車(他用途にも使用可能)も複数台確保している。(平成26年2月時点で計7台) (蒸気発生器への給水手段については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	宇根崎
7-4	蒸気発生器への給水手段について、ポンプ車からの注入ラインも蒸気発生器代替注水ポンプと同じか。	四電 ポンプ車からの注水も代替注水ポンプと同じラインで蒸気発生器の方に注水できるということになる。 (蒸気発生器への給水手段については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	宇根崎
7-5	蒸気発生器への代替注入について、多様化・多重化することが飛躍的な安全性の向上につながる可能性があると考えますが、その点について何か検討しているか。	四電 従来よりタービン動補助給水、電動補助給水は併せて3台あり、また、安全対策としてポンプ車、代替注水ポンプなどを追加配備しており、蒸気発生器への注水手段は多様化・多重化を図っている。 (蒸気発生器への給水手段については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	宇根崎
7-6	追加した蒸気発生器への代替給水手段について、タービン動からの注水配管が使用不能になった場合は、注水できなくなるという理解でよいか。	四電 注水配管は静的機器であるため信頼度は高いので確実に蒸気発生器に注水できると考えている。 (蒸気発生器への給水手段については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	宇根崎
7-7	重大事故の解析はどのようなコードを使用しているか。精度や判断基準等は検証されているか。	四電 事故等の熱流動解析は「M-RELAP5」と「SPARKLE-2」を使っている。格納容器破損の有効性評価には「MAAP」を使っている。CVの内圧の解析コードは「COCO」、水素関係では「GOTHIC」を使っている。いずれのコードも、温度・圧力等のパラメータ、原子炉に対して適応可能であることは検証している。判断基準は規制委員会から規則の解釈で具体的に記載されている。 (解析コードについてはPWR4社合同で国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	吉川
7-8	(ATWS)影響緩和装置の出力制御はどのような方式か。実験検証はされているのか。	四電 今回設置した緩和装置は同時にタービン自動停止、タービン動・電動補助給水ポンプ自動起動させる等の機能を有している。原子炉の負の反応度フィードバック特性により10%以下まで出力が抑制され、それ以降についての未臨界性は、速やかにホウ酸注入を行うことで高温停止まで移行できることを確認している。実機の装置については、模擬入力でも確実に起動できるという検証を行っている。 (平成26年1月28日 部会資料1-1の添付資料参照) (ATWS影響緩和装置については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	吉川
			H25 7/17	H26 6/4	宇根崎
7-9	炉心が損傷し、デブリが格納容器下部に落下した場合について、どのように検討しているか。	四電 炉心が損傷し、デブリが原子炉容器の下部へ落下した場合であっても除熱できるよう、従来よりドリルホールと呼ばれる貫通孔からスプレイ水が原子炉容器の下の方、原子炉下部キャビティ室に溜まるため、デブリが落ちてきても確実に冷却できコンクリートとの反応は防げると考えている。また更なる信頼性の向上のため、下部キャビティ室の入口扉に連通路を設置している。 (平成26年1月28日 部会資料1-1の添付資料参照) (落下デブリの冷却については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	吉川

7-10	蒸気発生器の代替注入について、中破断の LOCA 程度に役立つことは分かるが、大破断喪失事故が起きた場合はどうか。	四電	大破断 LOCA であっても蒸気発生器への注水による冷却は効果は小さいが有用である。 なお大破断 LOCA 事故+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗の場合は、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ開始、中型ポンプ車から C/V 再循環ユニットへの冷却水通水による格納容器自然対流冷却開始などで格納容器を守り安全性を維持できると考えている。 (格納容器過圧破損の有効性評価については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	渡邊
7-11	蒸気発生器の代替注入について、大破断・中破断・小破断の場合の手順はスムーズに実施できるのか。	四電	格納容器の圧力などのパラメータを見ながら適切な手順を遂行していくことで手順書等を規定しており、運転シミュレーターなどで運転員の技術力の維持・習熟というのではできており緊急時においても確実に運転操作ができると考えている。 (手順については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	渡邊
7-12	格納容器の使用条件 200°C(限界温度)は、どこで決まっているのか。	四電	格納容器限界温度(200°C)、限界圧力(0.566MPa:2Pd)としては、放射性物質の閉じ込め機能を確保できるかとの観点で設定している。この温度、圧力に至った場合でも、格納容器の閉じ込め機能が確保されることを実験・規格に準拠した評価等で確認しており、有効性評価ではそれより低い約 138°C、約 0.345MPa が最高値である。 (平成 26 年 1 月 28 日 部会資料 1-1 の添付資料参照) (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	渡邊
7-13	格納容器限界温度は 200°C となっており、外部火災による外表面温度も 200°C となっているが、内も外も同じか。	四電	火災に対する外壁表面の許容温度はコンクリートの圧縮強度が維持される保守的な温度であり、格納容器本体とは別(数値の一致は偶然)である。 (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済) (火災に対する外壁表面の許容温度については国に説明済)	H25 7/17	H26 6/4	渡邊
7-14	平成 25 年 10 月 3 日の第 28 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合での重大事故時の対策の有効性評価において、原子炉格納容器の限界温度と限界圧力について、妥当性を整理して説明するよう指摘されているが、そのときの審査状況について聞かせていただきたい。	四電	原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合の状況については、申請概要の説明の際、国から伊方 3 号機に設置された機器類で実際に成立するのか確認するよう指摘を受け、後日の審査会合で、四国電力より規格に準拠した評価・実験結果等を示した結果、追加の指摘等は受けていない。 なお、設置許可基準規則の解釈には、格納容器の実際の実力としての限界温度、圧力がどの程度かということを事業者で設定し、有効性評価の判断基準とするよう規定されている。 (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
7-15	原子炉格納容器の安全性について、伊方原発独自に実験を行い、確認したということか。	四電	四国電力として、種々の実験結果等を伊方 3 号機へ適合できることを確認して、格納容器の安全性(限界圧力・温度)を評価した。 (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
7-16	格納容器の安全性確認について、格納容器限界温度(200°C)、圧力(0.566MPa:2Pd)では、大きな破損には至ることはない評価しているが、小さな破損はあったのか。	四電	格納容器そのものの健全性が保たれることを確認している。 (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
7-17	格納容器の安全性確認について、規制庁に説明した際の反応はどうだったか。宿題事項は残っているか。	四電	国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合では、更なるコメントとして経年劣化等があっても同様の評価になるか、あるいは、200°C、2Pd という状況に一度至った格納容器が地震等でも問題ないかというコメントを受け、後日回答した結果、宿題事項は残っていない。 (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
7-18	伊方原発の格納容器の安全性確認について、限界温度と限界圧力は他の PWR でも同じなのか。	四電	200°C、2Pd について、国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合で説明したのは四国電力が一番最初である。他社についても同様の値にて原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合にて説明している。 (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
7-19	一度目地震が起こった後に、二度目の格納容器の安全性を検証しているのはなぜか。	四電	200°C、2Pd まで上がっても、その後格納容器内を減圧あるいは冷却等することで設計圧力以下まで下げるが、多少時間を要するため、念のために確認するようとの主旨で、指摘を国から受けたものと考えている。 (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
7-20	今回、伊方原発独自に格納容器の安全性について検証しなさいという指示がでたのは何故か。	四電	初期の国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合で、設置許可申請書で限界温度について NUPEC の報告書を引用していたところ、伊方発電所として評価するべきであるとのコメントを受けた。 (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	渡邊

7-21	それぞれのプラントできちんと安全性を評価することになったということか。	四電	それぞれのプラントで、格納容器の安全性について個別評価をすることになったと考えている。 (格納容器の限界温度及び圧力については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	渡邊
7-22	シビアアクシデント時の緊急時対策所の被ばく線量について検討を行っているが、中央制御室についても行う必要があるのではないか。	四電	国のガイドに基づき、緊急時対策所と同様、中央制御室の当直員の被ばく線量が問題ないということも確認をしている。 (中央制御室の居住性については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
7-23	日本と中国の炉心損傷頻度の数字の単位は同じか。炉心損傷頻度について、日本は中国と比較して2桁大きいのがこれよいか。	国	単位は日本も炉・年で中国と同じである。ただ、中国の数値がどのようなデータのものか分からないので、2桁違うといったことについては分からない。そもそもその数字そのものが安全目標なのか、あるいは計算した結果なのかによっても異なると思われる。ちなみに日本は安全目標の数字ある。したがって一般論だが、計算するともっと小さな数値になるとと思われる。	H25 11/19	H26 6/4	吉川
7-24	平成 25 年 11 月 19 日開催の原子力安全専門部会で質問したが、原子力規制委員会の出した数値安全目標(CDF 10^{-4} =1万年に1回)について、世界的に遜色ない目標値としているが、中国の数値安全目標より1桁以上悪いがそのような目標値でよいのか。	国	単位は日本も炉・年で中国と同じである。ただ、中国の数値がどのようなデータのものか分からないので、2桁違うといったことについては分からない。そもそもその数字そのものが安全目標なのか、あるいは計算した結果なのかによっても異なると思われる。ちなみに日本は安全目標の数字である。したがって一般論だが、計算するともっと小さな数値になるとと思われる。	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-25	最近の欧州の軽水炉の設計ではシビアアクシデント対策としてコアキャッチャーが設置されているが、新規規制基準ではどう考えているか。	国	新規規制基準の基本的考え方であるが、先ほどから触れている性能規定になっており、このことは、国際的に見ても満足すべき性能水準を要求し、それを実現する技術は指定しないというのが一般的であると考えている。これはなぜかという、技術の進歩に合わせて事業者が規制要求の実現方法を柔軟に選択できる仕組みとするほうが、新技術の取り入れが進み、安全性向上に寄与するとの考えによる。新規規制基準においても溶融炉心の冷却機能とか格納容器による放射線物質の閉じ込め機能、航空機衝突への備えを求めているが、具体的な対策の有効性は審査の中で確認していくこととしている。なお、ご指摘の欧州の加圧水型炉は新設の原子炉に係るものであり、欧州でもすべての既設の原子炉に対して、ご指摘のあったような技術の導入を義務付けるような基準にはなっていないと承知している。	H25 11/19	H26 6/4	吉川
7-26	格納容器再循環ユニットについて、1次側の流れが分からない中で溶融炉心の熱の除去の対応は可能か。	四電	格納容器再循環ユニットは、CV スプレー等により原子炉容器下部に水が溜まった場合でも水没しないような高さ(ダクト開放機構 EL.20m、格納容器内注水上限 EL.17m)に設置しており、また、ダクト開放機構が所定の温度にて自動で開放し、外部から純水または海水により冷却することで、格納容器内の自然対流冷却が可能なよう、設計(雰囲気温度 110℃にてダクト開放)されており、格納容器内の熱除去は可能と考えている。 (自然対流冷却による格納容器内熱除去については国に説明済)	H25 9/11	H26 6/4	吉川
7-27	PWR の格納容器の破損防止対策について、炉底から炉心が落ちたときの熱の除去の方法について、明確な図を用いて説明願いたい。	四電	デブリが原子炉容器の下部へ落下した時に除熱できるよう、従来よりドリルホールと呼ばれる貫通孔からスプレー水が原子炉容器の下の方に溜まるため、デブリが落ちてきても確実に冷却できコンクリート等の反応は防げると考えている。 また更なる信頼性の向上のため、下部キャビティ室の入口扉に連通路を設置している。 (平成 26 年 1 月 28 日 部会資料 1-1 の添付資料参照) (落下デブリの冷却については国に説明済)	H25 9/11	H26 6/4	奈良林
				H25 9/11	H26 6/4	望月
7-28	数値安全目標を推定する PRA は内部事象のみで考えているのか。地震や津波などの共通要因事象を含めての評価としているのか。	国	地震や津波などの外的事象についても評価の対象としている。	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-29	原子力規制委員会としては、事業者には PRA を実施させて、結果を報告させるが、それに対して規制当局としてどのようなことをするのか。	国	原子力規制委員会は、新規規制基準の適合性審査において、事業者が行った PRA の結果について審査をしている。	H26 1/28	H26 6/4	吉川

7-30	PRA を活用した規制を実施する場合、規制当局においてもそれ相応の専門的能力が必要となるが、規制庁の担当官には高度な専門的能力があるのか。	国	審査の体制については、本年3月に原子力規制委員会と専門的知見を有する旧独立行政法人原子力安全基盤機構が統合され、厳格かつ厳正な適合性審査を実施しているところである。引き続き、専門能力の高い人材の中途採用等により、原子力規制委員会における厳格かつ適正な審査等を確保するための体制強化を実現するよう取り組んでいく所存である。	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-31	専門部会資料で、RCP シール LOCA が PRA 解析の結果、もともと支配的なシビアアクシデントシーケンスとなっているが、PRA 解析の詳細を説明して欲しい。	四電	専門部会にて最も支配的なシビアアクシデントシーケンスとして説明しているのは、補機冷却水喪失事象(SBOに伴い従属的にも発生)であり、RCP シール LOCA は SBO に伴い発生するものとして扱っている。炉心損傷を示すレベル1PRAについて、その内、配管破断等の内部事象に伴うPRAでは、補機冷却水喪失事象において炉心損傷頻度の割合が全体の約91%を占めている。同じく、地震、津波においてはそれぞれ74.6%、99.9%と、最も支配的なケースとなっている。RCP シール LOCA は、補機冷却機能喪失(SBOに従属的にも発生)に伴い発生するLOCAの形態として示しており、その詳細は平成25年12月12日の第57回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料3-2-1に記している。(PRAについては国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-32	専門部会資料のPRA解析の結果について、回/原子炉・年で示す確率値(平均)値、不確実性スパン)を示されたい。	四電	補機冷却水の喪失事象(SBOに伴い従属的にも発生)による炉心損傷の発生頻度については、レベル1内部事象PRAについては2.0E-04回/炉年、レベル1地震PRAでは2.9E-05回/炉年、レベル1津波PRAでは1.3E-05回/炉年である。詳細は平成25年12月12日の第57回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料3-2-1に記している。(PRAについては国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-33	なぜRCPシールLOCAがもともと起こりやすいのか。その原理上の理由を定性的に分かりやすく説明されたい。	四電	炉心損傷が最も起こりやすいという意味では、RCPシールLOCAでは無く、補機冷却水喪失事象(SBOに伴い従属的にも発生)が、炉心損傷に対して支配的であることをPRAの評価により確認している。RCPシールはRCP軸封部の1次冷却材の漏えいに対するシールであり、その機能を維持するため補機冷却水による冷却が必要とされている。したがって、補機冷却水機能が喪失すれば、シール機能が喪失し1次冷却材が漏えい、LOCAが発生する。(PRAについては国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-34	訓練のシナリオの中で、地震の強さ及び津波の高さをどの程度と仮定しているか。また、訓練では天災による事故対応上の行動の制約の対策についても検討してほしい。	四電	訓練の中では地震規模、津波高さを仮定はしていない。天災による行動の制約については様々なケースが考えられ、一概に言えるものではないが、台風などの一般的な自然災害では、重要な設備はコンクリートの建屋内にあり、窓ガラスは無い等、屋内作業については特に大きな影響は受けないものと考えている。屋外作業については人命最優先にて対策を実施することとしている。(訓練については国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-35	事故対応時に事前のプラントの状態把握を実施し、各班に指示を出すことだが、どのように実施するか説明して欲しい。	四電	事故発生時、設備に対する最初の確認は当直長が実施する。要員が緊急時対策所に到着し、災害対策本部が設置された後は、防災管理者である所長の統括の下、現場作業の各班に指示が出される。事故対応の運転操作については、緊急時対策所設置後は情報は当直長から運転班に連携され、運転班にて状況を分析し、アクシデントマネジメントガイドラインに基づき当直を支援する。(体制については国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	奈良林
7-36	「全交流動力電源の喪失(RCPシールLOCAあり)」を選定したPRAの評価条件について、詳細に説明して欲しい。	四電	PRAの評価条件については、実用炉規則の解釈に基づき、事故シーケンスグループ選定の個別プラント評価による抽出に関し、国のガイドに基づき設定している。詳細は平成25年12月12日の第57回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料3-2-2にまとめている。(PRAについては国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-37	緊急時対策所の位置付け及び緊急時の参集計画についてはどのようにしているか。	四電	平成26年1月28日の原子力安全専門部会資料1-1 の17ページに示すとおり、緊急呼び出しシステムにより所定の要員は参集される。緊急時対策所に所長以下の災害対策本部要員が参集すれば、災害対策本部が設置され活動を開始する。(体制については国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-38	緊急時の参集方法はどのようにしているか(警戒事象ではない場合の参集方法も含む)説明して欲しい。	四電	緊急時対策所への参集計画は、設計基準事故が起こる前の時点(当社の場合はお知らせ発生時)から、緊急時呼び出しシステムに基づき所定の要員が参集される。(体制については国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	吉川 望月
7-39	原子炉主任技術者の役割(位置付け)はどのようにしているか。	四電	原子炉主任技術者の位置づけは、事故時の技術的な対応にかかる、所長への技術的助言を実施することである。(体制については国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	吉川
7-40	事故時の体制について、本部体制を立ち上げるところはどこか。	四電	緊急時対策所に参集し、緊急時対策所にて伊方発電所の災害対策本部を設置する。(体制については国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	吉川

7-41	「全交流動力電源の喪失 (RCP シール LOCA あり)」を選定した理由について、説明して欲しい。主要な対応措置について、全 19 ケースにどれくらい含まれているか、対応表で示して欲しい。	四電	全交流電源喪失を伴う事故対応が、夜間・休日でも所内に確保している緊急時対応要員のほぼすべての要員を活用して対処するものになる。他のシナリオにおいては、運転員のみで対処できるものや運転員と緊急時対応要員の一部で対処できるものになるので、今回のシナリオが代表性を持ったものということができると考えている。併せて、PRA 上も、炉心損傷確率が SBO に伴い従属的にも発生する補機冷却水喪失事象が最も支配的であることから選定している。	H26 1/28	H27 2/4	宇根 崎
				H26 1/28	H27 2/4	望月
7-42	「全交流動力電源の喪失 (RCP シール LOCA あり)」のシナリオの中での、時間の設定根拠について、妥当性を説明して欲しい。	四電	シナリオの中での対応操作の時間設定については、十分に保守性を考慮しており、妥当であると考えている。具体的には、充てんポンプの起動時間について、解析上 2.2 時間後としているが、1 次系の圧力・温度が 0.7MPa 以下にて注入する条件で解析している。実際の現場では 1.5 時間ぐらいで起動準備ができるため、準備ができれば速やかに炉心注入することを考えている。したがって、2.2 時間というのは解析上の設定であり、解析時間そのものが余裕を持っている。(全交流動力電源の喪失 (RCP シール LOCA あり) の有効性評価については国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	宇根 崎
				H26 1/28	H26 6/4	望月
7-43	「全交流動力電源の喪失 (RCP シール LOCA あり)」のシナリオの中で、事象事故対応時の作業環境の悪化に伴う対応の遅れは、どのように評価しているか。	四電	事故事象対応時の作業環境の悪化に伴う対応の遅れについても、考慮した時間設定としている。具体的には、放射線の防護服を着けることで操作が多少遅くなる可能性もあるため、例えば 3 分ぐらいで終わる操作でも、放射線防護服とかを着けた場合には多少操作性に時間を要するとして 5 分とするなど、余裕を見た条件でもって有効性を評価している。(全交流動力電源の喪失 (RCP シール LOCA あり) の有効性評価については国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	宇根 崎
7-44	RCP ポンプのシールからの漏洩の想定について、具体的な内容を説明して欲しい。	四電	1 次冷却材ポンプ (RCP) はモータにより回転軸を回して 1 次冷却材を循環しているため、軸とケーシングの間に微小な隙間 (シール部) がある。通常は 1 次冷却材圧力より高圧の充てんポンプにより軸上部から下部の 1 次冷却材側へ封水 (シール水) を押し込み、かつシール部外側にあるメカニカルシールを原子炉補機冷却水により冷却することで漏えいが発生しないようにしている。想定している事故では、充てんポンプが停止することで 1 次冷却材を押し込めず、また原子炉補機冷却系が停止することでメカニカルシールによるシール部の冷却が不能になることにより、シール部から 1 次冷却材の漏えいが発生すると想定としている。1 次冷却材ポンプシール部の詳細な構造等については、現地調査時に図面にて説明を実施している。(RCP シール部からの漏えいの想定については国に説明済)	H26 1/28	H26 6/4	奈良 林
7-45	安全目標はいつから導入し、具体的にどのようなことを規制するのか。諸外国の状況と比較して日本の実情を説明して欲しい。	国	安全目標については、平成 25 年 4 月 10 日に開催された規制委員会の定例会議で定めたものである。今後、国が原子力の規制を進めていく中で、国として安全目標をこういう形にしたいということを示すことにより、安全目標は、基本的には規制委員会が国として定める目標である。国として、それぞれ例えば、炉心損傷確率を 10^{-4} とか、これをもって、原子力発電所をチェックするというものではない。また、日本と他の国との関係であるが確率の考え方の詳細が不明なので比較できるものではない。安全目標の導入については、原子力規制委員会で議論を進めているところである。(参考:平成 25 年 7 月 17 日 部会資料 1-1-1 実用発電用原子炉に係る新規規制基準について)	H25 7/17	H26 6/4	吉川
7-46	安全対策については、国が全国民に対して説明し、必要性についても政府が説明責任を持つ必要がある。また、「深層防護」の概念を説明する必要があるのではないか。	国	例えば伊方発電所の審査状況や結果については随時あるタイミングで、どこかで公表・説明をすると聞いている。当然、審査についての判断基準とか根拠とかの話も出てくるだろうし、判断をした結果についてもコメントしてもらいたいとのことだと思うので、きちんと説明をするという話を聞いている。スケジュール等については聞いていない。国として説明をする方針と聞いている。	H25 7/17	H26 6/4	奈良 林
7-47	福島第一事故時では、方針等を決めるときに「原子力防災管理者 (所長)」と「原子炉主任技術者」の間でどのように決められたのか。	四電	東京電力の福島第一事故時の所長 (「原子力防災管理者」と「原子炉主任技術者」) の方針取り決め状況までは把握していない。伊方発電所の保安規定においては、「原子炉主任技術者」は原子炉施設の運転に関し保安の監督を行うことを任務とし、保安上必要な場合には、運転に従事する者 (発電所長含む) へ指示を行うことが定められている。	H25 9/11	H26 6/4	森
7-48	発電所で重大事故等が発生した場合に、発電所や本店など、どこを判断を優先するか、取り決めはしているのか。	四電	発電所の安全管理は保安規定にて定められており、その中身は所長が判断する。発電所の対応の全責任は所長にあることが保安規定で明文化されており、所長判断が優先されると考えている。以上から、保安規定に基づき取り決めされていると考えている。	H25 9/11	H26 6/4	森

7-49	規制委員会の規制基準は世界的にも遜色のない基準と言えるのか。PSAを電力会社に課してどのように科学的で合理的な規制活動に反映されるのか。	国	今回策定した基準というのは、福島事故からこれまでに得られた教訓は全て入れている。また、海外の基準を見ても抜けないものをつくったというふうを考えており、そういった意味から世界最高の水準だと考えている。PSAについては、まだ事業者からの報告はないが、PSAの使い方等について説明する。7月の基準では、炉心損傷防止対策に係る有効性評価ということで、原子炉設置者は、炉心の著しい損傷のおそれがある設計基準事故を超える事故の発生を想定し、炉心の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならないが、これはPWRとBWRに分けて、PWRとしては伊方のようなところであるけれども、規制委員会が定めた全交流電源喪失ほか7シナリオがあるが、それに加えて個別プラントの事故シナリオを求め、考慮する事故シナリオを洗い出す作業に使うということを求めている。これにより、炉心損傷の相対的なしやすさが分かると思う。いわば、設備等の弱点探しが可能になると考えている。また、平成25年12月に施行した総合安全評価制度というものがあるが、そこではPSAを活用して基準を超えた事業者の自主努力も考慮して、実際の安全性の説明と継続的改善がされているかどうかを判断するツールとしてPSAを求めている。	H25 11/19	H26 6/4	吉川
7-50	最先端の地球科学分野の一線の研究者はどの程度審査や助言に参画されているのか。自然災害に関わる気象や地殻変動などの学問分野の知識の最先端の進展を各種の原子力施設立地の安全性確保にどのように反映するのか。	国	原子力発電所の安全性に関する外部事象の評価に当たった基本的な姿勢であるが、これは最新の科学的・合理的な知見を取り入れつつ行うことにしている。それから平成25年7月に施行された新規規制基準の検討についても、地震、地形、津波などの多様な分野の専門家を含めた検討チームを設けて、最新の知見を取り入れた基準を策定した。新しい規制基準に基づく原子力発電所の審査に当たっても外部の専門家の意見を求めるなど、最新の科学的・合理的な知見を取り入れつつ、審査を進めているところである。	H25 11/19	H26 6/4	吉川
7-51	PSA(確率論的安全評価)はこれまで事業者において評価されてきたが、公表されていない。評価結果ではなく、共通要因とヒューマンファクター等の中身が重要であり、公開で議論してもらいたい。	国	現在の国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合は、PSAの結果に関する議論も含めて公開で行われている。	H25 11/19	H26 6/4	吉川
7-52	作業員の被ばく防止についてはどのように対応しているか。今後、アクシデントマネジメント対策について、必要なより良い資機材等を導入していくと思うが、その場合に設置許可申請書の変更を行っていくのか。	四電	作業員の被ばく防止については、可能な限り被ばくを低減できるよう、中央制御室あるいは宿直室等に放射線防護具を保管して、それを現場のほうに持って行く運用としている。また、敷地内の線量とかについても監視できるよう、可搬式放射線測定装置等も設置するようにしている。	H26 1/28	H26 6/4	奈良 林
			今後のアクシデントマネジメント対策についても、採用する場合は、それが設置許可申請書での変更手続きが必要ということになれば、適宜変更する必要があるかと考えている。なお、設置変更許可申請書にかならないような装置あるいは手順の改善等は、常日頃より改善していくこととしている。 (作業時の被ばく評価等については国に説明済)	H26 1/28		
7-53	平成26年1月28日に実施した訓練について、抽出された課題やその改善内容について、報告すること。	四電	平成26年1月28日の現地調査時に実施した訓練について、実施した後に当社として要改善事項を抽出し、その対応を検討した。現在速やかに対応を進めているところである。具体的な内容は 平成26年3月26日 部会資料2の別紙4 にまとめている。	H26 1/28	H26 6/4	宇根 崎
7-54	原子力規制委員会の出した数値安全目標について、中国のような最近原子力開発を活発化している国のほうが高い数値安全目標としていえるかどうか。IAEAなど最新の国際動向に沿って行く必要があると考えるかどうか。	国	日本の掲げている目標は、規制委員会が国として定める安全目標である。また、日本と他の国との関係であるが、確率の考え方の詳細が不明なので比較できるものでない。中国の数値がどのようなデータのものかわからないので、差があると言われても判断できない。また、最新の炉に対する個別の目標について、議論しているわけではなく、国の安全目標をしめしたものである。	H26 3/17	H26 6/4	吉川

7-55	学協会でエンドースされた規格・基準がないため、審査が混乱していると理解している。JNES 職員を規制庁に取り込んだから高い専門性が取り込まれたというのは理解しにくい。	国	JNES の職員は、原子力に関する高い専門性を持った主に理学部系、工学部系の職員で、多くは研究職である。JNES 以外でも、例えば、産業技術総合研究所等からも専門家を招聘して、現在一体となって審査をしている。新規基準の考え方であるが、これについては、平成 25 年 11 月に一度説明したが、新規基準は性能規定になっている。この性能規定というのは、旧保安院のときから、今の規制庁になってもそうだが、国際的に見ても満足すべき性能水準を要求し、それを実現する技術は限定しないというのが一般的であると考えている。技術の進歩に合わせて、事業者が規制要求の実現方法を自分なりに選択できる仕組みとするほうが、新技術の取り組み、安全性向上に寄与するとの考えによる。こういったことから、国が定める基準としては、性能規定が一番良いと考えており、この性能規定を満足するものは幾つかあると思うが、例えば学協会がまとめられたものの内容がよければ、それはその性能規定を満足する1つの例であると理解している。	H26 6/4	H27 2/4	渡邊
7-56	PRA の活用方法について、今回の適合審査の観点で、国と事業者の考え方を説明すること。	四電	適合性審査においては、内的事象や地震、津波といった外的事象に対する PRA を実施し、評価結果に基づき選定した事故シナリオに対しての有効性評価を行っている。事故シナリオ選定のため実施した PRA では、設計基準対象設備を対象とした評価を実施しているが、平成 25 年 12 月に施行された「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」に基づき実施する定期検査終了時点の状態を対象とした安全性向上評価においては、重大事故等対処設備も考慮した PRA を行い、その有効性を確認するとともに、継続的な改善を図り、安全性向上に努めていく。 (事故シナリオの有効性は国へ説明済)	H26 6/4	H27 2/4	吉川
		国	新規基準では、事業者が準備したシビアアクシデント対策の有効性を評価するために、幾つかの代表的な事故シナリオを想定し、それらのシナリオに対して事業者の対策の有効性を評価することを求めている。想定すべき事故シナリオとして、規制庁が過去の安全研究結果等から発生確率が高いものとして予め指定したシナリオに加え、事業者において、個別のプラントについて確率論的安全評価を行い、追加すべきシナリオを評価することを求めている。 また、事業者には、基準をクリアすることは当然として、基準の要求レベルを超えて、一層の安全向上の取組を実施して頂きたいと考えている。このため、基準を超えた範囲での事業者の自主的努力も組み込んだ形で、原子炉の安全性を総合的に評価させ、届け出させる制度が昨年 12 月に施行されており、その際には確率論的安全評価を行うことを求めている。	H26 6/4	H27 2/4	吉川
7-57	有効性評価の代表シナリオ選定根拠は何か。もう一度確認したい。	四電	代表的な事故事象進展シナリオとして、全交流動力電源の喪失(1次冷却材ポンプシール LOCA あり)[外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却水の喪失+1次冷却材ポンプシール LOCA]を選定している理由は以下の通り。 ・福島第一原子力発電所事故が、全交流動力電源喪失事故およびそれに伴う原子炉補機冷却機能喪失事故であったこと ・確率論的リスク評価において、起因事象として補機冷却水の喪失事象が全炉心損傷頻度に対して大半(9割以上)を占めていること ・重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認の全ケースのうち、2次系強制冷却、代替交流電源確保、炉心への代替注入、格納容器自然対流冷却など主要な対応措置が必要となるケースであること なお、現在は1次冷却材ポンプシールを耐熱性のあるものに取り替えているため、リスクは低下していると考えている。	H27 2/4	H27 2/16	吉川
7-58	「重大事故」という用語は、いわゆるシビアアクシデントのことか。	国	「重大事故」という用語は、概ねシビアアクシデントのことである。実用炉規則第4条において、重大事故とは「炉心の著しい損傷、核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷」と定義されている。	H27 7/20	H27 8/12	吉川

7-59	<p>重大事故解析で、解析結果の不確かさが各所で強調されているが、不確かさには大別して、 A: 現象発生そのものの不確かさ B: 現象をモデル化する際の不確かさ C: モデルを解析計算する際の不確かさ の3つがあると思われるが、原子力規制委員会においては、重大事故解析の評価においては、A、B、Cのそれぞれにおける不確かさはどのような条件であれば良しとして事業者の申請書を審査しているのか。</p>	<p>国</p> <p>AIについては、シビアアクシデント現象が発生するそのものの不確かさということで、具体的な例としては、原子炉圧力容器の外の溶融炉心と、冷却材相互作用、特に(FCI)について、水蒸気爆発が起こる可能性があるか確認をしている。この FCI に関する大規模実験としては、COTELS、FARO、KROTOS、こういった実験を参照し、大規模実験の条件と、その実機条件を比較して、実機においては、この水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いということを確認している。また、JASMINE コードを用いた水蒸気爆発の評価における条件と実機での条件との相違を踏まえると、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いうことを確認している。こうしたことから、FCI で想定される物理現象のうち、水蒸気爆発は除外可能であるということを確認している。 このように実験結果等の知見を活用して、不確かさの考慮について確認しているのがAである。 Bについては、現象をモデル化する際の不確かさということで、これは解析コードの不確かさとして、考慮している。Cについては、解析条件の不確かさとして考慮している。 これら解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、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措置の実現性に問題がなく、評価項目を満足することを感度解析等により確認している。加えて、操作時間の余裕についても確認している。</p>	H27 7/20	H27 8/12	吉川
7-60	<p>シビアアクシデント解析では、原子炉燃料の破損を前提とする限り、原子炉冷却材バウンダリ内での破損燃料からの放射性物質の拡散移流や沈着が生じるが、こういった評価はどのような計算コードで行われているのか。 (MAAP は、こういった評価を行っていて、モデルは実験検証されているのか。)</p>	<p>国</p> <p>解析コード MAAP は、炉心損傷後の原子炉容器における一次系内の核分裂生成物の挙動を扱えるということを審査の中で確認している。しかし、放出量評価においては、原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の量は、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である NUREG-1465 に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して 75%の割合で原子炉格納容器内に放出されるものとしている。したがって、放出量の評価については、解析コード(MAAP)を用いるのではなく、米国の NUREG-1465 の値を使っている。</p>	H27 7/20	H27 8/12	吉川
7-61	<p>上記(7-60)で原子炉冷却材バウンダリの各所の健全性は、どのように評価されているのか。</p>	<p>国</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの各所の健全性については、まず、全交流動力電源が喪失した時には、RCP へのシール水の供給が途絶えるため、RCP シール部からの漏れが起こることが考えられる。RCP シールの LOCA 量については、シール部の形状、シール部からの漏れ量の評価値を踏まえると、プラントメーカーで提出されているもの、あるいは米国 NRC で審議されているものがあり、こういった漏れ量の評価を踏まえて、解析条件として適切に模擬して評価を行った。 また、一次冷却系が高温高压の状態になると、原子炉冷却材の圧力バウンダリの中でも、弱い部分が破損する可能性がある。これは、例えば加圧器サージ管、高温側配管のクリープ破損や、蒸気発生器については、高温誘因蒸気発生器伝熱管破損(TISGTR)といったものが考えられる。これらを回避するための一次系強制減圧、つまり加圧器逃がし弁を強制開けて減圧するという設備と手順が整備されていることを確認している。したがって、RCP シール LOCA が起こるかもしれないが、他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏れを起こさない対策をとっていることを確認している。</p>	H27 7/20	H27 8/12	吉川
7-62	<p>上記(7-60)で原子炉冷却材バウンダリの健全性が失われた場合には、格納容器システム内の各所に破損燃料からの放射性物質の拡散移流や沈着が生じるが、こういった評価はどのような計算コードで行われているのか。 (こういった評価を行っているコードのモデルは、実験検証されているのか。)</p>	<p>国</p> <p>NUREG-1465(7-60の回答)に加え、格納容器内に放出された Cs の挙動については、実験などから得られた適切なモデルに基づき、格納容器への沈着効果や、スプレイ水による除去効果を見込んで評価をしている。格納容器内での重力沈降については NUPEC で求めた式を、スプレイによる除去については、米国のスタンダードレビュープラン(SRP6.5.2)の値をそれぞれ使用している。</p>	H27 7/20	H27 8/12	吉川

7-63	<p>上記(7-60)で格納容器システムの各所の破損燃料からの放射性物質の格納保持機能が失われた場合は、格納容器施設から環境への放射性物質の拡散移流や沈着が生じるが、こういった評価はどのような計算コードで行われているのか。</p> <p>(こういった評価を行っているコードのモデルは、実験検証されているのか。)</p>	国	<p>重大事故等発生時における放射性物質の放出量評価は、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観点から、代表核種として Cs-137 に着目して放出量を確認している。今回の新基準の中の有効性評価の中では、Cs-137 について原子炉格納容器から環境への放出量評価をしているが、出た後の拡散移流や沈着については評価をしていない。すなわち、どれだけ環境へ放出するかを判断基準として選んでいる。格納容器過圧破損において、要求は 100TBq 以下ということに対して、結果としては、7日間の放出量が約 5.1TBq となることを確認している。</p>	H27 7/20	H27 8/12	吉川
7-64	<p>規制委員会の重大事故の評価審査にあたったスタッフたちは、PWR プラントのシビアアクシデント解析に関する専門性、すなわち、実験研究実績や解析実務実績はどの程度のものか。また、どのような体制で審査にのぞんだのか。</p>	国	<p>原子力規制委員会の事務局である原子力規制庁の組織体制は、もともとは経済産業省の旧原子力安全・保安院、あるいは文部科学省の原子力規制を担当していた部署等を統合したものである。さらに、その後、平成 26 年 3 月に旧独立行政法人原子力安全基盤機構(JNES)と統合しており、いわゆる技術支援機関(TSO)を組織の中に取り込んだ組織となっている。なお、ヨーロッパでは、この TSO と呼ばれるものが、規制機関とは独立した形でサポートする形になっている。</p> <p>旧 JNES ではシビアアクシデントについて、国際的な安全研究への参加、解析コードの改良などの専門的な研究業務をこれまで行っており、今回の新規基準の審査では、こういった知見を有する職員も審査担当に据えている。</p> <p>また併せて、原子力規制庁では、審査官の中途採用も行っており、一例として伊方の審査チームには、PWR のシビアアクシデント解析を行っていた職員が審査官として審査に携わっている。</p>	H27 7/20	H27 8/12	吉川
7-65	<p>基本的には、米 NRC のシビアアクシデント解析評価手法と推奨されている防止対策を下書きに、申請者の提出書類の妥当性を審査しているという理解でよろしいか。</p>	国	<p>有効性評価の解析に用いる解析コードやシビアアクシデント対策(設備、体制及び手順)については、申請者がプラントに応じ適切なものを選定した上で、新規基準への適合について説明するべきものである。原子力規制委員会は、有効性評価等を踏まえ、申請者のシビアアクシデント対策が妥当であるか審査している。</p> <p>(なお、申請者が有効性評価に用いている MAAP コードに対しては、規制庁は代表プラントについて MELCOR により主要な事象進展に対して解析を実施しており、両者に大きな齟齬はなく同様の傾向であることを確認している。)</p>	H27 7/26	H27 8/12	吉川
7-66	<p>原子力規制委員会によるシビアアクシデント事象の諸現象面の学術的解明状況やその解析評価技術の世界的動向の総合的理解度を確保するため、重大事故対策検討評価での各種不確定性の存在について、どのような根拠で事業者の申請書を検討し、合格と判断されたかを科学的合理的にかつ分かりやすく簡潔に説明されたい。</p>	国	<p>重大事故等対策に関しては、事故の進展に応じて事業者が適切に対処できるかを有効性評価により確認している。この有効性評価においては、事故シーケンスごとに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することを求めている。これら不確かさによる影響が大きいと判断された場合には、感度解析等によりその影響が適切に考慮され、評価項目を満足しているかを確認している。</p> <p>例えば、MCCI については、現象としての不確かさが大きいとされている。このため、申請者は、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ている。規制委員会としても、現象としての不確かさに対する検討を充実させること等を事業者に対して求めた結果、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原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、基準を満たしていることを確認した。</p>	H27 7/27	H27 8/12	吉川
7-67	<p>平成 27 年 7 月 22 日の部会資料 1-1の⑳について、図の中に主給水ポンプや過酷事故時に、タービン動補助給水ポンプや電動補助給水ポンプを使うということがわかるように追加して欲しい。</p>	国	<p>平成 27 年 7 月 22 日の部会資料 1-1 の修正版を提示する(「冷やす」対策を分割したうえで主給水ポンプを喪失した場合でもタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプがあることが分かるように追記)</p> <p>(平成 27 年 8 月 12 日 部会資料 1-1-2 参照)</p>	H27 7/22	H27 8/12	奈良林
7-68	<p>RCP の軸シールのリークについて、軸シールから漏えいした分は、炉心へ注水することで、一次系の自然循環を確保する対応方法をとるのか。</p>	国	<p>全交流動力電源喪失に関する有効性評価において、全交流動力電源喪失時に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、さらに、RCP シール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失して RCP シール LOCA が発生する事故を重要事故シーケンスとして評価している。このときの RCP シール部からの漏えい率は、全シールの機能喪失を仮定し、1 次冷却材ポンプ 1 台あたり、定格圧力において約 109m³/h と設定していることを確認している(有効性評価においては、その漏えい相当となる口径約 1.6cm を設定)。</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失している場合の RCP シール LOCA 時の炉心注水の手段としては、2 次系強制冷却で 1 次系の減温、減圧を行った後、1 次系圧力が 0.7MPa[gage]に到達した時点で、充てんポンプ(B、自己冷却式)により行うことを確認している。その後は蒸気発生器</p>	H27 7/22	H27 8/12	奈良林

			<p>による炉心冷却、高圧注入ポンプ(B、海水冷却)による高圧再循環及び格納容器再循環ユニット(A及びB)を用いた格納容器内自然対流冷却を実施することにより、安定停止状態を維持できることを確認している。</p> <p>一方、原子炉補機冷却水系の機能が復旧すれば、RCP シール LOCA に対する炉心注水的手段としては、充てんポンプ、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)が考えられるが、使用にあたっては空冷式非常用発電装置の容量による制限がある。</p>			
7-69	<p>平成 27 年 7 月 22 日の部会資料 1-1 の ㉓の図だが、圧力容器、原子炉容器の下部をきちんと冷却するために必要な水量はどのくらいか。</p>	国	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冠水・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とともに溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)による格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水する手順となっている。また、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる観点からも、同様に格納容器スプレイを行うこととしている。この際、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させないように注水量の制限を設けており、約 4,000m³に達した場合には格納容器スプレイを停止させ、格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却のみの冷却とするとしている。原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却については、約 4,000m³まで格納容器内に注水しても原子炉格納容器内の過熱状態が解消されない場合、炉心部に残存する溶融炉心を冷却する必要があると判断し、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の成立性に影響しない限り格納容器内へ注水を行う(※)ことで、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることができることを確認している。</p> <p>なお、仮に、炉心部に溶融炉心が残存する状況を想定しても、溶融炉心の量が多ければ、自身の崩壊熱により下部プレナムに落下するため、残存する溶融炉心はわずかであると考えられる(平成 27 年 8 月 12 日 部会資料 1-1-1 の別紙 1 図 1 参照)。</p> <p>(※)4,000m³の注水でも格納容器内の冷却が維持されない場合、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却に影響しない注水量である約 6,000m³まで更なる注水を実施。</p>	H27 7/22	H27 8/12	奈良 林
7-70	<p>格納容器の中に放射性物質がでてきても、CV スプレイまたは代替 CV スプレイにより、それをたたきおとす能力があることは非常に重要なので示して欲しい。</p>	国	<p>平成 27 年 7 月 22 日の資料 1-1 の修正版を提示する(「閉じ込める」対策において代替 CV スプレイであることが分かるように修正追記) (平成 27 年 8 月 12 日 部会資料 1-1-2 参照)</p>	H27 7/22	H27 8/12	奈良 林
7-71	<p>平成 27 年 7 月 22 日の部会資料 1-1 の ㉔について、事故後何時間後に CV 再循環ユニットが外部の冷却と接続し、この CV 再循環ユニットの冷却により格納容器の圧力上昇を抑えることができるのか。</p>	国	<p>平成 27 年 7 月 22 日の部会の説明資料 1-1 の ㉔ の中型ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水通水のタイミングは、有効性評価上、事象発生後の 24 時間後となる。解析の結果、格納容器の圧力が最高値となるのは、約 47 時間後に 0.335MPa となる。格納容器の温度の最高値は約 48 時間後に 133℃となる。なお、格納容器再循環ユニットは温度ヒューズのついたダンパがついている。格納容器内温度が 110℃にならないと開かないようになっており、開いてから自然対流冷却が始まることとなる。</p>	H27 7/22	H27 8/12	奈良 林
7-72	<p>平成 27 年 7 月 22 日の部会資料 1-1 の ㉕について、Cs-137 の約 5.1TBq の放出量は、格納容器のハッチやパッキンといったものからリークをしたということか。</p>	国	<p>格納容器過圧破損モードでは「大破断 LOCA 時に低圧注水機能、高圧注水機能及び格納容器スプレイ注水機能が喪失する事故」を想定し、Cs-137 の環境への放出放射エネルギーを評価している。</p> <p>本事故シーケンスの有効性評価の結果、格納容器圧力は最高使用圧力の 2 倍を超えることはなく、格納容器の破損は防止されることを確認している。しかしながら、格納容器の圧力が高めに推移することから、格納容器貫通部等のリークパスから格納容器外へ Cs-137 が漏れ出すものとして環境中への放出量を評価している。</p> <p>格納容器から環境への Cs-137 の放出推移は 平成 27 年 8 月 12 日 部会資料 1-1-1 の別紙 1 図 2のとおりである。</p> <p>事象発生後 78 分でアニュラス空気再循環設備の粒子フィルタによる除去効果が期待できるようになるため、これ以降、Cs-137 の環境への放出量については大きく増加することはないことを確認している。 (平成 27 年 8 月 12 日 部会資料 1-1-1 の別紙 1 図 3 参照)</p>	H27 7/22	H27 8/12	奈良 林
7-73	<p>溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)による格納容器の破損は、新規基準の評価においてどのような時点(シナリオ)で起きることを想定したのか。</p>	国	<p>平成 27 年 8 月 12 日 部会資料 1-1-1 の別紙 1 の 2 頁に、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)による格納容器の破損が起こる事象進展を記載している。具体的には、大破断 LOCA が発生し、低圧注水系及び高圧注水系、格納容器スプレイ注水機能が喪失すること、あわせて全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能の喪失を想定している。この場合には、炉心への注水機能が失われるため炉心が損傷し、溶融した炉心が格納容器下部に落下するとなっている。</p>	H27 8/12	H27 8/24	吉川

7-74	溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）による格納容器の破損について、不確定性があるが、解析手法は、実験ベースなのか、解析コードによるものか。	国	LOCAや過渡事象が発生し、非常用炉心冷却設備等により炉心の冷却ができなくなった場合には炉心が露出・損傷に至り、さらに事象が進展し原子炉容器が破損すれば、コンクリートまで溶融炉心燃料が落下する事態となる。MCCIについては、解析コードはMAAPを使用している。MCCIについて、溶融燃料が水中へ落下してどのような挙動を示すかは実験上も不確かさが大きい事象であり、不確かさを考慮して溶融燃料が均一に広がると仮定したところ、コンクリートが約3mm侵食するとの解析結果がでている。また、溶融燃料が広がらずにある程度限られた面積に落ちた場合の評価についても確認しており、この場合には約19cm侵食するが、格納容器の支持機能には影響を与えないことを確認している。	H27 8/12	H27 8/24	吉川
7-75	溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）による格納容器の破損防止のため、原子炉下部キャビティに注水する方法はどのようになっているか。また、コアキャッチャーを設ける必要はないのか。	国	格納容器スプレイを作動させることにより、格納容器底部にたまったスプレイ水が連通管またはキャビティの入口扉の下部にある連通口から原子炉下部キャビティに入るようになっている。新規制基準では、MCCIの抑制を要求する性能要求となっており、コアキャッチャーの設置は求めている。伊方3号機では、原子炉下部キャビティに水をたくわえることによりMCCIを抑制することができを確認した。	H27 8/12	H27 8/24	吉川
7-76	平成27年8月12日 部会資料1-1-1 の別紙1の1頁の原子炉容器の構造を見ると下に板みたいなものがあるが、この板は何か。	国	ご質問の原子炉圧力容器下部にある板のような線については、点検用架台（グレーチング）である。また、板のような線から上下に伸びているものはタラップになる。	H27 8/12	H27 8/24	吉川
7-77	平成27年8月12日 部会資料1-1-1 の別紙1の3ページで事象発生後78分で電源が回復するとあるが、78分の意味について説明をお願いしたい。	国	平成27年8月12日 部会資料1-1-1 の別紙1の3ページの78分については、全交流電源が喪失する（つまり全ての外部電源と非常ディーゼル発電機からの電源が失われる）が、事象発生から78分で空冷式の非常用発電機から電源が供給され、アニュラス空気再循環ユニットが使えるようになる。	H27 8/12	H27 8/24	奈良 林
7-78	Cs-137の大気への放出量である5.1テラベクレル（TBq）の数値について、ミリシーベルト（mSv）といった一般の方へのわかりやすい形で表せないか。	国	伊方原子力発電所については、電源が一斉に喪失し、原子炉の冷却水が急激に減少するといった厳しい事故が発生したとしても、放射性物質であるセシウム137の放出量は約5.1テラベクレル（福島第一原子力発電所事故と比べて3桁低いレベル）になると評価されている。これは、発電所における重大事故対策の有効性を確認するために、セシウム137の環境への放出量を評価しているものであり、放出後の移行等は評価していないため、人の被ばくとして示すことはできない。	H27 8/12	H27 8/24	奈良 林

項目 8:耐震性能

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
8-1	これまでの耐震安全性評価から追加・変更された事項はあるのか。	四電 「震源を特定する地震動」のうち、プレート間地震について、バックチェックの頃の中央防災会議のモデルから内閣府のモデルを取り入れることで変更している(マグニチュード8.6から9.0)。また中央構造線の運動について、全長を480kmまで伸ばして評価している。またガイドで3次元の地下構造調査について要求されており、2kmまでボーリングを掘って地質構造を調査している。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	森
8-2	深部ボーリングについて、地震計は設置して、観測を開始したのか。	四電 平成25年から観測を開始している。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	森
8-3	深部ボーリングで設置した地震計について、観測記録はとれているのか。また、増幅特性についても予想していた範囲内に入っているのか。	四電 設置以降、まだ強震動レベルの地震は観測できていない。 (国に説明済) その後発生した平成26年3月14日伊予灘地震の記録を用いて検討を行った結果、増幅は見られないことを確認した。 (平成27年2月4日 部会資料1-2の別紙1参照)	H25 7/17	H27 2/4	森
8-4	基準地震動評価のプレート間地震(南海トラフ)というのは、陸側が一番厳しい評価になるのか。	四電 基本ケース、東側ケース、西側ケース、陸側ケースのうち、陸側が一番厳しい。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	宇根崎
8-5	原子炉設置変更許可申請書の添付6のパラメータについて、不確かさが全て包絡しているのかどうか説明して欲しい。	四電 基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさ(震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペリティの位置・大きさ、応力降下量、破壊開始点等の不確かさ等)について、敷地における地震動評価に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し、評価した結果について国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(平成26年11月7日)にて説明し、概ね了承された。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	宇根崎
8-6	地震について、伊予灘、日向灘地震等は考慮しているのか。	四電 1854年の地震も含め、伊予灘、日向灘の地震について考慮している。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	高橋
8-7	活断層評価において、長い連動評価を実施することとなった背景は何か。安心のために実施しているのか。	四電 断層が長くなればそれだけ地震規模が大きくなるというものではないが、最近では長大断層の地震動の評価が可能な手法も開発されているので、そのような手法で評価してはどうかとの見地に立った国の指摘と考えている。 (国に説明済)	H25 9/11	H27 2/4	森
8-8	480kmの地震動の評価について、強震動生成域をこれまでと同じようにレシピに従って設定するのか。	四電 トルコのイズミット等、近年の長大断層の地震観測記録等を用いて、長大断層に適用できるレシピもあるので、そのようなレシピを用いて評価している。 (国に説明済)	H25 9/11	H27 2/4	森
8-9	地質境界としての中央構造線は北に傾斜しており、現在のジョグをつくったりするような活断層としての中央構造線は鉛直と考えているか。	四電 地質境界としての中央構造線は北傾斜で、活断層としての中央構造線は鉛直と考えている。 (国に説明済)	H25 9/11	H27 2/4	高橋
8-10	柏崎刈羽では、中越沖地震の際に地震波が増幅したが、伊方はどこまでの深さが水平成層と考えているのか。	四電 地中2kmまでボーリングを掘り、調査した結果、4km程度まではほぼ水平の構造であると考えている。 (国に説明済)	H25 9/11	H27 2/4	森
8-11	震源を特定しない地震動(16地震)について、評価結果が出れば説明願いたい。	四電 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドを踏まえ、ガイド記載の全16地震について、「地域性(モーメントマグニチュード(Mw)6.5以上)」、「観測記録の適切性(Mw6.5未満)」の観点から網羅的に分類・分析した結果、北海道留萌支庁南部地震の解放基盤波と鳥取県西部地震の賀祥ダム観測記録を基準地震動として選定した。(国に説明済)	H25 9/11	H27 2/4	森

8-12	中央構造線断層系のどの断面図を見ても基盤(震源断層)に到達していないことから、断層の傾斜が30°北だとかといった議論もできないが、その点はどのように考えているのか。確認できる図面があれば示して欲しい。	四電	アトリビュート解析にて、堆積層中にみられる高角度の活断層の下方で、北傾斜する地質境界断層が高角度の断層によって変位を受けている可能性を示唆する結果が得られていることなどから、基本的には、90°の断層というのが一般的に考えられるが、一方で重力逆解析などでは、地質境界断層としての中央構造線が30-40°で北へ傾斜することを示す結果も得られていることから、地質境界断層と地震断層が一致する可能性も否定できないため、北に30°傾けた断層も想定している。 (平成25年8月28日第14回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-1 90ページ参照) (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	高橋
8-13	どのぐらいの深さの中央構造線断層系の震源を想定されているのか。	四電	地震発生層の上限深さは、敷地周辺の地震発生状況や速度構造から5km程度と評価されるが、三波川変成岩類と領家花こう岩類の会合部深さが2~3kmであることなどを踏まえ、安全側に2kmと設定している。 下限深さは、敷地周辺の地震発生状況やその他知見から総合的に判断して15kmと設定しており、断層幅で13kmの断層を仮定している。 (平成25年8月28日第14回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-1 62~81ページ参照)(国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	高橋
8-14	マグニチュードの表現のところで、「Mk」、「Mj」、「Mw」が同じ数字を使いながら混在しているが、考え方を説明すること。	四電	使用する距離減衰式によって、用いているものが異なるため、式によって「Mj」、「Mw」といった使い分けをしている。例えば、応答スペクトル法では、Zhao et al.(2006)の距離減衰式を用いており、この式では「Mw」に基づいて加速度などを求めている。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-15	マグニチュードの定義の取り扱いを混同したことによる影響について、きちんとまとめて整理して欲しい。	四電	MwとMjの関係は武村さんの経験式で地震モーメントを介して換算しており、同じ規模と考えている。仮にMj表記した場合でもMw表記した場合でもほぼ同じ程度の地震規模から地震動を推定できていると考えている。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
				H26 3/20	H27 2/4	望月
8-16	地震動の検討については、全てのシナリオ地震の検討において、基本モデルを標準的に置いて、それから不確かさの考慮により発電所に対してより大きな地震動が出るような方法で検討しているということか。	四電	基本モデルを標準的に置いて、それから不確かさの考慮により発電所に対してより大きな地震動が出るような方法で検討している。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-17	中央構造線沿いの断層について、学術的にはあまり影響がないと考えられる長さばかりに着目した検討を実施しているが、どのような見解で実施されているのか。	国	活断層の評価は長さだけで行っている訳ではない。長さについては、中央構造線沿いにいくつもの断層が同じような走向、同じような傾斜で連続的にあり、離隔距離も余りないといったことから、不確かさも考慮して長めの検討も求めたと理解している。	H26 3/20	H27 2/4	森
8-18	中央構造線沿いの断層が長くなった場合のすべり量の考え方について、断層が長くなれば、すべり量は変化するというのが地震学の古くからの考え方であるが、そういった観点での検討はされていないのか。	四電	最近の研究成果で例えば Murotani et al.(2010)では、長さが100kmを超えるような断層だと、平均のすべり量は3~5m程度で収束し、すべり量にはだいたい飽和傾向があるという知見が得られている。この考え方に基づいて壇さんが2011で長大断層のモデルを組むレシピを提案されており、我々は、それに基づいた評価と、基本モデルによる評価について比較している。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-19	今回、安全性を評価するために採用している論文について、それらは古くからの地震学の論文をひっくり返すような内容なのか。	四電	すべり量に飽和傾向があるといった内容は、これまでの知見を裏返す内容であるものと考えている。 検証として、断層の近傍20kmぐらいの範囲で岩盤でとられた記録を収集し、評価結果と比較している。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-20	レシピといわれる標準化するような方法論の場合は、平均値がとられる場合があるが、標準偏差まで考慮した検討はしているのか。	四電	標準偏差的な検討は行っていないが、応力降下量を増加したり、断層の傾斜角を傾けたりといった不確かさを考慮することで、全体として最大の地震動を押しられていると考えている。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森

8-21	観測された地震動の応答スペクトルと理論的な断層モデルで計算したときの応答スペクトルが同じ程度であったということか。	四電	観測された地震動の応答スペクトルと断層モデルで計算したときの応答スペクトルは同じ程度である。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-22	レシピと呼ばれるものは震源断層モデルを決めるパラメータが多くあるが、その中でも地震動の強さを決めるようなパラメータのばらつきは考慮しているのか。	四電	短周期の地震動に大きく影響するものとして、応力降下量があると考え、ばらつきという意味では基本モデルの応力降下量 12MPa 程度を 1.5 倍した 18MPa よりもさらに大きい 20MPa も考慮している。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-23	ばらつきについて、基本統計量であるモデルの標準偏差のような表記をして欲しい。	四電	短周期レベルの1σは平均値の約1.3倍であり、これを上回る1.5倍以上のばらつきを考慮している。	H26 3/20	H27 2/4	森
				H26 3/20	H27 2/4	望月
8-24	3月14日の地震データについて、「平成26年3月20日 部会資料1-1-1」の75ページに5mのところは91ガル、73ページの1・2・3号機それぞれのNSは46、55、41であるが、どちらかの間違いなのか。	四電	間違いではなく、それぞれ観測地点が異なる記録である。 75ページは71ページ図に示す基盤系地震計の観測記録であり、73ページはそれぞれの号機の建屋基礎に設置された地震計の観測記録である。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-25	「平成26年3月20日 部会資料1-1-1」の73ページにおいて、他のところは全部地盤の地表の記録であるが、発電所は建屋の基礎の記録を書いている。なぜ地表に最も近い地盤の記録を出さないのか。	四電	従来、伊方発電所で観測された地震は建屋基礎の値を公表している。設備が設置された箇所の地震動が一番ご関心があるのではないかと、当代表表箇所を決める際に考慮されたのではないかと考えている。	H26 3/20	H27 2/4	森
8-26	「平成26年3月20日 部会資料1-1-1」の75ページのNS成分で、160mと80mの間で、0.2秒から0.3秒のところで応答スペクトルの増幅が大きくなっているがどのような解釈か。	四電	平成26年3月14日伊予灘地震の記録を用いて検討を行った結果、増幅は見られないことを確認した。(平成27年2月4日 部会資料1-2の別紙1参照)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-27	「平成26年3月20日 部会資料1-1-1」の76ページの深部地震計について、0.2~0.3秒のところで、160mより上において増幅が見られるが、どのような見方をしているか。	四電	平成26年3月14日伊予灘地震の記録を用いて検討を行った結果、増幅は見られないことを確認した。(平成27年2月4日 部会資料1-2の別紙1参照)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-28	「平成26年3月20日 部会資料1-1-1」の76ページの深部地震計について、0.6、0.7、0.8秒あたりの揺れの大きさが、長周期の成分で2,000mとか500mに比べて地上の方で大きくなっているが、どのような見方をしているか。	四電	GL-5mの観測波は上昇波と下降波の両方があるが、GL-500mの観測波は下降波が見えていないことによるものと推測する。 平成26年3月14日伊予灘地震の記録を用いて検討を行った結果、増幅は見られないことを確認した。(平成27年2月4日 部会資料1-2の別紙1参照)	H26 3/20	H27 2/4	森
8-29	敷地前面のアスペリティからの地震動の寄与が最も保守的になるように設定していたが、480kmモデルを基本ケースにすることによって必ず担保されるのか。	四電	国コメント「複数の断層モデルのうち、どれを基本モデルとするのか」を踏まえ、複数の基本ケース(断層長さ54km、480km)から、審査ガイドの主旨、すなわち「長大な活断層については、断層の長さ(～中略～)等に関する最新の研究成果を十分考慮して、地震規模や震源断層モデルが設定されていること」を踏まえ、より長い区間が連動するケースを基本ケースとすることが適切と判断し、連動を想定した480kmを基本ケースとした上で、更なる不確かさを考慮して130km、54kmについても地震動を評価している。 (国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森

8-30	「アスペリティ」や「強震動生成域」の定義を説明すること。	四電	学会レベルで明確な定義は示されていないが、現在、マグニチュード9クラスのモデルは「強震動生成域」、それ以外は「アスペリティ」という言葉を使っている。	H26 6/4	H27 2/4	森
8-31	基本ケースを54kmではなく、480kmとしてレシビで評価した場合は、アスペリティの設定等において、保守的な評価が行えるのか。	四電	アスペリティの設定は、長さではなく、面積比を基準として実施しており、断層長さ54kmのモデルにおいても、運動を考慮した480kmのモデルにおいても、同じ面積比21.5%を用いていること、また、アスペリティの配置も基本的に変えておらず、480kmのモデルでアスペリティを敷地正面のジョグに配置した評価も実施していることから、保守的な評価となっていると考えている。 (国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
8-32	内陸地殻内地震の解析ケースにおいて、セグメントを離しているが、どういう考えか。表層ではつながっていないように見えても、地下深部ではつながっていると認識しており、長さや深さ、動く面積と移動する量を議論すべきではないか。	四電	敷地前面海域の断層群－伊予セグメント－川上セグメントといったあたりはエシュロン状(雁行状:大まかに言うとカタカナの「ミ」のような配列)になっているが、地下深部ではつながっている可能性も考慮し、評価モデル上では、これらセグメント間に空間は設けておらず、断層長さはジョグの真ん中付近までと、かなり長く設定している。 (国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	高橋
8-33	海洋プレート内地震の解析ケースについて、敷地東方の低角共役断層の設定、及び設定した地震の規模の考え方(根拠)を説明すること。	四電	海洋性地殻と海洋マントルを含めた幅(10～15km程度)からマグニチュードの最大規模を7程度と評価したが、平成26年4月9日の国の原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合におけるコメント「敷地東方に低角の共役断層(互いに断層面が直交し、ずれの向きが逆向きになる断層)を想定して地震動評価すること」を踏まえ、共役断層のマグニチュードを7.2と評価した上、これに不確かさとして+0.2を考慮し、地震の規模としてマグニチュード7.4と設定した。 (国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
8-34	海洋プレート内地震の解析ケースについて、低角度の地震の観測はどのくらい起こっているのか。	四電	収集したデータのなかでは低角の地震はなかった。	H26 6/4	H27 2/4	森
8-35	プレート間地震の解析ケースについて、地盤モデルに深部ボーリング調査結果を反映させているが、この変更によって、増幅特性にどれくらい変化があったか。	四電	従来の地盤モデルと、深部ボーリング調査結果を踏まえた今回の地盤モデルの伝達関数を比較したところ、今回の地盤モデルの方が小さくなっているが、ほとんど変わりはなく、増幅特性が大きく変わるものではない。 (国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
8-36	震源を特定せずに策定する地震動について、どういう思想で考えていくのか具体的に説明すること。	四電	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドを踏まえ、ガイド記載の全16地震について、「地域性(モーメントマグニチュード(Mw)6.5以上)」、「観測記録の適切性(Mw6.5未満)」の観点から網羅的に分類・分析し、伊方発電所における「震源を特定せず策定する地震動」の地震動レベルを設定する。 (国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
8-37	鳥取県西部地震及び岩手・宮城内陸地震について、地質の違いから採用しないとしているが、表層地質なので採用しない根拠にはなりにくいのではないか。	四電	表層地質だけでなく、地形、応力場、微小地震の発生状況、地震地体構造などについても総合的に検討の上、採否を判断している。 (国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
8-38	北海道留萌支庁南部地震は、どのような地震なのか。被害地震なのか。	四電	死者はおらず、軽傷者も100名に達していない。損傷した家屋は200～300程度の被害と聞いている。	H26 6/4	H27 2/4	森
8-39	岩手・宮城内陸地震について、資料で説明すること。	四電	伊方発電所立地地点と岩手・宮城内陸地震震源域では、微小地震の発生状況、応力場、地形・地質、第四紀火山との位置関係などにおいて、特徴が大きく異なる。特に、審査ガイドに示された活断層や地表地震断層の出現要因の可能性としての軟岩・火山岩・堆積層の厚さの観点から、堅硬かつ緻密な結晶片岩が少なくとも地下2kmまで連続する伊方発電所立地地点と新第三紀以降の火山岩、堆積岩が厚く分布する岩手・宮城内陸地震震源域とは地域差が顕著である。伊方発電所立地地点と岩手・宮城内陸地震震源域とは地震地体構造が異なるとされており、地震の起こり方も異なる。したがって、伊方発電所立地地点では岩手・宮城内陸地震と類似する地震は起こらないと評価した。 (平成27年2月4日 部会資料1-2の別紙1参照) (国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	奈良林

8-40	海洋プレート内地震の低角共役断層について、設定した考え方や根拠を説明すること。	四電	海洋性地殻と海洋マントルを含めた幅(10~15km程度)からマグニチュードの最大規模を7程度と評価したが、平成26年4月9日の国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合におけるコメント「敷地東方に低角の共役断層(互いに断層面が直交し、ずれの向きが逆向きになる断層)を想定して地震動評価すること」を踏まえ、共役断層のマグニチュードを7.2と評価した上、これに不確かさとして+0.2を考慮し、地震の規模としてマグニチュード7.4と設定した。(国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
8-41	震源を特定せず策定する地震動について、採用するかどうかの理由をもう少し丁寧に説明すること。	四電	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドを踏まえ、ガイド記載の全16地震のうち、Mw6.5未満の地震については、「観測記録の適切性」の観点から網羅的に分類・分析した結果、敷地に及ぼす影響が大きいと考えられる観測記録のうち、既往の知見(微動探査等に基づく地盤モデル)と整合的であり、非線形性を踏まえた評価であり観測事実と整合的である佐藤ほか(2013)による2004年北海道留萌支庁南部地震の解放基盤波を選定した。また、Mw6.5以上の地震については、「地域性」の観点から検討した結果、自然現象の評価と将来予測には不確かさが残るため、大局的にはいずれも西南日本の東西圧縮横ずれの応力場であることを踏まえ、更には原子力安全に対する信頼向上の観点から、より保守的に鳥取県西部地震についても観測記録収集対象とし、賀祥ダム観測記録を基準地震動として選定した。(国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
8-42	模擬地震波の作成において、一様乱数を使用し、実地震位相を使わない理由を説明すること。	四電	ターゲットスペクトルから模擬地震波を作成する際、SI比(応答スペクトル強さの比:模擬地震波の目標とする応答スペクトルへの適合度確認のひとつ)が1以上となるといったような適合条件を満たす必要があることから、実務性も考慮し、一様乱数を採用している。(国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
8-43	国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合の中で、位相のモデル化について議論になったことはあるのか。	四電	平成18年の発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震安全性評価(耐震バックチェック)において話が出たことはあったが、一様乱数を用いて評価した模擬地震波を基準地震動とすることで国側から妥当だと判断されている。(国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
8-44	様々な地震の耐震評価をした結果、発電所がどういふふう耐震性能を上げていったのか。ハードウェアがどういふふうに対応しているのか具体的な取り組みを整理して説明すること。	四電	伊方3号機について、平成18年の発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震安全性評価(耐震バックチェック)においては、蓄電池架台や配管支持構造物の耐震性向上工事を実施し、また、平成19年の新潟県中越沖地震を踏まえた対策として、取水設備等の耐震性向上工事を、更に、概ね1,000ガル対応として、充電器盤、ドロップ盤等の耐震性向上工事を実施している。	H26 6/4	H27 2/4	奈良林
8-45	耐震性能の確認について、地震動(周期)がどういった設備等に適用しているのか、適用先を整理すること。	四電	新規制基準にも定められている通り、基準地震動は耐震重要施設等の評価に用いるものであり、その評価においては、対象となる個々の施設の固有周期に応じ、その施設にかかる応力等を算定し、それが評価基準値以内に収まることを確認している。	H26 6/4	H27 2/4	森
8-46	仮に耐震性能上、機能を喪失しても、それを復旧する方法を準備していること(アクシデントマネジメント)を適用先と併せて示すこと。	四電	送電線については、平時より、復旧用の仮鉄柱や電線等の資材を保有しており、自然災害時に万一の鉄塔倒壊や電線の断線等が発生した場合においても早期に応急復旧できる体制を整えている。 66kV送電線であれば、鉄塔1基の応急復旧は数日程度で可能であり、伊方発電所の非常用発電機により備蓄燃料を用いて保安電源を供給できる期間内で外部電源からの供給を再開可能である。また外部電源の多様化の一環として近隣の変電所から配電線を引き込んでおり、これについても資材の保有、応急復旧の体制を整えている。	H26 6/4	H27 2/4	奈良林
8-47	国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合によるコメント「基準地震動Ss-1の継続時間が更に増加した場合」とあるが、耐震設計への影響はないのか。	四電	基準地震動が変更となった場合については、その変更内容(例えば継続時間の変更)が施設の耐震性へ及ぼす影響について確認を行う。	H26 6/4	H27 2/4	森
8-48	「平成26年12月24日 部会資料1-2」の29ページのそれぞれの破壊開始点からの破壊の方向は、伊方原子力発電所に向かうように破壊が伝播することよいか。	四電	破壊開始点から同心円状に断層破壊は伝播していき、伊方発電所にも向かってくる。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	森

8-49	「平成26年12月24日 部 会資料1-2」の29ページ の破壊開始点の設定は、 地震動が大きくなるような 方針で破壊の仕方を設定 しているのか。	四 電	破壊開始点から伊方発電所に向かってくるよう、断層破壊が伝播する 評価としており、評価地点である伊方発電所にとっては地震動が大き くなり、厳しい評価となる。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	森
8-50	「平成26年12月24日 部 会資料1-2」の28ページ の活断層のモデルについ て、過去のこれまでの検 討から位置の変更はない のか。	四 電	敷地前面の断層群について、伊方の敷地の沖合の約8kmの位置から 変更はしていない。	H26 12/24	H27 2/4	森
8-51	応答スペクトル手法による 評価において、断層長さ が変わると評価はどのよ うに変わるのか。	四 電	応答スペクトルに基づく地震動評価においては、松田式を用い断層の 長さから地震規模を求めるが、松田式では断層長さが長くなると、地 震規模も大きくなる。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	森
8-52	地震規模の算定に用いて いる松田式の概要及び適 用範囲等について説明す ること。	四 電	松田式は断層長さ(L)と地震規模(M)との関係を示した式であり、 $\log L = 0.6M - 2.9$ で表される。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	森
8-53	「平成26年12月24日 部 会資料1-2」の42ページ の緑色の線は何を表して いるのか。どう判断基 準で見たらいいのか説明 すること。	四 電	緑色のラインは、耐専スペクトルにおいて、震源と評価地点とが極近 距離の場合の地震動を定義しているものであり、精度が保障されてい る範囲の限界のラインとなる。このラインよりも左上側にいくと耐専ス ペクトルの適用範囲外となる。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	森
8-54	当初申請での基準地震 動:570ガルに対し、基準 地震動 Ss-1 が650ガルに 変更されているが、そのプ ロセス(国の審査、事業者 の考え方)について説明 すること。	四 電	耐専スペクトルの適用について、他の距離減衰式と比較すると大きめ の値を与えるというところはあるが、より保守的という観点で、従来 適用していなかったものについても今回は保守的に適用した。更に、 耐専スペクトルで内陸地殻内地震を評価する場合は内陸補正を行う が、保守的に今回は補正をせずに評価を実施し、地震動をより大きく 評価した。その結果、0.02秒の最大加速度が620ガルとなったが、こ れに更に余裕を見て650ガルという基準地震動 Ss-1 を設定した。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	森
				H26 12/24	H27 2/4	吉川
8-55	耐専スペクトルは、今回の 新規制基準の中で初めて 採用したものか。	四 電	申請時にも耐専スペクトルは採用しているが、今回は断層長さ69km にも採用しており、69kmの評価結果(620ガル)を余裕をもって包絡す るよう基準地震動 Ss-1 を設定した結果、570ガルから650ガルに変 更となった。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	森
8-56	「平成26年12月24日 部 会資料1-2」の賀祥ダム について、観測地震動を 基盤地震動として取り扱 っているのか。	四 電	賀祥ダムの基礎のせん断波速度(Vs)は1.2~1.3km/s程度に対し、伊 方発電所は2.6km/sと硬いが、保守的に補正はせず、監査廊の観測 記録をそのまま震源を特定せず策定する地震動として設定した。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	森
8-57	「平成26年12月24日 部 会資料1-2」の賀祥ダム について、観測地震動を 基盤地震動として取り扱 うと、数値が小さくなる可 能性があるのではない か。	四 電	賀祥ダム基礎部に対する堤頂部の本震記録は周期0.06秒や0.07秒 付近で増幅傾向がみられるため、同周期付近は構造物等の影響を受 けて基礎部の地震動レベルが小さくなっている可能性も考えられる が、同周期帯における基礎部の応答スペクトルを見ても、全周期帯の 地震動レベルの傾向と比べて大きく減衰しているものではない。この ため、その影響度は小さく、基準地震動の策定には影響はないものと 考えられる。	H26 12/24	H27 2/4	森
8-58	震源を特定せず策定する 地震動として設定した鳥 取県西部地震の記録であ る賀祥ダム(監査廊)は、 具体的にどのような部分 の記録か。	四 電	岩盤上に設置されたダムの監査廊内に設置された地震計の記録であ る。 なお、賀祥ダムは(コンクリートの質量を利用)ダムの自重で水圧に耐 える)重力式ダムである。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	森
8-59	「平成26年12月24日 部 会資料1-2」の賀祥ダム について、観測地震動を 基盤地震動として取り扱 うと、数値が小さくなる可 能性があるとの指摘は国 の原子力発電所の新規 制基準適合性に係る審査 会合ではなかったのか。	四 電	賀祥ダムの基礎のせん断波速度(Vs)は1.2~1.3km/s程度に対し、伊 方発電所は2.6km/sと硬いが、保守的に補正はせず、監査廊の観測 記録をそのまま震源を特定せず策定する地震動として設定しており、 これが過小評価であるといったような国の指摘はなかった。	H26 12/24	H27 2/4	森

8-60	震源を特定せず策定する地震動として設定した鳥取県西部地震の記録は、賀祥ダム(監査廊)の記録であり、適用にあたって伊方発電所の地盤特性をどのように考慮したか説明すること。	四電	賀祥ダム基礎部に対する堤頂部の本震記録は周期 0.06 秒や 0.07 秒付近で増幅傾向がみられるため、同周期付近は構造物等の影響を受けて基礎部の地震動レベルが小さくなっている可能性も考えられるが、同周期帯における基礎部の応答スペクトルを見ても、全周期帯の地震動レベルの傾向と比べて大きく減衰しているものではない。このため、その影響度は小さく、基準地震動の策定には影響はないものと考えられる。 基礎部の観測記録について、鳥取県西部地震の本震記録と余震記録に基づく H/V スペクトルを比較したところ、概ね同様の結果となっていることから、基礎部の本震記録には地盤の非線形化の影響は見られない。 基礎部の地震計は約8～9m 程度のコンクリート基礎を介して岩盤の直上に設置された構造であり、この地震計による観測記録は岩盤とほぼ同様の挙動を示していると考えられる。 以上より、基礎部の地震計の観測記録は岩盤相当の記録とみなせると考えられる。 伊方への適用にあたっては、賀祥ダムの基礎のせん断波速度(V_s)は 1.2～1.3km/s 程度に対し、伊方発電所は 2.6km/s と硬いが、保守的に補正はせず、監査廊の観測記録をそのまま震源を特定せず策定する地震動として設定した。	H26 12/24	H27 2/4	森
8-61	耐専スペクトルについて、「耐専」と「野田モデル」というふたつ名前があるがどのような違いか。	四電	社団法人日本電気協会 原子力発電耐震設計専門部会(非公開)で検討された距離減衰式を、対外的に発表したのが野田氏であり、「耐専スペクトル」、「野田式」は双方とも同じ式を指している。	H26 12/24	H27 2/4	吉川
8-62	伊方発電所の中央構造線の評価に用いた手法は、国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合において審査されているのか。それとも標準的な評価手法なのか。	四電	中央構造線断層帯の地震動評価に用いた手法は経験的グリーン関数法であるが、この手法は既に確立されたものであり、この手法を採用することについて国からの指摘は受けていない。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	吉川
8-63	基準地震動 S_s-1 の評価において耐専スペクトルを適用しているが、69kmの検討ケースが最も保守的であることを説明すること。	四電	耐専スペクトルでは、松田式を用いて地震規模を算定しているが、この松田式による適用範囲内となるモデルのうち、セグメントの考え方を考慮すると、地震規模が最大となる 69km モデル(M7.9)が最も大きな地震動レベルを与える。それよりも断層が長くなると、等価震源距離も長くなることから、地震動レベルは小さくなる。仮に 69km モデルを超える断層長さが破壊した場合には、最大応答加速度が変動する可能性はあるものの、基準地震動 S_s-1 (650 ガル)に影響を及ぼすような大きな変動はないと考える。	H26 12/24	H27 2/4	森
8-64	伊方の地盤と賀祥ダムの第三速度層を比較しているが、そこだけの比較で伊方の方が地盤の速度が速いため、観測記録をそのまま震源を特定せず策定する地震動として設定することは保守的というの少し言い過ぎではないか。	四電	賀祥ダムの基礎は第三速度層(V_s 1.2～1.3km/s 程度)に設置されていることから、第三速度層と伊方の重要施設が設置されている地盤(V_s 2.6km/s)との比較を行っている。確かに第三速度層の下方には第四速度層が分布するため、第三速度層のみとの比較で「保守的」というのは少し言い過ぎの面もあるかもしれない。しかしながら、第四速度層の上限 V_p 4.5km/s は V_s では約 2.6km/s ($V_s = V_p/1.73$) 程度であり、ダム基礎岩盤を第三～四速度層の平均的なものと考えた場合には、 V_s としては 2km/s 程度が推察される。したがって、 V_s 2km/s 程度の観測記録を、 V_s 2.6km/s(伊方)の解放基盤表面における基準地震動として設定することは、保守性を有するものと考えられ、少なくとも過小評価にはなっていないと考えている。	H27 2/4	H27 2/16	岸田
8-65	基準地震動の超過確率を求めているが、それだけで終わらせるのではなく、それらのプラントへの影響がどの程度であるか、炉心損傷等の確率まで示せば、理解が深まるのではないか。	四電	申請時の基準地震動(570 ガル)の策定モデルを参照して実施した地震 PRA における炉心損傷頻度(CDF)は、 3.2×10^{-5} /炉・年となっている。 この評価結果は重大事故等対処設備を考慮していない数値であり、これら設備の有効性も考慮すると、炉心損傷頻度は更に低下すると考えている。 今後、国が示した安全性向上評価ガイドに基づき、重大事故等対処設備を考慮した評価を実施するとともに、PRA で得られました知見も有効に活用し、継続的な改善を図り、施設の安全性向上に努める。	H27 2/4	H27 2/16	奈良林
8-66	地震ハザード評価では重みの考え方が重要で、参考に資料として添付されているが、規制委員会の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合での議論のポイントは何だったか教えてほしい。	四電	中央構造線断層帯の活動区間の長さについては国でも相当議論された。バックチェック申請時は 42km だったが、耐震バックチェックの審議で 130km も考慮した。更に新規制基準審査では 480km まで考慮している。どういった長さを考慮するのが適切か長期間(10 年程度)に渡り議論されているが、地震ハザード評価ではこれらの議論を考慮して行っている。	H27 2/4	H27 2/16	宇根崎

8-67	事象によって損傷確率が桁単位で大きく異なるが、確率が高い事象だけではなく、全て議論しているという理解でよいか。	四電	確かに事象により確率が大きく異なり、重要性の観点から、相対的に確率が低い事象まで評価が必要であるのかといったご意見もあるかと思うが、現時点では、あらゆる事象を想定するというので、考えられる事象全てについて評価している。	H27 2/4	H27 2/16	渡邊
8-68	一様ハザードスペクトルとは何か。一様の意味は。	四電	一様とは、「Uniformed」を訳したものであり、周期ごとの平均ハザード曲線を求め、各周期の同じ確率に相当する地震動をプロットし、線で結んだものが一様ハザードスペクトルとなる。この一様ハザードスペクトルにより、基準地震動の超過確率がどの程度なのか確認している。	H27 2/4	H27 2/16	吉川
8-69	ロジックツリーで、実際の活動状況も踏まえて分岐を設定したということであれば、説得力が増すのだが。	四電	地震の規模や、発生確率は、色々な先生方が提唱されているものを参照しており、分岐の設定は妥当だと考えている。	H27 2/4	H27 2/16	高橋
8-70	地震時に最大10mの変位が認められた例も踏まえ、中央構造線断層帯においても、10mの変位を考慮した地震動評価を実施してみてもどうか。	四電	世界の横ずれ断層で発生した地震を調査し、変位と地震動について整理する。	H27 2/4	H27 2/16	高橋
8-71	「平成27年2月16日 部会資料1-1」 の1ページの2.1基本方針(4)の「将来活動する可能性のある断層等」として3つの活動する可能性のある断層等のメカニズムが示されているが、2ページの評価の流れとの対応を確認したい。	四電	「将来活動する可能性のある断層等」として審査ガイドに記載されている、「震源として考慮する活断層」についての評価は、 「平成27年2月16日 部会資料1-1」 の5～9ページで、敷地内全体について、変動地形学的調査結果等から震源として考慮する活断層には該当しないことを説明しており、また、「地震活動に伴って永久変位が生じる断層」および「支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面」についてはそれ以外のページにて、具体的に断層内物質等を評価し、将来活動する可能性のある断層等には該当しないことをご説明している。2ページの評価の流れは、敷地内にある比較的破壊幅が大きく連続性がある各断層について、それぞれ将来活動する可能性のある断層等には該当しないと判断した流れを示したものである。	H27 2/16	H27 3/26	森
8-72	Fa-5等は正断層的で、Fa-2だけが低角の逆断層的となっているが、どう違うのかあるのか。	四電	片理は地下20km以深の深いところで形成されており、当時の応力場を考察することは難しいことから、観察できる現在の断層の姿として、Fa-3等は正断層的センス、Fa-2は逆断層的センスを示していることを記載している。	H27 2/16	H27 3/26	岸田
8-73	「平成27年2月16日 部会資料1-1」 の1ページの「応力場等を総合的に検討した上で評価すること」との記載に対して弱いのではないか。地殻応力の情報を整理すること。	四電	大深度(2,000m)ボーリング孔を利用して、応力状態を調査し、東西方向の圧縮場であるという結果を得ており、敷地内断層の走向等から見て、敷地内断層が活動することは考え難い。 (平成27年3月26日 部会資料2の別紙1参照)	H27 2/16	H27 3/26	岸田
8-74	「平成27年2月16日 部会資料1-2」 の振動探査の結果や、深部ボーリングのコアの観察結果等を総合的に判断するべきではないか。	四電	大深度(2,000m)ボーリングコアを観察した結果、片理面はほぼフラットであることを確認しており、VSPは速度を調べるために実施しているものの、把握した地下構造としては整合していると考えている。 (平成27年3月26日 部会資料2の別紙1参照)	H27 2/16	H27 3/26	岸田
8-75	「平成27年2月16日 部会資料1-2」 の34ページについて、茶色でハッチングしている三角形の領域は、どういう意味をしているのか。	四電	大深度(2,000m)ボーリング孔を使って得られた受信波から、VSP解析や反射法解析よりも詳細なトモグラフィー解析(いずれの解析も、地震波の伝播時間から地下の速度構造を推定するもの)を実施した範囲を茶色のハッチングで示している。	H27 2/16	H27 3/26	森
8-76	「平成27年2月16日 部会資料1-2」 の34ページのFa-3断層について、数100mの中での読み方についてどう考えるのか。	四電	測線が数kmにも渡り、受信間隔が10mであるため、VSP探査ではFa-3のような幅数cmの断層を捉えることは難しいと考えるが、連続する大規模な断層がないことは確認できている。	H27 2/16	H27 3/26	森
8-77	「平成27年2月16日 部会資料1-2」 の34ページの「連続する大規模な断層は認められない」という表現は、「連続しない大規模な断層はある」のか「連続する小規模な断層はある」のか、どちらなのか。	四電	大深度(2,000m)ボーリングのコア等を見ても、非常に小規模な断層はあるものの、連続性はなく、また、連続しない大規模な断層もない。	H27 2/16	H27 3/26	森

8-78	活断層探査は、断層幅の検出が目的ではなく、断層による層のずれを払拭するものであることから、その部分を説明すること。	四電	断層の変位を音響の反射で確認するのが活断層調査であり、調査結果から地層をずらしている大規模な断層はないことを確認している。	H27 2/16	H27 3/26	森
8-79	振動探査の結果では、連続性の高いものもあれば、乱れているものもある。これについてどう見ればいいのか。	四電	専門家と議論し、解析結果でノイズが見られる東側は、標高 84m から標高 10m に下りる斜面の途中にある道路に測線を設置していることが、ノイズの発生原因であり、地下はフラットな構造となっていると判断している。	H27 2/16	H27 3/26	森
8-80	「平成 27 年 2 月 16 日 部会資料 1-2」 の 34 ページの図について、結論として水平な構造と解釈しているが、結論までの途中のプロセスについても記載して欲しい。	四電	オフセット VSP 探査結果より、地下深部までほぼ水平な反射面が連続し、地震動の特異な増幅の要因となる低速度域及び褶曲構造は認められず、敷地の地盤の速度構造は成層かつ均質と評価している。 (平成 27 年 3 月 26 日 部会資料 2 の別紙 1 参照)	H27 2/16	H27 3/26	森
8-81	応力場がどのように変わったのか。現在の応力場がいつ形成されて、それを基に活断層がどう動いているのか。現在東西圧縮ということだが、いつ東西圧縮になったのか。	四電	Fa-3 断層と Fa-2 断層の変位センスが全く異なり、これらの断層は広域的な応力場に対応して活動したのではなく、三波川変成岩類の上昇過程の局所的な応力場で変形を解消した古い断層と考えられる。現在の応力場が形成されたのはおよそ 40 万年前以降と考えられるが、大深度(2,000m)ボーリング孔を利用して応力状態を調査し、現在の応力場は東西方向の圧縮であるという結果を得ており、敷地内断層の走向等から見て、敷地内断層が活動することは考え難い。 (平成 27 年 3 月 26 日 部会資料 2 の別紙 1 参照)	H27 2/16	H27 3/26	高橋
8-82	安全上重要な機器について、施設の経緯等、詳しく解説して欲しい。	四電	原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ために必要な設備として、原子炉冷却材の喪失等、設計基準事象に対処する設計基準対象設備(非常用炉心冷却設備、非常用ディーゼル発電機等)を設置しているが、福島第一原子力発電所の事故ではこれら設備が有効に機能しなかったことを踏まえ、設計基準対象設備が機能しなかった場合においても、重大事故を未然に防止し、また、万一、重大事故が発生した場合においてもその影響を緩和する設備として、新たに重大事故等対処設備(空冷式非常用発電装置、非常用取水設備等)を設けており、これら重要設備が設置された地盤に将来活動する可能性のある断層等がないことを確認している。	H27 2/16	H27 3/26	渡邊
8-83	将来活動する可能性のある断層等について、将来の活動予測や時間的スパンなど、どう考えて評価して審査されているのか。	四電	今のプレートの動きと大きく変わらないであろう過去数十万年前以降に発生した地震は、近い将来にも発生すると考え、それに備えるのが原子力施設に対する設計の基本となっている。	H27 2/16	H27 3/26	吉川
				H27 2/16	H27 3/26	望月
8-84	「平成 27 年 2 月 16 日 部会資料 1-1」 の 2 ページに評価の流れのところで、S ₁ 、S ₃ 断層については震源として考慮する活断層とも対応しないの前に「3 号炉にとって」と明記すべき。	四電	S ₁ 、S ₃ 断層は、伊方発電所 3 号機の安全上重要な施設の直下に延伸していないことから、震源として考慮すべき活断層ではないと判断している。	H27 2/16	H27 3/26	森
8-85	S ₁ 、S ₃ 断層はどのように検討されているか。	四電	現在、国の審査は当社が申請した伊方 3 号機に対して行われていることから、伊方 1、2 号機側にある S ₁ 、S ₃ 断層は審査の対象とはなっていないが、これらの断層についても、当社における調査結果等に基づき、「将来活動する可能性のある断層等」ではないことを確認している。	H27 2/16	H27 3/26	森
8-86	「平成 27 年 2 月 16 日 部会資料 1-1」 の 5 ページの「DB 対象施設」、「SA 対象施設」について解説を記載して欲しい。	四電	DB 対象施設は従来より設置されている「設計基準対象施設」、SA 対象施設は新規基準で新たに設置要求された「重大事故等対処施設」を示すものである。(各施設の定義については、「8-82」を参照)	H27 2/16	H27 3/26	森

8-87	<p>基準地震動の確率論的リスク評価等については、福島事故が起きた後でみなおされていないのであれば、起こる頻度が小さくなるようにするしか技術的には見直しはできないのではないかと、①原子力規制委員会は見直していないのか、②見直していないなら、見直していないのはなぜか。③見直していないのは、元々専門家に投げかけられていないから、専門家としてはそれを議論する場が特に準備されていないので議論されていないだけではないか。</p>	国	<p>安全目標については、旧原子力安全委員会において、詳細な検討が行われたものの決定事項には至らなかった。原子力規制委員会は、原子力施設の規制を進めていく上で安全目標は委員会の姿勢にかかわる非常に重要な目標であることから、平成25年2月20日に開催された第30回原子力規制委員会から同年4月3日までの5回の同委員会において、旧原子力委員会での安全目標や性能目標等の検討内容、海外諸国の取り組み、福島事故を踏まえた環境に放出される放射能に係る目標等の議論を踏まえ(平成27年4月21日 部会資料2の別紙1、2参照)、同年4月10日に開催された平成25年度第2回原子力規制委員会で下記①～⑤について合意が得られた。</p> <p>① 旧原子力安全委員会安全目標専門部会における検討結果(※)は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられること(※炉心損傷頻度 10^{-4}/年程度、格納容器機能喪失頻度 10^{-5}/年程度等)。</p> <p>② ただし、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、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必要がある。具体的には、事故時のCs137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万炉年に1回程度を超えないように抑制されるべきである(テロ等によるものを除く)ことを、追加するべきであること。</p> <p>③ バックフィット規制の導入の趣旨に鑑み、安全目標は全ての発電用原子炉に区別無く適用するべきものがあること。</p> <p>④ 安全目標は、原子力規制委員会が原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標であること。</p> <p>⑤ 安全目標に関する議論は、今後とも引き続き検討を進めていく。(安全目標に関し規制委員会で検討した資料及び議事録は、平成25年2月20日、2月27日、3月6日、3月27日、4月3日、4月10日の原子力規制委員会のホームページ参照)</p>	H27 2/16	H27 4/21	森
8-88	<p>測線と計測の方法について明記して、情報を整理し、後世に残るようデータを保存すること。</p>	四電	<p>大深度(2,000m)ボーリング孔と3号炉心付近とを結ぶ測線でオフセットVSP探査を行い、反射法解析、VSP解析、トモグラフィ解析により敷地の速度構造について検討した。</p> <p>[オフセットVSP探査条件]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発信点(発震間隔約40m) ・地表測線(道なり1.8km 受信間隔10m) ・深部ボーリング孔(深さ2.0km 受信間隔15m) ・解析測線(約1.4km) <p>(平成27年3月26日 部会資料2の別紙1参照)</p>	H27 2/16	H27 3/26	岸田
8-89	<p>炉心損傷頻度については、重大事故等対処設備も含めて評価した結果についても示して欲しい。</p>	四電	<p>今後、国のガイドに従い、重大事故等対処設備も含めた炉心損傷頻度について評価することになるが、その結果がまとまればあらためてご説明する。</p>	H27 2/16	H27 3/26	奈良林
8-90	<p>常時解析は、施工過程を踏まえた解析をしているのか。</p>	四電	<p>常時解析は、施工過程を踏まえた解析を実施している。</p>	H27 3/26	H27 4/21	岸田
8-91	<p>斜面は切り取った時が一番変形が大きくなるので、その際の解析を地震力や豪雨の情報もあわせて整理し、資料として残して欲しい。</p>	四電	<p>安定性評価における背後斜面を切り取った際の応力状態等を資料として整理する。</p> <p>(平成27年7月22日 部会資料2の別紙参照)</p>	H27 3/26	H27 7/22	岸田
8-92	<p>断面面上の強度物性の設定はどのようにしているのか。</p>	四電	<p>解析に用いる岩盤と断層の各物性値については、「平成27年3月26日 部会資料1-2」の23ページに整理しているとおおり、各種試験結果等に基づき設定しており、設定値は次の24ページに整理している。なお、25～28ページには原位置岩盤せん断試験、原位置断層せん断試験を例示している。</p>	H27 3/26	H27 4/21	森
8-93	<p>すべり面について、モビライズド面を見ながら最小になりそうな面を選んだのか、もしくはいくつか計算した結果を踏まえて選定したのか。</p>	四電	<p>モビライズド面(潜在すべり面)については、複数面を選定し、簡便法によりすべり安全率を算定した上、最小となるものを選定している。</p>	H27 3/26	H27 4/21	森
8-94	<p>「平成27年3月26日 部会資料1-1」の20ページの構造物の建設について、海水管ダクトの基礎は岩盤上に設置しているようだが、側面はどうなっているのか。</p>	四電	<p>海水管ダクト側面については、岩盤を掘削し、そのまま鉄筋コンクリートを流し込むという施工法を採用しており、埋め戻し土はない。(海水管ダクトの基礎と側面に埋め戻し土はなく、上部のみ埋め戻し土となっている)</p>	H27 3/26	H27 4/21	森

8-95	「平成 27 年 3 月 26 日 部 会資料 1-1」の 17 ページ について、基礎の支持力 の評価基準値の設定値 は、平板載荷試験で確認 された最大値をもって、設 計上の強度定数を決めて いるのか。	四 電	平板載荷試験は、設置する構造物を考慮し、80kgf/cm ² までの確認と している。基礎岩盤の実際の弾性限界はもっと大きいと考えるが、評 価上は、安全側に確認ができていない 80kgf/cm ² (7.84N/mm ²)を基準値 としている。	H27 3/26	H27 4/21	森
8-96	「平成 27 年 3 月 26 日 部 会資料 1-1」の 17 ページ について、説明文に書いて ある 80kgf/cm ² という値 は、応力変位曲線の横軸の 最大 80kgf/cm ² の 数字と同じという理解でよ いか。	四 電	評価基準値としている 80kgf/cm ² は、応力変位曲線の横軸の最大 80kgf/cm ² の数値と同じである。	H27 3/26	H27 4/21	森
8-97	計算上の応答の岩盤内 の応答沈下はどこまで しているのか。	四 電	一番重い原子炉建屋で 2.15N/mm ² であり、評価基準値の 1/4 程度、 20kgf/cm ² 程度である。	H27 3/26	H27 4/21	森
8-98	原子炉建屋の最大接地 圧からすれば、平板載荷 試験で、5~6サイクルに 相当し、残留ひずみが残 っているように見える が、影響はないのか。	四 電	当該サイクルにおける残留変位は、非常に少なく 0.1mm 以下であり、 残留変位による基礎地盤の傾斜も少なく、施設への影響はないと考 える。	H27 3/26	H27 4/21	森
8-99	平板載荷試験で、5~7サ イクルでは、有意な残留 変位が残っていると思わ れるが、どのように評価し ているのか。	四 電	当該サイクルにおける残留変位は、非常に少なく 0.1mm 以下であり、 残留変位による基礎地盤の傾斜も少なく、施設への影響はないと考 える。	H27 3/26	H27 4/21	森
8-100	斜面のすべり安全率の評 価基準値を 1.2 に設定し ているが、安全目標の観点 からこの数値はどのレベ ルと言えるのか。確率的 にどの程度に相当するか は重要なので数値がある のであれば資料に残して 欲しい。	四 電	電力中央研究所の報告書において、すべり安全率が 1.5(基礎地盤) または 1.2(周辺斜面)となる地盤が、実際に破壊に至る(すべり安全 率が 1.0 を下回る)年破壊確率は、10 ⁻¹⁰ ~10 ⁻⁵ 程度と推計されている。 (別紙参照)	H27 3/26	H27 7/22	森
8-101	平板載荷試験結果だが、 採用値として除荷時と載 荷時のどちらを採用し ているのかわからない。 また、応力レベルの低い 数値を採用している理由 を教えてください。	四 電	平板載荷試験の結果は、載荷時の値を採用している。 また、応力レベルの低い数値を採用していることについては、設置す る構造物(原子炉建屋)の設置の応力レベルを考慮し、現在の応力レ ベルにおける値を採用している。	H27 3/26	H27 4/21	岸田
8-102	平板載荷試験では、強度 ではなく変形を議論する ものであるが、審査ガイ ドでは、変形を表すこと で強度のことを議論して いいようになっている のか。重要施設の基礎 地盤の安定性について、 支持力の確認は極限支 持力ではなく、許容支 持力で行うべき。	国	審査ガイドでは、変形を表すことで強度のことを議論することにはな っていない。 審査ガイドでは、基礎地盤の安定性評価においては、建物及び構築 物が設置される地盤について、①基礎地盤のすべり、②基礎の支持 力及び③基礎底面の傾斜の観点から照査されていることを確認すると されている。 このうち①基礎地盤のすべりについて、審査ガイドでは「動的解析の 結果に基づき、基礎地盤の内部及び基礎底面を通るすべり面が仮定 され、そのすべり安全率によって総合的に判断されていること」また、 「動的解析における時刻歴のすべり安全率が 1.5 以上であること」とさ れている。 これに対して事業者は、岩盤せん断試験や室内試験で得られたせん 断強度に対してすべり面の安全率が 1.5 以上であることを確認したとし ている。 また、②基礎の支持力について、審査ガイドでは、「原位置試験の結 果等に基づいて設定されていることを確認する。」とされている。 これに対して事業者は、平板載荷試験の最大載荷時において岩盤が 弾性範囲にあることから最大載荷重を評価基準値とし、②の基礎の支 持力については、「地震時の最大接地圧が基礎地盤の評価基準値を 下回る」ことを判断基準として、その確認を行ったとしている。	H27 3/26	H27 4/21	岸田
				H27 4/21	H27 7/22	

		四電	審査ガイドに従い、原位置試験の結果に基づき、基礎の支持力に対する評価基準値を設定している。 支持力の確認においては、原位置試験(平板載荷試験)により、岩盤が弾性的挙動を示す範囲であることを確認した値を評価基準値(許容支持力)として設定し、地震時に施設基礎底面の地盤に伝わる最大接地圧が評価基準値以下であることを確認している。	H27 3/26	H27 7/22	岸田
				H27 4/21	H27 7/22	
8-103	敷地内岩盤の性状で液化化は起きないとの説明だが、地下水位も含めて整理して欲しい。	四電	耐震重要施設等は切土により造成されており、表土や崖錐堆積物は存在せず、風化を受けていない新鮮・堅硬な岩盤で構成され、切土後はアスファルトやコンクリート構造物、排水設備等を設けており、降水の岩盤内部への浸透は抑制されている。 なお、3号建設時、周辺斜面に地下水排水トンネル及びこれに通じる地下水排水ボーリングを設置しているが、地下水排水トンネル坑口からの湧水量は極めて少なく、かつ地下水排水トンネル内は一部に滲み出し・適水程度が認められる以外はほぼ乾燥状態にあり、降雨時においても湧水はほとんど認められないことを確認している。 (平成 27 年 7 月 22 日 部会資料2の別紙参照)	H27 3/26	H27 7/22	岸田
8-104	引張が発生している主要な部分の応力状態を時刻歴で示して欲しい。また、表面保護や押さえ効果で破壊に達していないと思うがそうした評価を整理して資料として残して欲しい。	四電	基礎地盤及び周辺斜面に関して、引張応力が発生している主要な部分の応力図(時刻断面)を別紙に示す。 周辺斜面の耐震安定性解析条件としては、表面保護工やアンカー等の対策工を考慮することなく、所要の安全率を確保している。 しかし、現状としては、表面保護として擁壁、法枠等が施工されており、雨水等の浸透防止、表面の剥落防止となっているとともに、定期監視(1回/6か月)及び定期点検(1回/年)において定期的な目視点検、変状調査を実施し、有意な変位・変状がないことを確認している。 また、解析上発生している斜面表層部の引張領域には、ロックアンカーを施工して、引張の発生を抑制しており、さらに緊張力アンカーについては、緊張力管理を実施し、継続的に安全性の確保を図っている。 (平成 27 年 7 月 22 日 部会資料2の別紙参照)	H27 3/26	H27 7/22	岸田
8-105	過去に行った実験で非常に大きな地震力になっているのを用いて評価することになっているが、実験の整理やそのやり方は日進月歩であるのでいろんな角度で検討していただきたい。	四電	大きな地震動になっていることを踏まえれば、ご指摘の通り線形解析手法の適用が困難になりつつあることから、時刻歴非線形解析手法等の最新の手法を用いた検討を先駆的に研究として取り組んでいきたいと考えている。	H27 3/26	H27 4/21	岸田
8-106	「平成 27 年 3 月 26 日 部会資料1-2」 の71ページに原子炉建屋基礎地盤のすべり面が記載されているが、断層沿いのV字のすべり面ではなく、内接円のようなすべり面を想定した上で最小すべり安全率を選定しているのか。	四電	内接円のような断層面以外の岩盤を通るようにすべり面を設定した場合、断層面よりもせん断強度の大きな岩盤を通ることとなるため、すべり安全率は増加すると考えられる。したがって、最小すべり安全率を算定するために断層沿いのすべり面を想定することは妥当と考えている。	H27 3/26	H27 4/21	森
8-107	岩盤分類の表と詳細データ集の間を整理したものが欲しい。	四電	敷地内の岩盤をどう分類しているかについては、 「平成 27 年 3 月 26 日 部会資料1-1」 の6ページに名称(CH,CM,CL,D 級)と特徴を記載しているが、詳細な分類表を 平成 27 年 7 月 22 日 部会資料2の別紙 に示す。 (平成 27 年 7 月 22 日 部会資料2の別紙参照)	H27 3/26	H27 7/22	奈良林
8-108	敷地内の岩盤を新鮮かつ堅硬な岩盤としているが、具体的にはどういうことか。	四電	造岩鉱物や粒子が風化や変質を受けておらず、亀裂や節理も発達せず、粘土状の軟質部も介在しないような状態の岩盤を指す。	H27 3/26	H27 4/21	奈良林
8-109	伊方が他の発電所と比べて、地盤・地質の特徴、非常に硬くて堅牢だということを整理して欲しい。	四電	伊方の解放基盤表面におけるせん断波速度 Vs は 2.6km/s と他の発電所と比較しても硬い地盤となっている。	H27 3/26	H27 4/21	奈良林
8-110	集中豪雨のときは地盤がやわらかくなるなど、すべりに対して自然災害をどう考慮しているか。	四電	基礎地盤・周辺斜面の評価条件としては、集中豪雨などの降雨を考慮しても地下水位が低いことを確認しているが、安全側の解析となるよう地下水位を岩盤上部に設定して評価している。 (平成 27 年 7 月 22 日 部会資料2の別紙参照)	H27 3/26	H27 7/22	奈良林
8-111	地盤や周辺斜面の安定性評価において、どのようなデータや文献を用いたのかは資料に整理しておいて欲しい。	四電	安定性評価に用いた各種データや文献等について整理を進め、評価条件(根拠)が不明確にならないよう留意する。 (平成 27 年 7 月 22 日 部会資料2の別紙参照)	H27 3/26	H27 7/22	岸田

8-112	外部火災対策として森林伐採をしているが、表面排水等の工事を検討してほしい。	四電	森林の伐採後は、新たな植生が生えてこないように、また、安定化のためコンクリートの吹付を行っているが、これに合わせて排水措置も講じていることから、斜面の安定性が大きく低下することはないと考えている。	H27 3/26	H27 4/21	岸田
8-113	例えば、伊方以外の地震計が設置されている地盤で、基準地震動レベルの地震が発生した時の地盤の揺れがどの程度になるかを評価することで、基準地震動 650 ガルがもつ意味がより分かりやすくなり、説明性が増すと思うがいかがか。	四電	技術的には評価は可能であるが、精度の高い推定を行うためには精緻な地盤情報が必要であるため、推定した地震動の信頼性という観点で問題があると思われることや、評価を行った周辺地域にお住いの方々にとって余計な不安を煽ってしまうおそれがあることなど、様々な問題が内在すると考えていることから、実施には慎重な検討を要すると考えている。 基準地震動 650 ガルの持つ数値的な意味等をより一般の方々にわかりやすく説明することというのが、頂いたコメントの主旨であると認識しており、今後もより丁寧にわかりやすい説明を行うよう努めていく。	H27 3/26	H27 4/21	森
8-114	断層モデルによる評価で採用している壇他の検証内容について、資料を用いて説明してほしい。	四電	中央構造線断層帯の地震動評価に用いている壇他(2011)のスケーリング則については、検証として、2000年鳥取県西部地震、2002年Denali地震、1999年Kocaeli地震における観測記録と評価結果との比較等を行い、実地震の観測記録の再現性を有していることを確認している。 (平成 27 年 4 月 21 日 部会資料 2 の別紙 3 参照)	H27 3/26	H27 4/21	森
8-115	1999年の台湾地震では、最大変位量(Dmax)が二十数メートルとの知見も得られているようであるが、変位量のばらつきについてどのように考慮しているのか。	四電	断層全体を均質なモデルではなく、アスペリティをモデルに組み込んで他の領域と異なる設定をしている点で、ばらつきを考慮している。また、1999年の台湾地震ではアスペリティのごく一部で二十メートルを上回るすべり量が得られているが、アスペリティの平均すべり量としては7.2mである。敷地前面海域の断層群で設定した平均すべり量はそれ以上に設定していることから、ばらつきを考慮した安全側の評価になっていると考える。	H27 4/21	H27 8/12	森
8-116	アスペリティ内のばらつきを考慮した場合とそうでない場合について、評価結果と観測結果との比較などで検証しているのか。	四電	地震学会などの研究動向を見ると、スーパーアスペリティ（一般に仮定されるアスペリティよりもサイズが小さく、アスペリティ内部の不均質を表現するもの）を考慮した評価をしている事例もあるが、アスペリティ全体がもつエネルギーが大きく変わることはないため、評価点がスーパーアスペリティの極近傍にある場合を除き、その影響が大きく出ることはないと考えている。 敷地前面海域の断層群による地震の評価においては、そのような検討はしていないが、平成19年の新潟県中越沖地震における応力降下量等、様々な不確かさを考慮しており、全体としてばらつきを考慮した安全側の評価になっていると考える。	H27 4/21	H27 8/12	森
8-117	壇他のスケーリング則による評価結果と長大断層の観測記録との比較において、鉛直方向では、施設にとって重要な短周期側で、評価結果を上回る観測記録が見られるが、どのように考えているのか。	四電	大きい観測記録が得られているのはひとつだけであり、この地点の地盤条件がはっきりしていないが、おそらく伊方発電所の地盤よりもやわらかいのではないかと推測している。また、観測記録は逆断層の上盤側で得られたものであることもあり、地震動が大きくなっているのではないかと考えている。 伊方発電所周辺で想定される地震のタイプは横ずれ断層であり、さらに地盤条件も異なることから、伊方発電所で考慮が必要な知見ではないと考える。	H27 4/21	H27 7/22	森
8-118	例えばコジャエリ地震について、モデルの開発者本人(壇他)は評価結果と観測結果とを比較・検証していないのか。	四電	壇他では、コジャエリ地震ではないが、鳥取県西部地震(比較的短い断層として50km)と、デナリ地震(比較的長い断層として400km)について検証されており、いずれも評価結果と観測結果は整合的であることが確認されている。	H27 4/21	H27 7/22	森

8-119	<p>原子力構造物の中に含まれる設備等は、10Hz 前後の1秒から高い高振動数成分が特に問題になってくる。レシピを原子力施設の安全性を検討することに適用する際にあたっての注意点や留意点、それから考慮すべき点、この点についてどのような議論がなされて、ということが適否の判断基準になっているのか。</p>	<p>一般の構造物と異なり、発電所の場合、0.1 秒又はそれより短い周期のものについて地震動の影響が非常に大きい。審査にあたっては、たとえば断層モデルでは、何らかの手法を使わなければならないが、例えば入倉・三宅の手法を使う場合でも、不確かさとしてどういった点を見ていくのかということ審査の重点としていた。結果的には、不確かさのケースとして、例えば短周期に一番効く、アスペリティの応力降下量を 1.5 倍に上げたケースを見ているということ、アスペリティをどこに置くかが非常に重要な点であり、当然敷地の近いところにアスペリティがあると、そこから短周期に非常に強い波が出るため、不確かさのケースとして敷地の前面にアスペリティを配置したケース。さらには一般防災では震源断層の部分をモデル化した時に一番上端のところというのは基本的にアスペリティを貼り付けないが、四国電力の場合は震源断層の一番上端のところアスペリティを貼り付けたモデルを使っているなど、そういったことを加味して、入倉・三宅の手法を使って計算した結果について、十分な不確かさを考慮しているということ判断している。</p> <p>また、伊方発電所の場合、中央構造線は非常に長い震源断層であり、130km モデル及び 480km モデルについては、入倉・三宅の手法が使えないレシピ適用範囲外である。レシピでもスタンダードなやり方というのが決められてない。したがって、どういった手法を使うのかというのは審査の中で慎重に判断し、最終的には四国電力においては、壇他の手法と Fujii&Matsu'ura の手法を使って、違うスケーリング則を適用した場合でも結果にどのような影響があるのかということ審査の中で確認している。そのような手法についても、短周期の 1.5 倍のケースや、アスペリティを敷地前面に置くとか、震源断層の一番上端にアスペリティを貼り付けるとか、そういったことを採用しており、こういった不確かさを考慮した場合に、それぞれ判断している。最終的に合計8波となる。「平成 27 年 7 月 22 日 部会資料 1-2」の 11 ページの一番下にそれぞれのケースを記載しているが、最終的な手法の中で、壇他の手法で合計4波、Fujii&Matsu'ura の手法で3波、入倉・三宅の手法で1波、描かれている。こういった意味では審査の中で十分議論し、様々なスケーリング則を使用し確認したことは、意味のあることだと考える。</p>	H27 7/22	H27 8/12	森
8-120	<p>アスペリティ内におけるばらつきの影響に関する議論は行ったのか。</p>	<p>伊方発電所の場合は敷地前面から8キロ離れたところに中央構造線があるが、より断層とサイトが近い発電所については、近傍に立地しているという点が議論となったことはある。</p> <p>伊方場合は8キロ離れていることから、おそらく数波長分は離れていると考えられるため、平均化される傾向にあると考えられることから、不確かさという点では、短周期の 1.5 倍とすること、アスペリティを上端に置くことを考慮すれば妥当と考えている。</p> <p>したがって、伊方発電所に関しては、ご指摘の議論は行っていないが、サイトと震源との距離は審査の観点としては重要であると考えている。</p>	H27 7/22	H27 8/12	森
8-121	<p>事業者は、『敷地ごとに震源を特定して策定する地震動』Ss-1 及び Ss-2 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』Ss-3 の年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-7}$ 程度としているが、それに対する評価を国はおこなっていないようであるが、どのように理解したらよいか。</p>	<p>この部分は、意識してこういう記述としている。新規基準では、地震と津波について、超過確率を参照して、策定した基準地震動や基準津波がどの程度の超過確率になるのかということ事業者が把握することを求めているものの、その数値自体の大きさについては、今現在、原子力規制委員会では判断レベルを有していない。超過確率を事業者は参照しているかどうかということまで審査の中で確認しており、数字の妥当性については判断基準外としており、こういった書き方としている。</p>	H27 7/22	H27 8/12	森

8-122	<p>「平成 27 年 7 月 22 日 部会資料 1-2」の 24～25 ページについて、建物のところで終局耐力を設定し、そこからの裕度を有するところで判断しているという書き方になっているが、具体的な考え方について説明して欲しい。</p>	<p>国</p> <p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(以下「設置許可基準規則」という。)では、建物・構築物について常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動 S_s による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構築物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していることを要求している。</p> <p>設置変更許可申請の審査では、基本設計方針を確認することとしており、四国電力は設置許可基準規則に適合すべく、建物・構築物は終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする方針であることを確認した。</p> <p>具体的な数値や計算などの詳細設計は、後段規制である工事計画の認可で確認することとなり、原子力規制委員会は、工事計画が許可を受けた設計方針に沿ったものとなっていること、原子力規制委員会の定めた実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則に適合することを確認することになる。</p> <p>具体的な要求事項については、以下のように行うこととしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Sクラスの建物・構築物の鉄筋コンクリート造耐震壁について基準地震動 S_s による耐震壁の最大せん断ひずみが、原子力発電所耐震設計技術指針の規定を参考に設定されているせん断ひずみの許容限界を超えていないこと。 ・鉄筋コンクリート造の原子炉格納容器及び原子炉格納容器に連続する基礎スラブ並びに使用済燃料プール(ピット)について、基準地震動 S_s による地震動と荷重の組合せによる地震力以外の荷重組合せ、その結果発生する応力が発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格(日本機械学会)の規定を参考に設定されている許容限界を超えていないこと。 	H27 7/22	H27 8/12	岸田
8-123	<p>他の原子力発電所では、アスペリティ内のばらつきについても検討しているのか。伊方発電所では必要ないのか。</p>	<p>国</p> <p>他のサイト、もう少し震源断層とサイトに近いサイトについては、近傍に立地しているという点について、不確かさを組み合わせるなどにより議論をしている。特段アスペリティの不均質を取り入れて審査を行っているものではない。</p>	H27 7/22	H27 8/12	森
8-124	<p>断層モデルのアスペリティ内にばらつきを考慮した場合、地震動評価がどの程度ばらつくのかについて検討すること。</p>	<p>四電</p> <p>断層モデル(敷地前面海域の断層群)の第一アスペリティ内での応力降下量の不均質を設定したケースでの地震動評価を実施した結果、アスペリティ内に不均質(応力降下量 25MPa)を設定したケースについては、全メッシュに一律に 12.2MPa を設定したケースの応答スペクトルと同程度か一部の周期帯でやや大きい程度であり、いずれのケースも全メッシュに一律に 20.0MPa を設定したケースに包絡されていることから、伊方発電所の地震動評価においては、アスペリティ全体に対して応力降下量 1.5 倍の不確かさを考慮しており、アスペリティ内の不均質も包絡した安全側の評価になっていると考える。</p> <p>(平成 27 年 8 月 12 日 部会資料 1-1 の別紙 2 参照)</p>	H27 7/22	H27 8/12	森
8-125	<p>掘削についても、逐次解析や施工するパラメータ、あるいは水の状態といった考えによっては、機会があれば整理して欲しい。</p>	<p>四電</p> <p>逐次解析等については、実用化を目指した研究に電力大で積極的に取り組んでいるところであり、今後も最新の知見等を踏まえ、必要に応じ検討を行っていく。</p>	H27 7/22	H27 8/12	岸田
8-126	<p>敷地内岩盤の性状で液状化は起きないとの説明だが、水と粒径との複合的な部分についてもチェックし、常に注意して行って欲しい。</p>	<p>四電</p> <p>伊方発電所の埋立土は、「港湾の施設の技術上の基準・同解説(日本港湾協会)」に示されている液状化の可能性を規定している粒度分布から大きく外れており、液状化は生じないと判断されるが、今後も最新の知見等を踏まえ、必要に応じ検討を行っていく。</p>	H27 7/22	H27 8/12	岸田
8-127	<p>地下排水トンネルは、維持管理が必要であることから、確認をしていてもらいたい。</p>	<p>四電</p> <p>地下排水の維持管理は今後も適切に行っていく。</p>	H27 7/22	H27 8/12	岸田
8-128	<p>「平成 27 年 7 月 22 日 部会資料 2 の別紙」の 21 ページについて、将来的には引張の物性あるいは引張の破壊の議論が必要であると考え。今後検討していただきたい。</p>	<p>四電</p> <p>現状では、安全側の評価として引張特性を考慮しない条件で所要のすべり安全率が確保されていることを確認しているが、今後は、逐次非線形解析に繋がられるよう、引張特性を考慮した解析についても検討を続けていく。</p>	H27 7/22	H27 8/12	岸田

8-129	<p>「平成 27 年 7 月 22 日 部会資料 2 の別紙」の 23 ページについて、保護工の考え方は、表面の引張に対する考え方ということか。せん断面や中段の EL.32m にある道路等に実施しているが、その押えは期待せずに表面だけを考えているのか。</p>	<p>四電</p> <p>ご指摘のとおり、保護工(アンカー、法枠、擁壁等)による効果は地表付近に作用するものと考えている。なお、地表付近のすべりも深いすべりも、解析上、安全側の評価として、保護工を考慮せず、すべりに対して所要の安全率を確保していることを確認している。</p>	H27 7/22	H27 8/12	岸田
8-130	<p>断層モデルのアスペリティ内にはばらつきを考慮した場合、地震動評価がどの程度ばらつくのかについて検討した結果に対してどう考えているのか聞きたい。</p>	<p>四電</p> <p>予測においてアスペリティの不均質性をどう取り入れるかについては難しいところもあるが、前回の部会で頂いたコメントを踏まえ、断層モデル(敷地前面海域の断層群)の第一アスペリティ内での応力降下量の不均質を設定したケースでの地震動評価を実施した結果、アスペリティ内に不均質(応力降下量 25MPa)を設定したケースについては、全メッシュに一律に 12.2MPa を設定したケースの応答スペクトルと同程度か一部の周期帯でやや大きい程度であり、いずれのケースも全メッシュに一律に 20.0MPa を設定したケースに包絡されていることから、伊方発電所の地震動評価においては、アスペリティ全体に対して応力降下量 1.5 倍の不確かさを考慮しており、アスペリティ内の不均質も包絡した安全側になっていると考える。</p> <p>国</p> <p>平成 27 年 8 月 12 日 部会資料 1-1-1 の 10 ページのとおり、伊方発電所と中央構造線の位置関係を考えたときにアスペリティ内の不均質性ということモデル化して行うよりは、審査の中で判断したいろんな不確かさを考慮することにより基準地震動を設定する方法は妥当であると考えている。</p> <p>結果自体は審査の中でできたものではないので、規制機関である我々が公式に何か結果に対して答えるのは控えたい。</p> <p>当然ながら、新しい知見がでてきて、それが妥当となれば取り入れることになる。</p>	H27 8/12	H27 8/24	森
8-131	<p>構造物全体の終局耐力は、どのように算定して評価し、確認しているのか。詳細に説明すること。</p>	<p>国</p> <p>建物・構築物が構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していることの判断は以下のとおりである。</p> <p>Sクラスの建物・構築物の鉄筋コンクリート造耐震壁等については、原子力発電所耐震技術指針の規定を参考に設定されている層せん断ひずみの許容限界を超えないことを判断基準としている。</p> <p>建物・構築物の各部材の機能維持に対する許容限界が構造的な終局状態より厳しい(より安全側)ものであれば、建物・構築物については実際には機能維持を確認することができる。</p> <p>具体的には、鉄筋コンクリート造耐震壁の終局耐力(4.0×10⁻³)として、許容限界は終局耐力に2倍の安全率を有するように(2.0×10⁻³)設定したものである。</p> <p>なお、各層の終局耐力は、水平方向の載荷試験による実験で終局変形のバラツキを定量的に評価し、これに応答など設計上のバラツキを考慮して多少の余裕をみて一律に定められたものである。</p>	H27 8/12	H27 8/24	岸田
8-132	<p>伊方の地震動策定のため要素地震として用いている H13 芸予地震の余震記録よりも短周期成分の大きい地震が 1991 年にあったと思うが、それを要素地震として採用していないのはなぜか。また、国の新規制基準適合性審査では要素地震について審議されたのか。</p>	<p>四電</p> <p>ご指摘の短周期成分の大きい地震記録については、耐震バックチェックの審査時に断層モデル解析を行い、現在要素地震として用いている芸予地震の余震記録での断層モデル解析結果と比較したところ、芸予地震の余震のほうが、原子炉施設への影響が大きいと考えられる。1 秒周期付近の加速度が大きくなっていることを確認し、国へ説明している。このことから、芸予地震の余震記録を基準地震動策定の際、要素地震として用いている。</p> <p>新規制基準適合性審査においては、耐震バックチェック時における確認内容についてあらためて国にご説明しているものではないが、今回の審査においても要素地震の妥当性については国に入念に審査いただき、その結果、施設側の評価の観点から抜けがないよう、NS と EW 波を入れ替えた波を基準地震動として追加もしている。</p>	H27 8/12	H27 8/24	森

		<p>新規制基準の中では、断層モデルで評価する場合は適切な要素地震があれば経験的、なければ統計的手法を使うことが書かれており、伊方の基準地震動の審査においては適切な要素地震があるかないかをきちんと精査した。四国電力が採用している 2001 年芸予地震の余震である安芸灘地震は、スラブ内地震であり、当然ながら応力降下量は中央構造線と比べると全然異なる。従ってそれが妥当かどうか判断するうえで、例えば統計的手法を用いた場合の応答スペクトルを検討し、統計的と経験的を比べた場合には経験的がいいだろうということ判断した。また、平成 27 年 8 月 12 日部会資料 1-1-2 の 11 ページの図の S_{s2-8} は、S_{s2-2} の NS・EW 入れ替えケースである。これは、前述の要素地震を用いると 0.1 秒のところは大きいものがあるが、0.2 秒とか 0.3 秒くらいだと NS・EW の方向性みたいなものがあるので NS・EW を入れ替えたものを四国電力としては採用した経緯があり、これは適切と判断している。</p> <p>伊方発電所の地盤は非常に堅く、地震が起こっても観測記録として適切なもの、要素地震として使えるような観測記録が得られないことが多い。従って伊方発電所だけでなく近くの観測網の観測記録も精査したが、これ以上に適切なものがないというところで、さらに統計的と経験的を比べると経験的がより保守性があるというところで、これを採用することは妥当と判断している。</p>		
--	--	---	--	--

項目 9:耐津波性能

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
9-1	津波に関しては、最悪の事態を想定して対策をとろうとしていると理解しているが、揺れに関して、イベントツリーでの解析等を行っているのか。	国 今後、基準地震動が策定された段階で、イベントツリーを用いた地震ハザード評価を行うこととなる。	H25 7/17	H27 2/4	森
9-2	海外では、リスクという概念で、確率論的評価が行われているが、日本ではおこなわれているのか。若しくは、議論されてきたのか。	国 平成 25 年7月に施行された新規基準においては、事業者が確率論的安全評価を行い、想定すべき事故シナリオを選定した上で、そのシナリオに対して事業者のシビアアクシデント対策が有効に機能するかどうかを評価することを求めている。 また、平成 25 年 12 月に施行した実用発電用原子炉の安全性向上評価(いわゆる FSAR)においても、定期的に確率論的リスク評価を行うことを求めている。	H25 7/17	H27 2/4	森
9-3	津波の検討ケースについて、重複させたものはないのか。	四電 津波が想定される現象について、5つのケース(南海トラフ巨大津波、1596 年慶長豊後地震による津波、海域 130km 連動モデルの地震による津波、火山の山体崩壊に伴う津波、地滑り津波)を抽出し、このうち敷地前面海域の断層群による津波と地滑りに伴う津波を重畳させ、敷地にとって厳しくなるよう評価している。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	宇根崎
9-4	津波の検討ケースについて、重複させた場合にフェーズが重なる想定をする必要があるのではないのか。	四電 フェーズが小さくならないよう、保守的に重畳させて評価している。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	森
			H25 7/17	H27 2/4	宇根崎
9-5	津波の検討ケースについて、地すべりはどのくらいの規模なのか。	四電 地滑りの規模としては、九州で最大5億 4000 万 m ³ の規模を想定し、その土塊が別府湾に入ったものとして津波評価している。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	森
9-6	津波の検討ケースについて、5億 4,000 万 m ³ といったものが崩壊して、別府湾に土塊が入るといもののシミュレーションも含まれているのか。	四電 津波の検討ケースの中で、九州の地滑りで最大5億 4000 万 m ³ の規模を想定し、その土塊が別府湾に入ったものとして津波評価している。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	森
9-7	津波の検討ケースについて、瀬戸内海側の地形で海底地すべりが起きる場合は確認しているか。	四電 海底地滑りについても文献調査、海底地形調査、海底音波探査等にて調査した結果、瀬戸内海側では可能性は非常に低いものと評価している。 (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	森
9-8	元東大の都司氏によると、1596 年の慶長豊後地震では瀬戸内海側で大きな津波があったとしているが、それについての検討はしているのか。	四電 検討を行った結果、都司先生の言われる上関は山口県では無く、大分県の現佐賀関であろうと考えている。その上で津波シミュレーションを実施した結果、伊方発電所前面海域の津波高さは 50cm と評価している。 (後者については国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	森
9-9	元東大の都司氏によると、1596 年の慶長豊後地震では大きな津波があったとしているが、玄与日記は山口県上関の地元の伝承ではないのか。	四電 当社でも調査した結果、山口県の地元の伝承では無いことを確認している。 (学会発表済)	H25 7/17	H27 2/4	森
9-10	1596 年の慶長豊後地震について、津波被害地を大分県佐賀関の上関であったと想定した場合の津波の検討はしているのか。	四電 津波の評価の結果、50cm と評価している。(9-8と同じ) (国に説明済)	H25 7/17	H27 2/4	森
9-11	規制庁では、津波評価において、局所的地質の上下運動などは議論されたのか。	四電 陥没地形による津波についても国の指摘があり、解析を実施した結果、敷地に大きな影響が無いことを確認している。 (国に説明済)	H25 9/11	H27 2/4	森
9-12	国の原子力発電所の新規基準適合性に係る審査会合では、津波評価について、強震動における傾斜断層運動を津波に対して当てはめた検討を行っているのか。	四電 申請時点で、不確かさの考慮の中で想定して検討している。 (国に説明済)	H25 9/11	H27 2/4	森

9-13	津波の場合には不確かさをどのように考慮しているのか。	四電	土木学会の津波評価技術に従い不確かさを考慮している。例えばすべり角については、中央構造線の場合、横ずれ断層のため180°という真横のずれを想定しているが、不確かさを考慮として±10°角度を変えた評価も実施している。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
9-14	地震津波以外の海底地すべりや陸上地すべり等による津波の不確かさの考慮についてはどうか。	四電	例えば、火山の山体崩壊に関しては、「平成26年3月20日 部会資料1-2-1」の30ページに示すように、山体崩壊の津波発生源になる土量の換算において、既往最大規模の土砂崩壊量に加え、不確かさを考慮として、鶴見岳の東半分の斜面が崩壊したケースも評価している。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
9-15	伊方原発の同じ海岸線上にあるところでの陸上地すべりについてはどうか。	四電	「平成26年3月20日 部会資料1-2-1」の25ページに記載しているが、不確かさを考慮として、想定される地すべり地点における最大規模の地すべりを想定したり、地すべり津波評価時に複数の解析手法を用いた評価を実施している。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
9-16	山体崩壊の不確かさについては量的な不確かさというのを考慮しているが、陸上地すべりに関しては、不確かさについて量的なものは考慮されていないように思うがその点はどうか。	四電	解析手法的な観点から不確かさを考慮している。突入する土量は同じだが、二層流という手法と、キネマティックランドスライドモデル(kinematic landslide model)といった複数の手法を用いて津波評価を実施している。 また、量的な観点としては、現地調査を行い、滑落崖などを認定し、地すべり土塊を判断して、最大崩れる範囲を想定しており、不確かさを考慮はこの中に含まれていると考えている。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
9-17	陸上地すべりは、既往最大やこれまでの知見に基づく確からしいモデルにより検討していると思うが、さらに専門分野からするとあまり事例がないような不確かさも考慮しているのか。	四電	例えば伊方発電所の東、海岬西(かいざきにし)と、そのもう一つ東側に海岬があるが、地形判読すると地すべりブロックが2つ見られる。通常であれば、下だけ壊しただけでもいいと考えるが、不確かさを考慮として、下が崩れた後さらに上が崩れるといった評価を実施している。さらに、そもそもこれらの地すべりは降雨性、雨による地すべりがほとんどと考えており、基本的には地震のときにこういう地すべりが生じるものではないと考えているが、地震時に崩れると仮定した評価を実施している。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
9-18	宝永地震のときに崩れた五剣山があるが、崩れる前に崩れるおそれのある地形を認定できるのか。	四電	五剣山は、強度の小さい凝灰岩層の上に載った屏風岩状の不安定な岩塊が浮石となって転倒したものであり、地質調査によって予見できると考えている。なお、五剣山の崩壊よりも規模の大きな地すべりを想定して津波評価を行っている。 (後者については国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
9-19	地震による地すべりあるいは山体崩壊については、あまり知見がないことから、不確かさについて考慮すべきと考えるが、特に近いところの陸域の斜面崩壊は津波高に大きな影響を及ぼすことから、検討をお願いしたい。	四電	例えば伊方発電所の東、海岬西(かいざきにし)と、そのもう一つ東側に海岬があるが、地形判読すると地すべりブロックが2つ見られる。通常であれば、下だけ壊しただけでもいいと考えるが、不確かさを考慮として、下が崩れた後さらに上が崩れるといった評価を実施している。さらに、そもそもこれらの地すべりは降雨性、雨による地すべりがほとんどと考えており、基本的には地震のときにこういう地すべりが生じるものではないと考えているが、地震時に崩れると仮定した評価を実施している。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森
9-20	最も影響を及ぼすものでよいので、より不確かさを考慮する方向での根拠を安全性を担保する視点から考えて、具体的な数字を入れて説明して欲しい。	四電	敷地周辺の伊予灘沿岸部に点在する地すべりは、地震地すべりではなく、古い時代に形成された降雨地すべりであり、現在は安定していると評価され、これまでに伊予灘沿岸部で地すべりによる津波が発生した事例もない。したがって、基本的には問題ないと考えられるものの、2011年東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえ、過去の事例に捉われず発電所の更なる安全性向上を図る観点から、沿岸部の自然斜面で降雨地すべりが発生して岩屑流(地すべり土塊)が海面に突入することで生じる津波の影響評価を行っている。	H26 3/20	H27 2/4	森
			地すべり地の選定、範囲・規模の設定においては、詳細調査(地表踏査・地形再判読等)に基づいているが、コメントの主旨を踏まえ、国に報告している地すべり規模の考え方にとられず、不確かさを更なる重畳を考慮した参考評価として、地すべり規模を一定程度増加させた場合の地すべり津波計算を実施し、影響検討を行った結果、想定される津波は発電所の安全性に影響を及ぼすものではないことを確認した。(平成27年2月4日 部会資料1-2の別紙1参照)	H26 3/20	H27 2/4	望月
9-21	資料1-2-1「平成27年3月20日 部会資料1-2-1」の48ページの浸水想定範囲の海面は、流れるときの勢いによって高まる効果も考慮しているのか。	四電	海水は、所謂暗渠のような場所を通り、ピットの方に入る。その過程で様々な抵抗等も全部考慮し、ピット内で上昇する水位が4.35mと評価している。直接波がピット内に衝突するわけではない。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	森

9-22	津波関係について、平成6年の土木学会基準のどこに問題があり、今回の新規制基準はどういう点が優れているか。	四電	特に土木学会基準に問題があったとは考えていない。手法自体には問題はなく、起こりうる津波を予見できなかったということにつきと考えている。新規制基準は、海溝型地震の連動を考慮したり、地すべり津波と地震津波の重ね合わせを考慮するなど、考えうるさまざまなケースを想定し、厳しい評価が行われるよう規定されている。	H26 3/20	H27 2/4	吉川
9-23	想定している最大の津波がきてても発電所において問題ないことを分かりやすく説明すること。	四電	最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定するとともに、津波の発生要因として地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組み合わせによるものを複数選定し、不確かさを考慮して津波評価を行った結果、上昇側では敷地高さを越えず、下降側では海水ピット内に設置された海水ポンプの取水性に問題のないことを確認している。	H26 3/20	H27 2/4	吉川
9-24	津波関係の原子力規制庁の審査において、追加の意見や要望はなかったか。	四電	考慮した不確かさについて国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合で説明し、了承されている。今後津波ハザード評価を実施する。	H26 3/20	H27 2/4	望月
9-25	津波対策について、水密扉の運用を厳しくする必要はあるが、どのような運用としているか。	四電	<p>全ての水密扉については、浸水時の防護機能を確実なものとするため、以下の運用管理を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水密扉開放時は現場で警報を発信し、閉止忘れを防止している。 ・作業等により長時間(30分以上)開放する場合は、防災課長の作業許可を受ける。 <p>【作業許可条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○監視人を配置し、緊急時は閉鎖可能な体制がとれていること ○津波警報(注意報)発令時には、当直長からのページング放送等により、直ちに水密扉を閉鎖すること <p>3号炉敷地前面の基準津波高さは、現在のところ、T.P.+8.12mであるが、T.P.+10m(敷地高さ)より下の階に設置された水密扉※に対して、水密扉が閉止されていることを中央制御室で確認できる監視装置を設置し、浸水時の防護機能をより確実なものとする。(平成26年5月完了)</p> <p>※原子炉建屋・原子炉補助建屋とタービン建屋 T.P.+3.8mの境界部の水密扉7箇所及び、海水ピット T.P.+5.0mの水密扉2箇所</p> <p>【中央制御室での遠隔監視】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・扉開放を検知し監視盤に開表示 ・扉開放一定時間経過後、告知警報を発信(国に説明済) 	H26 3/28	H27 2/4	奈良林
9-26	仮に水密扉が開いている状態で津波がきた場合は、どのような影響があるか。対応マニュアルは整備しているのか。	四電	<ul style="list-style-type: none"> ・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を回避する観点から、上記のとおり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。 ・地震+津波については、水密扉が万一開状態であった場合、地震を起因とした溢水により、タービン建屋から原子炉建屋、原子炉補助建屋への浸水により一部の機器への影響が考えられるが、今回実施した安全対策により、安全性は維持される。(国に説明済) 	H26 3/28	H27 2/4	奈良林
9-27	主要動継続時間の52秒間の任意の時刻で地すべりの津波が重畳するとの想定は必ずしも適切ではないと思う。重畳津波において、揺れが起きた後、いつでも地すべりの津波が発生すると考えると、どこが最も高いピークになるのか。	四電	敷地周辺における地震による地すべりは、規模も小さく影響も大きくないため、保守的に規模の大きい降雨性の地すべりの規模を、地震に重畳させる地震地すべりとして評価している。規模が大きいため、大きな地震が起こってからでないと崩れづらいため、主要動継続時間内で重なる可能性を探索し、最も厳しくなる値を求めている。(国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
9-28	重畳津波について、規模は降雨性のものを想定しているのか。	四電	敷地周辺における地震による地すべりは、規模も小さく影響も大きくないため、保守的に規模の大きい降雨性の地すべりの規模を、地震に重畳させる地震地すべりとして評価している。(国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
9-29	重畳津波について、地震の揺れが収まった後、地すべりが落ちることも想定する必要があると考えるがどうか。	四電	重畳の評価では、土塊が海に入る時間の概念を完全に排除する評価とはなっていないが、主要動継続時間内で最も厳しくなる時間帯を探索するとともに、規模が大きい降雨性の地すべりを地震地すべりとして、地震時に全ての土塊が海に入るといった仮定条件で評価しており、十分保守的な評価となっていると考えている。(国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森
9-30	重畳津波の想定の方について、整理して説明すること。	四電	重畳の評価では、規模が大きい降雨性の地すべりを地震地すべりとして、地震時(主要動継続時間内)に全ての土塊が海に入るといった仮定条件で評価している。(国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	森

9-31	発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価(ストレステスト)は、弱点を見出して、想定を超える津波がきても、その備えをきちんとしておくという点で、非常に有効だと思う。伊方の場合の津波発生時の評価を説明すること。	四電	重畳を考慮しても津波は敷地高さである T.P.+10m を超えないが、ストレステストにおいては、津波が敷地高さの T.P.+10m を超えるとの想定の下、水密扉の設置等の浸水対策を実施し、T.P.+14.2m 以下であれば、原子炉が安全に停止できることを設備面、運用面から確認している。	H26 6/4	H27 2/4	奈良 林
9-32	津波高さの解析手法についてはどのように検証されているのか。	四電	津波の評価に用いている計算方法については、理論計算や水路実験等により、シミュレーション結果が整合的であることを確認している。また、近年発生した津波の痕跡高と計算結果がよく整合していることも、東北大を中心として確認されていると考えている。	H26 6/4	H27 2/4	吉川
		国	新規制基準において、既往最大を上回るレベルの津波を「基準津波」として策定するが、その策定にあたっては、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを選定し、また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組み合わせによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施することを求めている。なお、数値解析結果の妥当性については、新規制基準適合性審査の中で、敷地周辺に襲来したと考えられる既往最大の津波(信頼性のあるデータを有するもの)の再現性等を用いて確認することとしている。	H26 6/4	H27 2/4	吉川
9-33	国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合によるコメント「地震動評価モデルにもとづく断層の不均質な破壊を考慮した津波評価」について、考え方を説明すること。	四電	津波評価では、断層面に対して均一的に変位を与えた上で評価を実施しているが、一方で地震動モデルではアスペリティとそれ以外で不均質なすべり量を与えているモデルがあることから、国コメントを踏まえ、地震動モデルの設定が確定した後、津波についてもこのモデルで評価し、影響がないことを確認している。 (国に説明済)	H26 6/4	H27 2/4	吉川
9-34	「平成27年12月24日部会資料2-2」の16ページの波源モデルの設定方針について、「土木学会(2002年)の手法による既往評価の結果」となっているが、福島教訓が盛り込まれているのか。	四電	津波評価では、大まかに①モデルとなる波源を設定し、②設定したモデルによる津波高さ計算を実施するが、土木学会の手法による評価に関する福島教訓としては、①モデルとなる波源の設定において、これまでに発生した地震の規模で確度の高いものを想定して最大のモデルとして設定しており、これが平成23年の東北地方太平洋沖地震と比較して小さかったことが教訓の一つであると考えている。モデル設定後の②津波高さ計算については特に問題とはなっていない。伊方発電所における津波評価では、様々な不確かさを考慮し、安全側となるよう、波源モデルの設定を行っており、保守的な評価となっていると考える。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	奈良 林
9-35	伊方の津波高さについて、基準津波よりも高くなった場合に伊方原子力発電所は耐えられるのか。	四電	評価の結果、津波は敷地高さ(T.P.+10m)を越えないことを確認しているが、伊方発電所では、水密扉の設置等による T.P.+14.2m までの浸水対策や、T.P.+32m 等に設置している重大事故等対処設備により、仮に津波が敷地高さを越えたとしても、原子炉を安全に停止できることを確認している。 (国に説明済)	H26 12/24	H27 2/4	奈良 林
9-36	地震同様、津波に伴う炉心損傷等の確率を示して欲しい。	四電	申請時の基準津波の策定モデルを参照して実施した地震PRAにおける炉心損傷頻度(CDF)は、 1.3×10^{-5} /炉・年となっている。	H27 2/4	H27 2/16	奈良 林
9-37	地すべりの土量については降雨時のものを検討しているようだが、降雨時の地すべりのスピードはいろいろ変わる。スピードの検討はしているのか。また、初期の計算条件として高潮などは考慮しているのか。	四電	元々、地震による地すべり津波の評価を実施しているが、敷地周辺における地震による地すべりは、規模も小さく影響も大きくないため、保守的に規模の大きい降雨性の地すべりの規模を地震による地すべりとして評価している。地すべり計算においては、火砕流シミュレーションで用いられる解析コードを用いている。 地すべり津波の初期の計算条件としては、平均潮位で実施しているが、期望平均満潮位(T.P.+1.62m)を考慮した津波最大水位(T.P.+8.12m:3号炉敷地前面)は、敷地高さ(T.P.+10m)を上回らず、また、高潮についても施設への影響はないことを確認している。	H27 2/4	H27 2/16	岸田

項目 10: 耐震・耐津波性能(共通)

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
10-1	地震・津波に関しては、「不確かさの考慮」が重要であり、考慮している不確かさが全ての不確かさを包含しているのかについて、確認できるような説明資料を用意して欲しい。	四電 基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさ(震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペリティの位置・大きさ、応力降下量、破壊開始点等の不確かさ等)について、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し、評価した結果について国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(平成26年11月7日)にて説明し、概ね了承された。 また、基準津波の策定の過程に伴う不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因(断層の位置、長さ、幅、傾斜角、すべり量、すべり角等)及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で適切な手法を用いて評価した結果について国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(平成26年11月14日)等、これまでの審査会合にて説明し、概ね了承された。 (国に説明済)	H26 3/20	H27 2/4	宇根 崎
10-2	豊予海峡断層について、地震動評価に用いたモデルと津波評価に用いたモデルが同一ではないため、その妥当性について説明すること。	四電 津波評価において、地震動評価モデルと同じような配置となるよう、豊予海峡セグメントの東部区間の走向をやや北向きに修正(反時計回りに回転)し、津波評価を実施した結果、水位変動量の変化はほとんど見られず、発電所の安全性に対して影響を及ぼさないことを確認した。 (平成27年2月16日 部会資料2の別紙1参照)	H26 12/24	H27 2/16	高橋
			H26 12/24	H27 2/16	森
10-3	事象として将来予想される地震の規模、津波規模を評価していると思うが、この予想がどこまで普遍性があるのか。	四電 地震や津波の発生確率では「更新過程」に基づき算出しているものもあり、こういった更新過程では、前回の地震からの経過時間に応じて確率が変わってくるものであることから、国が発表しているような地震の発生確率と同様、評価結果も時の経過に応じて変化する。	H27 2/4	H27 2/16	吉川
10-4	地震動と津波で異なる断層モデルで評価しているのは何故か。統一モデルを求めるのではなく、両方の評価結果を示して厳しい方をとるとするのが工学的な判断ではないか。	四電 確かに地震と津波は同一の断層から起こるものではあるが、地下深い「強震動生成域」における震動が大きく影響する地震動評価と、地下浅部における地盤の変位が大きく影響する津波評価について、現在の評価技術では地震と津波それぞれにとって厳しい評価結果を算出できるような同一のモデルを構築することが困難であることから、異なるモデルで評価している。同一のモデルで評価する技術を確立することは将来的な研究課題であると考えている。本件の場合、地震動モデルは中央構造線断層帯との連動を考慮し、北傾斜の断層である大分平野一由布院断層帯および崩平山一亀石山断層帯へ連続するモデルを設定している。一方、津波モデルは、別府湾に大きな津波被害をもたらした1596年の慶長豊後地震津波の再現性も考慮して、その際に活動したと考えられている別府湾一日出生断層帯についても大分県における評価を参照しつつモデル化し、地震動モデルにて考慮した断層帯に加え、評価を行っていたものである。 なお今回、地震動モデルを用いた津波評価を実施した結果、津波高さは基準津波として設定した水位と変わらず、別府湾の痕跡高の再現性という観点では、当社が用いている津波モデルは妥当であることを確認した。また、すべり量について、地震時に最大10mの変位が認められた例もあるとのご指摘があるが、世界の地震の事例を見ても、「平均すべり量」が10m程度に達する事例はない。地表のすべり量が10m程度で飽和し、地中の平均すべり量はこの1/2~1/3というのが最新の知見である。 伊方発電所においては、地表最大変位量としては12~17m程度、平均変位量としては5.8m、アスペリティには13mの変位量を想定しており、最新の知見に照らしても十分保守的な値を設定している。 (平成27年4月21日 部会資料2の別紙4, 5参照)	H27 2/16	H27 4/21	森
			H27 2/16	H27 4/21	高橋

項目 11: 全般

番号	委員コメントまとめ	四電、国又は事務局回答	コメント日	回答日	コメント委員
11-1	高経年化対策のところで、運転期間延長の申請が提出されてから判定基準や要件を考えると説明があったが、事前に明示する必要があるのではないか。	国 運転期間延長に係る審査については、最初に認可申請がなされ得るのは、平成27年4月～7月であるが、平成25年6月19日(平成25年12月6日一部改正)に、「実用発電用原子炉の運転 期間延長認可申請に係る運用ガイド」を策定し、「申請に至るまでの間運転に伴い生じた原子炉 その他設備劣化状況把握のための点検」(いわゆる「特別点検」)の考え方を提示している。 また、平成25年11月27日には運転期間延長の審査における基準を明確化する観点から「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」を策定し、審査に当たって確認すべき事項を示している。	H25 7/17	H26 6/4	森
11-2	高経年化対策に関しては、判断基準や要件が載っている実施ガイドがあるとのことだが、自然災害の項目でもあるのか。	国 原子力発電所に係る火山の影響のガイド等の自然災害についても審査ガイドがあって、これで審査を実施する。ガイドには、事業者として、こういう説明が必要であるという形に書いてあるので、事業者には、説明書を出してもらい、中身の審査をしていくことになる。	H25 7/17	H26 6/4	森
11-3	これまでの規制において、どこが弱かったのか、どこを補強すべきか、との説明はあったが、今回の新規制で本当に安心なのか、もう少し説明して欲しい。	国 今までの規制については、設備の1つだけが壊れた場合を想定してシビアアクシデントをつくってきたが、今回の福島第一原子力発電所事故のように、複合な原因が重なって、事故が起こっているということもあるので、今度の新しい規制については、そういうものを含めて新規制基準の中で事業者に対応してもらおうことにしたということで、今後福島第一原子力発電所と同様な事故は起こさせないということである。事故調とか、いろいろな外部機関から出した指示とか指摘とかいうものを、取り込んで新規制基準を策定した。また、今回の新規制基準は、それで終わりというわけではなく、新たに事象が出て、検証された結果として、新たな基準が必要になるということであれば、今後の規制基準に追加をするという道筋を進めている。	H25 7/17	H26 6/4	渡邊
11-4	これまでは事業者の自主的な取組として実施されたものについて、規制基準を導入したことによるメリット・デメリットがあるが、どう評価して導入に至ったのか。	国 デメリットとメリットがあるということだが、今まで全事業者の自主的なもので実施していた部分があるというのは事実であるので、その事実について、やっぱり電気事業者のそれぞれで、設備の状況に若干ばらつきが出てくるところもあるもので、今後新規制基準で、国が原子力発電所については、そこは設備改造(ソフト面も含めて)を含めて、基準という形で進めていくということである。ハードだけでなく、当然設備以外にソフト面のところについて触れていくことになろうかと思っているので、ここはハードだけができて、当然それを動かす方がきちんと動けるような形で進めていく必要がある。保安規定の中に入れ込むなり、その下部に規定を入れ込んで、その下部に要領をつくらすということもありだと思っているので、そういう形で進めていくことになっていると思っている。だから、規制基準も含めて、原子力発電所についての新たな基準だとか、そういうものについては、今後どんどん変わっていくと思っているので、必要なものについては、どんどん取り込みながら進めることになる。	H25 7/17	H26 6/4	渡邊
11-5	5年間猶予の機器について、リスクを定量的にきちんと説明し、規制要件の効果の評価を説明して欲しい。	国 新基準は、国会事故調をはじめとする各種の事故調査報告書で示された福島第一原発事故の教訓を踏まえ、またIAEAの安全基準や諸外国の規制基準も確認しながら、世界最高レベルの安全水準の基準となるよう取り組んだものである。	H25 7/17	H26 6/4	宇根 崎
11-6	人間が介在することによる見落としをなくすために、規制する側が常駐するといったのではないかとと思うが、そういう議論は行っているのか。	国 原子力規制庁(原子力規制事務所)では、365日、発電所を監督するために常駐している。事業者が保安規定を定めて、その内容のとおりきちんと業務を実施しているかどうかについて、四半期に1回ごとと保安検査を実施している。今の原子力規制事務所の体制からすると、伊方は5人いるのだが、3人はだいたい発電所に勤務し、残りの2人が事務所にいる。防災業務もあるので、事務所に必ず1人はいる。通常の勤務体制は、発電所には朝に行き、夕方勤務時間が終わる前に帰って来るという発電所勤務で、残りが事務所である。また、土曜・日曜・祭日も、事務所での勤務があるので、1年365日常駐しているということになる。発電所では、設備(ハード)を正常に動かしているか、職員が発電所の設備の運転のため手順書等により適正に行っているかを巡視・確認している。また、日々、事業者からの報告を受けて、報告内容について議論し、見直しが必要となれば、見直しするよう指導を行っている。現地事務所の役割としては、事業者が設備を健全に稼働しているか、保安規定に基づき業務を実施しているか、自ら定めた内規等により業務が適正にマネジメント出来ているか、トラブル事象が発生した時に、原因究明をして再発防止対策をきちんとたてているかなど検査・指導をしている。	H25 7/17	H26 6/4	森

11-7	県に対して、事業者の報告遅れがあったが、国は事前に把握しているのか。	国	今回の県に対しての報告の遅れについては、事前に事業者からの報告を受けており、その内容について事業者を指導している。原子力規制庁(原子力規制事務所)は、日々発電所へ赴き、設備の巡視等を行い、事業者を指導している。また、マネージメントだとかヒューマンエラー等については、定期的に、事業者が開催する会議に出席し、事業者と改善に向け議論をしている。日々、現場を把握しつつ、監督・指導業務を実施している。	H25 7/17	H26 6/4	森
11-8	発電所に常駐している規制庁職員は、事業者の取組のチェックは行っているのか。	国	事業者と互いにやり取りを行い、チェックして指導している。事業者が実施する計画を聞き取りして、実際の工事等が計画どおり実施されているかを確認している。日々の取り組みの中で、「これはおかしい」という話になれば、「そこは直してください」という話をする。	H25 7/17	H26 6/4	森
11-9	多重防護の観点から過程が複雑になり、保守保全の観点から運転の仕方が変わってくると思うが、事業者はどのように対応するのか。	四電	多重防護の観点から、安全対策として多くの恒設設備、可搬型設備を配備しているが、基本的には電源機能の多重化(空冷式非常用発電機等)、除熱機能の多重化(代替ポンプ、水中ポンプ、ホース)、燃料輸送機能の確保(ミニローリー)に大別される。対応過程が複雑にならないよう、一つの手段が何らかの理由で使用不能になれば次の手段に移行することを基本に手順書を整備し、訓練によって習熟度を上げて行っている。	H25 7/17	H27 2/4	渡邊
11-10	新規制導入以降の規制側の規制のやり方はどのように変わったか。	国	今の規制から説明すると、事業者が保安規定を定め、国の審査を受ける。その保安規定の下に、内規や要領があるが、新規制基準に適合するように保安規定の改正を行い、その下の内規や要領等を改正してもらおう。原子力規制庁(原子力規制事務所)としては、改正した保安規定、内規、要領に基づいて、事業者が発電所を運営しているかをチェックし、適正であるか確認することになる。その中で、人(ソフト)がどういうふうに動いて、この設備(ハード)を動かしているかというのを確認をする。今回新規制基準等で、設備(ハード)が追加されたので、その分についての業務が増加すると思っている。規制側としては、新規制基準が福島第一原子力発電所と同様な事故は起こさせないとの考え方で作られているので、原子力規制庁の方針に基づいて業務を実施することになる。	H25 7/17	H26 6/4	渡邊
11-11	新規制事務所の職員が代替スプレイポンプの定期点検に立会い、手順書どおりの移動を確認することは、新規制で新たに追加されたのか。	国	現在複数台あるスプレイポンプの定例運転に立ち会うことになっているので、代替スプレイポンプについても、新規制基準では同様に立ち会うことになる。当然、もともとあったスプレイポンプも実施するが、その上に代替関係のスプレイポンプについても同様に、それから追加消防設備について点検の確認、外部に置いてある非常用電源車の起動・負荷運転等の確認を行う。	H25 7/17	H26 6/4	渡邊
11-12	新規制基準において、解析結果や条件等で変更があった場合は専門部会等で説明をお願いしたい。	四電	平成25年7月8日以降、審査の過程で想定が変更になったケース(設計竜巻の最大風速等)はあるが、変更になった後に部会の場で説明していることから、現時点で、これまで部会にてご説明してきた最新の状況から、条件などが変更になったものは無いと考えている。	H25 7/17	H26 6/4	宇根崎
11-13	安全対策について、可能な限り前倒しで、確実に遂行をお願いしたい。	四電	当社としても、安全対策に終わりは無いと考えており、常に最新の知見を取り入れていき、かつ、可能な限り前倒しで確実に遂行してまいりたい。	H25 7/17	H26 6/4	宇根崎
11-14	原子力規制委員会では、人員の配置や手順書も見据えた審査が行われているのか。	四電	原子力規制委員会の審査では、組織・体制、教育・訓練、手順書が主要な審査項目として挙げられており、組織・体制の中で人員の配置、手順書の中で具体的な事故対応手順が審査されている。	H25 9/11	H27 2/4	宇根崎
11-15	「原子炉主任技術者」の位置付けや役割はどうか。常に新しい安全に関する知識を持った人がなっているのか。	四電	「原子炉主任技術者」の位置付けは、保安規定において、原子炉施設の運転に関し保安の監督を行うことを任務とし、保安上必要な場合は、運転に従事する者(発電所長を含む)へ指示を行うことが定められている。上記の定めにより、安全に関する十分な知識を持ち、且つプラント挙動関係を理解している原子炉主任技術者の資格を有している者のうち、所長への意見具申が出来る立場にあり、十分な現場経験を持つ者を「原子炉主任技術者」として選任している。	H25 9/11	H26 6/4	吉川
11-16	他国が導入している「安全技術者」のような制度を、今後日本でも電力全体としてやっていくのか。	四電	他国が導入している「安全技術者」という制度は、日本では「原子炉主任技術者」の職務が該当するものと考えている。	H25 9/11	H26 6/4	吉川
11-17	「原子炉主任技術者」と「安全技術者」と二つの言葉があって、それぞれ別の意味のものだが、日本では同じ言葉になっているということか。	四電	日本では資格と職務が同じ「原子炉主任技術者」という名称であるため、「原子炉主任技術者」が外国の「安全技術者」と同じ意味の職務であると考えている。なお、原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、所長等へ指示できる立場である。	H25 9/11	H26 6/4	吉川

11-18	他国が導入している「安全技術者」のような制度や、国家資格の「原子炉主任技術者」とは別に導入するなど、より厳しい取組みを期待する。	四電	日本では、資格と職務が同じ「原子炉主任技術者」という名称であり、現在の「原子炉主任技術者」が、その職務を遂行していると考えている。なお、原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、所長等へ指示できる立場である。	H25 9/11	H26 6/4	吉川
				H25 9/11	H26 6/4	望月
11-19	「原子力防災管理者(所長)」は、「原子炉主任技術者」の資格を持っているのか。	四電	所長には「原子炉主任技術者」の資格要求は無い。保安規定に基づき、所長にも意見具申する立場として「原子炉主任技術者」を配置している。	H25 9/11	H26 6/4	森
11-20	「原子力防災管理者(所長)」と「原子炉主任技術者」の意見が異なった場合はどちらが優先されるのか事前に決められているのか。	四電	保安規定において、「原子炉主任技術者」は原子炉施設の運転に関し保安の監督を行うことを任務とし、保安上必要な場合は、運転に従事する者(発電所長を含む)へ指示を行うことが定められている。上記に基づき、原子炉施設の運転に係る技術的な件に関しては、基本的に「原子炉主任技術者」の判断に従うことになると考えている。	H25 9/11	H26 6/4	森
11-21	危険予知訓練により、危険なところを検討する必要がある。また、そういう目で現地調査を行う必要がある。	四電	適宜、訓練を実施し、問題点を抽出し、改善を図っている。状況は平成26年1月28日の現地調査にて確認している。	H25 9/11	H26 6/4	奈良林
11-22	ストレステストで確認された弱点については、どのように対処しているのか。現地調査を実施する前に、どの箇所が危険なのか確認しておく必要がある。	四電	ストレステストでクリフエッジとして抽出された点、例えば耐震性において抽出された充電器盤、ドロップ盤については、耐震補強工事を実施して、地震に対する裕度を向上させるなど、洗い出した弱点については、適宜対策を打っている。(国に説明済)	H25 9/11	H26 6/4	奈良林
11-23	モニタリング設備における、重大事故時に使用する可搬型モニタリング設備について、有人・無人のどちらで使用するのか。	四電	可搬型モニタリング設備は、敷地境界の陸地の場合、設置場所への持ち込みは有人だが、以降の測定は無人で実施可能である。海域の場合は船舶に乗るため有人となる。(モニタリング設備については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	森
11-24	可搬型モニタリング設備を運べない場合はどのように対応するのか。	四電	重大事故に至る前にプラント状況、放射線量等を把握し、放射線量が上がる前に前もって設置場所へ運ぶことで対応可能と考えている。なお多少の被ばくがあっても運び込むことは可能と考えている。また被ばく低減のための防護服などの資機材も確保している。(モニタリング設備については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	森
11-25	可搬型モニタリング設備を運べない場合はないと考えてよいか。	四電	事前に状況を把握して前もって運ぶことで、運べない場合は無いと考えている。(モニタリング設備については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	森
11-26	可搬型モニタリング設備を事故後すぐに運ぶ必要がある場合、ロボット等を使用する考えはあるのか。	四電	11-24と同じ (モニタリング設備については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	森
11-27	海洋モニタリングについて、規制庁の意図はどのようなものか。	四電	四国電力が海側に可搬型モニタを設置するのは敷地内である。これとは別に、海洋モニタリングも可能なよう、船舶を敷地内に確保している。主体的に敷地内は事業者、敷地外は自治体と共にモニタリングすることになる。(モニタリング設備については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
11-28	規制庁の立場として、事故時に統括することになるので、モニタリングに関して国の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合でヒアリングをしているということか。	四電	原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合においてモニタリングに関する議論をしているのは、事故時に規制庁が緊急時モニタリングを統括する立場となることを踏まえ、事業者が確実に放出源モニタリングができるかといった観点で、審査をされているものと考えている。(モニタリング設備については国に説明済)	H25 10/16	H26 6/4	吉川
11-29	規制庁が事故時に責任を持ち、放出源の特定をするということか。	国	事業者については、放射線の影響ということで放出源のモニタリングをするといことで規制庁は指導しているので、吉川委員の言うとおりでと思う。	H25 10/16	H26 6/4	吉川
11-30	審査内容を説明する前に事象をどのような方法で審査しているのか最初に説明して欲しい。	四電	国の審査状況について、どのような審査を受け、四国電力としてどう対応しているかを最初に説明する等、原子力安全専門部会における説明の仕方について、今後も留意してまいりたい。	H25 11/19	H26 6/4	森
11-31	性能設計規定という前提のもと、破壊確率について説明願いたい。	四電	破壊確率の想定にあたっては、国のガイドに基づいて算出し、評価・対応を実施している。(落下確率等については各評価において国に説明済)	H25 11/19	H26 6/4	森

11-32	新規制基準は性能規定であり、ガイドは最低ラインであるので、四国電力には、性能規定であるという趣旨を理解して、御説明をいただきたい。	四電	ご指摘のとおり、国の新規制基準の審査ガイドに示されている内容はもとより、原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合の場で追加で指摘・要望のあった内容についても更なる信頼性の向上のため、対応を実施してきている。内容については適宜部会でも御説明してきており、今後も御説明してまいります。	H25 11/19	H26 6/4	森
				H25 11/19	H26 6/4	望月
11-33	海難事故の原発への影響についてはどう対応しているか。	国	7月8日に定めた新規制基準に書いてあり、要約すると、発電用原子炉を設置する工場または事業所、事業所というのは発電所を含むけれども、その敷地の中や敷地周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となる事象であって、先ほど議論があったが、船舶の衝突、近隣工場等への火災、航空機の落下等の人為によるもの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としている。これについても審査中である。	H25 11/19	H26 6/4	吉川
11-34	もう少し地元の理解に繋がるような説明のやり方とこののを考えていただきたい。	四電	今後のこういう場でどのように説明していくか、先生方のご理解をいただくためにどう説明していくかということについて、次回以降検討し、ご理解がいただけるように資料の構成および説明の仕方を工夫してまいります。	H26 1/28	H26 6/4	渡邊
11-35	原子炉主任技術者の事故時のマネージメントへの積極的関与を国が要求するのであれば、原子炉主任技術者等の試験制度の見直しはどのように考えているのか。	国	原子炉主任技術者国家試験の今後のあり方について、原子力人材育成センター(原子力規制庁)が中心となって勉強を始めたところである。なお、今年より、シビアアクシデント対策についても試験項目として追加した。	H26 3/17	H26 6/4	吉川
11-36	海外原発の安全技術者と日本の原子炉主任技術者では、事故時の権限や役割に違いがある。原子力事業界全体として、「安全技術者」のような海外の良いところを取り入れていくべきと考えるがどうか。	四電	当社としては、中央制御室で指揮を執る当直長、副当直長等の運転員が確実に事故時対応等の役割を果たせるものと考えている。今後も常に海外の最新の情報を取り入れて行き、さらに安全性の向上につながるかと考えられる事項については、取り入れて行きたいと考えている。	H26 3/17	H26 6/4	吉川
11-37	原子力規制委員会は、個々の発電所の地震・津波の評価結果を電気事業者に説明させているが、日本全体の原子力の安全性を議論する場合、学問的なところは、学協会でも議論し、国は評価方法を示すべきではないか。	国	新規制基準では、想定される自然現象が発生した場合においても安全施設が安全機能を損なわないことを求めており、地震・津波などの代表的な自然現象については、想定方法のガイドラインを示している。その基本的考え方としては、敷地周辺の自然環境を基に、最新の科学的知見を踏まえ、当該地域で発生し得る最大の自然現象を想定することを求めている。	H26 3/20	H26 6/4	渡邊
11-38	原子力規制庁として、要求安全性の議論を行う必要があると考えるが、安全に関する議論・検討は、3.11以降行われたことがあるのか。	国	平成23年3月11日に福島第一原子力発電所で大事故が起きたことを踏まえ、それまでも安全規制はあったが、これまでの安全規制は何が問題だったのか等について、国会の事故調や政府の事故調等から、例えばシビアアクシデント対策が十分な検討を経ないまま事業者の自主性に任されてきたこと、あるいは新知見等を踏まえたバックフィットについて法的仕組みが何もなかったこと等が指摘された。 原子力規制委員会は、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し、原子力発電所がその基準に適合しているか否かを確認すること等が役割であり、新規制基準は、同発電所事故の教訓と国際的な最新の技術的知見を踏まえて策定したものである。それは世界最高レベルのものと考えており、原子力規制委員会は、現在、各原子力発電所の新規制基準への適合性を厳格に審査しているところである。 他方で同発電所の事故を踏まえれば、新規制基準に適合したとしても、それが絶対に「安全である」ということを意味するものではなく、事業者においては、この規制基準を超えて、しっかりと安全を追求していただく姿勢が極めて重要と考えている。	H26 3/20	H26 6/4	森
11-39	長期停止に伴う保全対策について、通常の運転時と比較して、停止中はどうか、それに対してどう対応しているのか。	四電	停止中は運転時と比較して1次系の温度、圧力が低いため、設備にとって環境条件は厳しくない状態となっている。また、通常の定期検査においては、原子炉容器内に燃料が保管されている場合、1次冷却系は水位を下げた状態で冷却を行っている(ミッドループ運転)が、現状、長期停止に伴い、燃料はすべて原子炉容器から使用済燃料ピットに移送していることから、リスクは通常時と比べて下がっていると考えている。	H27 2/4	H27 2/16	宇根崎

11-40	水質管理について、伊方は垂鉛を添加せずに運転していると聞いた。被ばく低減措置は別に実施しているからという理解でよいのか。	四電	垂鉛注入に関しては、被ばく低減対策として、次々回のサイクルから添加することを検討している。現在、運転中の一次冷却材のpH管理による放射性腐食生成物(Co-60等)の発生抑制などにより被ばく低減に努めている。	H27 2/4	H27 2/16	渡邊
11-41	保全に関するEPRIのレビューについて、国内でも各社で水質管理方法が異なる場合もあるのに、海外プラントの知見が参考になるのか。	四電	当社の保全管理の検討にあたり、海外のプラントから有益な知見も得られていることから、今回EPRIにレビュー頂き、伊方の保管対策について、米国などで調査した海外の長期停止プラントと比較評価した結果、同等以上であり、材料劣化抑制の観点から保管対策は妥当との評価を得ている。	H27 2/4	H27 2/16	渡邊
11-42	緊急時対策所は、知事が求めていた耐震裕度の確認の対象設備ではなかったのか。	四電	当初は、安全上重要な設備として、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ために必要となるポンプ等を更なる揺れ対策の対象として選定しており、緊急時対策所は対象としていなかった。今回の新規制基準において、緊急時対策所は、重大事故等発生時の指揮、支援に要する施設として規定されたことから、緊急時対策所についても更なる揺れ対策の対象として追加することとした。(平成26年12月24日の原子力安全専門部会にて説明済)	H27 2/16	H27 3/26	吉川
11-43	新しく建てる緊急時対策所は、耐震上はどこまでもののか。	四電	追加する緊急時対策所は強固な岩盤上に設置し、1,000ガルの揺れにおいても、機能を維持できるよう設計している。	H27 2/16	H27 3/26	吉川
11-44	居住性に関して、可搬型設備で対応するとなっているが、設備の接続等、必要な要員でどのように対応するのか。	四電	居住性の確保に必要な空気浄化ファン、フィルタといった設備は予め使用する場所に設置(岩盤上に固定)しており、運搬が必要となるものではない。使用する際には、ダクトの接続等を行う必要があるが、短時間で対応できると評価しており、訓練等で確認することとしている。また、ファン、フィルタは予備として予め使用する場所に設置しているものと同じ仕様の設備を別の場所に保管しており、予め設置している設備が万一機能しなかった場合には、予備と交換できるように設計している。 (平成27年3月26日 部会資料2の別紙2参照)	H27 2/16	H27 3/26	吉川
11-45	現行の緊急時対策所が入っている免震重要棟は補強して使えないのか。	四電	緊急時対策所がある総合事務所は埋立土の上に建てられた免震建屋であり、地中深くの傾斜した岩盤を支持層とする鉄筋コンクリート製の杭を形成した「杭基礎」構造となっている。2004年北海道留萌支庁南部地震を基準地震動として選定することを決定した際、当該地震動で評価した結果、28本中、3本の杭のコンクリートに損傷や部分的な破壊が生じる可能性があり、新規制基準の要求を満たすことが難しいと判断した。対応を検討した結果、費用や期間等、総合的に考えると、総合事務所基礎の補強等を行うよりも、新規に緊急時対策所(耐震建屋)を建設した方が、合理的であると判断した。	H27 2/16	H27 3/26	吉川
11-46	旧の緊急時対策所が耐震上もたないということだが、どのような現象だったのか示して欲しい。新の緊急時対策所も検討していると思うので示してほしい。どのように設計しているのか示してほしい。	四電	緊急時対策所がある総合事務所は埋立土の上に建てられた免震建屋であり、地中深くの傾斜した岩盤を支持層とする鉄筋コンクリート製の杭を形成した「杭基礎」構造となっている。2004年北海道留萌支庁南部地震を基準地震動として選定することを決定した際、当該地震動で評価した結果、28本中、3本の杭のコンクリートに損傷や部分的な破壊が生じる可能性があり、新規制基準の要求を満たすことが難しいと判断した。対応を検討した結果、費用や期間等、総合的に考えると、総合事務所基礎の補強等を行うよりも、新規に緊急時対策所(耐震建屋)を建設した方が、合理的であると判断した。新規に建設している緊急時対策所は、1,000ガルの揺れにおいても、機能を維持できるよう設計している。 (平成27年3月26日 部会資料2の別紙2参照)	H27 2/16	H27 3/26	吉川
				H27 2/16	H27 3/26	岸田
11-47	居住性に関して、可搬型設備で対応するとなっているが、恒設の設備なのか。きちんと対応していることがわかるように記載を修正すること。	四電	居住性の確保に必要な空気浄化ファン、フィルタといった設備は予め使用する場所に設置(岩盤上に固定)しており、運搬が必要となるものではない。使用する際には、ダクトの接続等を行う必要があるが、短時間で対応できると評価しており、訓練等で確認することとしている。また、ファン、フィルタは予備として予め使用する場所に設置しているものと同じ仕様の設備を別の場所に保管しており、予め設置している設備が万一機能しなかった場合には、予備と交換できるように設計している。 (平成27年3月26日 部会資料2の別紙2参照)	H27 2/16	H27 3/26	吉川
11-48	居住性に関して、可搬型設備で対応するとなっているが、実際に空気浄化設備は、簡単に接続できるのか。	四電	居住性の確保に必要な空気浄化ファン、フィルタといった設備は予め使用場所に設置しており、運搬が必要となるものではない。使用する際には、ダクトの接続等を行うこととなる。この作業には災害対策要員2人で対応できると評価しており、また空気浄化設備を使用するような重大事故に至るまでには余裕をもって接続できると考えている。	H27 2/16	H27 3/26	望月

11-49	3号機の緊急時対策所となっているが、1、2号機はどういう状況として評価しているのか。	四電	1、2号機については、燃料集合体は全て原子炉容器内から取り出され、使用済燃料ピット内に保管されている状態(定期検査中)として評価している。	H27 2/16	H27 3/26	渡邊
11-50	被ばく量の評価においても、3号炉の建屋から出てくるという評価になっているのか。	四電	被ばく評価では、運転中である伊方3号機から放射性物質が拡散したとの想定で実施し、その結果、緊急時対策所の対策要員の被ばく量は、7日間で約15mSv(基準上の要求では100mSvを超えないこと)と評価しているが、定期点検中である1、2号機の使用済燃料ピット内の冷却水が喪失するような同時被災となったとしても、その評価結果に影響を及ぼさないことを確認している。	H27 2/16	H27 3/26	渡邊
11-51	1、2号機は定期検査中の状況を評価していることを示すべき。	四電	1、2号機については、燃料集合体は全て原子炉容器内から取り出され、使用済燃料ピット内に保管されている状態(定期検査中)として評価している。	H27 2/16	H27 3/26	渡邊
11-52	現行の緊急時対策所より新しい緊急時対策所の方が3号炉に近い分、コンクリートの厚さで被ばく低減を図っていることを説明すべき。	四電	総合事務所内の緊急時対策所は伊方3号機から約280m、追加設置する緊急時対策所は約170mと距離が短くなっていることも考慮し、総合事務所の緊急時対策所の壁厚が約70cmに対し、追加する緊急時対策所は約80cmから100cmとより厚く設計している。なお、対策要員が7日間で受ける被ばく線量は、既設の緊急時対策所で約37mSv、追加の緊急時対策所で約15mSvと評価している。	H27 2/16	H27 3/26	渡邊
11-53	「平成27年2月16日 部会資料3」 にある、既設の緊急時対策所は、新しい緊急時対策所が何らかの理由で使えない場合に使用するとあるが、何らかの理由とはどんなときか。	四電	現在、当社が想定している事故事象に対しては、追加設置の緊急時対策所に対応可能であることを確認しているが、想定しきれていない何らかの事象により、追加設置の緊急時対策所の機能が喪失した場合、既設の緊急時対策所を活用する方針である。	H27 2/16	H27 3/26	渡邊
11-54	2つ緊急時対策所があることは多重性がありいいことであるが、一方で運用を考えると、追加した緊急時対策所を常に使うということであればいいが、どのように使い分けていくのか。どのように要員に教育・周知していくのか。	四電	防災業務計画において、「非常体制」を発令した時に発電所災害対策本部を緊急時対策所に設置することとしており、その発令基準は明確となっている。例えば、非常体制を発令する事象としては、「原子炉冷却材の漏えい」、「全交流電源喪失のおそれ」、「敷地境界付近の空間ガンマ線量率の上昇」が設定されている。この基準は所員に周知されており、また事象の発生時には参集場所(追加設置する緊急時対策所)を所内周知するため、適切に対応できるものと考えている。	H27 2/16	H27 3/26	森
11-55	緊急時対策の運用については、手順書に反映されているのか。また、情報を共有するための通信連絡設備等の信号系統はどのような状況か。	四電	手順については順次整備を進めており、その内容については保安規定に関する国の審査において確認される。既設の緊急時対策所と同様、追加設置の緊急時対策所においても、緊急時対策支援システム(ERSS)等へのデータ伝送を行うための安全パラメータ表示システム(SPDS)の表示端末等により、重大事故等に対処するために必要な情報を把握することができる設計としている。	H27 2/16	H27 3/26	吉川
11-56	記録と広報については、アメリカ、ヨーロッパに比べて日本は手薄だと思っているが、基本的な考え方はどうか。	四電	各班で収集・発信した情報は情報連絡班が全て把握しており、一元的に管理される。広報は広報班が行うが、情報連絡班と広報班は同じ対策室内に配置されており、情報は確実かつタイムリーに共有される。この体制により、適切な対応が可能であると考えている。	H27 2/16	H27 3/26	森
11-57	福島の事故の教訓として、十分な記録がなく、情報の流通もなく、広報もなかったということがある。記録と広報は安全にとって重要な要素だと思っているので、検討結果を示してほしい。	四電	各班で収集・発信した情報は情報連絡班が全て把握しており、一元的に管理される。広報は広報班が行うが、情報連絡班と広報班は同じ対策室内に配置されており、情報は確実かつタイムリーに共有される。この体制により、適切な対応が可能であると考えている。また、発電所の情報は、緊急時対策支援システム(ERSS)を介して国へも連携され、記録の欠如等のおそれもないと考える。	H27 2/16	H27 3/26	森
11-58	深層防護の考え方によると、斜面等が大丈夫だったとしても、万一の場合にアクシデントマネジメントでどう対応するかということになり、今回の場合、海水ピットや海水管が何らかの影響を受けた場合に、どう対応するか整理してほしい。	四電	海水ピットは冷却に用いる海水を供給するための重要施設であるが、万一、海水ピットが損傷した場合においても、新規基準に基づく安全対策として整備したポンプ車といった可搬型設備等により、海水を原子炉容器内や格納容器内に供給可能となっており、水源確保に対する信頼性は向上している。	H27 3/26	H27 4/21	奈良林
11-59	可搬設備等を実際に扱う訓練もされているのか。	四電	可搬設備等を用いた訓練も実施し、操作等の習熟に努めている。	H27 3/26	H27 4/21	奈良林

11-60	免震タイプと耐震タイプの2つの緊急時対策所があるが、どのように運用するのか。	四電	防災業務計画において、「非常体制」を発令した際には、発電所災害対策本部を耐震建屋である緊急時対策所(EL.32m)に設置することとしており、その発令基準は明確となっている。 例えば、非常体制を発令する事象としては、「原子炉冷却材の漏えい」、「全交流電源喪失のおそれ」、「敷地境界付近の空間ガンマ線量率の上昇」が設定されている。 この基準は所員に周知されており、また事象の発生時には参集場所(追加設置する緊急時対策所)を所内周知するため、適切に対応できるものと考えている。 なお、免震建屋である既設の総合事務所内の緊急時対策所は、事故対応のための多様性拡張設備とし、何らかの原因により緊急時対策所(EL.32m)が使用できない場合に使用するほか、状況に応じて緊急時対策所にほぼ相当する機能を持つ待避所・待機所などとして活用していく。	H27 3/26	H27 4/21	奈良 林
11-61	追加設置した緊急時対策所の空調ダクトを接続しておかないのはなぜか。	四電	接続作業は少人数で設備の運転が必要となる時間までに完了できることから実用性に問題はなく、このようなシステム構成とすることで、故障した場合の予備品との交換が容易となり、また、故障部のみの交換など柔軟な対応が可能となる。なお、接続せずにおくことで、未使用時の地震による損傷リスクも低減できると考える。接続作業については、今後訓練により更なる信頼性の向上を図る。	H27 3/26	H27 4/21	奈良 林
11-62	どのように緊急時を判断して使っていくのか、逆に平時はどのように使っていくのか。追加設置した緊急時対策所について、通常時使用しないため、設備の健全性はどうか。	四電	防災業務計画において、「非常体制」を発令した際には、発電所災害対策本部を耐震建屋である緊急時対策所(EL.32m)に設置することとしている。通常使用しない空調設備については、必要時に確実に機能するよう、定期的な運転によりその健全性を確認する。	H27 3/26	H27 4/21	森
11-63	安全対策として原子炉下部水位の計測器の設置とあるが、設置目的と計器の型式は何か。原子炉下部の水位計測はどういった原理になっているのか。	四電	原子炉下部水位計(電極式水位検知器:2枚の電極板の線間抵抗の変化により水の有無を検知)は、万一、原子炉容器内の燃料が溶融し、原子炉容器下部から溶け出した場合、その冷却に必要な水量が原子炉容器下部に確保されていることを確認するため設置している。	H27 3/26	H27 4/21	奈良 林
11-64	フィルタ付ベント設備は、環境への放射性物質の放出を極力低減させる構成とすべきであるが、現状の検討状況はどうか。	四電	環境への放射性物質の放出を低減する目的で設置するフィルタ付ベント設備については、現在国による先行プラントの審査がなされていることから、その動向を注視し、設計を進めていく。	H27 3/26	H27 4/21	奈良 林
11-65	炉心の冷却手段として用いる設備や、使用済燃料ピットへの給水手段等について、多様性の確保等により安全性を高めていることを、もっと一般の方々にわかりやすく説明したほうがよい。	四電	炉心の冷却手段の一つである蒸気発生器への給水手段として、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプに加え、自主設置として蒸気発生器代替注水ポンプも設置している。津波に対しては水密扉を設置し、竜巻に対しては防護壁を設置するなど、自然災害に対しても安全系設備の健全性が維持できるように設計している。使用済燃料ピットについては、ピット自体および燃料取替用水タンクからピットへの給水ラインは耐震Sクラスであり、更にポンプ車等を用いた別の給水手段も確保している。 今後とも、地域の方々に当社が取り組んでいる安全対策をよりわかりやすく説明するよう努めていく。	H27 4/21	H27 7/22	奈良 林
11-66	新しい緊急時対策所は1号に近いが、3号機の申請において、1、2号機は運転している前提か否か。	四電	伊方3号機の申請時点においては、3号機は運転しており、1、2号機は運転していない条件としている。その条件で、3号機に重大事故が発生した場合でも、緊急時対策所(EL.32m)における対策要員の被ばく量は、評価基準値である一週間で約100mSvを超えないことを確認している。 運転していない1、2号機の燃料は、使用済燃料ピットに保管しているが、仮に使用済燃料ピット内の冷却水がなくなった場合でも、被ばく量は今回の評価に影響を及ぼさないことを確認していることから、同時被災時にも緊急時対策所(EL.32m)における対応が可能であると考えている。	H27 4/21	H27 7/22	森

11-67	同時被災というのは、1、2号機が運転していて重大事故が起きたという意味なのか。そうではなく、3号機を運転していて重大事故が起きて、そこから更に影響を受けるということか。	四電	3号は運転しており、1、2号は運転していないという前提での評価となっているが、3号機に重大事故が発生した時に、仮に何らかの原因で1、2号機の使用済燃料ピット内の冷却水がなくなった場合でも、被ばく量は今回の評価に影響を及ぼさないことを確認していることから、緊急時対策所(EL.32m)における対応が可能であると考えている。	H27 4/21	H27 7/22	森
11-68	水密扉等、当初申請時に自主設置扱いであったが、補正時には許認可対象になっているものについては、国の規定のなかで検査されるものなのか。今後どのような検査を受けるのか。	四電	当初より、安全性をより向上させるといった観点で自主設置していた、例えば水密扉については、審査時のコメント等を踏まえ、基準津波高さが上昇したこともあり、許認可対象となった。許認可対象となった設備は今後国の審査を経て、最終的には使用前検査を受けることとなる。使用前検査後も、定期的に検査を実施し、国の確認を受けることとなると考えている。	H27 4/21	H27 7/22	吉川
11-69	自主設置設備の検査の在り方についてはどう考えているのか。更なる安全性の確保の観点からも、点検をしっかりとやってほしい。	四電	自主設置設備についても、保全の内容や頻度について社内規定に定め、定期的に点検を実施することにより、設備の健全性を確保する。	H27 4/21	H27 7/22	吉川
				H27 4/21	H27 7/22	望月
11-70	屋外の空調設備、加圧設備の準備作業を2人で実施するのは非常に重労働であるという印象を受けたが、厳しい環境条件下においても現状の体制で問題ないか。	四電	空調設備・加圧設備については、作業範囲を限定できるような恒設化を進めた設計をしており、作業内容についても特に重労働ではない。また、作業は所定の時間内に十分な余裕をもって完了していることから、厳しい環境下でも現状の体制で問題はないと考えている。	H27 4/22	H27 7/22	渡邊
				H27 4/22	H27 7/22	岸田
11-71	屋外設備の準備作業において、時間内には完了していたが、接続箇所について漏れがないことをチェックしている様子が見られなかった。実際の手順として漏れがないかどうかの確認はしないのか。漏れがあった場合はどのような作業となるのか。	四電	フランジ接続部等については、空気浄化ファン起動後に漏れがないことを外観点検により確認していたが、点検漏れがないよう、作業手順書に明記し、確実にチェックする。また、漏れがあった場合はフランジ接続部の増し締めを行う。 なお、ファン起動時は緊対所室内で給気風量および室内圧力(正圧)を監視し、空調機能が正常であることを確認している。	H27 4/22	H27 7/22	渡邊
11-72	可搬型エリアモニタの設置場所に対して、新基準上の要求はあるのか。設置時間の観点からは、屋外保管が有利であると考えているが、屋内に保管している理由は何か。	四電	可搬型モニタは、新規制基準の要求上、重大事故等において構造物の倒壊や溢水などの波及的影響を受けない屋内保管をすることがある。 このため、緊急時対策所(EL.32m)に保管することとした。	H27 4/22	H27 7/22	吉川
11-73	可搬型エリアモニタについては、容易に運搬できるような、改善すればいいのではないか。	四電	可搬型モニタについて、今回の訓練では運搬の距離が近いので、支柱に計測部、制御部を取り付けた状態で運搬したが、計測部、制御部は簡易に取り外すことができる構造となっており、分割してより容易に運搬することもできる。	H27 4/22	H27 7/22	吉川
11-74	緊急時対策所用発電機の接続作業について、3相間の抵抗を確認した後、スイッチを「ON」していたが、もし抵抗が規定値外であった場合にはどうするのか、といった臨機応変の対応はどのように考慮しているか。	四電	ご指摘を踏まえ、トラブルシューティングも考慮した訓練の実施について検討する。	H27 4/22	H27 7/22	吉川
11-75	各班からの口頭報告等の情報を正確に記録するため、ボイスレコーダーやデジタルカメラを準備しておき活用すべきではないか。	四電	社内TV会議システム接続後に録音・録画可能のため、今後活用することとする。 なお、デジタルカメラについては従来より活用している。	H27 4/22	H27 7/22	森

11-76	停電時においても、確実な指示、報告ができるよう、電池式の拡声器を準備しておくべきではないか。	四電	電池式拡声器および電池式マイクセットを配備する。	H27 4/22	H27 7/22	森
11-77	指示、報告箇所が明確になるよう、例えば「運転班より報告します」とか、冒頭に発信箇所を付けたほうがよいのではないか。	四電	報告箇所を明確にするよう、今後の訓練において周知・徹底する。	H27 4/22	H27 7/22	森
11-78	電源復旧前、室内が暗い状況において、ヘッドライトを用いて文書の確認等を行っていたが、一定の明るさの中で作業が実施できるよう、乾電池式等の照明器具を拡充すべきではないか。	四電	電池式の照明器具(ランタン等)を配備する。	H27 4/22	H27 7/22	森
				H27 4/22	H27 7/22	奈良林
11-79	テレビカメラの映像が遮断されることのないよう、カメラの設置をもう少し高い位置に移設してはどうか。	四電	運用上、許容できる範囲と考えているが、移設の可否を含めて検討を実施する。	H27 4/22	H27 7/22	森
11-80	電源復旧までパソコンによる情報収集ができていなかったが、初動から情報収集ができるよう、通信・電源関係について改善すべきではないか。	四電	初動における情報(プラントデータ)の収集は、運転班が安全パラメータ表示システム(SPDS)等により確認・収集し、適宜本部内に報告できる体制となっている。 なお、電池式の照明器具を配備することにより、電源復旧までの情報収集に支障を来さない環境を整備する。	H27 4/22	H27 7/22	奈良林
11-81	本日は天候に恵まれたが、実際はもっと条件が悪いことも考えられるため、厳しい環境条件下での訓練を計画し、継続的に実施していくべきではないか。	四電	今後の訓練において厳しい環境条件を検討・計画するとともに、継続的に実施する。	H27 4/22	H27 7/22	岸田
11-82	準備作業に必要な工具類を収納している倉庫については、地震等の影響により扉が開かない可能性もあることから、要員が移動する際、バール等の工具を携帯するとか、最悪の状況を想定した準備を行っておくべきではないか。	四電	ご指摘を踏まえ、現場に配備しているコンテナ扉への対応として、事務所等にバール等の工具を確保することについて検討する。	H27 4/22	H27 7/22	岸田
11-83	旧原子力安全委員会が策定した「安全審査指針」のうち、原子炉立地審査指針については、現在、どのような取扱となっているのか。新規制基準への取り込みや見直し、廃止等はされているのか。新規制基準への取り込みや廃止がされているのであれば、既設の発電所に対する考え方はどのようになっているのか。	国	東京電力福島第一原子力発電所事故において、従来の立地審査指針で想定していた事故の規模を上回る事故が発生したことを踏まえ、放射性物質の異常な水準の放出を防止するという観点から、重大事故等対策の有効性を確認することとしたところであり、現行の審査基準においては、当該指針をその中に位置づけてはいない。	H27 7/1	H27 8/12	吉川
11-84	「平成27年7月22日 部会資料1-1 ㉔」 について、イグナイタとPARがそれぞれいくつ付いているか。損傷した場合に、補う機能があるか。	国	PARについては、格納容器内に5基、イグナイタについては、12基設置するということとなっている。水素対策としては、PARだけということではなく、PARとイグナイタの両方で対応する。	H27 7/22	H27 8/12	奈良林
11-85	一ヶ月間のパブコメについて、どのくらいの意見が集まったのか。それは全体の意見の取りまとめにおいて反映されたのか。	国	パブリックコメントは、自主的なものであり、行政手続法に基づくものではない。一か月間実施し、約3,500件の意見が提出されたが、内容的、技術的に審査をあらためてやり直すという結果にはなっていない。しかし、審査書に十分書ききれなかった点などの修正は行っている。	H27 7/22	H27 8/12	渡邊

11-86	解析コード等による解析結果について、データの入力ミスを確認できるようなシステムになっているのか。	国	今回、特にシビアアクシデントの解析については、事業者の申請内容の品質管理を目的とした再計算等、いわゆるクロスチェックは行っていない。解析の責任は基本的に事業者であり、事業者の品質管理の中で行われるという位置づけである。また、旧 JNES ではシビアアクシデントの解析の実績があり、この経験を有した職員が事業者による解析を確認し、特に大きな間違いがないことを確認している。また、解析における様々な不確かさを踏まえた感度解析を行ったうえで、対策に問題がないことを審査で確認している。	H27 7/22	H27 8/12	渡邊
11-87	緊急時対策所の審査結果について、1号炉と2号炉と非常に近いところに設置されているが、長期的な視野に立った審査はされているのか。	国	今回の申請は3号機であり、3号機からものをみている。ただし、1号機、2号機については何もみっていないということではなく、使用済燃料プールには使用済燃料が貯蔵保管されているため、3号機と1、2号機の使用済燃料プールの同時発災が起きた際にも対応できるのかという点を確認している。今回作られた緊急時対策所は1号機の原子炉建屋からの距離が約15mなので、今後1号機、2号機の申請があれば、緊急時対策所の機能として同時発災しないことや、被ばく評価で評価基準が守られるかどうかという点が判断の目安になる。その結果として、基準に適合できないということとなれば、対応策を四国電力が考えるということになる。	H27 7/22	H27 8/12	渡邊
11-88	地元の方が心配されているような使用済燃料プールの図を入れ、わかりやすい説明資料を用意しておくことが重要である。	四電	一般の方々にも設備のイメージ等が把握しやすいよう、図を入れるなど、今後ともわかりやすい説明に努めていきたい。	H27 7/22	H27 8/12	奈良林
11-89	ドライエリアについて、ここに水が入り込んだ場合はどこに排水するのか。また、建屋に浸入させないようにしているのか。	四電	ドライエリアに降雨により水が貯まった場合、排水ポンプにより地上面に上げて、海の方に流し出すようになっており、安全上重要な施設に雨水等が侵入することはない。	H27 7/22	H27 8/12	奈良林
11-90	原子力規制庁スタッフには、NRC やIAEA に派遣されて国際研修を受けたり、そこで国際レベルの審査実務を担当したりしたような担当者は在籍しているのか。	国	原子力規制庁では、人材育成の一環として、継続的にIAEAをはじめとした国際機関やNRC等の海外政府機関に職員を派遣している。 【参考：平成27年8月1日現在の実績】 IAEA 7名 OECD/NEA 2名 NRC 1名	H27 7/26	H27 8/12	吉川
11-91	最近の原子力学会誌の記事(「アトモス」6月号、東大特任教授 諸葛氏の記事)などによると、原子力規制委員会の審査のあり方を見直して、9月には原子力規制委員会に関わる法改正をすべきとの指摘があるようだが、原子力規制委員会においては、どのような体制で見直しを行うのか。また、この見直しに際し、事業者の意見をくみ取って検討すべきと思うがどうか。	国	○原子力規制委員会設置法附則第5条に基づく3年以内の見直しについては、小里副大臣を座長とする「3年以内の見直し検討チーム」において、検討が行われているものと認識。 ○一方、多様な関係者からの意見に真摯に耳を傾け、最終的に原子力規制委員会が責任を持って、科学的・技術的観点から規制に関する判断を行っていくことは、極めて重要と認識。他方で、推進と規制の分離など、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて設置された原子力規制委員会の経緯からすれば、「独立性」という点について、国民からの疑念を生じない運営に努めることも必要である。 ○原子力規制委員会の評価機関の設置については、平成27年末を目途に受け入れ予定であるIRRS(総合規制評価サービス)や平成27年2月に受け入れたIPPAS(国際核物質防護諮問サービス)、さらに国際アドバイザーとの意見交換等を通じ、原子力規制に係る組織体制及び運営を継続的に改善していく。	H27 7/26	H27 8/12	吉川
				H27 7/28	H27 8/12	宇根崎
11-92	原子力規制委員会では、これまで合格とされてきたPWR(川内、高浜、伊方)について、新規規制基準を適用した審査結果の科学的合理的妥当性が国際的にみても過不足ない評価であるかどうかをNRC等の国際レビューを受けることにより”世界的にみても妥当な規制活動を行っている”ことを示される用意はあるか。	国	各国における原子力発電所の安全性については、各国の規制機関が行っていることだが、国際機関は原子力施設等の安全審査を実施する権能は有していない。 (参考)【原子力安全条約 前文(iii)】原子力の安全に関する責任は原子力施設について管轄権を有する国が負うことを再確認する。	H27 7/27	H27 8/12	吉川