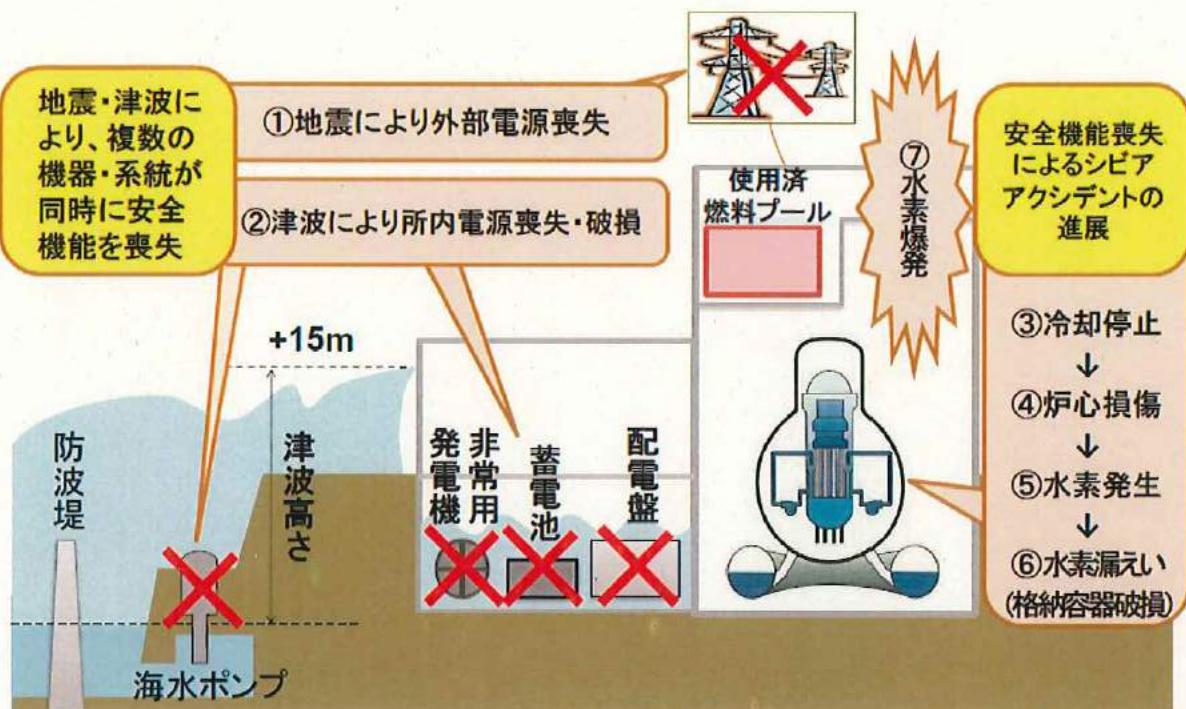


## 第10 福島第一原子力発電所事故後の安全確保対策について

被告は、上記のとおり、地震、津波等の自然的立地条件に対する十分な安全性を確保し、平常運転時の被ばく低減対策を講じ、さらには深層防護の考え方に基づく安全確保対策を講じている。そして、本件発電所の建設以降も、最新の知見、技術等の獲得に努め、必要に応じて本件発電所の安全対策にも反映させるなど、その有効性を絶えず評価・確認してきた。したがって、本件発電所において放射性物質が持つ危険性が顕在化するような事態が発生することはまず考えられないが、被告は、本件発電所の安全確保に万全を期する観点から、福島第一原子力発電所事故の発生を踏まえ、安全確保対策の強化を行っている。

### 1 福島第一原子力発電所事故の概要

福島第一原子力発電所事故では、東北地方太平洋沖地震による地震動を検知して直ちに原子炉は停止した。その際、①地震により外部電源を失ったため、代わりに非常用ディーゼル発電機が作動して交流動力電源を供給し、原子炉の冷却をしていた。しかしながら、②その後襲来した津波によって、非常用ディーゼル発電機が停止し、同時に原子炉の熱を海に逃すための海水ポンプも破損した。さらに、原子炉の冷却にかかわる注水、減圧等に必要な直流電源を損傷・喪失した結果、③事故防止に係る安全確保対策による冷却に失敗し、④炉心の著しい損傷に至り、⑤⑥⑦最終的には、原子炉格納容器及び原子炉建屋も破損し、放射性物質の閉じ込めに失敗し、放射性物質を環境に大量に放出することとなった。（図90（本文中の丸囲い数字は、図90中の番号に符合させている。））（乙ヨ72、乙ヨ73）



(原子力規制委員会HPより)

図 9 0 福島第一原子力発電所事故の概要

## 2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた規制要求の強化

福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子力規制委員会が発足し、原子炉等規制法が改正されたのに伴い、関連する原子力規制委員会規則等（新規制基準）が定められた。以下、新規制基準の制定経緯及びその概要について述べる。

### (1) 新規制基準の制定経緯

平成24年6月20日、原子力規制委員会設置法（以下「設置法」という。）が成立し、同法附則15条ないし18条に基づき、原子炉等規制法の改正・施行が順次行われた。

新たに発足した原子力規制委員会は、国家行政組織法3条2項に基づく、いわゆる3条委員会として高度の独立性が保障され（設置法2条）、

原子炉に関する規制をはじめ原子力利用における安全の確保を図るために必要な施策の策定・実施を一元的に司り（設置法1条及び4条），その運営にあたっては，情報の公開を徹底する（設置法25条）こととした。

また，原子力利用における安全確保について，設置法は，「事故の発生を常に想定し，その防止に最善かつ最大の努力をしなければならない」という認識に立って，確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図る」（設置法1条）と規定しているところ，同委員会の組織理念において，「原子力規制委員会は，・・・原子力の安全管理を立て直し，眞の安全文化を確立すべく，設置された。原子力にかかわる者は・・・常に世界最高水準の安全を目指さなければならない」とされた（乙ヨ74）。

そして，原子力規制委員会の発足を受け，同委員会の下に「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」，「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関する規制基準に関する検討チーム」等が置かれ，福島第一原子力発電所事故の直後から原子力安全委員会や原子力安全・保安院で行われてきた検討を引き継ぐ形で新規制基準の検討が行われた。各チームの会合には，原子力規制委員会担当委員，多様な学問分野の外部専門家をはじめ，原子力規制庁及び旧独立行政法人原子力安全基盤機構の職員らが出席し，それぞれ約8か月間，回数にして12回から23回にわたり会合が開かれ，議論が重ねられた。なお，外部専門家については，「原子力規制委員会が，電気事業者等に対する原子力安全規制等に関する決定を行うに当たり，参考として，外部有識者から意見を聞くにあたっての透明性・中立性を確保するための要件等について」（乙ヨ

75)に基づき、透明性・中立性を確保するため、電気事業者等との関係について自己申告を行うことが求められ、申告内容は同委員会のウェブサイト上で公開された。また、新規制基準の検討にあたっては、意見公募手続（パブリックコメント）が2度にわたって行われ、原子力規制委員会規則等に加え、同委員会の内規（審査基準に関する内規、規制基準に関する内規及び許認可等の手続に関する内規）についても、同手続の対象とされた。

## (2) 新規制基準の概要

原子炉等規制法は、上記(1)で述べた改正により、同法1条に、「原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止し」、「原子炉の設置及び運転等に関し、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行う」等の文言が明記された。また、原子力規制委員会が、設置許可基準に係る規則を定めること（原子炉等規制法43条の3の6第1項4号），当該基準に適合していない場合には、発電用原子炉の設置者に対して、使用停止等の処分を行うことができる旨規定すること（原子炉等規制法43条の3の23第1項。いわゆる「バックフィット制度」），40年の運転期間の制限の原則を設けること（原子炉等規制法43条の3の32）などの改正が行われた。

原子力発電所における安全確保に関し、新規制基準では、より保守的な考慮を行うことなどにより結果として地震及び津波への備えが強化された（図91の「A」）ほか、設計上考慮すべき事象の想定が追加・強化された（同「B」）。また、万一重大事故等が発生した場合において

も、放射性物質が環境に大量に放出されるような事態に進展しないようにするための対策（同「C」）を改めて求めるなど、福島第一原子力発電所事故の教訓として得られた知見を反映した諸対策が規定された。

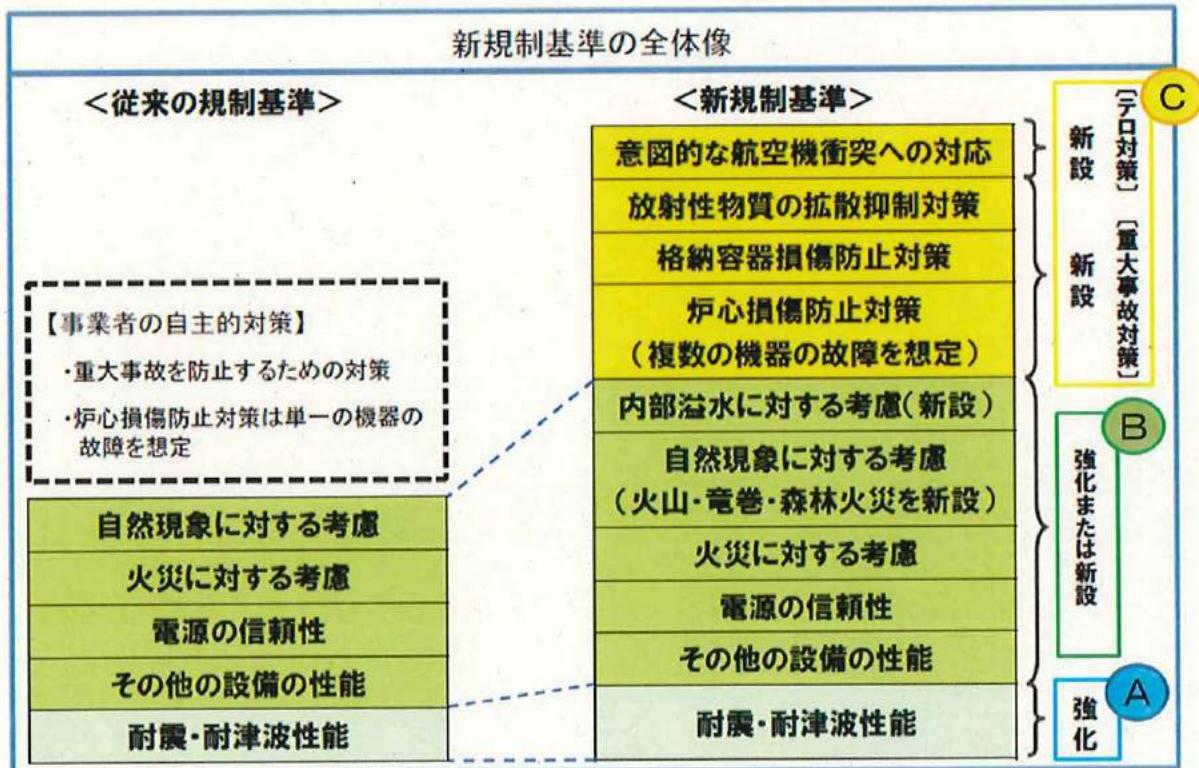


図 9 1 従来の規制基準と新規制基準との比較

### 3 安全確保対策の強化

福島第一原子力発電所事故における教訓は、津波について適切に把握できていなかった結果、原子炉を「止める」機能を除き、安全上重要な機能がいずれも喪失し、炉心の著しい損傷に至る事態を食い止めることができず、多重の障壁の機能も維持できなかったことである。

被告は、本件発電所について、これまでに述べてきたとおり、事故防止に係る安全確保対策を適切に講じており、地震や津波といった自然現象に

による安全上重要な設備の共通要因故障を防止し、放射性物質を環境へ大量に放出することなく五重の障壁の中に確実に閉じ込めることができる設計を行っている。それに加えて、被告は、福島第一原子力発電所事故の教訓及び新規制基準の制定を踏まえ、本件発電所の安全性をさらに向上させる観点から、まずは本件3号機を中心に、事故防止の安全確保対策を強化するとともに、万が一、事故防止の安全確保対策が奏功せず、炉心が著しい損傷に至るおそれのある事象、さらに炉心が著しい損傷に至る事象が発生した場合においても、安全性を確保することができるよう安全確保対策を強化している。

#### (1) 事故防止に係る安全確保対策の強化

##### ア 自然的立地条件に対する対策の強化

被告は、本件発電所に係る自然的立地条件を十分に把握し、その特性を踏まえた設計及び建設を行い、建設以降も隨時、最新の知見に基づいた評価・検討を実施し、安全上重要な設備が、自然的立地条件によってその安全機能を失うことがないことを確認してきた。しかしながら、津波について適切に把握できていなかったことが直接的な原因となり福島第一原子力発電所事故が発生したことを踏まえ、被告は、地震、津波等の自然的立地条件に対して、より余裕を持たせた評価を行うとともに、併せて、安全上重要な設備が新たな評価を踏まえても安全性を確保していることの確認を行った（詳細については、上記第7で述べたとおりである。）。

##### イ 火災、溢水等に対する対策の強化

さらに、自然現象以外にも安全上重要な設備の安全機能を失う共通要因となり得る事象である火災や溢水に対する対策も強化している。

(ア) 火災に対する対策については、外部火災に対する対策として、森林火災による本件発電所への延焼を防止するため、敷地境界付近に防火帯（約35m以上）を新たに確保している。

また、本件3号機では、内部火災への対策として、安全機能を有する設備のケーブルの難燃性について確認するなど、火災の発生を防止する対策を行うとともに、安全上重要な設備を設置している区域には、異なる種類の火災感知器の追加設置や自動消火設備の増設等、火災の感知及び消火のための対策を実施している。さらに、火災の影響軽減対策として、安全上重要な設備やそのケーブルに対して、隔離、耐火隔壁等による分離を行うことで延焼防止を図っている。

（乙ヨ13（72～73頁，83～95頁），乙ヨ45（11～15頁））

(イ) 溢水対策について、本件3号機では、火災消火のための放水、地震等による容器、配管等の破損で生じた溢水又は蒸気により、多重性又は多様性を有する安全上重要な設備が同時に安全機能を喪失しないよう、当該設備を別区画でそれぞれ没水しない高さに設置するとともに、水密扉の設置や配管貫通部の止水措置等の浸水防止対策を実施している（乙ヨ13（95～104頁），乙ヨ45（15～18頁））。

#### ウ 電源設備の強化

福島第一原子力発電所事故では、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電力供給が喪失したことが事故の大きな要因となつたことから、被告は、本件発電所の電源設備を強化している。

例えば、本件発電所の外部電源は、川内変電所に連系する 500 kV 送電線 1 ルート 2 回線を本件 3 号機に、大洲変電所に連系する 187 kV 送電線 2 ルート 4 回線を各号機に、八幡浜変電所に連系する 66 kV 送電線 1 ルート 1 回線を本件 2 号機にそれぞれ接続することで、各号機が複数の変電所から受電できるよう回線の独立性を確保している。また、各号機に接続する送電線ルートが、特定の鉄塔に集中して架線されることがないよう架線する鉄塔を分散することで回線の物理的分離を図っているところ、福島第一原子力発電所事故において、付近の盛り土の大規模崩落が原因で、福島第一原子力発電所に接続する送電線を架線していた鉄塔が倒壊したことを踏まえ、上記各送電線路の鉄塔基礎の安定性を確認・確保した（乙 1-1）。さらには、上記各送電線路に加えて、迅速な復旧が可能な配電線を敷設したほか、緊急時には、各号機間で電力を融通できるようにした。（乙ヨ 1-8（8-8-3 頁）、乙ヨ 1-1（8-10-33～8-10-38 頁）、乙ヨ 1-2（5 頁）、乙ヨ 1-3（382 頁））

非常用ディーゼル発電機及びその付属設備について、各号機にそれぞれ 1 台で必要な容量のものを各々別の場所に 2 台備えるとともに、各号機間において融通可能とした。また、外部からの支援なしにそれぞれ定格出力で 3.5 日にわたって連続して給電できるよう、燃料を敷地内の燃料油貯油槽及び重油タンクに貯蔵しているところ（なお、外部電源喪失時に冷温停止状態<sup>111</sup>に移行し、その状態を維持するため

<sup>111</sup> 冷温停止状態とは、制御棒の挿入により原子炉における核分裂反応を止めた後、蒸気発生器等による冷却を通じ一次冷却材中の崩壊熱等の余熱を除去することによって、一次冷却材温度が約 100 ℃未満で継続的に安定した冷却が保たれた状態のことをいう。

に最低必要な負荷だけであれば約7日にわたって給電できる（乙6，乙7，乙12）。），本件3号機では、それぞれ定格出力で7日間以上にわたって連続して給電できるよう、重油タンクを増設した。

（以上、乙ヨ13（112～116頁）、乙ヨ45（23～25頁））

## （2）さらなる安全確保対策について

上記の事故防止に係る安全確保対策の強化を踏まえると、本件発電所において、安全上重要な設備がその機能を喪失し、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ことに失敗して放射性物質が環境に大量に放出される具体的な危険性はない。

しかしながら、福島第一原子力発電所事故により放射性物質が大量に放出される事態が発生したこと、同事故を踏まえて関係法令の制定・改正がなされたことなどを踏まえ、被告は、本件3号機について、万が一、事故防止に係る安全確保対策が奏功しない場合においても、放射性物質の持つ危険性が顕在化することのないよう、炉心の著しい損傷を防止するための対策（すなわち、従来の原子炉を「止める」「冷やす」機能を強化する対策）、万が一炉心が著しい損傷に至る場合であっても原子炉格納容器の破損を防止するための対策（すなわち、従来の放射性物質を「閉じ込める」機能を強化する対策）等を講じている。

### ア 原子炉の停止及び冷却

被告は、安全上重要な設備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想定する事象を抽出し、そのような事象が発生したとしても炉心の損傷を防止することができる対策を講じるとともに、その対策の有効性を確認している。以下では、原子炉を「止める」機能にかかわる事象として制御棒の挿入に失敗し

て原子炉の停止機能が喪失する事象、原子炉を「冷やす」機能にかかる事象として全交流動力電源が喪失する事象における炉心の著しい損傷を防止するための対策の概略をそれぞれ説明する。

#### (ア) 原子炉の停止

##### a 原子炉の自動停止機能が喪失する事象の特徴

原子炉の自動停止機能が喪失する事象としては、「主給水流量喪失」のような運転時の異常な過渡変化が発生し、原子炉の緊急停止が必要な状況で、制御棒の自動挿入による原子炉停止に失敗する事象が想定される。「主給水流量喪失」、「負荷の喪失<sup>112</sup>」といった、一次冷却系を加圧する事象が起因事象の場合には、何らの対策も講じなければ、原子炉が高出力で維持され、蒸気発生器による除熱も低下するため、一次冷却系の温度及び圧力が上昇して、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保されず、また、加圧器安全弁等からの一次冷却材の漏えいが継続することにより、炉心損傷に至る可能性がある。

したがって、原子炉の自動停止機能が喪失する事象においては、原子炉の特性である自己制御性(上記第9の1(1)ア)を利用して、減速材の温度効果により原子炉出力の抑制を図るとともに、蒸気発生器による除熱を確保し、一次冷却系の過圧を防止することにより、炉心損傷を防止する。そして、長期的には炉心へホウ酸水を注入することにより未臨界を確保し、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、除熱をすることにより炉心の損傷を防止する

<sup>112</sup> 出力運転中に外部送電系、蒸気タービンの故障等により、蒸気タービンへの蒸気流量が急減し、二次冷却系の冷却能力が低下する事象

必要がある。

b 原子炉の自動停止機能が喪失する事象における炉心損傷の防止

原子炉の自動停止機能が喪失する事象に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、被告は、主蒸気ライン隔離、補助給水ポンプ等を自動動作動させる多様化自動動作動盤（A T W S 緩和設備）を整備した。また、長期的な安定停止のための対策として、未臨界を確保するためにホウ酸水を緊急注入する手順を整備するとともに、炉心を冷却するために余熱除去系等により冷却する手順を整備した。

これらの対策により、原子炉の自動停止機能が喪失する事象は、次のとおり進展し、炉心の損傷は防止される。すなわち、起因事象発生後、原子炉の自動停止機能が喪失することにより、蒸気発生器の水位が低下するが、A T W S 緩和設備が原子炉の自動停止機能喪失を検知することにより、自動的に主蒸気ラインを隔離するため、トリップ失敗直後の原子炉出力に見合った蒸気発生器からの除熱が抑えられ、一時的に一次冷却系の温度が上昇して、減速材の温度効果により原子炉出力を抑制する。その後、自動起動した補助給水ポンプによって、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を用いた冷却を行うことができるため、一次冷却系の圧力が過度に上昇することはない。また、A T W S 緩和設備により原子炉出力を抑制した後は、化学体積制御設備を用いた炉心へのホウ酸水の注入により未臨界を確保するとともに、長期的には、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定的に原子炉を停止した状態を保つことができる。

そして、被告は、これらの対策の有効性評価を行い、解析の結果、例えば「主給水流量喪失」の場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高値で約  $18.5 \text{ MPa} [\text{gage}]$ <sup>113</sup>（有効性を確認するための評価項目として設定した事項は「 $20.59 \text{ MPa} [\text{gage}]$ を下回ること」）にとどまるなど、原子炉の自動停止機能が喪失する事象に係る炉心損傷防止対策が有効であることを確認している。

（以上、乙ヨ11（10-7-1-90～10-7-1-114頁）及び乙ヨ13（153～160頁）参照）

#### （イ）原子炉の冷却

##### a 全交流動力電源が喪失する事象の特徴

全交流動力電源が喪失する事象としては、原子炉の出力運転中に外部電源が喪失した場合に、安全上重要な設備である非常用ディーゼル発電機からの電力供給が喪失する事象が想定される。このケースでは、交流動力を駆動源とする電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水、高圧注入ポンプ及び低圧の余熱除去ポンプによる炉心注水等ができなくなる。また、海水ポンプが使用できなくなることにより原子炉補機冷却機能が喪失し、その結果、一次冷却材ポンプのシール部から一次冷却材の漏えいが発生すると、一次冷却材の保有水量が減少する。そして、これに対して何らの対策も講じなければ、炉心を冷却することができなくなり、炉心損傷に至る可能性がある。

<sup>113</sup> MPa [gage]（メガパスカルゲージ）とは、大気圧を差し引いた圧力の単位である。

したがって、全交流動力電源が喪失する事象においては、電源回復のための措置を講じることを第一としつつ、早期に炉心を冷却し、減圧する措置を講じるとともに、一次冷却材の漏えい量が多い場合にはこれを確保するための炉心注水を行うことにより、炉心の損傷を防止する必要がある。

b 全交流動力電源が喪失する事象における炉心損傷の防止

全交流動力電源が喪失する事象が発生した場合においても、炉心の損傷に至らないようにするため、被告は、必要な機器への電力供給を回復するための代替電源設備として空冷式非常用発電装置を設置するとともに、タービン動補助給水ポンプによる二次系の冷却手段及び充てんポンプ（自己冷却式）による炉心注水手段を整備している（ちなみに、通常の充てんポンプは、稼働時にポンプモータ部を原子炉補機冷却系から供給される水によって冷却する必要があるため、原子炉補機冷却機能が喪失している場合には使用ができなくなる。この点、自己冷却式の充てんポンプは、ポンプの吐水口側からポンプモータ部に配管を接続することにより、自ら供給した冷却材によってモータ部を冷却することができるため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合でも使用が可能である。）。

これらの対策により、全交流動力電源が喪失する事象は、次とおり進展し、炉心の損傷は防止される。すなわち、全交流動力電源が喪失することにより、原子炉は自動停止する（これはフェイル・セーフ・システムを採用している結果である。）。原子炉の停止とほぼ同時に、動力源として電力を必要としないタービン

動補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器二次側（蒸気発生器の伝熱管の外側（熱を受け取る側））への給水を行い、主蒸気逃がし弁から大気に原子炉の熱を放出することにより原子炉の冷却を行う。また、一次冷却材ポンプのシール部から一次冷却材が漏えいした場合には、漏えい規模に応じて一次冷却材の保有水量が減少するとともに、一次冷却系の圧力が低下するため、蓄圧注入系が作動する。上記の対応と並行して代替電源により交流動力電源を回復する作業を行い、充てんポンプ（自己冷却式）の起動準備を行う。そして、電源回復後に蓄圧注入系による注水を停止した後は、充てんポンプ（自己冷却式）による炉心注水を行うことによって、一次冷却材の保有水量を確保することができる（ちなみに、充てんポンプ（自己冷却式）の使用ができない場合には、代替格納容器スプレイポンプにより冷却水を炉心に直接注入することができる。代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイポンプが作動しない場合にこれを代替して原子炉格納容器へ注水を行うものであるが、系統構成を変更することにより、炉心への注水が可能となるようにしている。）。

そして、被告は、これらの対策の有効性評価を行い、解析の結果、一次冷却材ポンプから一次冷却材が漏えいした場合でも、炉心の冠水状態を維持することが可能であり、燃料被覆管温度は事故初期値の温度である約380℃（有効性を確認するための評価項目として設定した事項は「1200℃以下」）にとどまるなど、全交流動力電源が喪失する事象に係る炉心損傷防止対策が有効であることを確認している。

(以上、乙ヨ11(10-7-1-25~10-7-1-58頁)  
及び乙ヨ13(138~145頁)参照)

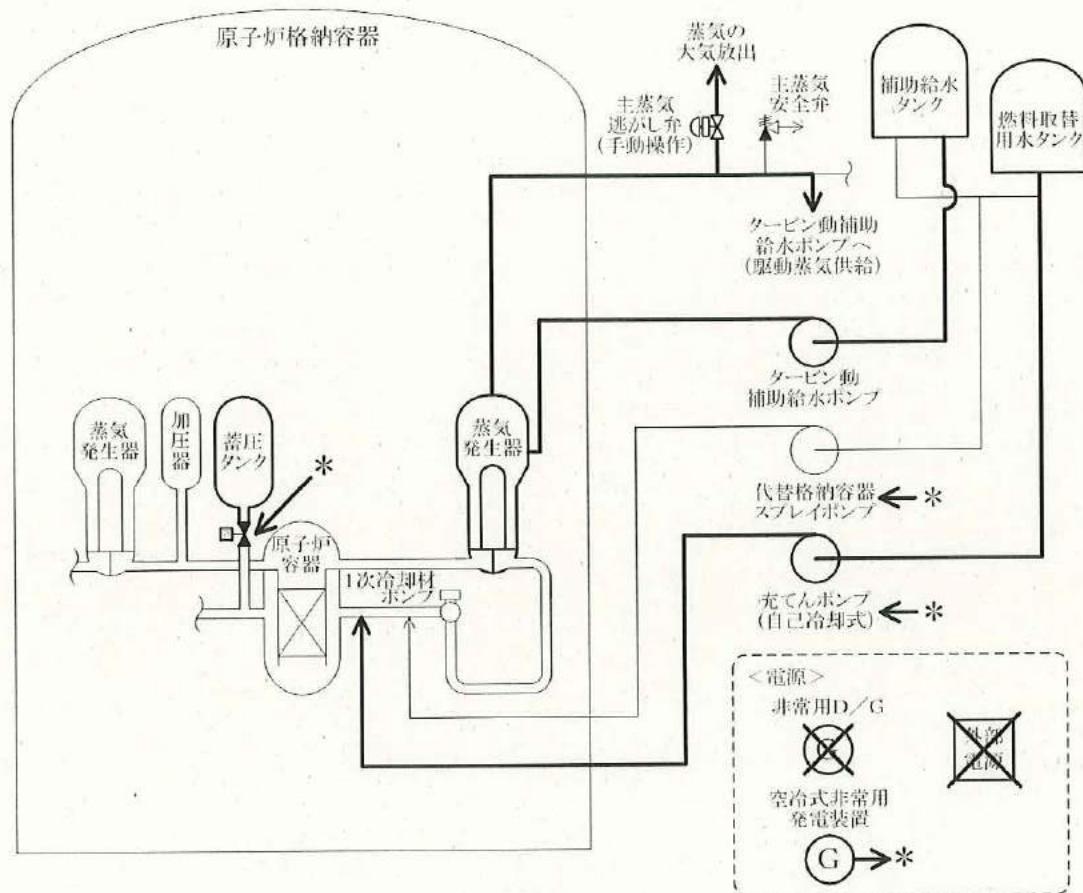


図92 全交流動力電源喪失事象が発生した場合の炉心損傷防止対策の概要

### c 全交流動力電源が喪失する事象以外の炉心が損傷に至る可能性 がある事象における炉心の冷却

全交流動力電源が喪失する事象以外で、炉心が損傷に至る可能  
性のある事象の例としては、中小L O C A (例えば、直径數十セ  
ンチ程度の配管の亀裂が原因となるようなもの) 発生時にE C C  
Sの高圧注入機能が喪失する事象、大L O C A (例えば、一次冷

却材管の両端破断（ギロチン破断）が原因となるようなもの）発生時にECCSの再循環機能<sup>114</sup>が喪失する事象、過渡事象発生時に二次冷却系からの除熱機能が喪失する事象等があるが、炉心の冷却機能を強化したことによって、上述のような事象においても炉心の著しい損傷を防止することができる。例えば、中小LOCA発生時にECCSの高圧注入機能が喪失する事象においては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による二次系冷却によって、原子炉を減圧させ、その後低圧の余熱除去ポンプにより炉心へ注水を行うことができる（乙ヨ11（10-7-1-115～10-7-1-143頁）、乙ヨ13（160～164頁））。また、大LOCA発生時にECCSの再循環機能が喪失する事象、すなわち、大LOCA時の対応操作として、通常、燃料取替用水タンクを水源とするECCSによる炉心への注水後に、長期の炉心冷却のために格納容器再循環サンプを水源とするECCS再循環運転への切替えを行うが、これに失敗する事象を想定した場合においても、格納容器スプレイポンプと低圧の余熱除去系ポンプの系統を接続する配管を設けており、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心冷却等が可能である（乙ヨ11（10-7-1-144～172頁）、乙ヨ13（164～170頁））。

#### イ 放射性物質の閉じ込め

被告は、炉心損傷防止対策が奏功せず、炉心の著しい損傷が生じる

<sup>114</sup> 原子炉格納容器内の再循環サンプに溜まった冷却水を再循環して炉心に注入することで継続的に炉心冷却を行う機能

に至ったと仮定した場合であって、原子炉格納容器が破損に至る可能性がある現象を引き起こすと想定される事象を抽出し、そのような事象が発生したとしても原子炉格納容器の破損を防止することができる対策を講じるとともに、その対策の有効性を確認している。以下では、一例として原子炉格納容器内の雰囲気（原子炉格納容器内の空間を占める空気、水蒸気等が混合したもの）の圧力の過剰な上昇による原子炉格納容器破損（原子炉格納容器過圧破損）防止対策の概略を説明する。

(ア) 原子炉格納容器過圧破損に至る可能性のある事象の特徴

原子炉格納容器過圧破損に至る可能性のある事象としては、原子炉の出力運転中に、LOCA、全交流動力電源喪失等が発生し、かつ、ECCS及び原子炉格納容器スプレイ設備等の安全上重要な設備の安全機能が喪失する事象が想定される。その結果、炉心が著しく損傷し、原子炉格納容器内へ流出した高温の一次冷却材、溶融炉心の熱で発生した水蒸気等により、何らの対策も講じなければ、原子炉格納容器圧力が過剰に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、原子炉格納容器過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器の雰囲気を冷却及び除熱することにより、圧力の上昇を抑制する必要がある。

(イ) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

上記のケースにおいても、原子炉格納容器過圧破損に至らないようにするため、被告は、格納容器スプレイポンプが作動しない場合でも原子炉格納容器内へ注水できるよう代替格納容器スプレイポンプを設置するとともに、通常時において原子炉格納容器内の機器及

び配管類からの放熱を除去するために設けた格納容器再循環装置（乙ヨ11の8-8-32頁及び8-8-62～63頁参照）のうちの格納容器再循環ユニットを用いて原子炉格納容器雰囲気を除熱し、減圧する手段を確保している。ちなみに、格納容器再循環ユニットは、冷却水と原子炉格納容器内の空気の熱交換を行う装置であるが、除熱された空気が下部へ移動することで原子炉格納容器内に自然対流が発生するため、ファンが作動しなくとも、つまり電力の供給がなくても、連続した除熱が可能である。そして、冷却に用いる原子炉補機冷却水が全交流動力電源喪失などにより使用できない場合を考慮し、ディーゼル駆動式の中型ポンプ車により、格納容器再循環ユニットに冷却水として海水を供給することを可能としている。

これらの対策により、炉心の著しい損傷に至った場合にも、原子炉格納容器の破損は防止できる。すなわち、ECCSや原子炉格納容器スプレイポンプが機能せず、炉心の著しい損傷に至った場合には、代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器への注水を行う。注水した冷却水は原子炉格納容器下部へ流入して溜まり、原子炉容器を貫通し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う。溶融炉心の熱を奪った冷却水は水蒸気となり原子炉格納容器の圧力を上昇させる。この水蒸気は、格納容器再循環ユニットにおいて冷却水と熱交換を行い、冷却水が吸収した熱は原子炉格納容器外へ放出される。こうして原子炉格納容器内の水蒸気が冷却され、凝縮することで原子炉格納容器内の圧力は低下する（凝縮した水は、再び原子炉格納容器下部へ流入し、溶融炉心を冷却する。）。そして、

この循環は、格納容器内の雰囲気が自然対流することで継続的に行うことができるため、長期的に格納容器過圧破損を防止する事が可能である。(ちなみに、全交流動力電源喪失時には、代替電源設備の起動を行い、この電力により代替格納容器スプレイポンプを作動させるが、万が一、代替電源が確保できなかった場合でも、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により、海水を格納容器内にスプレイすることも可能である。)

被告は、これらの対策について、厳しい結果となるよう全交流動力電源喪失（とこれに伴う原子炉補機冷却機能の喪失）をも考慮して有効性評価を行い、解析の結果、原子炉格納容器内の圧力は最高で0.335 MPa [gage] (有効性を確認するための評価項目として設定した事項は「0.566 MPa [gage] を下回ること」) にとどまるなど、本件3号機における「原子炉格納容器過圧破損」の防止対策が有効であることを確認している。

(以上、乙ヨ11(10-7-2-2~10-7-2-41頁)及び乙ヨ13(178~185頁)参照)

なお、上記対策によっても、万が一、原子炉格納容器の破損に至った場合には、その影響を緩和するため、大型放水砲及び大型ポンプ車により原子炉格納容器に放水を行うなど、発電所敷地外への放射性物質の拡散の軽減を図ることとしており、そのための手順の整備、体制の整備等を行っている(乙ヨ11(8-9-104~8-9-116頁)、乙ヨ13(363~368頁)参照)。

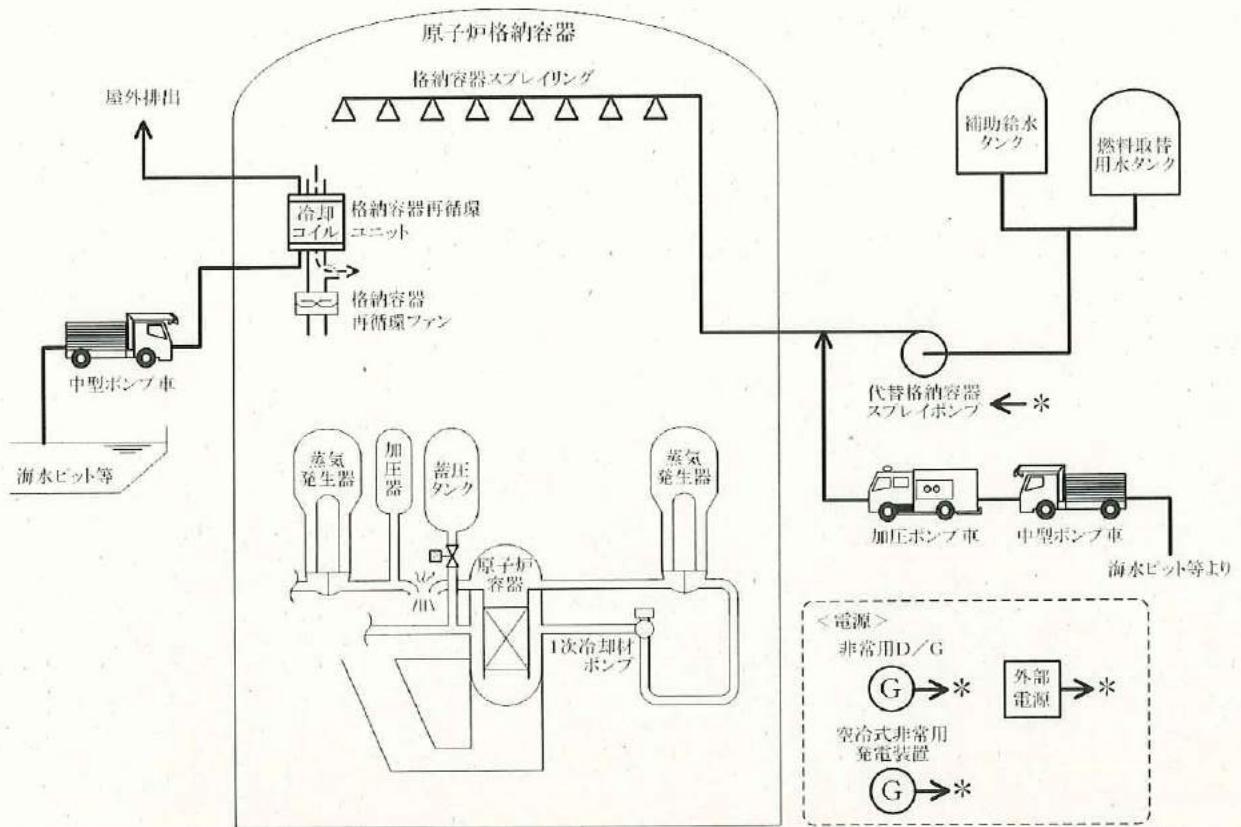


図93 原子炉格納容器の過圧破損を防止する対策の概要

(ウ) 原子炉格納容器過圧破損以外の原子炉格納容器が破損に至る可能性がある現象に対する原子炉格納容器による放射性物質の閉じ込め

原子炉格納容器過圧破損以外で、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある現象としては、原子炉格納容器内の温度が過剰に上昇する現象、炉心の損傷等により発生した水素が激しく燃焼する現象、溶融炉心によって原子炉格納容器床のコンクリートが浸食される現象などが考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止する機能を強化したことによって、上記の現象を引き起こす事象においても原子炉格納容器の破損に至ることはなく、放射性物質を閉じ込めること

が可能である。例えば、原子炉格納容器内の温度が過剰に上昇する事象については、原子炉格納容器過圧破損の防止と同様に、溶融炉心への注水を行うとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の雰囲気を除熱する対策を講じることとしている。また、炉心の損傷等により発生した水素が激しく燃焼する事象については、そもそもPWRの原子炉格納容器の自由体積（原子炉格納容器内に設置された設備等の体積を除く自由空間の体積）は非常に大きいため、原子炉格納容器の健全性を脅かすような水素爆轟（衝撃波を伴いながら水素が激しく燃焼する現象）に至るほど水素濃度が上昇しないという特徴を有しているが、静的触媒式水素再結合装置<sup>115</sup>を設置するとともに、さらに、電気式水素燃焼装置（イグナイタ）<sup>116</sup>を設置して水素濃度の低減を図っており、水素燃焼により、原子炉格納容器の破損に至ることはない。

（以上、乙ヨ11（10-7-2-42～10-7-2-172頁）  
及び乙ヨ13（185～213頁）参照）

#### 第11 本件発電所の安全確保対策に係る実効性確保及び本件3号機の安全確保対策に係る国の確認について

##### 1 安全確保対策の実効性確保

被告は、本件発電所の安全確保対策を実効性あるものとするため、保安規定に従い、保安管理体制を確立し、運転管理、保守管理、保安教育等を実施している。これらの業務を行うにあたっては、保安規定に定めた品質

<sup>115</sup> 触媒（白金、パラジウム）により、水素と酸素を反応させ水にすることで、格納容器内の水素濃度を低減する装置

<sup>116</sup> 電気ヒータを加熱させ水素を燃焼させることで、格納容器内の水素濃度を低減する装置

保証活動計画に基づく品質保証活動を実施することにより、本件発電所の安全性を維持し、さらなる向上に努めている。

#### (1) 保安管理体制

被告は、本件発電所の平常運転時はもちろんのこと、非常時においても適切に対応できるよう保安管理体制を確立している。具体的には、社長が本件発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築及び実施並びにその有効性の継続的な改善を統括し、本件発電所の現地組織においては、発電所長が保安に関する業務を統括する。発電所長のもと、品質保証部長、品質保証課長、保安管理課長等が品質保証に係る業務を遂行する。また、本店に原子力発電安全委員会を、発電所に伊方発電所安全運営委員会をそれぞれ設置し、保安に関する事項の審議を行う。また、運転に関し保安監督を行うための原子炉主任技術者を選任するなどしている。（乙ヨ69（3-1～3-12頁））

#### (2) 運転管理

本件発電所の運転管理にあたっては、保安規定に定める運転上の留意事項、運転上の制限、異常時の措置等を順守する。運転員については、必要な知識を有することはもちろんのこと、運転責任者である当直長は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任する。安全上重要な機器等の設備は、所定の機能を發揮できるように管理している。また、原子炉の起動及び停止、電気出力上昇、降下等の運転操作は、中央制御室における状態監視に加え、必要に応じ現場において設備・機器の状態を正しく把握しつつ行う。また、平常運転時においても、定期的な作動試験により、平常時には稼働することがない非常用の系統・機器が必要なときにその機能を發揮できることを確認するとともに、日常的

な巡視点検等を行う。（乙ヨ69（4-1～4-375頁））

### (3) 保守管理

保守管理計画に基づき保全プログラムを策定し、点検計画や補修、取替え及び改造に係る計画等を定め、計画的な保全活動を実施している。そして、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善に努めている。（乙ヨ69（8-1～8-7頁、添付6））

### (4) 保安教育

毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う発電所員への保安教育実施計画を作成し、これに基づく保安教育を実施している。具体的には、関係法令や保安規定の順守に関する事項、放射線管理に関する事項、運転管理（運転操作、巡視点検、異常時対応等に関する事項）、運転訓練（シミュレータによる運転訓練）等を実施している。また、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員について、入所時に安全上必要な教育（放射性物質で汚染された物の取り扱い、放射線管理、関係法令・保安規定の順守等に関する事項）が実施されていることなどの確認を行う。（乙ヨ13（8頁）、乙ヨ69（10-1～10-10頁））

### (5) 品質保証

品質保証計画を定め、安全性を達成・維持・向上させるため、一般社団法人日本電気協会の「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111）」に従った品質マネジメントシステムに、実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則を踏まえた、

本件発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し（P l a n），実施し（D o），評価確認し（C h e c k），継続的に改善する（A c t），いわゆるP D C Aサイクルによる品質保証活動を行っている（乙ヨ13（6～8頁），乙ヨ69（2-1～2-19頁））。

## 2 安全確保対策の国による確認

これまでに述べたとおり，被告は，本件発電所の設計段階だけでなく，建設以降も最新の知見を踏まえながら，本件発電所の安全性を確保してきた。そして，被告が講じた安全確保対策が適切であることは，設計，建設及び運転のそれぞれの段階で種々の規制を受け，国の確認を受けている。既に述べたとおり，福島第一原子力発電所事故が発生したことを踏まえ，原子炉等規制法が改正されるとともに，これを補う原子力規制委員会規則等（新規制基準）が制定されたことから，被告は，まずは本件3号機が改正後の原子炉等規制法及び新規制基準に適合することを確認し，国による確認を受けている。もっとも，このことは本件3号機における安全確保対策が，新規制基準の範囲にとどまる음을示すものではなく，本件3号機においては，本件発電所の自然的立地条件などを踏まえた多岐にわたる安全確保対策を講じ，さらに安全性を高めるための対策も講じている（例えば，乙ヨ12の5～6頁に「自主対策」として示すような新規制基準の要求を上回る対策を講じている。）。

### (1) 原子力発電所に係る規制の概要

#### ア 原子炉等規制法による規制の概要

原子炉等規制法では，原子力発電所に係る規制の枠組みが，概要，以下のように定められている（なお，これらの規制の枠組みについては，原子炉等規制法の改正前後を通じて特段変更はない。）。

すなわち、発電用原子炉を設置しようとする者は、まず、①原子力規制委員会の原子炉設置許可を受けることを要するとされている（原子炉等規制法43条の3の5及び43条の3の6）。次に、工事に着手するためには、②工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならないとされている（原子炉等規制法43条の3の9）。そして、発電用原子炉の運転を開始するためには、③原子力規制委員会の使用前検査を受け、これに合格しなければならないほか（原子炉等規制法43条の3の11）、④保安規定を定め、原子力規制委員会の認可を受けなければならないとされている（原子炉等規制法43条の3の24）。さらに、運転開始後においても、⑤一定の時期ごとに、原子力規制委員会が行う施設定期検査を受けなければならないとされている（原子炉等規制法43条の3の15）。

また、発電用原子炉設置許可を受けた者が、原子炉等規制法43条の3の5第2項2号から5号まで又は8号から10号までに掲げる事項を変更しようとするときは、⑥原子力規制委員会の設置変更許可（原子炉等規制法43条の3の8）を受けた上、必要により、工事計画認可、使用前検査及び保安規定変更認可を受けなければならないとされている（それぞれ原子炉等規制法43条の3の9、43条の3の11及び43条の3の24）。

なお、これら原子炉等規制法の改正については、設置法附則により経過措置が設けられており、例えば、従前の国の機関が改正原子炉等規制法の施行前にした許可、認可その他の処分又は通知その他の行為は、施行後は、設置法による改正後のそれぞれの法律の相当規定に基づいて、相当の国の機関がした許可、認可その他の処分又は通知その

他の行為とみなすとされている。

#### イ 新規制基準による規制の概要

原子炉等規制法の改正を受けて、原子力規制委員会規則等が制定又は改正され、原子炉設置許可から使用前検査に至る規制の具体的な内容が定められている。以下、概要を説明する。

まず、原子炉設置許可（上記①）については、原子炉等規制法43条の3の6第1項各号に適合することが求められるところ（なお、原子炉設置変更許可（上記⑥）についても、原子炉等規制法43条の3の8第2項において同条の規定が準用されている。），同項4号において、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」と規定されている。この「原子力規制委員会規則」として、設置許可基準規則が定められており、その解釈として、「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」（以下「設置許可基準規則解釈」という。）（乙ヨ68）が定められている。

次に、工事計画の認可（上記②）については、原子炉等規制法43条の3の9第3項各号に適合することが求められるところ、同項2号において、「発電用原子炉施設が第43条の3の14の技術上の基準に適合するものであること」が工事計画認可の要件の一つとされている。この「技術上の基準」として、「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」（以下「技術基準規則」という。）が定められており、その解釈として、「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の解釈」（以下「技術基準規則解釈」という。）（乙ヨ76）が定められている。

また、使用前検査（上記③）については、原子炉等規制法43条の3の11第2項各号に適合することが求められるところ、同項2号において、「第43条の3の14の技術上の基準に適合するものであること」が使用前検査の合格要件の一つとされている。この「技術上の基準」として、技術基準規則が定められており、その解釈として、技術基準規則解釈が定められている。

## (2) 本件3号機の安全確保対策に係る国の確認

被告は、上記で述べた福島第一原子力発電所事故後の安全確保対策を踏まえ、平成25年7月8日に本件3号機に係る原子炉設置変更許可、工事計画認可及び保安規定変更認可に係る各申請を原子力規制委員会に対して行った。そして、原子炉設置変更許可申請については、平成27年5月21日から平成27年6月19日までの間、原子力規制委員会が作成した本件3号機の審査書案に対する科学的・技術的意見の公募手続（パブリックコメント）が実施された上で、平成27年7月15日に開催された平成27年度第19回原子力規制委員会において、「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」の案が付議、了承され、被告の申請に対する同委員会の許可処分がなされた（乙ヨ13、乙ヨ77）。また、工事計画認可及び保安規定変更認可に係る各申請については、原子炉設置変更許可申請に係る審査と並行し、同申請の許可後も引き続き、審査が進められ、工事計画については平成28年3月23日に、保安規定の変更については平成28年4月19日に、それぞれ原子力規制委員会の認可

処分がなされた（乙ヨ45、乙ヨ78、乙ヨ79）。上記許認可申請に係る審査は、その終了までに、原子力規制委員会において78回に及ぶ審査会合、事務局による約600回に及ぶヒアリングがそれぞれ行われている。

ちなみに、原子力規制委員会は、新規制基準の導入時に定期検査中の原子力発電所について、一部の例外的な規制を除いて新規制基準に適合していない限り、運転再開を認めないこととしている。したがって、平成24年1月13日以降、定期検査中である本件2号機については、上記の安全確保対策に係る国の確認が行われ、新規制基準に適合していることが確認されるまで運転することはない。

## 第12 原子力防災対策について

### 1 原子力災害対策特別措置法に基づく原子力防災

被告は、これまで述べてきたとおり、本件発電所において放射性物質のもつ危険性を顕在化させないために十分な対策を講じているところであるが、これに加え、従来から、国、地方公共団体等と連携して、万が一、放射性物質を環境へ大量に放出する事態が発生するような場合にも備え、原子力防災の措置をも講じてきた。

原子力防災は、原子力災害対策特別措置法に基づき、原子力発電所の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で外部へ放出される事態（原子力緊急事態）によって、公衆の生命、身体又は財産に被害が生じること（原子力災害）を未然に防止し、原子力災害が発生した場合においてはその被害の拡大を防ぐとともに災害の復旧を図るものである。同法は、原子力災害予防に関する原子力事業者の義務、原子力災害対策本部の設置等について特別の措置を定めることにより、原子力災害対策の強化を図り、

原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的としており、国、地方公共団体及び原子力事業者が講じなければならない措置等について規定している。被告においても、同法に基づき、原子力事業者防災業務計画を策定するとともに、関係機関（国、愛媛県等の地方公共団体等）への通報及び関係機関との情報共有を確実に行うために必要な体制の整備、放射線測定設備の設置等を行ってきた。

## 2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力防災対策

そして、福島第一原子力発電所事故以降、同事故の経験と教訓を踏まえた新たな原子力防災対策の枠組みが構築された。すなわち、平成24年9月6日、防災に関する国の方針を取りまとめた「防災基本計画」が改正されるとともに、平成24年10月31日、原子力規制委員会により、原子力災害対策に係る専門的・技術的事項を取りまとめた「原子力災害対策指針」が制定され、この両者をいわば「車の両輪」として、原子力事業者、国、地方公共団体等による原子力災害対策を円滑に実施するための枠組みが設定された。

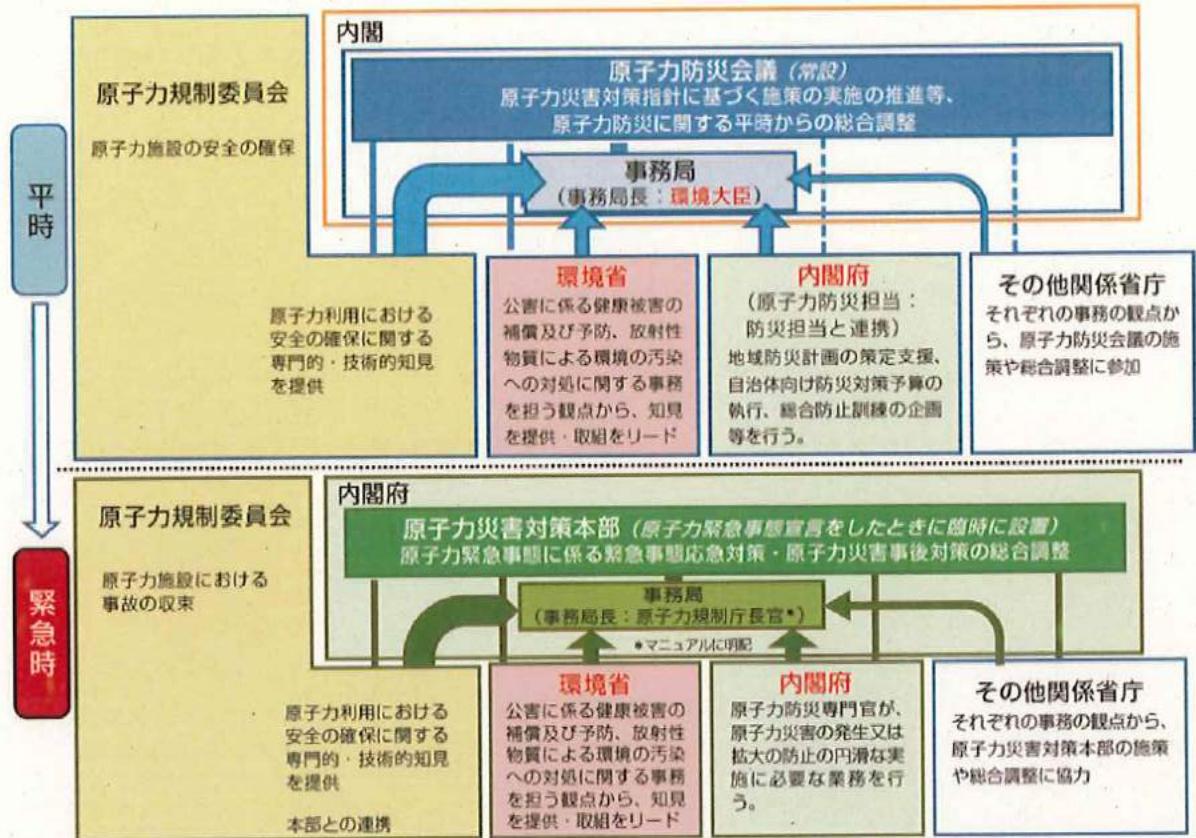


図 9.4 国の原子力防災体制

この制度枠組みのもとで、国、地方公共団体及び原子力事業者である被告は、仮に原子力災害が生じた場合にも住民等の被ばく防護措置に向けた役割を適切に果たすべく、防災組織の構築、情報連絡体制の整備、資機材の確保、計画等の策定等の準備を行っており、緊急事態発生時においては、連携して原子力防災対策を実施し、住民等に対する防護措置を行うこととしている。例えば、国においては、内閣総理大臣を議長とする原子力防災会議が新設され、地方公共団体においては、住民の避難計画の策定を含む「地域防災計画（原子力災害対策編）」の改正が行われ、被告においては、原子力防災に対する備えをより一層強化する観点から、原子力事業者防災業務計画の改正（原子力災害発生時の通報先の拡充、防災体制の強化等）

を行うなどした。

### 3 伊方地域の緊急時対応

住民の避難計画をはじめとする原子力防災対策を取りまとめた、伊方地域における緊急時対応に係る計画については、平成27年8月26日に開催された第1回伊方地域原子力防災協議会においてその内容が具体的かつ合理的であることが確認され、平成27年10月6日に開催された第5回原子力防災会議において報告・了承された（乙ヨ80、乙ヨ81）。そして、平成27年11月8～9日の2日間にわたって、伊方地域において平成27年度の原子力総合防災訓練が実施され、その実効性の検証が行われた（乙ヨ82、乙ヨ83）。伊方地域における緊急時対応に係る計画は、継続的に内容の改善や充実が図られることとなっており、平成28年7月14日には、上記防災訓練の結果等を踏まえた改定が行われ、より一層内容が具体化・充実化された計画が作成されている（乙ヨ84）。また、被告としても、事業者として最大限の協力を実施すべく、自治体、国等の意見も踏まえながら、原子力災害対策の内容の改善、充実化に向けた取り組みを継続的に実施しているところである（乙ヨ85）。

#### 第13　まとめ

以上詳述したとおり、本件発電所の安全性は十分に確保されており、原告らの人格権を侵害するおそれがないことは明らかであるから、原告らの請求は棄却されるべきである。

#### 請求の原因に対する認否

原告らの主張は、徒に誇張した表現及び技術的にみれば正確性に欠ける部分

も多々あるが、本件訴訟において特に重要ではないと思われる部分については、被告として、大まかにみれば首肯できなくはないと考えて認めた部分があることを予めお断りしておく。

第1 「第1 はじめに」について

1 「1 福島第一原発事故の教訓」について

概ね認めるが、地震が福島第一原子力発電所事故の原因であるとする点は否認する。

地震動による福島第一原子力発電所の安全上重要な設備の損傷は認められない（乙ヨ72、乙ヨ73及び乙ヨ86）。

2 「2 原発再稼働の動きが加速していること」について

概ね認める。

3 「3 本訴訟の目的」について

原告らの思いの表明であり、認否の限りでない。

第2 「第2 当事者」について

1 「1 原告ら」について

不知。

2 「2 被告」について

概ね認める。

第3 「第3 伊方原発の概要と原子力発電の仕組み」について

概ね認める。

第4 「第4 伊方原発における過酷事故発生の蓋然性」について

1 「1 軽水型原子炉の危険性」について

概ね認めるが、本件発電所を含む軽水型原子炉における熱設計が「綱渡り的」であるなどとする点は否認する。

前記「被告の主張」第9で述べたとおり、軽水炉の安全設計は深層防護の考え方に基づくものであり、また、安全上重要な設備について多重性又は多様性及び独立性が確保されているものであり、決して「綱渡り的」なものではない。さらに本件発電所においては、前記「被告の主張」第10で述べたとおり、本件3号機を中心に、福島第一原子力発電所事故を踏まえた対策も講じているため、十分に安全が確保されている。

## 2 「2 伊方原発における過酷事故の蓋然性」について

### (1) 「(1) はじめに」について

認否の限りでない。

### (2) 「(2) 地震」について

#### ア 「ア 伊方原発の立地の危険性」について

南海トラフによる地震、中央構造線断層による地震又は海洋プレート内地震が発生した場合に本件発電所の安全が損なわれる危険性があるとする点は否認し、その余は概ね認める。

被告は、前記「被告の主張」第7の2(3)イで述べたとおり、南海トラフによる地震に関して、あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震として、過去最大規模の宝永地震(M8.6)や中央防災会議(2003)の想定南海地震モデル(M8.6)を上回る想定で作成された「南海トラフの巨大地震モデル検討会」による南海トラフの巨大地震(陸側ケース)(M9.0)が発生することを前提として、さらに安全側の評価となるよう、当該モデルで設定された強震動生成域に加え、敷地直下にも強震動生成域を追加配置する不確かさの考慮を行った上で地震動評価を行い、南海トラフの地震による地震動により本件3号機の安全性が損なわれないことを確認している。

また、中央構造線断層帯による地震に関しては、中央構造線断層帯が全区間（約480km）運動して活動することを前提に、さらに安全側の評価となるよう各種の不確かさを考慮した上で地震動評価を行い、中央構造線断層帯による地震に伴う地震動により本件3号機の安全性が損なわれないことを確認している。

さらに、海洋プレート内地震については、敷地下方に既往最大規模（1854年伊予西部地震のM7.0）の地震を仮定するなどし、「想定スラブ内地震」として地震動評価を行い、敷地の真下に想定する地震規模をM7.2としたケース、敷地東方の領域に水平に近い断層面を考慮したケース（M7.4）等の不確かさを考慮しても、海洋プレート内地震に伴う地震動により本件3号機の安全性が損なわれないと確認している。

なお、原告らは、断層の平均活動間隔や今後30年以内に地震が発生する確率について縷々述べるが、被告は、本件発電所の運転期間中に上記の地震が発生するという前提を置いた上で耐震安全性等の評価を行っているのであり、これらの原告らの主張は当を得ない。

#### イ 「イ 熊本地震に続く地震の連鎖」について

第1段落については、2016年熊本地震が発生したことなどの事実は認めるが、熊本地震により敷地前面海域の断層群による地震が誘発される危険性については知らない。ちなみに、熊本地震が、中央構造線断層帯の活動を誘発するとの確定した知見はなく、地震調査研究推進本部地震調査委員会はこれを否定している（乙ヨ88）。

第2段落は否認する。被告は、前記「被告の主張」第7の2(3)及び上記アで述べたとおり、中央構造線断層帯と別府一万年山断層帯が

全区間（約480km）において連動して活動することを前提に地震動評価を行っており、原告らが主張するように熊本地震に誘発されて敷地前面海域の断層群による地震が発生するとしても（さらに言えば、敷地前面海域の断層群を含めた全区間（約480km）において連動する地震が発生するとしても），本件3号機の安全性が損なわれることがないことを確認している。

第3段落及び第4段落は概ね認めるが、原告ら自身も認めるとおり、原告らが挙げる熊本地震等の際に観測された最大加速度と本件発電所の基準地震動Ssの最大加速度とを単純に比較しても意味をなさない。

ウ 「ウ 伊方原発における基準地震動が過小であること」について

(ア) 第1段落について

概ね認める。

(イ) 第2段落について

被告が策定した本件発電所の基準地震動Ssが過小であるとする点は否認し、その余は概ね認める。

確かに、中央構造線断層帯による地震の規模に関し、被告が断層長さ480kmのケースでMw7.7-8.0と評価しているのに対し、地震調査研究推進本部は断層長さ360kmのケースでMw7.9-8.4と評価している。このように被告と地震調査研究推進本部とで地震規模の評価が多少異なっているのは、すべり量（地震により破壊した地下の震源断层面のずれの量）の設定が異なることなどが影響したものである。具体的には、被告は、断層のすべり量に

について、堤・後藤（2006）<sup>117</sup>（乙ヨ89）による中央構造線断層帯の地質調査結果に加え、室谷ほか（2009）<sup>118</sup>（乙ヨ90）及び室谷ほか（2010）<sup>119</sup>（乙ヨ91）の知見と整合するように設定している。一方、地震調査研究推進本部の長期評価における地震規模は、地表において確認された最大の変位量（地表最大変位量）（7 m）が断層の平均すべり量と同じという仮定や、一部区間の断層の幅や平均すべり量が全長にわたって同一であるという仮定のもと算出されたものという違いがある（乙ヨ33（77～78頁））。室谷ほか（2009）（乙ヨ90）及び室谷ほか（2010）（乙ヨ91）では、中央構造線断層帯のような長大断層に限れば、地表最大変位量は平均すべり量の概ね2～3倍であり、地表最大変位量は断層長さがほぼ100kmで約10mに飽和するという知見が示されている。この知見に基づくと、中央構造線断層帯については、地震調査研究推進本部の「地表最大変位量（7 m）が断層の平均すべり量と同じという仮定」は不合理であるし、もし平均すべり量を7mとするなら地表最大変位量は14～21mとなってしまい、堤・後藤（2006）が四国西部の中央構造線断層帯で確認したとする地表の変位量（2～4m）と著しく乖離する。また、そもそも地震調査研究推進本部自身も、乙ヨ33において、「地表のずれの量は、地下の断層面におけるずれの量と同量ではない可能性があ」とし

<sup>117</sup> 「四国の中構造線断層帯の最新活動に伴う横ずれ変位量分布」堤浩之、後藤秀昭、地震2, 59, 117-132, 2006.

<sup>118</sup> 「長大断層に関するスケーリング則」室谷智子、松島信一、吾妻崇、入倉孝次郎、日本地震学会講演予稿集, A12-05, 2009.

<sup>119</sup> 「内陸の長大断層に関するスケーリング則の検討」室谷智子、松島信一、吾妻崇、入倉孝次郎、北川貞之、日本地震学会講演予稿集, B12-02, 2010.

て、「強震動の計算を行う場合等には、この点に十分留意する必要がある」と注記しているところである（乙ヨ33（78頁））。被告は以上のような点を踏まえ、敷地の強震動評価を行う観点から、適切な平均すべり量を設定し、地震規模を評価したものであり、被告の評価と地震調査研究推進本部の評価とを単純に比較するのは適切でない。ちなみに、被告は、地震調査研究推進本部が評価した130km連動ケースよりも被告の評価の方が保守的であることを確認している（乙ヨ31（208頁以下））。

また、海洋プレート内地震について、被告が敷地の真下に想定する地震規模をM7.2としているのに対し、地震調査研究推進本部の平成16年の長期評価では安芸灘～伊予灘～豊後水道における地震の規模がM6.7～7.4と推定されている。しかしながら、地震調査研究推進本部が平成16年の長期評価において上記の地震規模を推定する際の基としている過去の地震の地震規模は、その後、神田ほか（2008）<sup>120</sup>等によって再評価がなされており、それによれば最大規模はM7.0となる。例えば、地震調査研究推進本部は、宇佐美（2003）<sup>121</sup>を根拠に1854年の地震をM7.4としているが（乙ヨ92（20頁）），神田ほか（2008）において同地震の規模はM7.0と再評価されている。ちなみに、宇佐美（2003）の著者は、神田ほか（2008）の共著者にもなっており、こうしたことからも、宇佐美（2003）より後に発表された神田

<sup>120</sup> 「豊後水道近傍で発生した歴史的被害地震の地震規模」神田克久・武村雅之・高橋利昌・浅野彰洋・大内泰志・川崎真治・宇佐美龍夫、地震2, 60, 225-242, 2008

<sup>121</sup> 「最新版 日本地震被害総覧 416-2001」宇佐美龍夫、東京大学出版会, 2003.

ほか（2008）の方がより信頼性の高い知見であるといえる。

さらに、前記「被告の主張」第7の2(3)イ(イ)で述べたとおり、応答スペクトルに基づく地震動評価の手法は巨大地震に対して適用できるように作成されたものではないものの、内閣府検討会が東北地方太平洋沖地震（M9.0）について、Mを8.3と置いて応答スペクトルに基づく地震動評価を行うことで震度分布がよく説明されたとして、南海トラフの巨大地震（M9.0）の応答スペクトルに基づく地震動評価のパラメータにM8.3を採用していることから、被告もM8.3を採用して評価を行ったものである。さらに敷衍して説明すると、被告の応答スペクトルに基づく地震動評価（経験的手法）は、内閣府検討会（2012）において、M8を超えるような巨大な地震に対して距離減衰式（経験式）を用いる場合に設定する地震規模に関して、「2011年東北地方太平洋沖地震において、経験的手法である距離減衰式から求められる、地震規模であるパラメータMwは8.2～8.3程度であり、すべり量や応力降下量など断層運動から求められる地震の規模Mw9.0と比べると相当小さな値となっている」「中央防災会議（2003）の東海・東南海・南海地震に関する検討においても同様の関係が見られ、東海・東南海・南海地震（被告注：全体の地震規模はMw8.7）の距離減衰式による震度分布の推計で用いたパラメータMwは8.0である。」「本検討会で想定の地震の規模は、東北地方太平洋沖地震と同じMw9.0であることから、今回の検討の経験的手法に用いるパラメータMwは、東北地方太平洋沖地震の経験式のパラメータMwと同じ8.3を用いることとする。」とされていることを踏まえて適

切に評価を行ったものであり、地震規模を不当に過小評価しているとの批判は当たらない。なお、被告は、断層モデルを用いた手法においては、地震の規模をM 9.0と想定して評価を行っており、この点からも過小評価との批判は当たらない。

#### (ウ) 第3段落について

被告が策定した本件発電所の基準地震動S<sub>s</sub>が過小であるとする点は否認し、その余は概ね認める。

確かに、柏崎刈羽原子力発電所、浜岡原子力発電所及び女川原子力発電所の基準地震動S<sub>s</sub>（それぞれ複数の基準地震動S<sub>s</sub>が策定されている。）のうち最大加速度が最も大きいものは、それぞれ2300ガル、2000ガル、1000ガルとなっているが、これらの最大加速度と本件発電所の基準地震動S<sub>s</sub>の最大加速度との違いは、以下に述べるとおり、それぞれの原子力発電所における地域特性の違いが反映されているものであり、単純にその数値の大小を比較すべきものではない。

##### a 原子力発電所の敷地周辺の地震発生環境の違い

そもそも原子力発電所が立地する地点ごとに、敷地周辺の地震発生環境（どのような地震が発生する地域であるか）は全く異なる。したがって、当然ながら、基準地震動S<sub>s</sub>を策定するにあたって考慮する地震の震源特性（地震の規模、地震発生様式等）も異なつたものとなる。例えば、本件発電所では、地震発生様式として内陸地殻内地震に分類される中央構造線断層帯による地震の影響が大きいと想定されるが、太平洋側に立地する浜岡原子力発電所や女川原子力発電所では、プレート間地震や海洋プレート内

地震（海側の地震）の影響が大きいと想定される（内陸の地震よりも海側の地震の方が、最大加速度の値に影響する短周期レベルが大きい傾向にある（後記図106参照）。）。また、同じ内陸地殻内地震でも、中央構造線断層帯による地震が横ずれ断層型の地震であるのに対し、柏崎刈羽原子力発電所に大きな地震動をもたらした新潟県中越沖地震は逆断層型の地震であり、柏崎刈羽原子力発電所においては基準地震動Ssの策定にあたって逆断層型の地震を想定することになる（横ずれ断層型よりも逆断層型の方が、短周期レベルが大きい傾向にある（後記図105参照）。）。

#### b 原子力発電所の敷地の地下構造の違い

柏崎刈羽原子力発電所と浜岡原子力発電所における基準地震動Ssの最大加速度は、それぞれ2300ガル、2000ガルとなっており、他の原子力発電所と比べて特に大きなものになっている。この要因としては、以下に述べるとおり、それぞれの原子力発電所において敷地の地下構造に起因する地震動の増幅が生じることが挙げられる。

##### (a) 柏崎刈羽原子力発電所の敷地の地下構造に起因する地震動の増幅について

平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震の際、柏崎刈羽原子力発電所において、当時の基準地震動を大きく上回る地震動が観測されたことを受け、東京電力株式会社は、その要因の分析を行った。その結果、地下深部地盤の不整形性の影響及び発電所敷地下にある古い褶曲構造の影響によりそれぞれ地震動が2倍程度（合わせて4倍程度）増幅するなど、敷地の

地下構造に起因する地震動の増幅が確認されたとしている。東京電力株式会社による分析結果については、後記工で改めて詳述する。

(b) 浜岡原子力発電所の敷地の地下構造に起因する地震動の増幅について

平成21年8月11日に発生した駿河湾の地震において、浜岡原子力発電所5号機の観測記録が同発電所の他号機に比べて大きかったことを受け、中部電力株式会社は、その要因の分析を行った。その結果、「5号機の揺れの増幅の主要因は、同号機周辺の地下浅部に分布する低速度層であること」、「低速度層は5号機周辺以外には分布していないこと」及び「地震観測記録において5号機周辺の増幅がみられるのは駿河湾の地震の到来方向の地震に限られ、かつ5号機周辺以外の観測点では顕著な増幅がみられないこと」を確認したとしている(乙ヨ93)。この地震動の増幅は、浜岡原子力発電所5号機周辺の地下浅部に分布する低速度層による地震波の屈曲により地震波が干渉して増幅する「フォーカシング現象」と呼ばれる現象が生じることによるものと考えられており、敷地の地下構造に起因して地震動の増幅が生じたことを示している(図95)。