

## 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

## 目次（項目）

6	自然現象に対する考慮（その他）	1 頁
7	シビアアクシデント対策	2 頁
8	耐震性能	9 頁
11	全般	14 頁

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		日付	コメント 委員
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	奈良 林
				H27 7/22	
				H27 4/21	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		日付	コメント 委員
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	吉川
7-59	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。	国	A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熔融炉心と、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。	H27 7/20	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。</p> <p>(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>	国	<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	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>	国	<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 シール部からの漏えい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、シール部からの漏えい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、こういった漏えい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。</p> <p>また、一次冷却系が高温高圧の状態になると、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し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えい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	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>	国	<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	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。 (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	吉川

7-64	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。	国	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。 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きており、今回の新規制基準の審査では、こういった知見を有する職員も審査担当に据えている。 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。	H27 7/20	吉川
7-65	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。	国	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、新規制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。 (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。)	H27 7/26	吉川
7-66	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認するため、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。	国	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。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。	H27 7/27	吉川

7-67	<p>㊸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>7月22日の資料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>	H27 7/22	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ます。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109m<sup>3</sup>/hと設定していることを確認しています（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ます。その後は蒸気発生器による炉心冷却、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ます。</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に対する炉心注水の手段としては、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）が考えられますが、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ります。</p>	H27 7/22	奈良 林

7-69	⑳の図ですが、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>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ます。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ます。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4,000m<sup>3</sup>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ます。</p> <p>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4,000m<sup>3</sup>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ます。</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ます(別紙1図1参照)。</p> <p>(※)4,000m<sup>3</sup>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6,000m<sup>3</sup>まで更なる注水を実施。</p>	H27 7/22	奈良 林
7-70	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。	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)	H27 7/22	奈良 林
7-71	㉑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。	前回の説明資料㉑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。	H27 7/22	奈良 林



7-72	<p>⑭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>	<p>国</p> <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ます。</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ます。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ます。</p> <p>格納容器から環境へのCs-137 の放出推移は別紙1図2のとおりです。</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ます。(別紙1図3参照)</p>	H27 7/22	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		日付	コメント 委員
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	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	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、どういうことが適否の判断基準になっているのか。</p>	<p>国</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&amp;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。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&amp;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	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>国</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。伊方の場合は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	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 <math>10^{-4}</math> ~ <math>10^{-6}</math> 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 <math>10^{-4}</math> ~ <math>10^{-7}</math> 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>	国	<p>この部分は、意識してこういう記述としている。新規制基準では、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を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を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	森
8-122	<p>資料 1-2 の 24~25 頁について、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と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>	国	<p>实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 Ss 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ます。</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ました。</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实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などを確認することになります。</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ます。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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 Ss 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。</li> <li>・ 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 Ss 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。</li> </ul>	H27 7/22	岸田

8-123	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。	国	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。	H27 7/22	森
8-124	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。	四電	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。 （別紙2参照）	H27 7/22	森
8-125	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。	四電	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。	H27 7/22	岸田
8-126	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。	四電	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。	H27 7/22	岸田
8-127	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。	四電	地下排水の維持管理は今後も適切に行っていく。	H27 7/22	岸田

8-128	資料2の別紙の21頁について、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。	四電	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げられるよう、引張特性を考慮した解析についても検討を続けていく。	H27 7/22	岸田
8-129	資料2の別紙の23頁について、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にある道路等を実施しているが、その押えは期待せずに表面だけを考えているのか。	四電	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。	H27 7/22	岸田

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	日付	コメント委員
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。	<p>国</p> <p>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。</p>	H27 7/1	吉川
11-84	⑳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。	<p>国</p> <p>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 基設置するという事となっている。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。</p>	H27 7/22	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。	<p>国</p> <p>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ていなかった点などの修正は行っている。</p>	H27 7/22	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	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	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	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	奈良 林



11-90	<p>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。  <del>在籍していない場合、原子力規制庁スタッフによる審査能力の確認のため、米国 NRC によるレビュー依頼といったことが”世界最高レベルの審査をしている”というために求められるようにも考えられるかどうか。</del></p>	国	<p>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。  <del>なお、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。</del></p> <p>【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</p>	H27 7/26	吉川	
11-91	<p>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。</p>	国	<p>○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。</p>	H27 7/26	吉川	
					H27 7/28	宇根 崎

11-92	<p>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。</p>	国	<p>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ですが、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。</p> <p>（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。</p>	H27 7/27	吉川
-------	---	---	---	-------------	----

# 前回ご質問事項への補足説明

平成 27 年 8 月



## 目 次

1. 代替格納容器スプレイでの注水による炉内に残存する溶融炉心の冷却性について(7-69)
2. 格納容器過圧破損モードにおける Cs-137 の環境中への放出ルートについて(7-72)

1. 代替格納容器スプレイでの注水による炉内に残存する溶融炉心の冷却性について(7-69関係)

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ます。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ます。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注水量の制限を設けており、約4,000m<sup>3</sup>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ます。

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4,000m<sup>3</sup>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<sup>(※)</sup>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ます。

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ます。

(※)4,000m<sup>3</sup>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6,000m<sup>3</sup>まで更なる注水を実施。

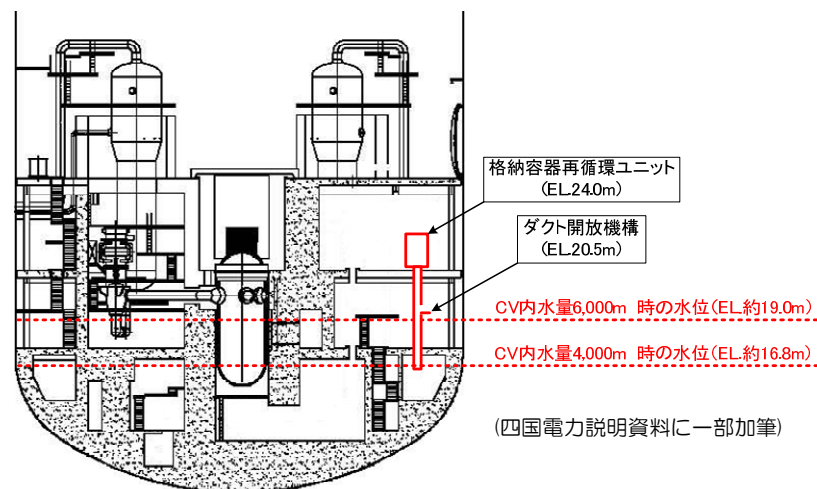


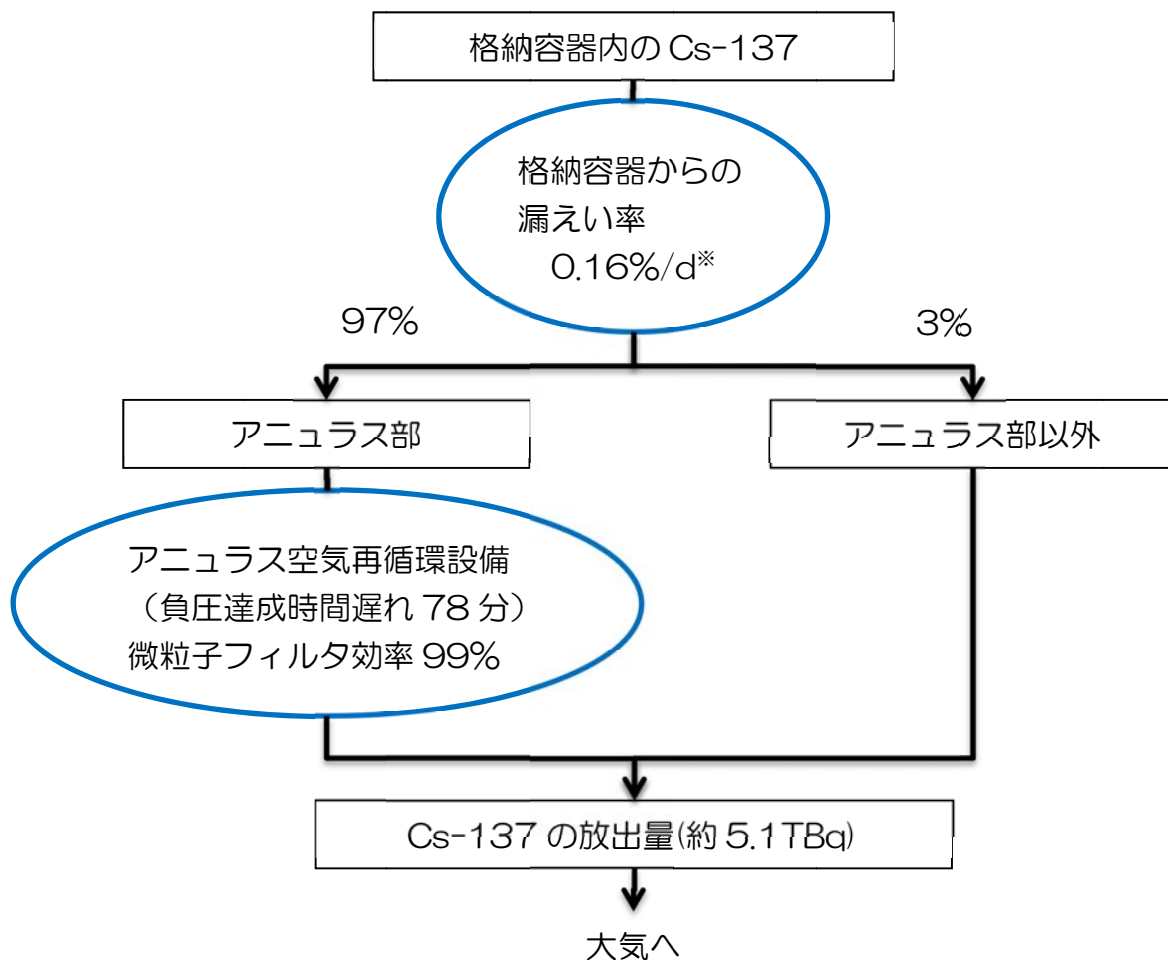
図1 格納容器内の冠水状態

2. 格納容器過圧破損モードにおける Cs-137 の環境への放出ルートについて  
(7-72関係)

格納容器過圧破損モードでは「大破断 L O C A 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ます。

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ます。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ます。

格納容器から環境への Cs-137 の放出推移は図2のとおりです。



※ 事故後 7 日以降の漏えい率は原子炉格納容器圧力に余裕を見込んだ値として、0.135%/d を用いる。

図 2 Cs-137 の格納容器からの大気放出過程 (事象発生後 7 日間)

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ます。(図 3 参照)

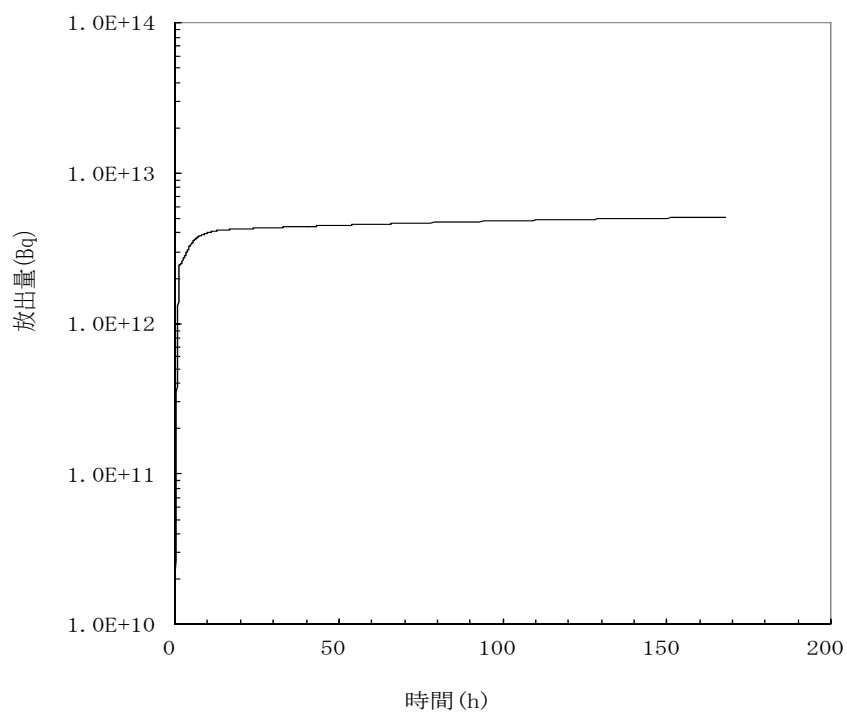


図 3 Cs-137 の積算放出放射エネルギーの推移  
(設置変更許可申請書 第 7.2.1.1.28 図 抜粋)

# 愛媛県原子力安全専門部会 コメント回答

アスペリティ内の不均質が  
地震動評価に及ぼす影響について

平成27年8月12日

四国電力株式会社



# コメント内容

---

コメント内容			頁
アスペリティ内の不均質が地震動評価に及ぼす影響について	H27 7/22	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	2

# コメントの経緯①

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資料(平成27年4月21日)再掲

## 断層変位置に関する知見⑥

原子力安全委員会は、内陸地殻内の長大断層によるM8クラスの巨大地震の震源モデルを既往文献などから収集し(右表)、震源パラメータについて整理を行っている(左表)。



これをみると震源断層の平均変位量は1.6~4.1mとなっており、3~5mという知見と整合的である。

表 4.1 内陸地殻内地震のすべり分布モデルから求めた震源パラメータ( $S, S_0, D, D_0, D_{max}$ )

文献	$M_0$ (N・m)	$M_w$	$S$ (km <sup>2</sup> )	$S_0$ (km <sup>2</sup> )	$S_0/S$	$D$ (m)	$D_0$ (m)	$D_{max}$ (m)
1999年8月17日 トルコ・コジャエリ地震(Mw7.6)								
Bouchon et al. (2002)	2.50E+20	7.53	2664	552	0.21	3.0	5.2	6.8
Delouis et al. (2002)	2.40E+20	7.52	2903	776	0.27	2.4	5.7	8.0
Sekiguchi and Iwata(2002)	1.52E+20	7.39	2593	489	0.19	1.8	4.0	8.5
Yagi and Kikuchi (2000)	1.70E+20	7.42	1944	531	0.27	2.3	4.5	6.3
1999年9月20日 台湾・集集地震(Mw7.6)								
Chi et al. (2001)	4.10E+20	7.68	3920	833	0.21	3.6	7.2	25.8
Ma et al. (2001)	2.20E+20	7.49	3800	1150	0.30	3.9	9.1	13.4
関口・岩田(2001)	3.16E+20	7.60	6485	717	0.11	3.8	7.3	11.9
Wu et al. (2001)	2.70E+20	7.55	2729	641	0.23	4.1	9.3	25.2
Zeng and Chen (2001)	2.90E+20	7.57	3528	335	0.09	3.0	5.1	7.0
2001年1月26日 インド・ブジー地震(Mw7.6)								
Copley et al. (2011)	3.40E+20	7.62	2808	624	0.22	3.5	9.1	13.9
2002年11月3日 アラスカ・デナリ地震(Mw7.8)								
Oglesby et al. (2004)	7.50E+20	7.85	9103	2364	0.26	2.4	5.8	10.3
2005年10月8日 パキスタン・カシミール地震(Mw7.6)								
Avouac et al. (2006)	2.82E+20	7.57	2111	420	0.20	3.5	7.7	10.2
Shao and Ji (2005)	3.73E+20	7.65	4212	1296	0.31	2.6	5.0	6.4
2008年5月12日 中国・四川地震(Mw7.9)								
Ji and Hayes (2008)	1.15E+21	7.97	8925	1725	0.19	3.8	7.2	9.3
Nishimura and Yagi (2008)	9.07E+20	7.91	21700	4200	0.19	1.6	3.8	6.9
Sladen (2008)	8.81E+20	7.90	7000	1680	0.24	3.9	9.4	14.0

$M_0$ : 地震モーメント,  $M_w$ : モーメントマグニチュード,  $S$ : 全破壊域,  $S_0$ : アスぺリティ領域の面積,  $D$ : 全破壊域内の平均すべり量,  $D_0$ : アスぺリティ領域内の平均すべり量

「内陸地殻内の長大断層による巨大地震とプレート間の巨大地震を対象とした震源パラメータのスケールリング則の比較検討業務(平成24年1月)」より

表 3.1 震源モデルに関する文献(内陸地殻内地震)

文献	データ	解析周波数帯域 (Hz)	すべりデータまたはアスぺリティ領域の公開元
1997年11月8日 チベット地震(Mw7.5)			
文献なし			
1999年8月17日 トルコ・コジャエリ地震(Mw7.6)			
Bouchon et al. (2002)	近地波	記載なし(長周期)	Ma <sup>3)</sup>
Çakir et al. (2003)	GPS, InSAR, 野外地質構造調査	—	—
Delouis et al. (2002)	InSAR, GPS, 遠地波, 近地波	遠地(P波): 0.01-0.8 遠地(SH波): 0.01-0.4 近地(SMA-1地震計+5点): 0.1-0.5 近地(SK観測点): 0.05-0.5	Ma <sup>3)</sup>
釜江・人倉(2002)	近地波(フォワードモデリング)	1以上	文献中
Reilinger et al. (2000)	GPS, InSAR	—	Ma <sup>3)</sup>
Sekiguchi and Iwata (2002)	近地波	デジタルデータ: 0.1-1.0 アナログデータ: 0-1.0	Ma <sup>3)</sup>
Yagi and Kikuchi (2000)	遠地波, 近地波	遠地: 0.01-0.8 近地(地震計+5観測点): 0.02-0.5 近地(観測点): 0.05-0.5	Ma <sup>3)</sup>
1999年9月20日 台湾・集集地震(Mw7.6)			
Chi et al. (2001)	近地波	0.02-0.5	Ma <sup>3)</sup>
Ji et al. (2003)	GPS, 近地波	記載なし(長周期)	—
平成22年度業務報告(2011)	近地波(フォワードモデリング)	0.1-5程度(短周期)	平成22年度業務報告書
池田・他(2004)	近地波(フォワードモデリング)	記載なし(短周期)	—
Johnson et al. (2001)	GPS	—	—
釜江・人倉(2002)	近地波(フォワードモデリング)	1以上	文献中
Ma et al. (2001)	遠地波	記載なし(長周期)	—
Ma et al. (2001)	GPS, 遠地波, 近地波	遠地: 記載なし(長周期)	Ma <sup>3)</sup>
Ma et al. (2003)	近地波	記載なし(長周期)	Ma <sup>3)</sup>
関口・岩田(2001)	近地波	0.05-0.5	Ma <sup>3)</sup>
Wu et al. (2001)	GPS, 近地波	近地: 0.016-0.5	Ma <sup>3)</sup>
Zeng and Chen (2001)	GPS, 近地波	近地: 0.05-0.25	Ma <sup>3)</sup> (注: 論文とすべり分布の異なる)
2001年1月26日 インド・ブジー地震(Mw7.6)			
Copley et al. (2011)	InSAR, 遠地波	遠地: 記載なし(長周期)	Caltech <sup>1)</sup>
2001年11月14日 チベット地震(Mw7.8)			
文献なし			
2002年11月3日 アラスカ・デナリ地震(Mw7.8)			
Asano et al. (2005)	GPS, 近地波	近地(AHwの観測点): 0.1-0.5 近地(その他): 0.05-0.5	Ma <sup>3)</sup> (注: 論文とすべり分布の異なる)
Dreger et al. (2004)	近地波, GPS, 地表すべり測量	0.01-0.5	—
Frankel (2004)	遠地波, 近地波	0.02-0.5	—
Hreinsdóttir et al. (2003)	GPS	—	—
菊池・山中(2002)	遠地波	記載なし(長周期)	—
Ji et al. (2004)	遠地波	0-0.5	—
Oglesby et al. (2004)	GPS, 近地波	近地: 0.01-0.5	Ma <sup>3)</sup>
Ozacar et al. (2003)	遠地波	0.005-1	—
Tsuiji et al. (2003)	遠地波	0.0066-0.2	—
Wright et al. (2004)	InSAR, GPS	—	—
2005年10月8日 パキスタン・カシミール地震(Mw7.6)			
Avouac et al. (2006)	ASTER images, 遠地波	遠地: 0.01-1	Caltech <sup>1)</sup>
Ji (2005)	遠地波	記載なし(長周期)	—
Pathier et al. (2006)	InSAR	—	—
Shao and Ji (2005)	遠地波	記載なし(長周期)	Ji <sup>2)</sup>
入来(2005a)	遠地波	記載なし(長周期)	—
山中(2005a)	遠地波	記載なし(長周期)	—
2008年5月12日 中国・四川地震(Mw7.9)			
Furuya et al. (2010)	InSAR	—	USGS <sup>5)</sup>
Ji and Hayes (2008)	遠地波	記載なし(長周期)	—
海洋研究開発機構(2008)	遠地波	記載なし(長周期)	—
Koketsu et al. (2009)	遠地波, 近地波	記載なし(長周期)	—
倉橋(2011)	近地波(フォワードモデリング)	0.1-10程度(短周期)	平成22年度業務報告書
Nishimura and Yagi (2008)	遠地波	記載なし(長周期)	Nishimura <sup>4)</sup>
Sladen (2008)	遠地波	記載なし(長周期)	Caltech <sup>1)</sup>
Tong et al. (2010)	GPS, InSAR, 野外地質構造調査	—	—
Xu et al. (2010)	GPS, InSAR	—	—
山中(2008)	遠地波	記載なし(長周期)	—
Zhao et al. (2010)	遠地波	0.002-0.2	—

1) Caltech (Tectonics Observatory, California Institute of Technology): [http://www.tectonics.caltech.edu/slip\\_history/](http://www.tectonics.caltech.edu/slip_history/)  
 2) Ji (Dr. Chen Ji's web site): <http://www.geol.ucsb.edu/faculty/ji/>  
 3) Mai (Dr. Martin Mai's web site): <http://www.seismo.ethz.ch/static/scrmod/Homepage.html>  
 4) Nishimura (Dr. Naoki Nishimura's web site): <http://www.geol.tsukuba.ac.jp/~nismura/>  
 5) USGS (U.S. Geological Survey): <http://earthquake.usgs.gov/earthquakes/eqint/henvis/>  
 ※フォワードモデリングに関しては、解析時に考慮した周波数帯域を記載した

スケールリング則の検討に使用した文献(長周期データ)  
 スケールリング則の検討に使用した文献(短周期データ)

4月21日の部会で、すべり量に関する知見について報告を行った



その際、台湾地震では20mを超える知見があることから、すべり量のばらつきを考慮した評価を行っているか否かについて質問があった



四電から、考慮した評価は行っていないが、平均すべり量よりも大きな値を設定していることや不確かさを考慮した評価を行うことで、全体的に安全側の評価となっている旨を回答した

## コメントの経緯②

### 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資料(平成27年7月22日)再掲・抜粋

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	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	森

その後、7月22日の部会にて、前回部会における質疑応答を整理をして報告を行った

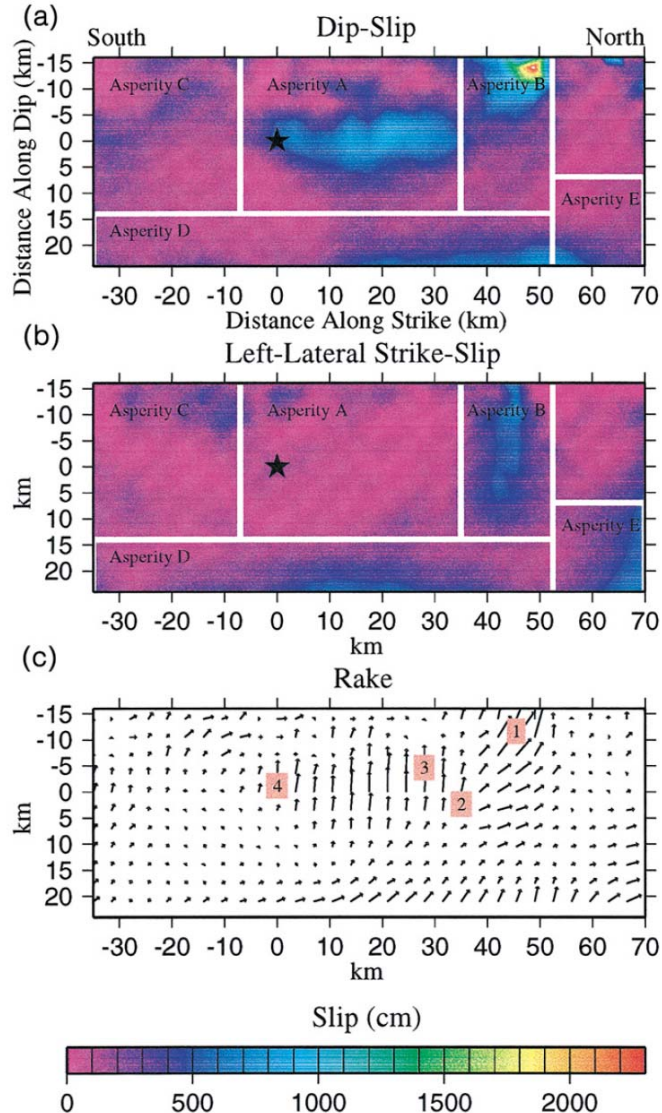


その際、アスペリティ内にばらつきを考慮した場合でも地震動に大きく影響があるものではないと考えるが、どの程度影響するかを示してほしい旨の要請があった。

# Chi et al. (2001) の知見の整理と当社評価モデルとの対比

○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



グリッドサイズは  
3.5km × 3.5km



すべり量が20mを超える  
のは2メッシュ

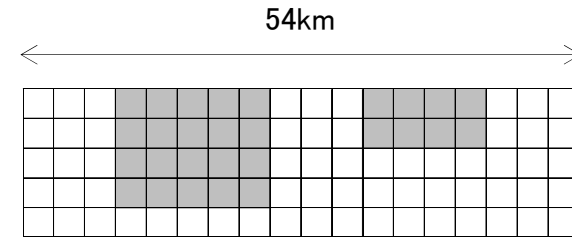


断層全体の面積  
は3920km<sup>2</sup>



すべり量が20mを超える  
面積比率は0.625%

## ■伊方発電所 地震動評価モデル (⑥敷地前面海域の断層群)



前面毎域の断層群は  
18 × 5メッシュでモデル化



1メッシュの面積比は、  
 $1/(18 \times 5) \approx 1.1\%$



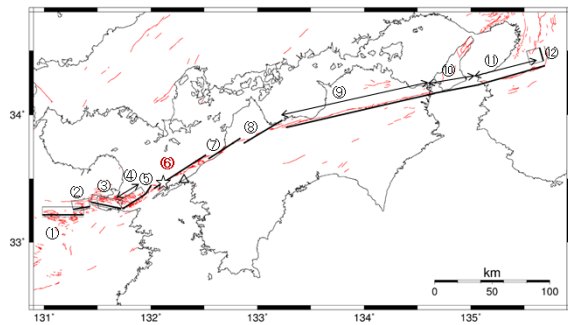
台湾地震において20m以上すべった範囲[Chi et al.(2001)]は、  
伊方メッシュでは半メッシュに相当



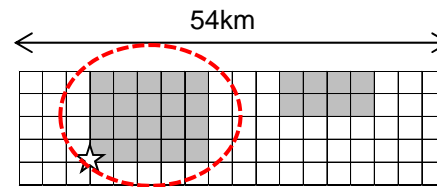
# 検討方針① - 解析ケース -

- 断層長さ480kmの断層モデル[壇ほか(2011)の手法によるもの]から敷地前面海域の断層群の第1アスペリティのみを抽出し、ここにアスペリティ内での応力降下量の不均質を設定し検証する。
- Chi et al.(2001)の知見を伊方の断層モデルに適用した場合、不均質を設定するメッシュは1メッシュの半分程度であるが、ここでは保守的に1メッシュ全体に不均質を設定する。
- 設定する応力降下量は、伊方発電所の地震動評価において、応力降下量の不確かさとして設定している20MPa(基本震源モデルの1.5倍相当)よりも大きい25MPaとする。

## ■480km基本震源モデル



⑥敷地前面海域の断層群

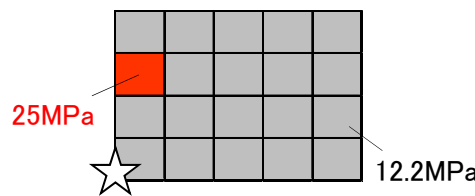


☆: 破壊開始点

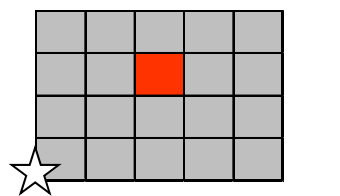
敷地前面海域の断層群の第1アスペリティのみを抽出

## ■解析ケース(不均質) ※浅い位置に大きな応力降下量は一般的には考え難いため、下記6ケースを設定

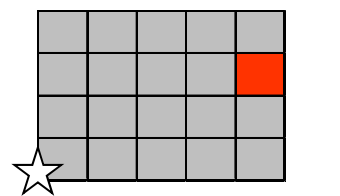
不均質ケース①



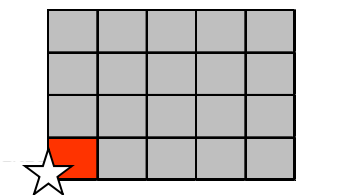
不均質ケース②



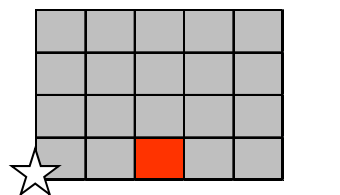
不均質ケース③



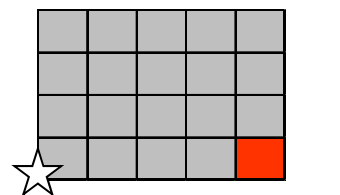
不均質ケース④



不均質ケース⑤

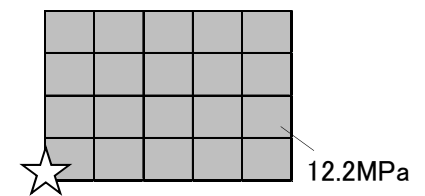


不均質ケース⑥

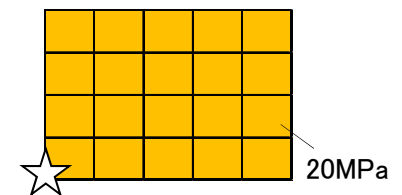


## ■解析ケース(一様)

12.2MPa一様



20MPa一様



時刻歴波形  
応答スペクトル  
を比較

# 検討方針② –パラメータの設定根拠–

表 4.1 内陸地殻内地震のすべり分布モデルから求めた震源パラメータ ( $S, S_a, D, D_a, D_{max}$ )

文献	$M_0$ (N·m)	$M_w$	$S$ (km <sup>2</sup> )	$S_a$ (km <sup>2</sup> )	$S_a/S$	$D$ (m)	$D_a$ (m)	$D_{max}$ (m)
1999年8月17日 トルコ・コジャエリ地震(Mw7.6)								
Bouchon et al. (2002)	2.50E+20	7.53	2664	552	0.21	3.0	5.2	6.8
Delouis et al. (2002)	2.40E+20	7.52	2903	776	0.27	2.4	5.7	8.0
Sekiguchi and Iwata(2002)	1.52E+20	7.39	2593	489	0.19	1.8	4.0	8.5
Yagi and Kikuchi (2000)	1.70E+20	7.42	1944	531	0.27	2.3	4.5	6.3
1999年9月20日 台湾・集集地震(Mw7.6)								
Chi et al. (2001)	4.10E+20	7.68	3920	833	0.21	3.6	7.2	25.8
Ma et al. (2001)	2.20E+20	7.49	3800	1150	0.30	3.9	9.1	13.4
関口・岩田(2001)	3.16E+20	7.60	6485	717	0.11	3.8	7.3	11.9
Wu et al. (2001)	2.70E+20	7.55	2729	641	0.23	4.1	9.3	25.2
Zeng and Chen (2001)	2.90E+20	7.57	3528	335	0.09	3.0	5.1	7.0
2001年1月26日 インド・ブジー地震(Mw7.6)								
Copley et al. (2011)	3.40E+20	7.62	2808	624	0.22	3.5	9.1	13.9
2002年11月3日 アラスカ・デナリ地震(Mw7.8)								
Oglesby et al. (2004)	7.50E+20	7.85	9103	2364	0.26	2.4	5.8	10.3
2005年10月8日 パキスタン・カシミール地震(Mw7.6)								
Avouac et al. (2006)	2.82E+20	7.57	2111	420	0.20	3.5	7.7	10.2
Shao and Ji (2005)	3.73E+20	7.65	4212	1296	0.31	2.6	5.0	6.4
2008年5月12日 中国・四川地震(Mw7.9)								
Ji and Hayes (2008)	1.15E+21	7.97	8925	1725	0.19	3.8	7.2	9.3
Nishimura and Yagi (2008)	9.07E+20	7.91	21700	4200	0.19	1.6	3.8	6.9
Sladen (2008)	8.81E+20	7.90	7000	1680	0.24	3.9	9.4	14.0

$M_0$  : 地震モーメント,  $M_w$  : モーメントマグニチュード,  $S$  : 全破壊域,  $S_a$  : アスベリティ領域の面積,  $D$  : 全破壊域内の平均すべり量,  $D_a$  : アスベリティ領域内の平均すべり量

「内陸地殻内の長大断層による巨大地震とプレート間の巨大地震を対象とした震源パラメータのスケーリング則の比較検討業務(平成24年1月)」より

1999年台湾地震における断層全体の平均すべり量(3.6m)と最大すべり量(25.8m)の比は7程度

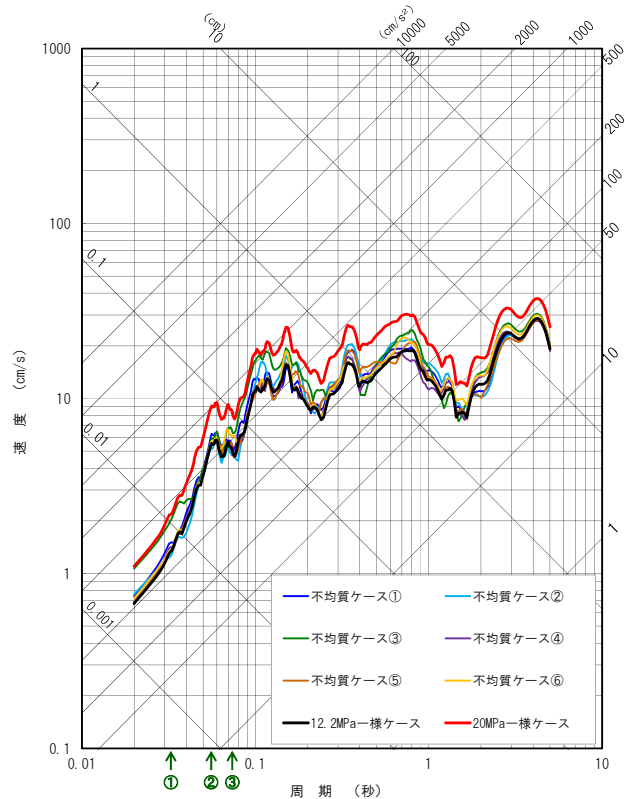
この比を応力降下量に適用することとし、伊方の地震動評価における平均応力降下量3.4MPaに基づき計算すると、

$$\text{平均応力降下量} \\ 3.4\text{MPa} \times 7 \doteq 24\text{MPa}$$

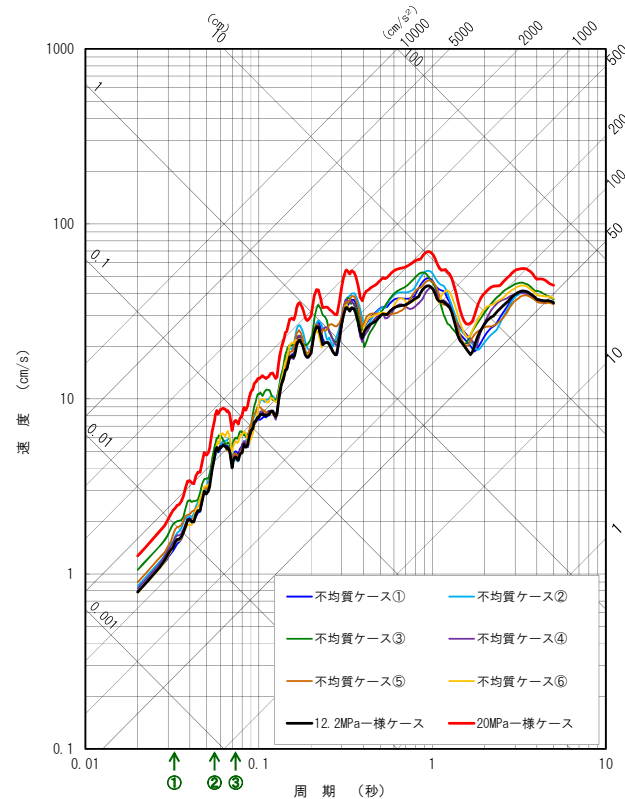
25MPaをパラメータスタディの値として設定する

# 検討結果(応答スペクトル)

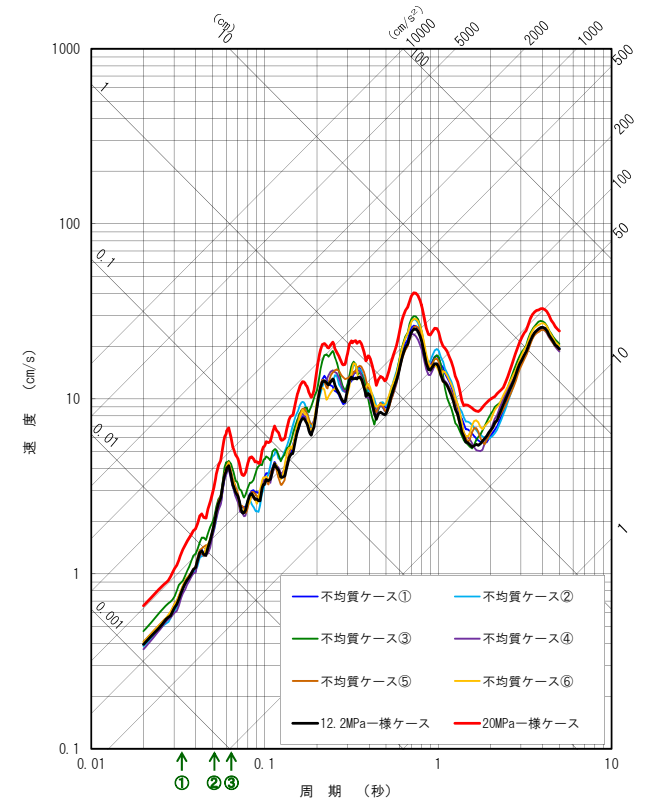
- 各ケースの応答スペクトルを比較したところ、アスペリティ内に不均質(応力降下量25MPa)を設定したケースについては、全メッシュに一律に12.2MPaを設定したケースの応答スペクトルと同程度か一部の周期帯でやや大きい程度であり、いずれのケースも全メッシュに一律に20.0MPaを設定したケースに包絡されている。
- 以上を踏まえると、伊方発電所の地震動評価においては、アスペリティ全体に対して応力降下量1.5倍の不確かさを考慮しており、アスペリティ内の不均質も包絡した安全側の評価になっていると考える。



NS方向



EW方向

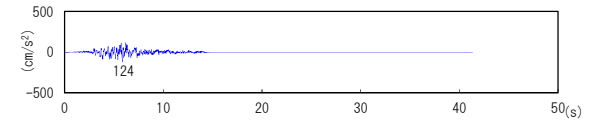
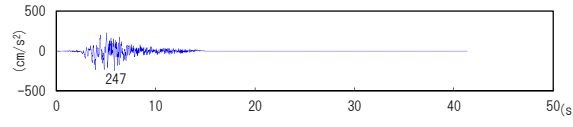
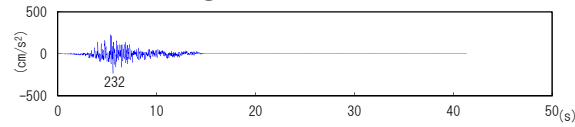


UD方向

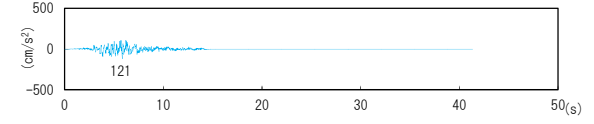
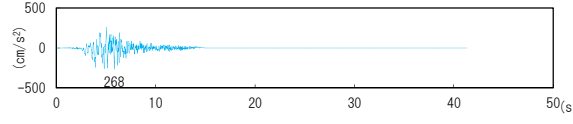
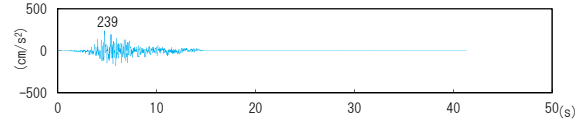
← 設備固有周期 [①余熱除去ポンプ ②原子炉容器 ③蒸気発生器]

# 検討結果(加速度時刻歴波形)

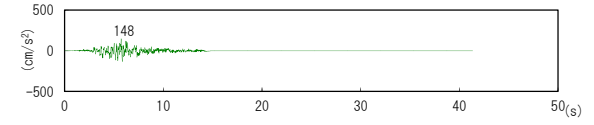
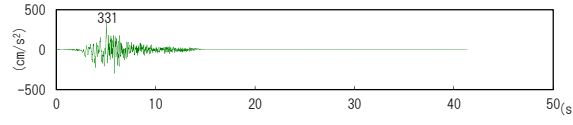
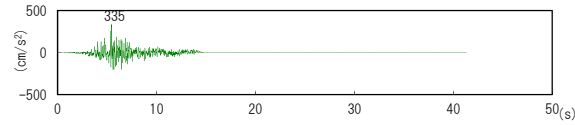
## ■不均質ケース①



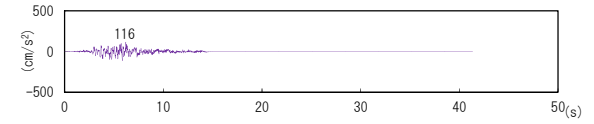
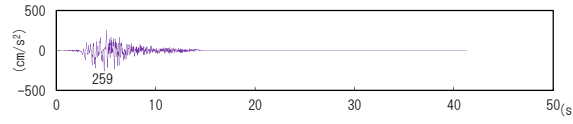
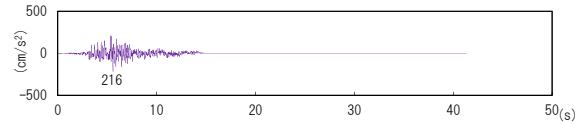
## ■不均質ケース②



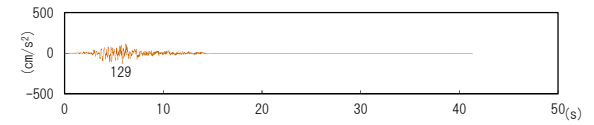
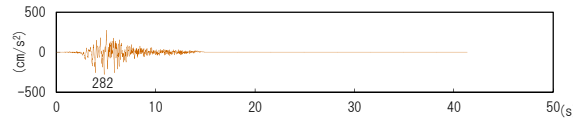
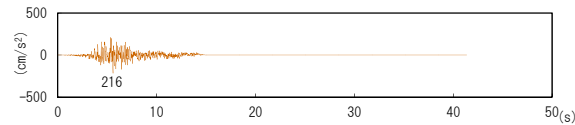
## ■不均質ケース③



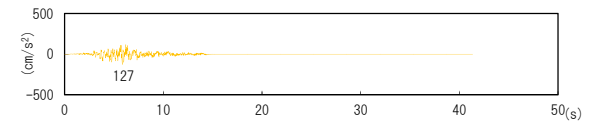
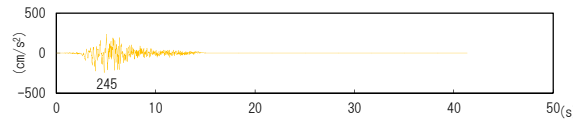
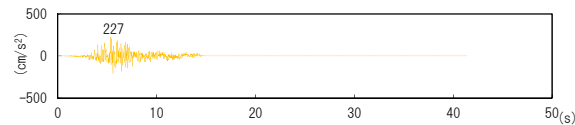
## ■不均質ケース④



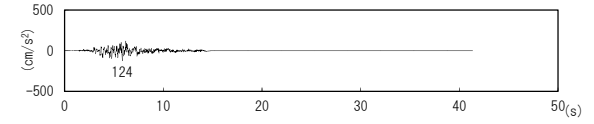
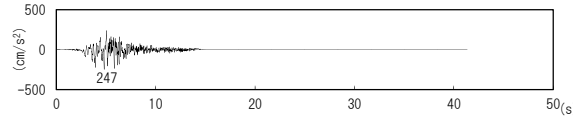
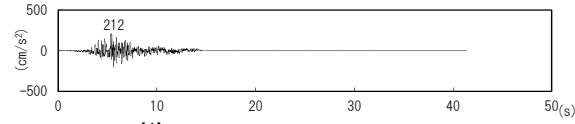
## ■不均質ケース⑤



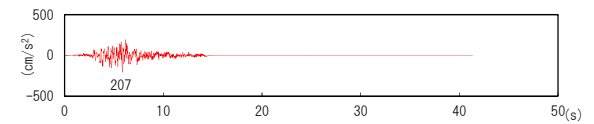
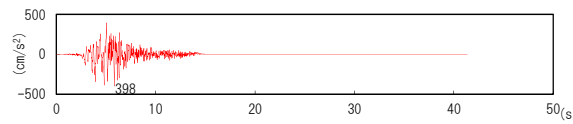
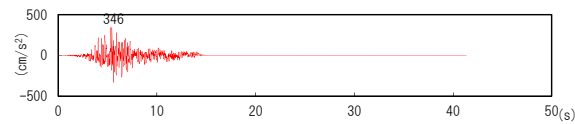
## ■不均質ケース⑥



## ■12.2MPa一様



## ■20MPa一様



NS方向

EW方向

UD方向



これまでの原子力安全専門部会にてご説明した内容の補足・変更

項目		部会でご説明した内容からの変更点など	補足説明資料
耐津波性能	各施設・設備等の設置位置における入力津波高さ	耐津波設計方針における各施設・設備等の設置位置における入力津波高さの追加	1頁
	ピット内津波高さ	施設の耐津波設計方針の策定において、ピット内に設置された除塵装置スクリーンによる損失を考慮しないケースを追加するといった評価条件の追加等に伴うピット内水位の変更	2頁
竜巻防護	竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速	重油移送配管の追加に伴い竜巻影響エリアの面積が増加し、竜巻最大風速のハザード曲線が変更になったことに伴う最大風速の変更(79m/s→83m/s)	3頁
	竜巻影響評価対象施設	重油移送配管の追加等に伴う評価対象施設の変更	4～6頁
外部火災	航空機落下による火災の影響評価	重油移送配管の追加により、離隔距離が変更になったことに伴う火災影響評価結果の変更	7, 8頁
重大事故時対応	有効性評価(全交流動力電源の喪失)における作業と所要時間	訓練実績を反映し、より詳細な操作・作業手順を策定	9, 10頁
	重大事故等対応時の初期体制など	重大事故等発生時、より確実な初動対応を図るため、連絡当番者を変更(1名→2名)等	11頁
安全対策	新規制基準への適合性に係る設備の全体像	国の新規制基準適合性審査の過程において当初自主設置であったイグナイタ等を重大事故対処上必要な設備に変更	12頁

# 施設の耐津波設計方針について

- 基準津波については、不確かさを考慮した津波の数値シミュレーション結果から、各着目地点における最も厳しいケースを選定し、策定している。  
 （例えば伊方3号機の敷地前面ではT.P.+8.12m（期望平均満潮位T.P.+1.62mを考慮）となる海域の活断層に想定される地震に伴う津波と地すべりに伴う津波の重畳ケース：下表の上段の数値）
- 施設の耐津波設計方針においては、策定した基準津波に基づき、地震による地盤変動量及び潮位のばらつきを考慮しても、安全上重要な施設の機能が損なわれるおそれがないこととしている。  
 （例えば伊方3号機の敷地前面ではT.P.+8.12m（①期望平均満潮位T.P.+1.62mを考慮）に、地震による地盤変動量（③沈降量：0.36m）及び潮位のばらつき（②上昇側：0.19m）を考慮した場合、入力津波高さはT.P.+8.67m（≒T.P.+8.7m：下表の下段の数値）となる）

表 伊方3号機の入力津波高さ

		水位上昇側				水位下降側
		敷地前面	海水ピットポンプ室	取水ピット	放水ピット	海水ピットポンプ室
入力津波高さ	※1	T.P.+8.12m [-0.36m]	T.P.+4.30m [-0.40m]	T.P.+4.87m [-0.36m]	T.P.+4.07m [-0.39m]	T.P.-3.26m [+0.34m]
	※2	T.P.+8.7m	T.P.+4.9m	T.P.+5.5m	T.P.+4.7m	T.P.-3.9m

※1 水位上昇側は期望平均満潮位(T.P.+1.62m)を考慮し、水位下降側は期望平均干潮位(T.P.-1.69m)を考慮した値。

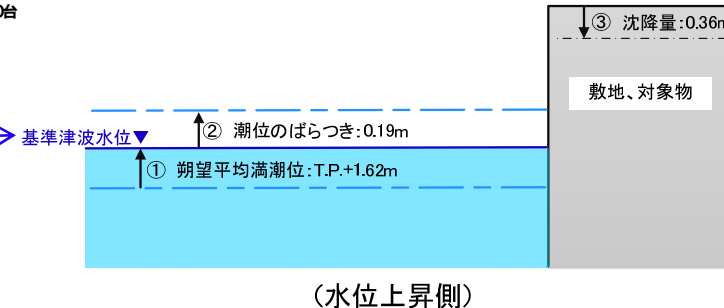
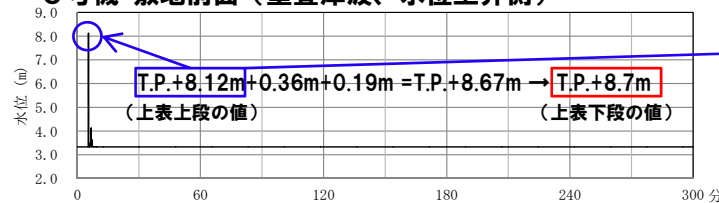
[ ]内の数値は伊方発電所における地盤変動量(+が隆起、-が沈降)を外数で示す。

※2 地盤変動量及び潮位のばらつき(水位上昇側0.19m、水位下降側0.22m)を考慮した値。

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

3号機 敷地前面（重畳津波、水位上昇側）



# 解析条件の追加等に伴うピット内津波高さの変更について

○確定した基準津波について原子力安全専門部会（平成26年12月24日）でご説明後、施設の耐津波設計方針の策定において、不確かさの考慮としてピット内に設置された除塵装置のスクリーンによる損失を考慮しないケースを検討に追加するという評価条件の追加や変更を行った結果、基準津波の検討ケースに変更はないものの、津波によるピット内水位が若干変動している。（原子力発電所の新規基準適合性に係る審査会合（平成27年3月5日）にて国へ説明）  
 変更後の津波高さを以下に示す。（表中赤枠が平成26年12月24日原子力安全専門部会資料からの変更箇所）

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	海水ピットポンプ室※2	3号炉T/B復水器取水先端	取水ピット※2	3号炉放水口	放水ピット※2	3号炉補機冷却海水取水口	海水ピットポンプ室※2
上昇側	重畳津波	重畳ケースC	T.P.+8.12m [-0.36m]	—	—	T.P.+4.21m [-0.36m]	T.P.+4.87m [-0.36m]	—	—	—	—
		重畳ケースB	—	T.P.+5.46m [-0.40m]	—	—	—	—	—	—	—
		重畳ケースD	—	—	—	—	—	T.P.+4.69m [-0.40m]	—	—	—
下降側	重畳津波	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 海水ピットポンプ室・取水ピット・放水ピットにおける最高・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（海水ピットポンプ室） スクリーン損失：なし，貝付着：なし，海水ピット堰：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（取水ピット） スクリーン損失：なし，貝付着：なし，循環水ポンプ運転状態：停止中
- ・上昇側（放水ピット） 貝付着：あり，循環水ポンプ運転状態：運転中
- ・下降側（海水ピットポンプ室） スクリーン損失：あり，貝付着：あり，海水ピット堰：あり，ポンプ取水量：海水ポンプ4台・海水取水ポンプ0台

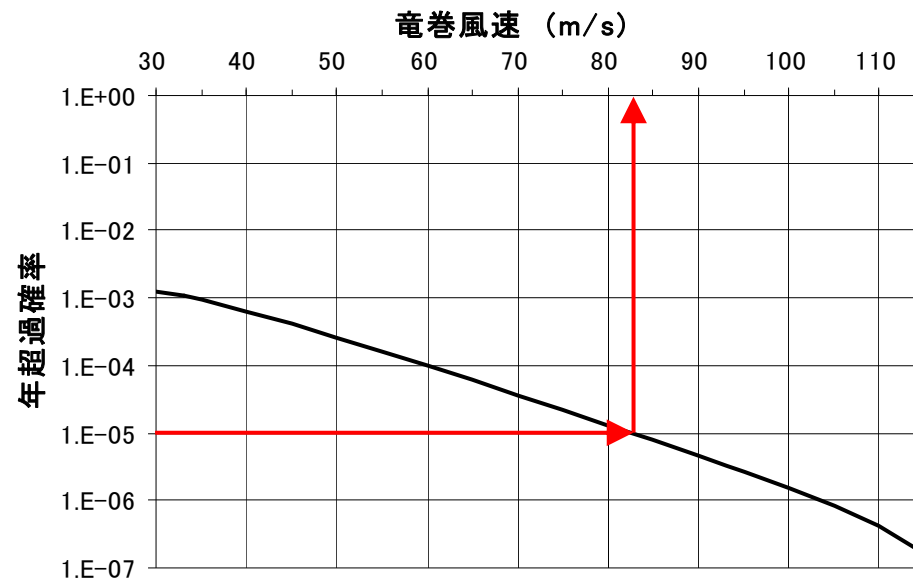
変更前 T.P.-3.25m

変更前 T.P.+5.08m

変更前 T.P.+4.13m

## 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速の変更について

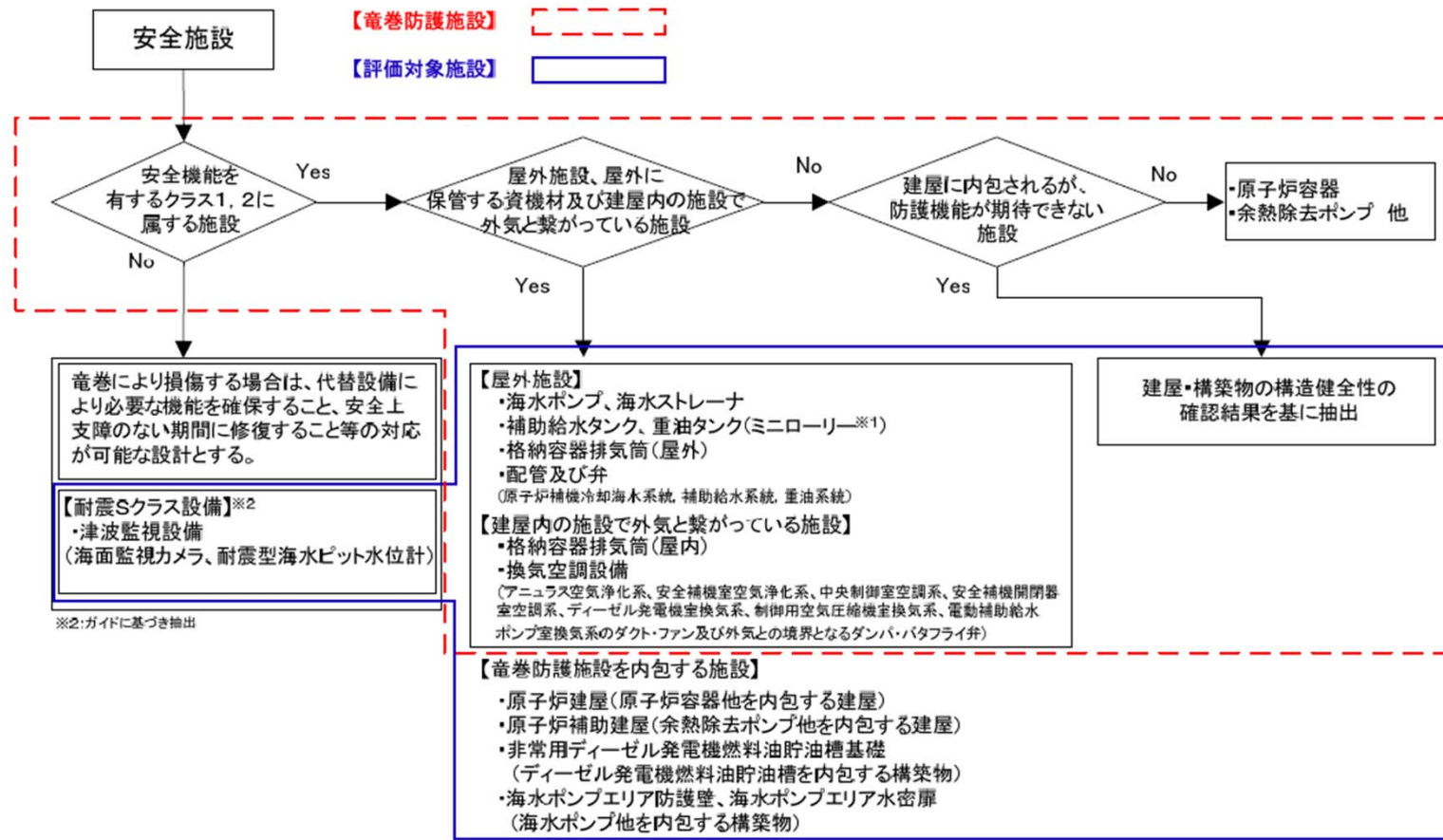
- 竜巻影響評価に関して原子力安全専門部会（平成25年11月19日）でご説明後、安全上重要な施設である重油移送配管の追加に伴い竜巻影響エリアの面積が増加し、竜巻最大風速のハザード曲線が変更となったため、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速が、79m/sから83m/sに変更となっている。以下に変更後のハザード曲線を示す。
- なお、基準竜巻は①過去に発生した竜巻による最大風速（92m/s）と②竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（83m/s）のうち大きな風速とするため変更はなく、また、基準竜巻（92m/s）を安全側に切り上げて設定している設計竜巻の最大風速100m/sも変更はない。



竜巻最大風速のハザード曲線

# 竜巻影響評価の対象施設の変更について(1/3)

○竜巻影響評価に関して原子力安全専門部会（平成25年11月19日）でご説明後、安全上重要な施設である重油移送配管の追加等に伴い、評価対象施設を変更している。変更後の資料を以下に示す。



※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

評価対象施設抽出フロー



# 竜巻影響評価の対象施設の変更について(2/3)

: 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)  
 : 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)

**海水ポンプ**      **海水ストレナー**

**海水ピットポンプ室**

- ・海水ポンプ、海水ストレナー
- ・配管及び弁(原子炉補機冷却海水系統)
- ・海水ポンプエリア防護壁、海水ポンプエリア水密扉

**耐震型海水ピット水位計※2**

**格納容器排気筒(屋外)**

**配管弁(重油系統)**

**補助給水タンク**

- ・補助給水タンク
- ・配管及び弁(補助給水系統)

**ミニローリー※1**

**海面監視カメラ※2**

**重油タンク**

※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)

対象施設(屋外設置)

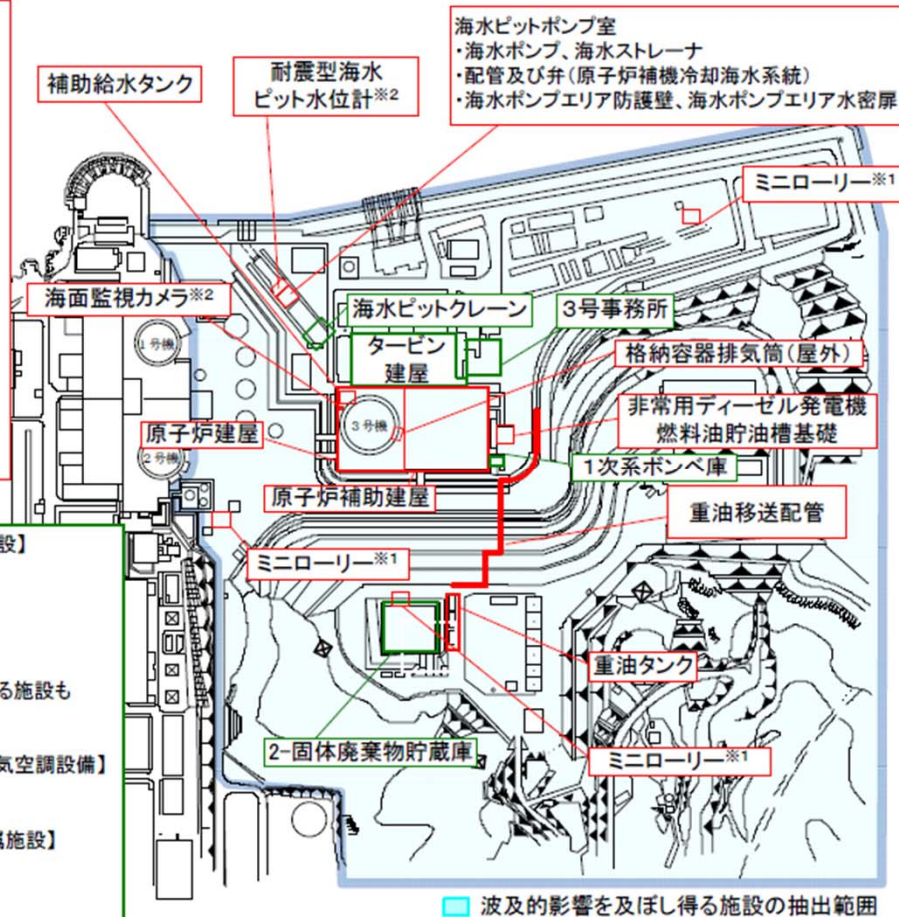
# 竜巻影響評価の対象施設の変更について(3/3)

## 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(燃料油貯油槽ペント管)



※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)

## 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設(建屋等)



# 火災影響評価(航空機落下)の変更について(1/2)

○火災影響評価(航空機落下)に関して原子力安全専門部会(平成25年11月19日)でご説明後、安全上重要な施設である重油移送配管の追加に伴い、離隔距離が変更となったことから、原子炉施設外壁等の許容温度を超えるものではないものの、評価結果が変更となっている。変更後の資料を以下に示す。

評価に用いるデータ

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

※1 軍用機関係の図書等の記載値から算出した推定値。

※2 有視界飛行方式民間航空機のうち、小型機の評価対象航空機として、小型機の最大離陸重量の基準である5,700kgの燃料を満載した航空機を仮定した場合、離隔距離75m、燃料積載量約6.8m<sup>3</sup>となることから、離隔距離~~35~~32m及び燃料積載量約35m<sup>3</sup>で評価している自衛隊機又は米軍機の「基地－訓練空域間往復時」に包絡される。



# 火災影響評価(航空機落下)の変更について(2/2)

## 評価結果

カテゴリ		対象航空機	燃料タンク投影面積(m <sup>2</sup> )※1	輻射強度(W/m <sup>2</sup> )	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 <sup>3</sup>	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 <sup>2</sup>	1.48	約60	200
		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 <sup>3</sup>	1.38	約103	200
	基地－訓練空域間往復時		UP-3D	86.5	2.9 × 10 <sup>3</sup>	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

# 有効性評価(全交流動力電源の喪失)における作業と所要時間について(1/2)

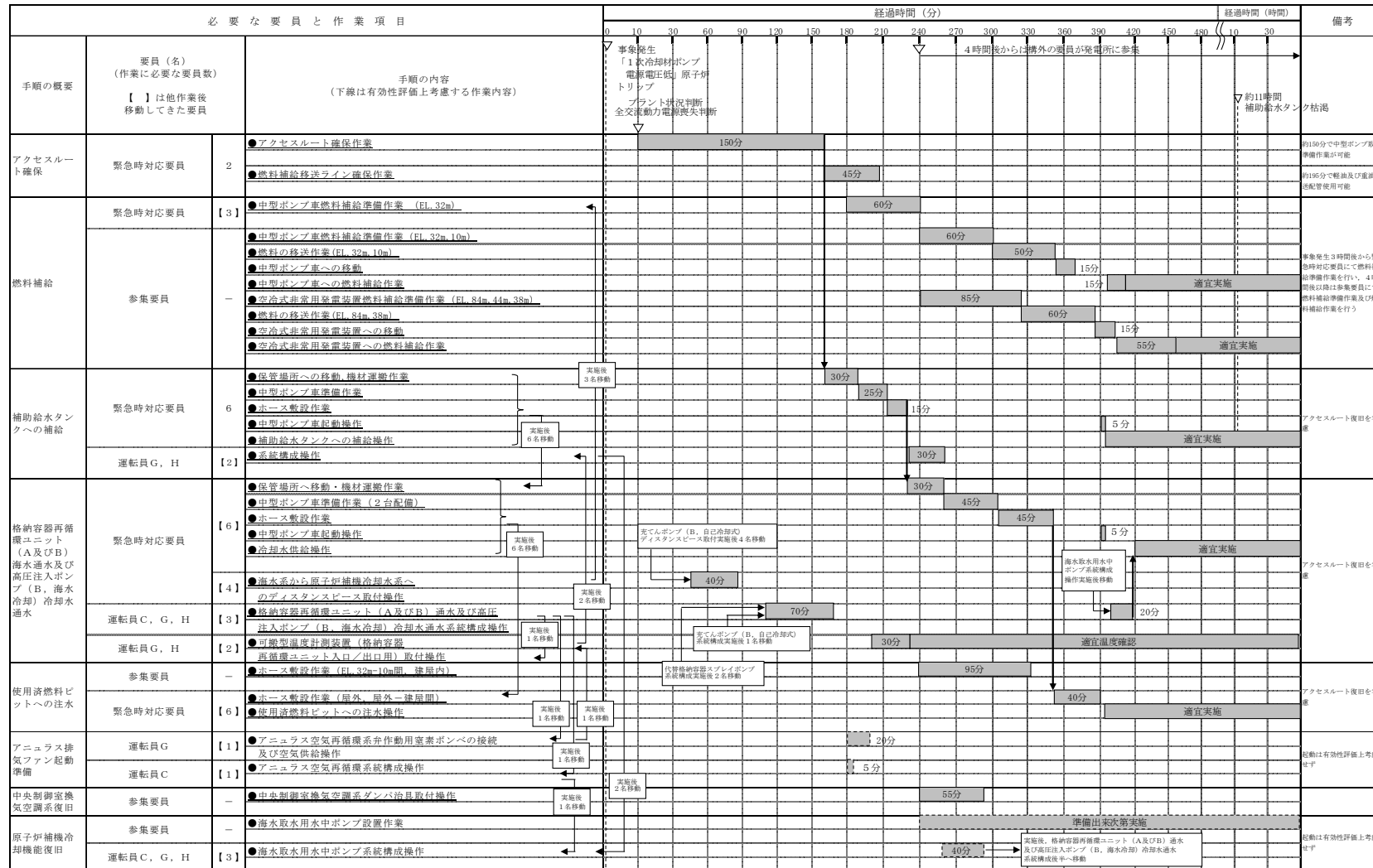
○有効性評価(全交流動力電源の喪失)における作業と所要時間について原子力安全専門部会(平成26年1月28日)でご説明後、訓練実績を反映し、より詳細な操作・作業手順を策定している。反映後の資料を以下に示す。

必要な要員と作業項目		経過時間(分)		経過時間(時間)		備考																
手順の概要	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	手順の内容 (下線は有効性評価上考慮する作業内容)	0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	2	4	6	8	10	12	50		
手順の概要		事象発生「1次冷却材ポンプ」電源電圧低下 トリップ プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断																			約51時間 高圧再循環切替	
状況判断	運転員	●全交流動力電源喪失確認 ●原子炉自動停止確認 ●タービン動補給水ポンプ起動・補助給水流量確認 (中央制御室操作)			10分																	
電源確保作業	運転員B, C 緊急時対応要員	●現場移動/所内電源母線受電準備操作 (現場操作) ●現場移動/空冷式非常用発電装置起動確認 (現場操作)				25分															空冷式非常用発電装置からの給電により、蓄圧タンク出口弁閉止操作を70分までを開始することができる。	
2次系強制冷却	運転員D, E, F 運転員F	●現場移動/主蒸気逃がし弁開・開度調整操作 (現場操作) ●現場移動/補助給水流量調整操作 (現場操作)				20分															主蒸気逃がし弁の人力での開操作による蒸気発生器を使用した2次系強制冷却を30分までに開始することができる。	
RCPシール関係等隔離	運転員G, H	●現場移動/RCPシール関係等隔離操作 (現場操作)					40分															
充てんポンプ(B, 自己冷却式)による代替炉心注水	緊急時対応要員 運転員B, C 運転員B	●現場移動/充てんポンプ(B, 自己冷却式)ディスタンスピース取付操作 (現場操作) ●現場移動/充てんポンプ(B, 自己冷却式)系統構成、系統水張り操作 (現場操作) ●現場移動/充てんライン流量調整操作 (現場操作)				35分															実施後、格納容器再循環ユニット(A及びB)通水及び高圧注入ポンプ(B, 海水冷却)冷却水通水系統構成へ1名移動	
代替格納容器スプレイポンプ準備	運転員G, H	●現場移動/代替格納容器スプレイポンプ系統構成操作 (現場操作)																				実施後、格納容器再循環ユニット(A及びB)通水及び高圧注入ポンプ(B, 海水冷却)冷却水通水系統構成へ2名移動
中央制御室操作	運転員A	●空冷式非常用発電装置準備及び起動操作 ●蓄電池室排気ファン起動操作 ●蓄圧タンク出口弁閉止操作 ●充てんポンプ(B, 自己冷却式)起動操作 ●格納容器再循環ユニット(A及びB)通水及び高圧注入ポンプ(B, 海水冷却)冷却水通水系統構成操作 ●代替格納容器スプレイポンプ系統構成操作 ●アンユラス排気ファン起動操作 ●中央制御室換気空調系起動操作 ●高圧再循環切替操作 (中央制御室操作)				25分		5分		5分		5分		25分					5分		5分	充てんポンプ(B, 自己冷却式)の起動については、準備完了次第開始する。アンユラス排気ファンの起動は有効性評価上考慮せず

※上記要員数は、4時間までの作業の最大要員数である。その他、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等4名を確保する。  
 ※各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として記載する。

## 作業と所要時間(全交流動力電源の喪失)(1/2)

# 有効性評価(全交流動力電源の喪失)における作業と所要時間について(2/2)



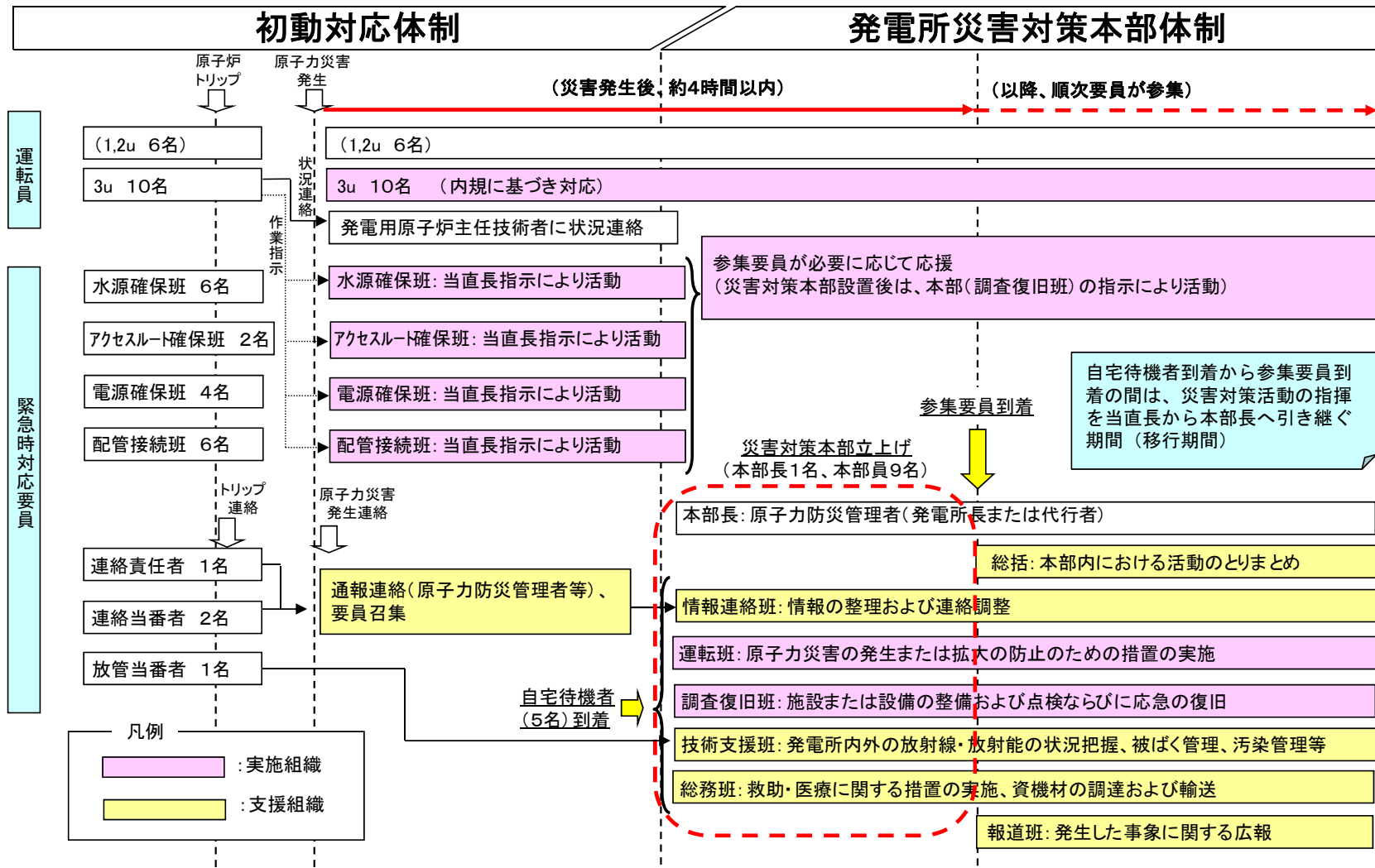
※上記要員数は、4時間までの作業の最大要員数である。その他、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等4名を確保する。  
 ※各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として記載する。

■ : 有効性評価上考慮する作業  
 □ : 有効性評価上考慮しない作業

## 作業と所要時間(全交流動力電源の喪失)(2/2)

# 重大事故等対応時の初期体制等の変更について

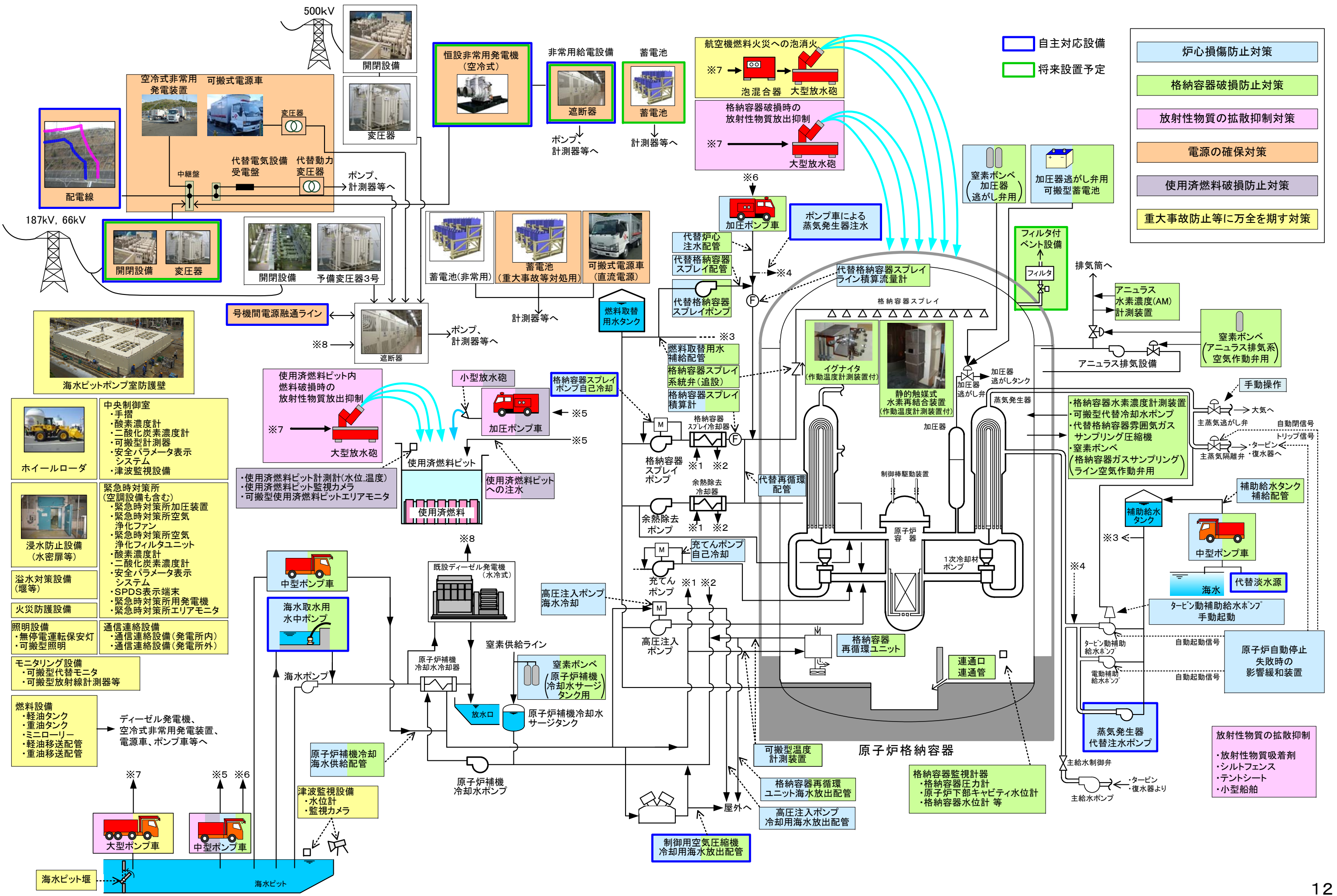
○重大事故等対応時の初期体制などについて原子力安全専門部会（平成26年1月28日）でご説明後、より確実な初動対応を図るため、連絡当番者を1名から2名に変更する等の変更を行っている。変更後の資料を以下に示す。





# 伊方発電所3号機の新規制基準への適合性に係る設備の全体像

【補足説明資料】



- 炉心損傷防止対策
- 格納容器破損防止対策
- 放射性物質の拡散抑制対策
- 電源の確保対策
- 使用済燃料破損防止対策
- 重大事故防止等に万全を期す対策

- 中央制御室**
  - 手摺
  - 酸素濃度計
  - 二酸化炭素濃度計
  - 可搬型計測器
  - 安全パラメータ表示システム
  - 津波監視設備
- ホイールローダ**
- 緊急時対策所 (空調設備も含む)**
  - 緊急時対策所加圧装置
  - 緊急時対策所空気浄化ファン
  - 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット
  - 酸素濃度計
  - 二酸化炭素濃度計
  - 安全パラメータ表示システム
  - SPDS表示端末
  - 緊急時対策所用発電機
  - 緊急時対策所エリアモナ
- 浸水防止設備 (水密扉等)**
- 溢水対策設備 (堰等)**
- 火災防護設備**
- 照明設備**
  - 無停電運転保安灯
  - 可搬型照明
- 通信連絡設備**
  - 通信連絡設備 (発電所内)
  - 通信連絡設備 (発電所外)
- モニタリング設備**
  - 可搬型代替モニタ
  - 可搬型放射線計測器等
- 燃料設備**
  - 軽油タンク
  - 重油タンク
  - ミニローリー
  - 軽油移送配管
  - 重油移送配管

- ディーゼル発電機、空冷式非常用発電装置、電源車、ポンプ車等へ
- 大型ポンプ車
- 中型ポンプ車
- 津波監視設備
  - 水位計
  - 監視カメラ
- 原子炉補機冷却海水供給配管
- 原子炉補機冷却水ポンプ
- 海水ピット堰
- 海水ピット

- 放射性物質の拡散抑制**
  - 放射性物質吸着剤
  - シルトフェンス
  - テントシート
  - 小型船舶