

平成23年(ワ)第886号 浜岡原子力発電所運転終了・廃止等請求事件

原告 石垣清水外33名

被告 中部電力株式会社

準備書面(1)

平成24年2月29日

静岡地方裁判所民事第2部合議B係 御中

被告訴訟代理人弁護士 高橋正藏

外14名



目 次

はじめに	1
第1章 差止請求の根拠と主張立証責任	3
第2章 被告及び本件原子力発電所	5
第1 被告	5
第2 本件原子力発電所	5
1 本件原子力発電所の概要	5
2 本件原子力発電所の設置, 運転等の経緯	6
(1) 1, 2号機	6
(2) 3号機	7
(3) 4号機	8
(4) 5号機	9
第3章 実用発電用原子炉施設に対する安全規制	11
1 原子炉設置の許可	11
2 工事計画の認可	13
3 使用前検査	14
4 保安規定の認可	14
5 保安検査	15
6 定期検査, 定期事業者検査, 定期安全管理審査	16
7 廃止措置計画の認可等	16
第4章 本件原子力発電所の安全確保対策	18
第1 原子力発電の仕組み及び本件原子力発電所の構造	19
1 原子力発電の仕組み	19
(1) ウラン原子の核分裂	19
(2) 原子力発電の仕組み	20

(3) 原子炉の種類.....	21
2 原子炉の固有の安全性（自己制御性）.....	22
3 本件原子力発電所の構造.....	23
(1) 原子炉本体.....	23
ア 炉心.....	23
(ア) 燃料集合体.....	23
(イ) 制御棒.....	24
イ 圧力容器.....	25
(2) 主たる循環系を構成する設備.....	26
(3) 原子炉停止（原子炉スクラム）系.....	27
(4) 圧力バウンダリ.....	28
(5) 非常用冷却設備等.....	29
ア 原子炉隔離冷却系.....	29
イ 主蒸気逃がし安全弁.....	30
ウ 非常用炉心冷却系（ECCS）.....	30
(6) 格納施設.....	31
ア 格納容器.....	31
イ 原子炉建屋.....	33
(7) 使用済燃料の貯蔵設備.....	34
第2 平常運転時の被ばく低減対策.....	35
第3 自然的立地条件に係る安全確保対策.....	37
1 地盤に係る安全性.....	37
(1) 地質・地盤調査.....	37
(2) 敷地の地盤.....	38
(3) 原子炉施設を支持する基礎岩盤.....	38
ア 支持力に係る安全性.....	39

イ	すべりに係る安全性	39
ウ	沈下に係る安全性	40
(4)	敷地内の断層	40
(5)	地盤の隆起・変形	41
2	地震に係る安全性	42
(1)	設計用最強地震及び設計用限界地震の選定	43
ア	過去の地震から想定される地震	43
イ	活断層から想定される地震	44
ウ	地震地体構造から想定される地震	45
エ	旧指針に基づいて考慮する直下地震	46
オ	設計用最強地震及び設計用限界地震の選定	46
(ア)	設計用最強地震	46
(イ)	設計用限界地震	46
(2)	基準地震動 S 1, S 2 の策定	47
ア	基準地震動 S 1, S 2	47
イ	見直された想定東海地震との比較検討	48
(3)	本件原子力発電所の耐震設計	49
ア	岩盤に支持させた剛構造	50
イ	耐震設計上の重要度分類に応じた耐震設計方針	50
(ア)	耐震設計上の重要度分類	50
(イ)	各クラスの施設の耐震設計方針	51
ウ	本件原子力発電所の具体的耐震設計	53
(ア)	構築物の具体的耐震設計	53
(イ)	機器・配管の具体的耐震設計	54
(4)	本件原子力発電所が有する耐震上の余裕	57
ア	発生応力値の算定（解析）における余裕	58

イ	発生応力値が許容値に対して有する余裕	59
ウ	許容値の設定における余裕	59
3	津波に係る安全性	60
第4	深層防護の考え方に基づく事故防止対策	61
1	異常発生防止対策	62
(1)	原子炉の安定した運転の維持	62
(2)	燃料被覆管の健全性の確保	63
ア	熱的影響に対する健全性の確保	64
イ	機械的影響に対する健全性の確保	64
(ア)	燃料ペレットの膨張に対する健全性の確保	64
(イ)	内圧や外圧等に対する機械的な健全性の確保	65
(3)	圧力バウンダリの健全性の確保	65
ア	機械的損傷に対する健全性の確保	65
イ	中性子照射脆化に対する健全性の確保	66
2	異常拡大防止対策	66
(1)	異常発生の早期検知	67
(2)	安全保護設備の設置	67
3	放射性物質異常放出防止対策	69
4	安全設計評価	70
(1)	安全保護設備等の設計の妥当性の評価	71
(2)	工学的安全施設等の設計の妥当性の評価	72
第5	建設及び運転における安全確保対策	73
1	建設における安全確保対策	73
2	運転における安全確保対策	74
第6	改訂指針に照らした耐震安全性の評価・確認	76
1	改訂指針の概要, 主な改訂内容	77

(1) 基本方針	77
(2) 耐震設計上の重要度分類	77
(3) 基準地震動の策定	78
(4) 耐震設計方針	79
(5) 地震随件事象に対する考慮	79
2 バックチェック審議の経過	79
3 基準地震動 S_s の策定	81
(1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	82
ア プレート間地震	82
(ア) プレート間地震に係る検討用地震の選定	82
(イ) プレート間地震に係る震源モデルの設定	84
(ウ) プレート間地震に係る地震動評価	85
イ 内陸地殻内地震	87
(ア) 内陸地殻内地震に係る検討用地震の選定	87
(イ) 内陸地殻内地震に係る震源モデルの設定	89
(ウ) 内陸地殻内地震に係る地震動評価	89
ウ 海洋プレート内地震	90
(ア) 海洋プレート内地震に係る検討用地震の選定	90
(イ) 海洋プレート内地震に係る震源モデルの設定	91
(ウ) 海洋プレート内地震に係る地震動評価	92
(2) 震源を特定せず策定する地震動	92
(3) 基準地震動 S_s	93
4 津波に対する安全性評価	94
5 駿河湾の地震を踏まえた本件原子力発電所の対応	96
第7 福島第一原子力発電所事故を踏まえた対応	99
1 東北地方太平洋沖地震と福島第一原子力発電所事故の概要	99

(1) 東北地方太平洋沖地震の概要	99
(2) 福島第一原子力発電所事故の概要	100
2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策	104
(1) 炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能に関連する設備	104
ア 炉心冷却機能を担う設備	104
(ア) 原子炉への注水機能を担う設備	104
(イ) 原子炉の除熱機能を担う設備	106
イ 燃料プール冷却機能を担う設備	108
ウ 電源設備	109
(ア) 外部電源	109
(イ) 非常用電源設備	109
エ 海水冷却機能を担う設備	110
(2) 緊急安全対策の実施指示	111
ア 省令改正等	111
イ 経済産業大臣の指示	113
(3) 緊急安全対策の実施	113
ア 緊急時の炉心冷却確保	114
(ア) 原子炉への注水機能の確保	114
(イ) 原子炉の除熱機能の確保	115
イ 緊急時の燃料プール冷却確保	117
ウ 緊急時の電源確保	118
エ 原子炉建屋の浸水防止（短期対策）	120
(4) 原子力安全・保安院の評価	121
3 津波に対する安全対策と緊急安全対策の強化	122
(1) 津波に対する安全対策の強化	123
ア 浸水防止対策 1	124

イ 浸水防止対策 2	127
ウ 仮想的に作成した断層モデルによる津波の試算	130
(2) 緊急安全対策の強化	131
ア 炉心冷却機能の強化	131
イ 燃料プール冷却機能の強化	134
ウ 電源の強化	134
エ 水素爆発防止対策	136
結 語	138

略語例

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 (昭和32年法律第166号)
実用炉規則	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)
線量告示	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に 基づく線量限度等を定める告示 (平成13年経済産業省告示第187号)
安全設計審査指針	発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 (平成2年8月30日原子力安全委員会決定)
安全評価審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (平成2年8月30日原子力安全委員会決定)
線量目標値指針	発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針 (昭和50年5月13日原子力委員会決定)
耐震設計審査指針 (旧指針)	発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 (昭和56年7月20日原子力安全委員会決定)
改訂指針	平成18年9月19日に改訂された耐震設計審査指針

バックチェックルール	平成18年9月20日に原子力安全・保安院が策定し、既設発電用原子炉施設等を保有する事業者に対して示した「新耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価及び確認に当たっての基本的な考え方並びに評価手法及び確認基準について」
JEAC4111	原子力発電所における安全のための品質保証規程 (社団法人日本電気協会)
JEAC4209	原子力発電所の保守管理規程 (社団法人日本電気協会)
技術指針(1970)	原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1970) (社団法人日本電気協会)
技術指針(1987)	原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987) (社団法人日本電気協会)
本件原子力発電所	浜岡原子力発電所1ないし5号機 (なお、特定の号機を示すときには、例えば「本件原子力発電所1号機」と表す。)
本件原子炉施設	浜岡原子力発電所1ないし5号機に係る原子炉等規制法で定める原子炉及びその附属施設

BWR	<u>B</u> oiling <u>W</u> ater <u>R</u> eactor 沸騰水型原子炉
ABWR	<u>A</u> dvanced <u>B</u> oiling <u>W</u> ater <u>R</u> eactor 改良型沸騰水型原子炉
PWR	<u>P</u> ressurized <u>W</u> ater <u>R</u> eactor 加圧水型原子炉
圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリ
格納容器	原子炉格納容器
圧力容器	原子炉圧力容器
再循環配管	原子炉再循環系配管
ECCS	<u>E</u> mergency <u>C</u> ore <u>C</u> ooling <u>S</u> ystem 非常用炉心冷却系
中越沖地震	平成19年(2007年)新潟県中越沖地震
駿河湾の地震	平成21年8月11日の駿河湾の地震
東北地方太平洋沖地震	平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震

福島第一原子力発電所
事故

東京電力株式会社福島第一原子力発電所において発生
した平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震に
起因する事故

I A E A

International AtomEnErgy Agency

国際原子力機関

はじめに

原告らは、訴状において、「福島第一原子力発電所の事故を目の当たりにすれば、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」という3段階のいずれについても、大地震が発生したときには予定どおりにいかないことが明らかになった」として、「本件各原子炉は、想定される東海地震の震源域の真上にあ」り、「東海地震が発生すれば、原子炉そのものが破損するおそれが現実のものとしてある」と主張している。また、その準備書面1において、福島第一原子力発電所事故に関し、独自の推論から「地震動による配管損傷による冷却材喪失事故（LOCA）が発生した蓋然性は極めて高い」ので、「津波対策のみでは、原子力発電所の安全性は到底確保しえない」と主張するとともに、「浜岡原子力発電所が立地している場所は、・・・大きな事故の誘因となる巨大地震が過去において何度も発生し、また、近い将来、歴史的に知られている地震よりも更に巨大な地震の発生が予想されているところである」と主張している。

被告は、本書面において、本件原子力発電所が原告ら個々人の生命、身体に個別具体的な危険を及ぼすと認められるべき具体的事実は何ら明らかにされておらず、原告らの請求は棄却を免れないことを指摘したうえで、本件原子力発電所の安全確保対策については、設計から建設・運転までの過程の各段階における種々の規制を通じて、廃止措置に至るまで、その適切性が担保されていること、本件原子力発電所の具体的な安全確保対策については、i) 平常運転時における被ばく低減対策として、運転に伴って環境へ放出せざるを得ない放射性物質の量を極力低減する措置が採られていること、ii) 地盤、地震、津波等の自然的立地条件については敷地及び周辺自然环境が事故の誘因とならないように配慮されており、そのうえで放射性物質の異常放出という結果を未然に防止すべく深層防護の考え方を採り入れた重層的な事故防止対策が講じられていること、そして、建設及び運転における安全

確保対策は、事故防止の観点から重要であり、本件原子力発電所の各設備が設計どおりの機能・性能を発揮するよう必要な対策が採られていることを述べる。加えて、耐震設計審査指針の改訂に伴い、耐震安全性に対する一層の信頼性の向上に資する観点から実施している改訂指針に照らした耐震安全性の評価・確認においても、本件原子力発電所の耐震安全性が損なわれるような事情は何ら存しないこと、また、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、本件原子力発電所では、緊急安全対策をすでに実施し、更に津波に対する安全対策や緊急安全対策の強化策を講ずることとしており、上記事故と同様の事態の発生を回避できるようにしていることを述べる。なお、訴状及び原告らの準備書面1の主張には、明らかな誤りに基づくものがあることから、併せてその誤りを指摘する。以上をもって、本件原子力発電所は、平常運転時はもとより、想定される東海地震等が発生した場合にも十分な安全性が確保されていることを明らかにする。

なお、請求の趣旨第3項の請求に関する主張については、追って提出することとする。

第1章 差止請求の根拠と主張立証責任

原告らは、人格権を根拠として、「浜岡原子力発電所の3ないし5号機の運転を終了せよ」、「浜岡原子力発電所の1ないし5号機建屋に存在する核燃料を最大限の安全を確保して保管・冷却せよ」、「浜岡原子力発電所の1ないし5号機を解体撤去しない方法により廃止措置を行え」との請求を行うものであるところ、人格権については、直接これを定めた明文の規定はないから、その要件や効果が自明のものでないことはいうまでもない。極めて広範囲の人格的利益をすべて人格権の内容とした場合には、その概念内容が抽象的であって、権利の外延が不明確なものとなり、その効果も不明瞭とならざるを得ないので、これに基づく差止請求権を主張する場合には、その法的解釈は厳格になされなければならない。

人格権に基づく差止請求は、相手方が本来行使できる権利や自由を直接制約しようとするものであるから、これが認められるためには、一般的には、①その侵害による被害の危険性が切迫し、②その侵害による回復し難い重大な損害が生ずることが明らかであって、③その損害が相手方（侵害者）の被る不利益よりもはるかに大きな場合で、④他に代替手段がなく、差止めが唯一最終の手段であることを要すると解するのが相当である（大阪地裁平成5年12月24日判決・判例時報1480号25頁）。このうち、①の侵害による被害の危険性の切迫性の要件は、他の②ないし④の要件の前提となるものであるが、差止請求といっても、本件訴訟のように、侵害行為が現実化していない妨害予防請求においては、将来発生するか否か不確実な侵害の予測に基づいて相手方の権利行使を制約するものであるから、単に論理的ないし抽象的、潜在的なレベルの危険性があるというのでは足りず、その侵害による被害が生ずる具体的危険性が存在することが必要である。

このことは、原告らが引用する名古屋高裁金沢支部平成10年9月9日判決（判例時報1656号37頁）及び仙台高裁平成11年3月31日判決（判

例時報1680号46頁)をはじめ、従来の原子力発電所の差止訴訟の裁判例も等しく示してきたところである(前掲大阪地裁判決、金沢地裁平成6年8月25日判決・判例時報1515号3頁、札幌地裁平成11年2月22日判決・判例時報1676号3頁、静岡地裁平成19年10月26日判決・公刊物未登載、名古屋高裁金沢支部平成21年3月18日判決・判例時報2045号3頁、松江地裁平成22年5月31日判決・公刊物未登載)。

また、その具体的な危険性は、差止めを求める者個々人との関係におけるものでなければならないから、原告らの個人的利益に無関係な事実は、上記の各請求の根拠にならない。そこで、具体的危険性の存在について具体的に主張立証することはもとより、これにより、いずれの原告にどのような被害が生ずるのか、その因果関係についても具体的な主張立証がされなければならない。

そして、本件訴訟が民事訴訟である以上、民事訴訟における主張立証責任の一般の原則に従い、上記の各請求が認められるための要件については、原告らにおいて、その主張立証責任を負担すべきである。

しかるに、原告らは、各請求が認められるための要件、すなわち、本件原子力発電所の安全性に欠ける点があり、原告らに被害が及ぶ具体的な危険性があることを何ら具体的に主張しておらず、原告らの請求はそもそも前提を欠くものであって、棄却を免れないものである。

第2章 被告及び本件原子力発電所

第1 被告

被告は、愛知県、岐阜県（一部を除く。）、三重県（一部を除く。）、長野県、静岡県（富士川以西）において、一般の需要に応じて電気を供給する事業を営む株式会社であり、電気を供給するため、平成22年度末現在、水力発電所183か所（合計発電設備容量521万9000kW）、火力（汽力）発電所11か所（合計発電設備容量2396万9000kW）、原子力発電所1か所（発電設備容量361万7000kW）及び新エネルギー発電所2か所（合計発電設備容量2万3000kW）を所有している。

第2 本件原子力発電所

1 本件原子力発電所の概要

本件原子力発電所3、4号機は、被告が静岡県御前崎市佐倉5561番地において建設し、運転を行っている沸騰水型原子力発電所である。同5号機は、被告が同所において建設し、運転を行っている改良型沸騰水型原子力発電所である。同3号機は電気出力110万kWで、昭和57年11月に建設工事に着手し、昭和62年8月に営業運転を開始した。同4号機は電気出力113万7000kWで、平成元年2月に建設工事に着手し、平成5年9月に営業運転を開始した。同5号機は電気出力138万kWで、平成11年3月に建設工事に着手し、平成17年1月に営業運転を開始した。

なお、同所に所在する本件原子力発電所1号機（昭和46年3月に建設工事に着手し昭和51年3月に営業運転を開始）及び同2号機（昭和49年3月に建設工事に着手し昭和53年11月に営業運転を開始）の両号機について、被告は、平成21年1月30日をもって電気事業の用に供する発電設備としての供用を終了するとともに原子炉を廃止することとし、原子炉等規制法43条の3の2第1項所定の措置（廃止措置）を講ずるため、同年6月1

日、経済産業大臣に対し、同条第2項に基づく廃止措置計画の認可申請を行い、同年11月18日、その認可を受け、現在、認可された同計画に従い両号機の解体撤去に向け廃止措置を進めているところである。

2 本件原子力発電所の設置、運転等の経緯

(1) 1, 2号機

ア 被告は、昭和45年5月22日、原子炉等規制法23条1項に基づき、本件原子力発電所1号機に係る原子炉の設置許可を内閣総理大臣に申請し、内閣総理大臣は、同年12月10日、被告に対し同号機に係る原子炉の設置を許可した。また、被告は、昭和47年9月29日、同法26条1項に基づき、同2号機に係る原子炉の設置変更許可（増設）を内閣総理大臣に申請し、内閣総理大臣は、昭和48年6月9日、被告に対し同号機に係る原子炉の設置変更（増設）を許可した。

イ 同1号機は昭和51年3月17日に、また、同2号機は昭和53年11月29日に、それぞれ営業運転を開始した。

ウ 被告は、平成20年12月22日、電気事業法9条1項に基づき、平成21年1月30日をもって同1, 2号機の電気事業の用に供する発電設備としての供用を終了することを届け出るとともに、原子炉等規制法37条1項に基づき、発電設備としての供用の終了に伴う具体的措置を講ずることを規定する保安規定の変更認可を申請し、同月19日、経済産業大臣から認可を受けた。

エ 被告は、同年6月1日、原子炉等規制法43条の3の2第2項に基づき、同1, 2号機について廃止措置を講ずるため廃止措置計画の認可を申請し、同年11月18日、経済産業大臣から認可を受けた。

オ 被告は、同年10月14日、原子炉等規制法37条1項に基づき、廃止措置期間中における同1, 2号機の原子炉施設又は廃止措置に係る保

安に関し必要な事項を規定する保安規定の変更認可を申請し、同年11月18日、経済産業大臣から認可を受けた。

(2) 3号機

ア 被告は、昭和52年6月8日、静岡県小笠郡浜岡町（現在の静岡県御前崎市。以下同じ）に対し、本件原子力発電所3号機の増設を申し入れた。

イ 被告は、同年11月から建設地点に係る地質調査（ボーリング調査^{*註}等）を実施した。

ウ 被告は、同月、建設予定地付近の環境影響調査を開始し、この調査結果を基に環境影響調査書を作成し、昭和53年6月6日に通商産業省に提出した。また、被告は同調査書を同月8日から20日間に亘って浜岡町及び隣接4町等で縦覧に供するとともに、地元諸団体や地元住民に対して、説明会を開催した。

エ 内閣総理大臣は、同年10月31日の第76回電源開発調整審議会の議を経て、同号機を電源開発促進法3条に基づく国の「昭和53年度電源開発基本計画」に組み込んだ。

オ 被告は、同年12月18日、原子炉等規制法26条1項に基づき、内閣総理大臣に同号機に係る原子炉の設置変更許可（増設）を申請した。

カ 内閣総理大臣（昭和54年1月1日以降、通商産業大臣）は、上記申請を審査し、昭和55年12月12日、原子力委員会^{*註}及び原子力安全委員会^{*註}に対してそれぞれ諮問した。

キ 原子力安全委員会は、その審査の過程で、昭和56年3月19日、「浜岡原子力発電所3号機の原子炉の設置に係る公開ヒアリング」を開催した。

ク 同年10月29日に原子力安全委員会が、同年11月6日に原子力委

員会が、それぞれの審査結果を通商産業大臣に答申し、通商産業大臣は同答申を受けて、同月16日、被告に対し同号機に係る原子炉の設置変更（増設）を許可した。

ケ 被告は、昭和57年6月14日、通商産業大臣から電気事業法47条（当時は41条）1項の規定に基づく工事計画認可（第1回）を受けた。

コ 被告は、同年11月18日、同号機の建設工事に着手した。

サ 被告は、昭和61年10月15日、通商産業大臣から原子炉等規制法37条1項に基づく保安規定の変更認可を受けた。

シ 被告は、昭和62年8月28日、電気事業法49条（当時は43条）1項に基づく使用前検査に合格し、同号機は、同日、営業運転を開始した。

（3）4号機

ア 被告は、昭和60年3月22日、浜岡町に対し、本件原子力発電所4号機の増設を申し入れた。

イ 被告は、同年5月から建設地点に係る地質調査（ボーリング調査等）を実施した。

ウ 被告は、昭和59年7月、建設予定地付近の環境影響調査を開始し、この調査結果を基に環境影響調査書を作成し、昭和61年3月10日に通商産業省に提出した。また、被告は同調査書を同月11日から1か月間に亘って浜岡町及び隣接4町等で縦覧に供するとともに、地元諸団体や地元住民に対して、説明会を開催した。

エ 通商産業大臣は、同年8月5日、「浜岡原子力発電所4号機の設置に係る公開ヒアリング」を開催した。

オ 内閣総理大臣は、同年10月27日の第104回電源開発調整審議会の議を経て、同号機を電源開発促進法3条に基づく国の「昭和61年度

電源開発基本計画」に組み込んだ。

カ 被告は、同年11月15日、原子炉等規制法26条1項に基づき、通商産業大臣に同号機に係る原子炉の設置変更許可（増設）を申請した。

キ 通商産業大臣は、上記申請を審査し、昭和62年10月21日、原子力委員会及び原子力安全委員会に対してそれぞれ諮問した。

ク 原子力安全委員会は、その審査の過程で、昭和63年1月26日、「浜岡原子力発電所4号機の原子炉の設置に係る意見を聴く会」を開催した。

ケ 同年7月14日に原子力安全委員会が、同月19日に原子力委員会が、それぞれの審査結果を通商産業大臣に答申し、通商産業大臣は同答申を受けて、同年8月10日、被告に対し同号機に係る原子炉の設置変更（増設）を許可した。

コ 被告は、同年10月25日、通商産業大臣から電気事業法47条（当時は41条）1項の規定に基づく工事計画認可（第1回）を受けた。

サ 被告は、平成元年2月22日、同号機の建設工事に着手した。

シ 被告は、平成4年11月6日、通商産業大臣から原子炉等規制法37条1項に基づく保安規定の変更認可を受けた。

ス 被告は、平成5年9月3日、電気事業法49条（当時は43条）1項に基づく使用前検査に合格し、同号機は、同日、営業運転を開始した。

(4) 5号機

ア 被告は、平成5年12月13日、浜岡町に対し、本件原子力発電所5号機の増設を申し入れた。

イ 被告は、平成6年1月から建設地点に係る地質調査（ボーリング調査等）を実施した。

ウ 被告は、平成4年5月、建設予定地付近の環境影響調査を開始し、こ

の調査結果を基に環境影響調査書を作成し、平成6年10月11日に通商産業省に提出した。また、被告は同調査書を同月12日から1か月間に亘って浜岡町及び隣接4町等で縦覧に供するとともに、地元諸団体や地元住民に対して、説明会を開催した。

エ 通商産業大臣は、平成8年12月18日、「浜岡原子力発電所5号機の設置に係る公開ヒアリング」を開催した。

オ 内閣総理大臣は、平成9年3月27日の第134回電源開発調整審議会の議を経て、同号機を電源開発促進法3条に基づく国の「平成8年度電源開発基本計画」に組み込んだ。

カ 被告は、同年4月15日、原子炉等規制法26条1項に基づき、通商産業大臣に同号機に係る原子炉の設置変更許可（増設）を申請した。

キ 通商産業大臣は、上記申請を審査し、平成10年2月25日、原子力委員会及び原子力安全委員会に対してそれぞれ諮問した。

ク 原子力安全委員会は、その審査の過程で、同年6月4日、「浜岡原子力発電所5号機の原子炉の設置に係る公開ヒアリング」を開催した。

ケ 同年12月14日に原子力安全委員会が、同月15日に原子力委員会が、それぞれの審査結果を通商産業大臣に答申し、通商産業大臣は同答申を受けて、同月25日、被告に対し同号機に係る原子炉の設置変更（増設）を許可した。

コ 被告は、平成11年3月19日、通商産業大臣から電気事業法47条1項の規定に基づく工事計画認可（第1回）を受けた。

サ 被告は、同日、同号機の建設工事に着手した。

シ 被告は、平成15年11月7日、経済産業大臣から原子炉等規制法37条1項に基づく保安規定の変更認可を受けた。

ス 被告は、平成17年1月18日、電気事業法49条1項に基づく使用前検査に合格し、同号機は、同日、営業運転を開始した。

第3章 実用発電用原子炉施設に対する安全規制 【図1】

現実に設置、運転されている原子力発電所の安全性は、設計から建設・運転までの過程において講じられる安全確保対策の全体により確保されるものであるが、この安全確保対策の適切性を担保しているのが、原子炉等規制法等に基づく安全規制である。すなわち、原子力発電所の安全確保対策に関しては、設計から建設・運転までの過程を段階的に区分し、それぞれの段階において種々の規制を介在させ、これら一連の規制を通じて、廃止措置の終了まで原子力発電所の安全性の確保に万全が期されている。

原子炉施設に係る安全規制の体系は、原子炉等規制法に定められており、実用発電用原子炉施設に関しては、原子炉を設置する場合には、同法23条に基づき原子炉設置の許可を受けなければならない、それを受けた後、電気事業法47条に基づく工事計画の認可を受け、使用をする前に同法49条に基づく使用前検査を受け、これに合格しなければならない。また、保安活動の内容を定めた保安規定を策定し、原子炉等規制法37条に基づきその認可を受けなければならない、その遵守状況について同条に基づく保安検査を受けなければならない。一方、技術基準への適合状況等について電気事業法54条に基づく定期検査を受けなければならない。最後に、廃止措置を行うに当たっては、原子炉等規制法43条の3の2に基づく廃止措置計画の認可等を受けなければならない。

以下においては、この安全規制の概要について述べる。

1 原子炉設置の許可

原子炉設置の許可は、原子炉等規制法が原子炉施設の安全性を確保するために予定している段階的規制の冒頭の部分に位置し、原子炉施設の安全性を確保するための基本的事項に係る規制を行うものである。

事業者は、実用発電用原子炉を設置する場合には、原子炉等規制法23条

(増設の場合は同法26条)に基づき、原子炉施設の位置、構造及び設備等を記載した申請書を経済産業大臣に提出する。

事業者から原子炉設置の許可申請が出されると、経済産業省(原子力安全・保安院[※])は、申請された原子炉が原子炉等規制法24条1項に定める許可の基準を満たしているかどうか審査(一次審査)を行う。更に、この許可の基準のうち、平和利用(同項1号)、計画的遂行(同項2号)、経理的基礎(同項3号)に関しては内閣府の原子力委員会において、災害の防止(同項4号)、技術的能力(同項3号)に関しては同じく内閣府の原子力安全委員会において審査(二次審査)が行われる。この申請から許可までの国による一連の審査の中で、同項4号で規定する安全性に関する審査を「安全審査」と呼ぶ。

安全審査では、原子力安全委員会が策定した安全審査指針類等を用いて、原子炉施設の位置、構造及び設備につき災害の防止上支障があるか否かについての審査がなされる。

一次審査では、経済産業省(原子力安全・保安院)は、必要に応じて、経済産業省の総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会及び同部会に置かれた各委員会の学識経験者等に対し最新の専門技術的見地からの意見を求める。二次審査では、原子力安全委員長の指示により、原子力安全委員会に置かれている原子炉安全専門審査会が、必要に応じ部会を設置し調査・審議する。なお、同専門審査会は、原子力に関する各専門分野をはじめ、地震学、地質学、気象学等の広範な分野における学識経験者のうちから内閣総理大臣によって任命された審査委員で構成されており、最新の専門技術的知見を踏まえた調査・審議が行われる。そして、安全審査においては、安全審査指針類のみならず、先行炉の審査経験や諸外国及び我が国における一般的な技術基準も参考にして審査がなされ、更に原子力分野等における各種科学技術的知見等も活用される。

安全審査は、当該申請内容の許可の基準のうち災害の防止に関する基準（原子炉等規制法24条1項4号）への適合性の有無を判断することを目的とするものであり、その機能は当該原子炉施設の安全確保のための基本的事項についての規制であって、その審査対象は、当該原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針である。そして、その実際の機能は、原子炉施設の細部にわたる具体的設計（以下、「詳細設計」という。）及び原子炉施設の建設・工事の前提となる基本的事項を確定し、これらに対し一定の枠付けを行うものということができる。

2 工事計画の認可

事業者は、原子炉設置の許可後、機器の据付等の建設工事を開始する前に、その工事計画について、経済産業大臣の認可を受けなければならない（電気事業法47条1項）。なお、工事規模が大きい場合等には工事計画の認可申請は分割して行われており、この場合の認可は申請ごとに受けることとなる。

原子力安全・保安院は、この認可に当たり、詳細設計や工事方法が、安全審査を受けた基本設計ないし基本的設計方針に従ったものであること及び経済産業省令で定められた技術基準に適合しないものでないことについて審査を行う。

この技術基準は、「人体に危害を及ぼし、又は物件に損傷を与えないようにすること」など、電気事業法39条2項各号に掲げるところによらなければならないとされており、具体的には、発電用原子力設備に関する基準を総合的に定めた「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和40年通商産業省令第62号）、蒸気タービンなどの基準を定めた「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」（平成9年通商産業省令第51号）及び電気設備の基準を定めた「電気設備に関する技術基準を定める省令」（平成9年通商産業省令第52号）等に定められている。このうち、「発電

用原子力設備に関する技術基準を定める省令」は、発電用原子力設備に要求される機能・性能を規定し、その中において設備の耐震性、機器等の材料及び構造、使用中のき裂等による破壊の防止等に関する基準を定めている。

また、技術基準に係る具体的な仕様については、民間規格^{*註}に定められているものがあり、例えば、設備の耐震性に係る具体的な評価方法については技術指針（1987）等に定められている。

原子力安全・保安院は、工事計画の審査に当たって、原子炉の設置許可における審査と同様、必要に応じて原子力安全・保安部会及び同部会に置かれた各委員会の委員から意見を聴取する。

3 使用前検査

経済産業大臣は、事業者が行う実用発電用原子炉施設の建設工事に関し、工事が認可を受けた工事計画に従って行われたものであること及びそれが技術基準に適合しないものでないことについて、工程ごとに使用前検査を行い、事業者は、使用前検査に合格した後でなければ使用をしてはならない（電気事業法49条1項、2項）。

この使用前検査においては、経済産業大臣は、安全上特に重要な事項の検査を行い、それ以外の検査は独立行政法人原子力安全基盤機構^{*註}（以下、「JNES」という。）によって行われ、経済産業大臣が最終段階における合格処分を行うことになっている。

4 保安規定の認可

事業者は、保安のために必要な措置を講じなければならない（原子炉等規制法35条）、その具体的な活動内容は、保安規定に定めることとされている（同法37条）。実用炉規則には、この保安規定に定めるべき事項に関する

詳細な内容が定められている。同規則7条の3において、保安のために講ずべき必要な措置を「保安活動」としている。

事業者は、原子炉の運転開始前に、保安規定を策定し、経済産業大臣の認可を受けなければならない（原子炉等規制法37条1項）。保安規定には、保安管理体制、品質保証、保守管理、運転管理、巡視点検、定期的な評価（定期安全レビュー^{*註}等）などの原子炉の運転段階で守らなければならない保安に関する基本的事項を記載することとされている（実用炉規則16条1項）。経済産業大臣は、保安規定の認可に当たり、上記の各規制を受けて設置された原子炉施設の運転に関し、その内容が「核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害の防止上十分でない」（原子炉等規制法37条2項）と認められないことなどをはじめ、原子炉設置の許可に当たり安全審査を受けた基本設計ないし基本的設計方針に従って事業者が運転をできるかということを審査する。

5 保安検査

経済産業大臣は、保安規定の遵守状況について毎年4回、検査を行う（原子炉等規制法37条5項、実用炉規則16条の2第1項）。

この検査は保安検査と呼ばれ、実際には原子力発電所に常駐している原子力安全・保安院の原子力保安検査官が担当する。原子力保安検査官は、保安検査で、発電所で実施した運転管理や保守管理といった保安活動の計画から実行、実行結果の評価、その評価を踏まえた改善までの一連の過程を検査し、この過程において保安規定の要求事項が遵守されていることを確認する。かかる保安検査に当たっては、保安規定に加え、J E A C 4 1 1 1等が検査の基準として用いられている。

6 定期検査，定期事業者検査，定期安全管理審査

経済産業大臣は，原子力発電所における，原子炉本体や圧力バウンダリを構成する機器・配管等の特定重要電気工作物について，運転が開始された日又は定期検査が終了した日以降所定の期間を超えない時期ごとに定期検査を行う（電気事業法54条1項，電気事業法施行規則90条，91条）。定期検査では，原子力安全・保安院の電気工作物検査官が後述する定期事業者検査の際に立ち会うことなどによって（電気事業法施行規則90条の2），①工事計画等の内容の維持状況，②経済産業省令で定められた技術基準への適合状況，③過去に発生したトラブルの再発防止のための措置，④設置許可内容の維持状況等の確認が行われる。

事業者は，定期検査による原子炉の停止中に，自主的に「定期点検」として，定期検査の対象を含む設備に対し，民間規格や国による指示文書等に基づき，予防保全^{*注}や点検・検査を実施するなどして，技術基準への適合性を維持している。この定期点検の点検・検査の大部分は，電気事業法に基づく定期事業者検査として位置付けられ，点検・検査結果の記録・保存が義務付けられている（同法55条1項）。

また，定期事業者検査の実施に当たり，JNESは，その実施に係る組織，検査方法，工程管理等について，定期安全管理審査を行う（電気事業法55条4項，5項）。同審査に当たっては，JEAC4111及びJEAC4209等が審査の基準として用いられ，JNESの審査結果は経済産業大臣に通知され，経済産業大臣は同審査結果に基づき総合的な評定を行う（同法55条6項，50条の2第6項）。

7 廃止措置計画の認可等

事業者は，原子炉を廃止しようとするときは，原子炉施設の解体，その保有する核燃料物質の譲渡し，核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された

物の廃棄などの措置（廃止措置）を講じなければならず、廃止措置を講じようとするときは、当該廃止措置に関する計画（廃止措置計画）を定め、経済産業大臣の認可を受けなければならない（原子炉等規制法43条の3の2、実用炉規則19条の5、19条の6第1項）。この際、廃止措置は通常長期間に及ぶため、廃止措置計画において、全体計画を定めるとともに、廃止措置の工程ごとに、当該工程において機能を維持すべき設備及びその機能・性能並びにその機能・性能を維持すべき期間等、当該工程に関する計画を定めることがある。この場合、事業者は、各工程開始前に廃止措置計画を順次変更して認可を受けることとなる。

経済産業大臣は、廃止措置計画の認可に当たり、原子炉の炉心から使用済燃料が取り出されていること、核燃料物質の管理及び譲渡しが適切なものであること、廃止措置の実施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原子炉による災害の防止上適切なものであることなどの審査を行う（原子炉等規制法43条の3の2第3項、12条の6第4項、実用炉規則19条の9）。

また、事業者は、前記「4 保安規定の認可」で述べた保安規定について、廃止措置計画の認可の日までに、原子炉の運転停止に関する恒久的な措置や機能を維持すべき設備に係る維持管理の方策等、原子炉施設又は廃止措置に係る保安に関し必要な事項を追加又は変更して認可を受けなければならず（実用炉規則16条3項）、経済産業大臣は、廃止措置の工程及び安全確保の重要性の程度に応じて、毎年4回以内、前記「5 保安検査」で述べた保安検査を行う（原子炉等規制法37条5項、実用炉規則16条の2第1項）。

更に、実用発電用原子炉施設は、電気事業の用に供する発電設備としての供用を終了すると、電気事業法54条で定める特定重要電気工作物及び同法55条で定める特定電気工作物には当たらないこととなり、同法及び同法に基づく命令の規定による検査を受けないものとなることから、原子炉等規制

法73条の適用を受けなくなると同法29条等の規制の下に復することになる。このため、経済産業大臣は、核燃料貯蔵設備などに核燃料物質が存在する場合、毎年1回定期的に施設定期検査を行い（原子炉等規制法29条、実用炉規則3条の15の2）、経済産業省令で定める技術上の基準に適合しているかどうかについての確認を行う。この技術上の基準は、実用炉規則に定められており、原子炉施設の放射性物質の漏えいを防止する能力などが「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和40年通商産業省令第62号）で定める技術基準に適合していることなどが求められる（実用炉規則3条の17）。

そして、廃止措置の終了に当たっては、事業者は、経済産業大臣による廃止措置終了の確認を受けなければならない。経済産業大臣は、核燃料物質の譲渡しが完了していること、廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設について放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄が終了していることなどの確認を行う（原子炉等規制法43条の3の2第3項、12条の6第8項、実用炉規則19条の10、19条の11）。なお、前記「1 原子炉設置の許可」で述べた原子炉設置の許可は、廃止措置終了について経済産業大臣の確認を受けたときに効力が失われる（原子炉等規制法43条の3の2第3項、12条の6第9項）。

第4章 本件原子力発電所の安全確保対策

原子力発電所では、核分裂連鎖反応によって持続的に発生するエネルギーを利用して発電を行っており、それに伴い、燃料（ウラン235など）の核分裂反応によって生ずる核分裂生成物と、冷却材中の不純物等が中性子^{*注}により放射化されることなどによって生ずる放射化生成物との2種類の放射性物質が生ずる。原子力発電所における安全確保とは、これらの放射性物質の

閉じ込めに万全を期し、放射性物質の持つ危険性を顕在化させないことである。このため、本件原子力発電所では、設計から建設・運転までの過程において安全確保対策を講じ、新たに得られる運転経験や科学的知見を反映し継続的に改善し続けながら十分な安全の確保を図っている。

本章では、原子力発電の仕組み及び本件原子力発電所の構造について述べたうえで（下記第1）、同発電所で講じられている、平常運転時の被ばく低減対策（後記第2）、自然的立地条件に係る安全確保対策（後記第3）、深層防護の考え方に基づく事故防止対策（後記第4）並びに建設及び運転における安全確保対策（後記第5）について述べる。加えて、平成18年9月に改訂された耐震設計審査指針（改訂指針）に照らした本件原子力発電所3ないし5号機の耐震安全性の評価・確認について述べる（後記第6）。更に、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に起因する福島第一原子力発電所事故を踏まえた対応について述べる（後記第7）。

なお、本件原子力発電所1、2号機については、廃止措置期間中であり、使用済燃料はすべて炉心から取り出され燃料プール内に貯蔵されている状況となっていることから、その状況に即して、廃止措置における安全確保対策という観点から述べる。

第1 原子力発電の仕組み及び本件原子力発電所の構造

1 原子力発電の仕組み

(1) ウラン原子の核分裂 【図2】

1個の原子核が複数の原子核に分裂する現象を核分裂という。

原子力発電は、ウランなどの重い元素の原子核のうちウラン235と呼ばれる原子核が、中性子を吸収して、核分裂をすることによって発生する、大きなエネルギーを利用して発電するものである。

ウラン235の原子核は、核外から中性子を吸収すると2つか3つに分

裂しやすい性質を有している。このようなウラン235の原子核が中性子を吸収して核分裂すると、大きなエネルギーを発生するとともに、放射性物質である核分裂生成物（ヨウ素131，キセノン133，クリプトン85など）と2又は3個の速度の速い中性子（高速中性子^{*#}）とを生ずる。この中性子の一部が他のウラン235の原子核に吸収されて次の核分裂を起こし、連鎖的に核分裂が持続される現象を核分裂連鎖反応という。そして、この核分裂連鎖反応が増大も減衰もせず維持される状態を臨界という。また、核分裂連鎖反応に伴って生成、蓄積された核分裂生成物は、放射線^{*#}を放出して別の物質に変化し（これを「崩壊」という。）、その崩壊の過程で崩壊熱が発生する。

なお、ウラン235の原子核が中性子を吸収して核分裂する確率は、速度の極めて遅い中性子（熱中性子^{*#}）の場合に最も大きくなる。このため、熱中性子を利用して核分裂連鎖反応を行わせる種類の原子炉では、高速中性子の速度を熱中性子の速度まで減速させる物質として「減速材」が用いられる。また、核分裂を平均的に持続させていくためには、核分裂を起こす中性子の数を調整することが必要であるため、原子炉では、中性子を吸収する物質として「制御材」を用いることにより中性子の数を調整して、核分裂連鎖反応を安定した状態に制御する。

（2）原子力発電の仕組み 【図3】

上記の核分裂連鎖反応によって持続的に生ずるエネルギーを熱エネルギーとして取り出し、発電に利用したのが原子力発電である。

原子力発電の仕組みは、原理的には、火力発電におけるボイラーを原子炉に置き換えたものであり、蒸気力によってタービンを回転させて電気を起こす点では火力発電と全く同じである。

原子炉は、上記（1）で述べたウラン235等から構成される「核燃料」

における核分裂連鎖反応を安定に制御しながら臨界を維持し、その核分裂連鎖反応により発生する熱エネルギーを「冷却材」に伝えることによって蒸気を発生させる装置である。

原子炉を構成する基本的な要素は、①核分裂を起こして熱エネルギーを発生させる「核燃料」、②核分裂によって発生する高速中性子を次の核分裂を起こしやすい熱中性子の速度にまで減速させるための「減速材」、③核分裂で発生するエネルギーを外部に取り出すための「冷却材」、④核分裂により発生する中性子を吸収して核分裂連鎖反応を安定に制御するための「制御材」等である。

(3) 原子炉の種類 【図4】

原子炉には、上記(2)で述べた構成要素である「核燃料」、「減速材」及び「冷却材」の組み合わせによっていくつかの種類があるが、そのうち減速材及び冷却材の両者の役割を果たすものとして普通の水（いわゆる軽水）を用いるものを軽水型原子炉（軽水炉）という。

この軽水型原子炉には、原子炉の中で冷却材を沸騰させ、そこで発生した蒸気を直接タービンに送る沸騰水型原子炉（BWR）と、原子炉の中で一次冷却材に高圧をかけ、その沸騰を抑えることによって高温の水を作り、それを蒸気発生器に導き、そこで高温の水のもつ熱エネルギーを別の系統に流れている二次冷却材に伝え、この二次冷却材を蒸気に変えてタービンに送る加圧水型原子炉（PWR）とがある。BWRには、従来のBWRのほか、運転性の向上等が図られた改良型沸騰水型原子炉（ABWR）がある。

本件原子力発電所では、3、4号機がBWRを、5号機がABWRを採用している。

2 原子炉の固有の安全性（自己制御性）

本件原子炉は、下記「3（1）ア 炉心」で述べる制御棒や再循環ポンプにより核分裂連鎖反応を安定に制御することとは別に、核分裂反応が急激に増加した場合に、それが自動的に抑制されるという本質的な安全性を具えている。この本質的な性質を「固有の安全性」あるいは「自己制御性」という。本件原子炉は、核燃料としてウラン燃料を、また、減速材・冷却材として軽水をそれぞれ使用することによって、以下のとおり、①ドップラー効果、②ボイド効果、③減速材の温度効果を発生させ、常に核分裂反応が自動的に抑制されるという固有の安全性を有するようになっている。

① ドップラー効果

核燃料には、核分裂しやすいウラン235が約3ないし5%含まれているだけであり、その大部分はほとんど核分裂しないウラン238である。ウラン238はその温度が上昇するほど中性子を吸収しやすくなるという性質がある。核分裂反応の増加によって燃料の温度が上昇すると、ウラン238に吸収される中性子の割合が高くなり、その分だけウラン235に吸収される中性子の数が少なくなるため、核分裂反応の増加は抑制される。

② ボイド効果

核分裂反応の増加によって燃料の温度が上昇すると、冷却材中の蒸気泡（ボイド）が多くなる。ボイドが多くなると、中性子が減速されにくくなり、核分裂反応の増加は抑制される。

③ 減速材の温度効果

核分裂反応の増加によって燃料の温度が上昇すると、減速材である冷却材の温度が上昇し、その密度が減少するため、中性子が減速されにくくなり、核分裂反応の増加は抑制される。

3 本件原子力発電所の構造

以下においては、原子炉の基本的な構成要素である「核燃料」、「減速材」、「冷却材」、「制御材」との関連において、本件原子力発電所の基本的な構造について述べる。

(1) 原子炉本体 【図5】

ア 炉心

本件原子力発電所の炉心は、原子炉の出力を担う燃料集合体と、原子炉の出力調整や停止等を担う制御棒から構成されている。

(ア) 燃料集合体

本件原子力発電所では、核燃料に、ウランと酸素の化合物である二酸化ウランの粉末を直径、高さとも約1cmの円柱状に焼き固めた燃料ペレットを使用している。この二酸化ウランには核分裂を起こしやすいウラン235が約3ないし5%含まれており、その余はほとんど核分裂を起こさないウラン238で構成されている。

燃料ペレットは、燃料被覆管と呼ばれる、長さ4m程のジルコニウム合金（ジルカロイ）²³⁵製のさやの中に密封されている。これが燃料棒である。

燃料棒は、数十本ごとにまとめて1つの燃料集合体を構成しており、本件原子力発電所3、4号機では764体、同5号機では872体の燃料集合体がある。

燃料ペレットは、ウラン235の核分裂反応によって生成された核分裂生成物の大部分をその中に閉じ込める機能を有している。また、燃料被覆管は、燃料ペレットから一部漏れ出してくる気体状の核分裂生成物をその中に閉じ込める機能を有している。

(イ) 制御棒

前記「1 (1) ウラン原子の核分裂」で述べたとおり、ウラン²³⁵の核分裂は、核外から中性子を吸収することにより生ずるものである。そこで、安定した核分裂を行わせる、すなわち核分裂連鎖反応を安定に制御するために、炉心内の中性子の数を調整する必要がある。

そのため、この役割を果たす制御材として、その内部に中性子を吸収する中性子吸収材^{*#}が詰められた十字形の制御棒を用いている。本件原子力発電所3、4号機では185本、同5号機では205本の制御棒を使用し、これを炉心に挿入する又は炉心から引き抜く（制御棒の位置を調整する）ことによって、炉心内の中性子数を調整し、核分裂反応すなわち原子炉の出力を制御する。この制御棒による原子炉の出力制御は、原子炉の起動・停止や比較的大きな出力変更の際に用いられるものであり、運転員の操作により行われる。その操作に関しては、運転員の誤操作を防止するため、例えば、運転員が制御棒を誤って引き抜こうとしても、原子炉内の中性子の数が一定の値を超えると、それ以上制御棒の引き抜きができないようにするなどのインターロック^{*#}が設けられ、原子炉の出力の異常な上昇を招かないように設計されている。

なお、日常の軽微な原子炉の出力調整の際には、原子炉冷却材再循環系が用いられる。原子炉冷却材再循環系は、原子炉内を循環する冷却材の一部を強制的に再循環させるものであるが、その再循環流量を調整することにより、冷却材中に存在する蒸気泡（ボイド）の量を増減させ、これによって、減速される中性子の数（すなわち、熱中性子の数）を調整し、核分裂反応すなわち原子炉の出力を制御する。原子炉冷却材再循環系は、本件原子力発電所3、4号機では、再循環ポン

プ及び再循環配管から構成され、圧力容器の外側に2系統が接続された外部再循環方式を採用しており、同5号機では、圧力容器底部に直接再循環ポンプを取り付けるインターナルポンプ方式を採用している。なお、このインターナルポンプ方式においては、慣性の小さいインターナルポンプの採用による運転性の向上や再循環配管の削除による定期検査時の作業員の被ばく線量の低減が図られている。原告らは、その準備書面1において、同5号機にインターナルポンプ方式を採用したことにより「従来の方式は、耐震上問題があると原発を製造したメーカーが認めているに等しい」（同10頁）と主張する。しかしながら、被告が同5号機にインターナルポンプ方式を採用したのは上記理由に基づくものであって、外部再循環方式につき耐震上問題があることを理由とするものではないから、原告らの主張は、誤った事実認識に基づくものである。

イ 圧力容器

上記アで述べた炉心は、圧力容器に収められている。圧力容器は、強度に優れた低合金鋼^{*註}が使用されており、平常運転時における約280℃、約7MPa（メガ・パスカル）^{*註}の高温、高圧はもちろん、原子炉の圧力上昇等の異常状態や地震時に生ずる荷重にも耐え得る堅固な構造強度を有している。また、圧力容器は、冷却材と減速材の役割を兼ねる水を内包していることから、上蓋等を除くその内面には、腐食防止のために、側部にはステンレス鋼^{*註}、底部には高ニッケル合金^{*註}が内張りされている。

なお、圧力容器の中には、炉心を取り囲むような形で、シュラウドというステンレス鋼製の円筒状の構造物が設置されている。シュラウドは、主に、炉心内を上昇する冷却材の流れと、シュラウドと圧力容器との間

を下降する冷却材の流れとを隔離して、炉心内の冷却材の流路を確保する機能と、炉心を支持する機能とを有している。

(2) 主たる循環系を構成する設備 【図6】

主たる循環系は、主蒸気管、タービン、復水器、給水管等から構成され、原子炉の平常運転時に冷却材を循環させることにより、原子炉で発生した熱エネルギーをタービンに伝達する機能を有している。

原子炉内の冷却材は、核分裂により生じた熱によって高温(約280℃)の蒸気となり、主蒸気管を通過してタービンに送られ、タービンにおいて、その熱エネルギーの一部が機械的回転エネルギーに変換され、タービンに結合した発電機によって発電を行う。そして、タービンを回転させた蒸気は、復水器において海水で冷却され再び水となり、この水は、復水浄化系等において不純物及び放射化生成物が除去されたうえで、給水管を通過して原子炉に戻され、そこで再び高温の蒸気となってタービンを回転させる。

上記のように、原子炉内で発生した蒸気はタービンに送られるが、その蒸気量の増減によって原子炉の圧力が変動することとなる。そこで、原子炉圧力を安定に制御するため、主蒸気管に設置された蒸気加減弁の開度を自動的に調整することで、原子炉圧力をあらかじめ設定した圧力に維持する原子炉圧力制御系を設けている。

また、原子炉からタービンに送られた蒸気量に相当する給水量が原子炉に戻されないと、原子炉の水位が変動することとなる。そこで、原子炉水位を安定に制御するため、給水流量を自動的に調整することで、原子炉水位をあらかじめ設定した水位に維持する原子炉水位制御系(本件原子力発電所5号機では「原子炉給水制御系」という。以下同じ。)を設けている。

なお、主たる循環系を構成する設備は、原子炉の平常運転時に、放射性物質をその内部に閉じ込める機能も有している。

(3) 原子炉停止（原子炉スクラム）系 【図7】

原子炉停止（原子炉スクラム）系は、原子炉の水位低下等の異常時に、すべての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入することによって、核分裂反応を止めて、原子炉を緊急停止させる機能を有している。

原子炉停止（原子炉スクラム）系を構成する制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットは、本件原子力発電所3，4号機では、水圧駆動－水圧スクラム方式を、同5号機では、改良型の電動駆動－水圧スクラム方式を採用している。この制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットは、同時に複数が故障したり、1つの機器の故障が他の機器に影響を及ぼしたりすることがないように、独立性を有するよう設計されている。

水圧制御ユニットは、スクラム弁、アキュムレータなどから構成されており、スクラム時は、スクラム弁を開き、アキュムレータに装填された水圧を制御棒駆動機構のピストンの下側に与えてピストンを上方に押し上げ、制御棒駆動機構に接続している制御棒を急速に炉心に挿入する仕組みとなっている。そして、水圧駆動－水圧スクラム方式を採用している本件原子力発電所3，4号機では、制御棒駆動機構を作動させる制御棒駆動水圧系の配管が破断するなどによりアキュムレータ圧力が原子炉圧力より低下する場合には、制御棒駆動機構に設けられた逆止弁の動作により、制御棒駆動水圧配管側の入口が閉まり原子炉側の入口が開いて、原子炉圧力が制御棒駆動機構内のピストン下側に加わることにより、制御棒が自動的に挿入される設計としている。また、改良型の電動駆動－水圧スクラム方式を採用している同5号機では、アキュムレータ圧力が一定以上低下する場合には、自動的に原子炉を停止（水圧スクラム）させるとともに、電動機により制御棒が挿入方向に駆動し、水圧スクラムをバックアップする設計としている。

原子炉停止（原子炉スクラム）系は、異常の発生を検知する計測制御装置である原子炉保護系^{*註}からの信号によって作動するが、原子炉保護系を構成する検出器や作動回路等は、同じ機能を有するものを2つ以上設ける多重性を有しており、この多重に設けた各機器は独立性を有しているため、仮に原子炉保護系を構成する機器の1つに故障が発生したとしても、原子炉保護系の機能は維持され、原子炉を停止することができる。また、原子炉保護系の電源が何らかの原因で喪失した場合には、自動的に制御棒が炉心内に挿入され原子炉を停止するようフェイル・セーフ設計^{*註}がなされている。

なお、本件原子力発電所では、上記の原子炉停止（原子炉スクラム）系とは独立の系統として、中性子吸収材であるほう酸水を原子炉に注入することによって核分裂反応を止め、原子炉を停止させる、ほう酸水注入系を設けている。

原告らは、訴状において、「沸騰水型の原子炉の制御棒駆動系は、水圧によって下から上に押し上げるという、本来的に安全性の低い方法が採用されている」（同68頁）と主張するが、上記のとおり、本件原子力発電所3ないし5号機いずれにおいても、制御棒が自動的かつ速やかに炉心内に挿入され、そのバックアップも備えた設計とされているのであるから、「水圧によって下から上に押し上げる」方法を「安全性の低い方法」であるとする原告らの主張は失当である。

（4）圧力バウンダリ 【図8】

前記（1）及び（2）で説明した、圧力容器、原子炉冷却材再循環系及び主蒸気管や給水管等のように圧力容器に接続されている配管のうち圧力容器との接続部分から隔離弁までの範囲を、圧力バウンダリと呼んでいる。この圧力バウンダリを構成する範囲は、平常運転時に冷却材を内包してお

り、原子炉の水位低下等の異常時には、配管に設置された主蒸気隔離弁等の隔離弁を自動的に閉止することによって、それ以外の範囲から隔離され、その内部に冷却材を確保して、炉心を冷却する機能を有している。また、万一燃料被覆管から核分裂生成物が冷却材中に漏出することがあっても、核分裂生成物をその内部に閉じ込める機能も有している。

圧力バウンダリは、このような安全上重要な機能を有していることから、それを構成する機器・配管は、平常運転時の高温（約280℃）、高圧（約7MPa）に十分耐え、更に、原子炉の圧力上昇等の異常状態や地震時に生ずる荷重にも耐え得る堅固な構造強度を有している。また、圧力バウンダリに係る隔離弁は、格納容器の内側及び外側に各1個を設置して多重性を確保し、両方の弁が同時にその機能を喪失しないように、各々独立した駆動源によって作動するものとし、確実に圧力バウンダリを形成できるよう設計されている。

(5) 非常用冷却設備等 【図9-1, 2】

ア 原子炉隔離冷却系

原子炉隔離冷却系は、何らかの原因で復水・給水系が停止するなどにより原子炉水位が低下し、圧力バウンダリが形成された場合に、原子炉水位を維持するため、自動的に復水タンク（本件原子力発電所3号機）若しくは復水貯蔵槽（同4, 5号機）の貯留水又はサプレッション・チェンバのプール水を原子炉へ注水する機能を有している。

この系統は、タービン駆動ポンプ、補機及び弁類等から構成されており、そのタービン駆動ポンプは、炉心からの崩壊熱により発生する蒸気の一部を用いて駆動され、また、補機及び弁類等は、直流電源により作動するため、交流電源を必要とせず、原子炉へ高圧注水することができる。

なお、本件原子力発電所5号機では、原子炉隔離冷却系は、後記ウで述べるECCSの機能も兼ねている。

イ 主蒸気逃がし安全弁

主蒸気逃がし安全弁は、格納容器内の4本の主蒸気管に複数個設けられており、圧力バウンダリ内の圧力が基準値より高くなると、圧力バウンダリ内の蒸気をサブプレッション・チェンバのプール水中に放出することにより圧力バウンダリ内を減圧し、圧力バウンダリの過圧による損傷を防止するものである。主蒸気逃がし安全弁は、圧力バウンダリ内の圧力が異常に上昇した場合、「原子炉圧力高」を示す信号を受けて、窒素圧により強制的に弁を開放する逃がし弁機能と、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴い、バネの力に打ち勝って自動的に弁を開放する安全弁機能とを有している。逃がし弁機能として駆動させる窒素は、格納容器外から供給されているが、各逃がし安全弁には窒素蓄圧タンクが独立して設けられていることから、格納容器外からの窒素供給が途絶えても直ちに逃がし弁機能が喪失することはない。また、安全弁機能の作動については電源等を必要としない。

なお、主蒸気逃がし安全弁から放出された蒸気をサブプレッション・チェンバのプール水に放出することにより、炉心からの崩壊熱を除去することができ、また、同プール水温の上昇の程度に応じて余熱除去系のサブプレッションプール水冷却モード^{*註}を作動させることにより、原子炉の除熱機能を維持できる設計となっている。

ウ 非常用炉心冷却系（ECCS）

上記のとおり、本件原子力発電所では、原子炉の水位低下等の異常時には、圧力バウンダリ、原子炉隔離冷却系及び主蒸気逃がし安全弁の各

設備の有する機能が発揮されることによって、圧力バウンダリ内に冷却材を確保し、炉心を冷却することができる設計としているが、万一、何らかの原因で圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等が破損し、原子炉内の冷却材が流出する原子炉冷却材喪失事故が発生した場合にも備え、ECCSを設置している。ECCSは、このような場合でも、冷却材を緊急に原子炉内に注入することによって、炉心を冷却し、燃料の重大な損傷を防止する機能を有している。

本件原子力発電所3，4号機のECCSは、①原子炉への高圧注水機能を担う高圧炉心スプレイ系1系統，②原子炉への低圧注水機能を担う低圧炉心スプレイ系1系統及び低圧注入系3系統，③自動減圧系1系統から構成され、また、同5号機のECCSは、①原子炉への高圧注水機能を担う高圧炉心注水系2系統及び原子炉隔離冷却系1系統，②原子炉への低圧注水機能を担う低圧注水系3系統，③自動減圧系1系統から構成されている。ECCSのうち、高圧炉心スプレイ系（同3，4号機）及び高圧炉心注水系（同5号機）は、低圧注水機能をも有し、原子炉が高圧の状態から低圧の状態に至るまで、その注水機能を維持することができる。

ECCSは、複数の系統を設置して多重性を確保し、また、上記のような各系統を設置して多様性を確保し、それぞれ独立性を有するよう設計されている。更に、ECCSを作動させる工学的安全施設作動回路^{*注}についても、多重性と独立性を持たせ、確実にECCSを作動させる設計としている。

(6) 格納施設 【図10】

ア 格納容器

圧力容器は、格納容器に収められている。格納容器は、万一、圧力バ

ウングリから放射性物質が放出された場合にも、格納容器を貫通する配管に設けられた隔離弁（格納容器隔離弁）を自動的に閉止して、格納容器を外部と隔離することで、放射性物質を格納容器内に閉じ込める機能を有する。この格納容器隔離弁は、多重に設置し、各々独立した駆動源によって作動するものとし、確実に格納容器の閉じ込め機能を確保できるよう設計されている。

本件原子力発電所3、4号機の格納容器は、圧力容器とこれに連結する配管等を収納する上部半球下部円筒形のドライウェル、ECCSなどの水源を内部に蓄えた円環形のサプレッション・チェンバ、これらを接続するベント管等から構成される気密性の高い鋼鉄製の構造物である。

また、本件原子力発電所5号機の格納容器は、圧力容器とこれに連結する配管等を収納する円筒形のドライウェル、ECCSなどの水源を内部に蓄えた円筒形のサプレッション・チェンバ、これらを接続するベント管等から構成される気密性の高い鉄筋コンクリート製の構造物である。この鉄筋コンクリート製格納容器は、原子炉建屋と一体化した構造となっており、耐圧機能を受け持つ鉄筋コンクリート部と漏えい防止機能を受け持つ鋼製ライナとからなる。

なお、万一、何らかの原因で再循環配管等の圧力バウンダリを構成する配管が破断し、その反動によるホイッピングにより他の配管や格納容器を損傷しないよう、破断した配管の動きを制限する構造物（パイプホイップレストレイント）が格納容器内に設けられている。原告らは、その準備書面1において、「破断した配管の反動（パイプホイップ）や噴出する熱水・高温蒸気の影響で他の機器・配管あるいはケーブルなどが損傷する」（同12頁）と主張するが、被告は、上記のとおりパイプホイップ対策としてパイプホイップレストレイントを設けているから、原告らの主張は失当である。

また、上記のとおり、格納容器は放射性物質を閉じ込める機能を持つ設備であるため、その貫通部においても漏えいすることがないようにしている。具体的には、鋼製格納容器を採用している本件原子力発電所3、4号機では、主蒸気管の格納容器貫通部には、ステンレス鋼製のペローズ（伸縮可能な蛇腹）を設け、格納容器及び主蒸気管にそれぞれ溶接し、これにより、シール性能を確保しつつ変位を吸収し、格納容器に直接荷重を伝えない設計としている。また、鉄筋コンクリート製格納容器を採用している同5号機では、鉄筋コンクリートが配管の変位による荷重を支持することができるため、主蒸気管の格納容器貫通部についても、鉄筋コンクリート構造躯体部に鋼製補強板を介して直接主蒸気管を固定する設計としている。原告らは、その準備書面1において、「沸騰水型原発の大きな特徴として、1次冷却系配管が格納容器を貫通している（加圧水型原発では、1次冷却系配管は格納容器内にとどまっている）。この点は沸騰水型原発の重大な弱点である」（同13頁）と主張するが、上記のとおり、格納容器はその貫通部から放射性物質が漏えいすることがないように設計しているから、原告らの主張は失当である。

イ 原子炉建屋

格納容器は、更に原子炉建屋に収められている。原子炉建屋は、厚い壁の鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造）であり、同建屋内に設置されている機器等を支持する機能を有するとともに、気密性を有した構造となっており、放射性物質の閉じ込めのための障壁の機能も有している。

なお、前記（1）、（4）及び上記アで述べたとおり、本件原子力発電所は、放射性物質を閉じ込める障壁として、燃料ペレット、燃料被覆管、圧力バウンダリ、格納容器及び原子炉建屋からなる5重の障壁を有して

いる。

(7) 使用済燃料の貯蔵設備 【図 1 1】

使用済燃料の貯蔵設備は、燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料プール冷却浄化系^{*注}等から構成されており、炉心から取り出された使用済燃料は、燃料プールの中に設置された使用済燃料貯蔵ラックに収められ、冷却しながら貯蔵される。

燃料プールは、その壁面及び底部が鉄筋コンクリート造となっており、使用済燃料の上部には十分な水深（約 7 m）を確保する設計となっており、これらによって使用済燃料からの放射線を遮へいする機能を有している。また、燃料プールは、その内面にステンレス鋼を内張りするとともに、排水口を設けない設計とし、更に、燃料プールに接続された配管には逆止弁を設け、配管が破損してもサイフォン効果^{*注}により燃料プール水が流出することがない設計とすることで、燃料プール水の漏えいを防止する構造となっており、これらによって使用済燃料の冠水（使用済燃料が燃料プール水によって満たされている状態）を維持し、その崩壊熱を除去する機能を有している。

上記のとおり、使用済燃料は、燃料プールの中に設置されている使用済燃料貯蔵ラックに収められている。使用済燃料貯蔵ラックは、使用済燃料間相互の距離を適切に確保する構造となっており、これによって使用済燃料の未臨界を維持する機能を有している。

燃料プール冷却浄化系は、燃料プール水を熱交換器で冷却し冷温（設計上 5 2℃以下）に保持する設計となっており、使用済燃料からの崩壊熱を除去する機能を有している。また、何らかの原因で燃料プール冷却浄化系が使用できない場合には、余熱除去系によっても燃料プール水を冷却することができる。

また、燃料プール水による使用済燃料の冠水が維持できれば使用済燃料からの崩壊熱の除去は可能であるところ、何らかの原因で燃料プール水位が低下した場合には、燃料プール補給水系^{*註}（本件原子力発電所3，4号機）若しくはサプレッションプール浄化系^{*註}（同5号機）又は余熱除去系により補給できる設計となっており、これによって使用済燃料の冠水を維持し、その崩壊熱を除去することができる。

なお、使用済燃料からの崩壊熱は貯蔵期間の経過とともに減少し続けていくものであるところ、本件原子力発電所1，2号機については、使用済燃料（同1号機：1体，同2号機：1164体）の貯蔵期間が、平成24年2月時点で、それぞれ17年以上（同1号機）、7年以上（同2号機）と長期間経過していることから、使用済燃料からの崩壊熱は十分に小さくなっている。その崩壊熱は、同1号機がほぼ0MW，同2号機が約0.2MW（平成23年3月22日時点の評価値）であって、同3ないし5号機における使用済燃料からの崩壊熱約7.1MWないし約8.5MW（同3号機第17回定期検査，同4号機第12回定期検査，同5号機第3回定期検査での実績に基づき原子炉内の燃料がすべて燃料プールに取り出された直後の崩壊熱を評価した場合）と比べても十分に小さくなっている。

第2 平常運転時の被ばく低減対策

原子力発電所の運転の際には、復水器から抽出される空気等の気体廃棄物や、冷却材の浄化処理過程における廃液等の液体廃棄物が発生し、これらに含まれるごく微量の放射性物質については環境へ放出せざるを得ないが、この放射性物質の量をできるだけ少なくするため、被告は、本件原子力発電所において、安全設計審査指針等に基づき、以下のとおり、平常運転時における被ばく低減対策を採り、周辺公衆の安全を確保している。

第1に、冷却材と接する主な配管や圧力容器内部等に、耐食性に優れたス

ステンレス鋼等を使用し、放射化生成物の発生原因となる鉄さびなどの不純物の発生を抑制し、また、復水浄化系等の設備により不純物及び放射化生成物自体を除去することなどにより、放射化生成物が冷却材中に現れるのをできるだけ防止し、第2に、主たる循環系を構成する設備の機器・配管等には十分な強度を持たせ、かつ、できる限り溶接構造として漏えいの防止を図ることなどにより、冷却材中に現れた放射性物質をできるだけ主たる循環系を構成する設備内に閉じ込めるとともに、これをできるだけ捕捉し、第3に、上記の復水浄化系等による冷却材の浄化処理過程等において、主たる循環系を構成する設備外に不可避免的に現れる放射性物質については、気体、液体及び固体の各形態に応じて、適切な処理を行うことによって、環境へ放出せざるを得ない放射性物質の量をできるだけ少なくしている。

被告は、本件原子力発電所において、上記各対策を講ずることによって、環境へ放出せざるを得ない放射性物質の量を極力低く抑えることとしており、線量目標値指針に基づく周辺公衆の被ばく線量の評価において、その結果が周辺監視区域^{*註}境界外における実効線量^{*註}の最大評価値で年間約0.04 mSv（同5号機の原子炉設置変更許可申請書における同1ないし5号機の評価結果の合計値。）となり、線量告示に規定される線量限度（実効線量で年間1 mSv）をはるかに下回ることはもちろんのこと、線量目標値指針に示される線量目標値（実効線量で年間0.05 mSv）をも下回ることを確認している。なお、同1、2号機は廃止措置期間中であって原子炉を停止してから長期間経過しており、原子炉の運転に伴い発生した放射性物質の放射能^{*註}は十分に小さくなっていることから、これを反映した周辺公衆の被ばく線量の最大評価値は、同1、2号機の廃止措置計画認可申請書における同1ないし5号機の評価結果の合計値で年間約0.03 mSvとなっている。

第3 自然的立地条件に係る安全確保対策

原子力発電所を設置するに当たっては、その設置場所に係る地盤、地震、津波等の自然的立地条件について、敷地及び周辺自然环境が事故の誘因とならないよう配慮する必要がある。

被告は、旧指針等に基づき、本件原子力発電所の耐震設計を行うとともに、その敷地の地盤及び津波に係る安全性を確認しており、以下においては、地盤に係る安全性（下記1）、地震に係る安全性（後記2）、津波に係る安全性（後記3）について順に述べる。

1 地盤に係る安全性

原子炉施設において、地盤に係る条件が事故の誘因とならないためには、第1に、敷地の地盤について、それが原子炉施設に影響を与える地すべりなどを起こすおそれがないこと、第2に、原子炉施設を建設する場所の地盤について、それが当該原子炉施設を支持するうえで必要な支持力を有するとともに地震等による地盤破壊や不同沈下などを起こすおそれがないことが、それぞれ必要である。

被告は、本件原子力発電所の敷地の地盤について、以下に述べるとおり、地質調査及び地盤調査を実施したうえで、十分な安全性を有していることを確認している。

(1) 地質・地盤調査

被告は、本件原子力発電所敷地全体の地質及び地質構造を把握するため、文献調査、地表地質調査^{*注}、ボーリング調査等を実施した。また、本件原子炉施設設置位置付近の地質及び地質構造を確認するために、ボーリング調査、試掘坑調査^{*注}等を実施するとともに、弾性波試験^{*注}、岩盤変形試験等の岩盤試験^{*注}を実施し、地盤物性を定量的に明らかにした。更に、本件

原子力発電所の敷地の地盤の物理的、力学的性質を明らかにするため、ボーリングコアによる岩石試験^{*註}を実施した。

(2) 敷地の地盤

被告は、本件原子力発電所の敷地の地盤につき、上記(1)で述べた調査の結果、原子炉施設に影響を与える地すべりなどを起こすおそれはないことを確認している。

敷地前面の海浜部は遠州灘に面しており、幅約60ないし80mの砂丘堤防がT. P. (東京湾平均海面)^{*註}+10ないし15mの丘をなして海岸線に平行して存在している。砂丘堤防の後背地には新第三系^{*註}を基盤^{*註}とするなだらかな丘陵地が分布し、この丘陵地と砂丘堤防との間はT. P. +6ないし8mの平坦地であって、原子炉施設に影響を与える地すべりなどを起こすおそれのある急斜面や地すべり地形は認められない。

敷地内の地質は、新第三紀^{*註}中新世^{*註}後期から鮮新世^{*註}前期に堆積した泥岩・砂岩互層からなる相良層群^{*註}相良層^{*註}が基盤を構成し、これを不整合に覆って第四紀^{*註}の段丘堆積物^{*註}や沖積層^{*註}が分布し、更に、風成砂層^{*註}がこれらを覆って広く分布している。

敷地の地質構造としては、後記(4)で述べるとおり、敷地内にはH断層系と呼ぶ断層が存在するが、この断層は地震を起こしたり、地震の際に付随して動いたりする断層ではない。

したがって、本件原子力発電所の敷地の地盤は、原子炉施設に影響を与える地すべりなどを起こすおそれがないものと認められる。

(3) 原子炉施設を支持する基礎岩盤 【図12】

本件原子炉施設を支持する基礎岩盤は、泥岩・砂岩互層からなる相良層群相良層で構成されている。同1ないし5号機の各地質・地盤調査の結果、

この相良層の岩石・岩盤物性については、湿潤密度^{*註}等の一般物理特性、三軸圧縮強度^{*註}等の強度特性及び弾性係数^{*註}等の変形特性の各指標において、ほぼ同等の結果が得られている。

以下においては、本件原子力発電所5号機を例に、本件原子炉施設を支持する基礎岩盤が、旧指針で定められた層せん断力係数^{*註}により算定した地震力及び後記「2（2）基準地震動S1、S2の策定」で述べる基準地震動S2に基づく地震力を考慮しても、支持力、すべり及び沈下について十分な安全性を有していることを説明する。

ア 支持力に係る安全性

本件原子炉施設を支持する基礎岩盤の支持力は、岩盤試験の結果によれば、1平方メートル当たり約2100トンである。これに対して、最も重量の大きな本件原子力発電所5号機原子炉建屋の自重により基礎岩盤に働く荷重は、1平方メートル当たり約60トンである。また、地震時においても、原子炉建屋から基礎岩盤に働く荷重は最大で1平方メートル当たり約110トンである。

更に、基礎岩盤の互層構造、H断層系の分布状況等を評価した安定解析結果によれば、基礎岩盤は地震時にも破壊することはない。

イ すべりに係る安全性

本件原子炉施設を支持する基礎岩盤のすべり抵抗力^{*註}は、岩盤試験の結果によれば、約50万トンである。これに対して、地震時に本件原子力発電所5号機原子炉建屋基礎底面に作用する水平力は、約16万トンである。

更に、基礎岩盤の互層構造、H断層系の分布状況等を評価した安定解析結果によれば、基礎岩盤は地震時においてもすべりに対する十分な安

全率を有している。

ウ 沈下に係る安全性

本件原子炉施設を支持する基礎岩盤の沈下については、岩盤試験の結果から、施設の荷重による変形はごく小さいこと、クリープ現象^{*註}による沈下は更に小さく、そのほとんどが発電所の建設初期段階で収束すること、加えて、不同沈下量もごく小さいことを確認している。

更に、基礎岩盤の互層構造、H断層系の分布状況等を評価した安定解析結果によれば、地震時においても原子炉建屋基礎底面の傾斜は十分に小さく、本件原子炉施設の安全性に影響を与えるものではない。

(4) 敷地内の断層

本件原子力発電所の敷地には、海岸線にほぼ平行に比較的連続性のある4本の断層が確認されている。それらを海側からそれぞれH-1, H-2, H-3及びH-4断層と命名し、総称してH断層系と呼称している。H断層系は、相良層中に、海岸線にほぼ平行なN40ないし80°W走向、50ないし80°SW傾斜を有し、鍵層^{*註}によって確認された落差が数十m程度の比較的連続性のある正断層である。被告は、上記(3)で述べたとおり、H断層系を含む基礎岩盤の安全性を確認している。

また、被告は、H断層系の活動性について、関連調査資料の検討や断層路頭の観察等の詳細な地質調査に基づき、以下のとおり検討した。

すなわち、H断層系の断層面近傍では、砂岩及び凝灰岩^{ぎょうかい かくれき}は角礫状を呈さず、一部で膨縮^{ぼうしゆく}が認められ、レンズ状をなしていること、砂岩及び凝灰岩には明瞭な引きずりが認められることなどの形態及び性状から、H断層系は塑性変形^{*註}を伴う環境下で形成されたと考えられ、このような環境下で断層が形成されてから現在に至るまでに新たな破砕が起きていない

と認められた。最近の活動に着目すれば、敷地内に御前崎礫層^{*注}に対比される段丘堆積物が堆積していることから、少なくとも同堆積物の堆積時以降、これらの断層に塑性変形を起こす要因はなかったものと認められた。更に、被告は、断層の形態及び性状がH断層系とよく類似する敷地付近の36H01断層^{*注}及びT11断層^{*注}は、いずれも御前崎礫層又は笠名礫層^{かきな}に対比される礫層に変位を与えていないことを、^{じょうさい}上載地層法^{*注}によって確認した。

以上のことから、被告は、H断層系には少なくとも約8万年前以降における活動はないことを確認している。したがって、H断層系は地震を起こしたり、地震の際に付随して動いたりする断層ではなく、耐震設計上考慮すべき活断層ではない。

なお、本件原子力発電所の周辺では、100ないし150年に1回程度、繰り返しマグニチュード(M)^{*注}8クラスのプレート間地震が発生しているが、約8万年前から現在に至るまでに発生した多くのプレート間地震の際にもH断層系は動いていないことから、今後ともプレート間地震の際にも動くことはないと考えられる。

(5) 地盤の隆起・変形

想定東海地震のような海域で発生するプレート間地震の場合、その発生に伴う地殻変動は広い範囲に及ぶのだらかなものであり、本件原子力発電所の安全上問題となるものではない。プレート間地震の発生に伴う地殻変動がのだらかなものであることは、1923年関東地震(M7.9)や1944年東南海地震(M7.9)、1946年南海地震(M8.0)等の際にも明らかとなっている。

2 地震に係る安全性

原子炉施設は、想定されるいかなる地震力に対しても、これが安全上重要な設備の機能を失わせることなく、大きな事故の誘因とならないように十分な耐震性を有していなければならない。

被告は、旧指針等に基づき、以下のとおり、本件原子力発電所の耐震設計を行っている【図13】。

- ① まず、過去に敷地に被害を及ぼしたと考えられる地震や活断層の活動性等について詳細な調査を行い、耐震設計上想定すべき地震（設計用最強地震^{*註}及び設計用限界地震^{*註}）を適切に選定する。
- ② 次に、設計用最強地震及び設計用限界地震から、敷地における設計用地震動（基準地震動S1，S2^{*註}）を適切に策定するため、経験式や断層モデル^{*註}を用いた方法等、様々な手法により敷地における地震動を評価し、設計用応答スペクトル^{*註}と設計用模擬地震波^{*註}を定める。
- ③ 原子炉施設の各設備は、その設計の特徴を十分踏まえ、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から、耐震設計上の重要度分類を適切に設定したうえで、重要度に応じて適切な地震力を算定し、これに耐えるように耐震設計を行う。特に、重要度分類のAクラス及びAsクラスの施設については、基準地震動S1，S2を用いて地震応答解析^{*註}を実施し、各施設の発生応力値^{*註}が許容値^{*註}を上回っていないことを確認する。

なお、被告は、旧指針策定前に設計した本件原子力発電所1，2号機について、技術指針（1970）等に基づき耐震設計を行っているところ、この技術指針の基本的な考え方は旧指針と同様であると考えられる。被告は、旧指針策定以降、自主保安の観点から、旧指針の考え方に照らした耐震安全性の確認を行い、耐震安全性が確保されていることを確認しており、その確認結果は、通商産業省資源エネルギー庁によっても妥当であることが確認され

ている。

以下においては、本件原子力発電所5号機の耐震設計を例として、①設計用最強地震及び設計用限界地震の選定、②基準地震動S1、S2の策定、③基準地震動を用いた具体的耐震設計について説明する。

(1) 設計用最強地震及び設計用限界地震の選定

被告は、旧指針に基づき、「過去の地震から想定される地震」、「活断層から想定される地震」及び「地震地体構造から想定される地震」をそれぞれ検討して、耐震設計上想定すべき設計用最強地震及び設計用限界地震を、以下のとおり選定した。

ア 過去の地震から想定される地震

本件原子力発電所の敷地周辺の主な過去の地震としては、「新編 日本被害地震総覧 [増補改訂版416-1995] (1996)」(宇佐美(1996))などに基づき、敷地周辺の震度[※]が5弱(1996年以前は震度V)程度以上と推定された以下の12の地震を選定した。

- ① 永長地震(1096年, M8.4)
- ② 明応地震(1498年, M8.3)
- ③ 天正17年駿河遠江^{するがとおとうみ}の地震(1589年, M6.7)
- ④ 慶長地震(1605年, M7.9)
- ⑤ 元禄地震(1703年, M8.1)
- ⑥ 宝永地震(1707年, M8.4)
- ⑦ 安政東海地震(1854年, M8.4)
- ⑧ 安政2年遠州灘の地震(1855年, M7.3)
- ⑨ 安政4年駿河の地震(1857年, M6.25)
- ⑩ 濃尾地震(1891年, M8.0)

⑪ 関東大地震（1923年，M7.9）

⑫ 東南海地震（1944年，M7.9）

また、想定東海地震は過去に起こった地震ではないが、「工学的見地から起こることを予期することが適切と考えられる地震」であることから、基準地震動の策定に当たっては、過去の地震から想定される地震の1つとして取り扱った。被告は、中央防災会議^{*注}の「地震防災対策強化地域の指定について（報告）」（昭和54年5月）に基づき、M8.0、断層の形120km×50kmの長方形、傾斜角20度の逆断層によりもたらされる地震を想定東海地震として考慮した【図14】。

イ 活断層から想定される地震

被告は、本件原子力発電所の敷地周辺30kmの範囲の陸域及び海域について詳細な文献調査を実施し、更に、陸域については、空中写真判読^{*注}、地表地質調査等による地形調査^{*注}及び地質調査を詳細に実施し、海域については、海上保安庁等による音波探査^{*注}記録等の検討とともに、被告自ら音波探査を詳細に実施した。また、敷地を中心とする半径30km以遠での陸域及び海域についても、敷地に影響を及ぼす可能性のある断層について調査を実施した。

このうち、敷地周辺陸域の断層について、敷地から半径30km範囲については御前崎台地のリニアメント^{*注}、牧ノ原台地のリニアメントを調査し、また、敷地から半径30km以遠についても敷地に影響を及ぼす可能性のある断層として中央構造線北端部、糸魚川—静岡構造線活断層系、ふじかわかこう 富士川河口断層帯、いろうざき 石廊崎断層、かんなわ 神縄・こらづ 国府津—松田断層帯等を調査した。

また、敷地周辺海域の断層について、敷地から半径30km範囲については、せのうみかいぼんせいせん 石花海海盆西縁（南）の断層、石花海海盆西縁（北）の断層、石

花海海盆東縁の断層、石花海堆南縁^{せのうみたいなんえん}の断層、御前崎堆南縁^{おまえざきたいなんえん}の断層、御前崎南方海域の断層及び天竜海底谷に沿う断層等を調査し、また、敷地から半径30km以遠についても敷地に影響を及ぼす可能性のある断層として、駿河トラフ断層、遠州断層系、小台場断層系^{こだいば}及び東海断層系等を調査した。

被告は、上記調査結果に基づいて想定される地震規模及び震央距離^{*注}によって、本件原子力発電所の敷地に与える震度を検討し、敷地での震度5弱程度以上を目安に、敷地への影響を検討する活断層による地震を次のように選定した。

設計用最強地震の対象としては、震央距離(Δ)が近い^{ため}敷地に及ぼす影響が他のものより大きい石花海海盆西縁(南)の断層による地震(M6.6, Δ=17km)を選定した。なお、駿河トラフ断層による地震は、想定東海地震(M8.0)として考慮した。

次に、設計用限界地震の対象としては、神縄・国府津一松田断層帯による地震(M8.5, Δ=127km)を選定した。なお、富士川河口断層帯については、想定東海地震及び安政東海地震との連動を考慮した場合においても、想定東海地震及び下記ウにおいて想定した南海トラフ^{*注}沿いのM8.5の地震による本件原子力発電所の敷地に対する影響を上回らないことを確認した。

ウ 地震地体構造から想定される地震

南海トラフ沿いの地域においては、地震地体構造^{じしんちたいこうぞう}^{*注}から想定される地震規模の上限はM8.5程度とされていることから、被告は、地震地体構造から想定される地震として、「南海トラフ沿いのM8.5の地震」を想定した。

エ 旧指針に基づいて考慮する直下地震

被告は、本件原子力発電所の敷地には本件原子炉施設の耐震安全性に影響を及ぼすような活断層がないことを確認しているが、そのうえで、旧指針では、実際に起きる地震との関連はないものの、この程度の地震が発生したと仮定しても安全が保たれるよう基準地震動S2の策定に当たって無条件でM6.5の直下地震を考慮するよう定められていることに基づき、M6.5の直下地震を考慮した。

オ 設計用最強地震及び設計用限界地震の選定

(ア) 設計用最強地震

設計用最強地震の対象となる地震としては、前記アで述べた敷地周辺の震度が5弱（1996年以前は震度V）程度以上と推定された12の過去の地震のうち、敷地周辺の震度が6弱（1996年以前は震度VI）程度以上と推定され、敷地に及ぼす影響が特に大きい永長地震（M8.4）、明応地震（M8.3）、天正17年駿河遠江の地震（M6.7）、宝永地震（M8.4）、安政東海地震（M8.4）、安政2年遠州灘の地震（M7.3）、東南海地震（M7.9）及び想定東海地震（M8.0）を選定した。また、前記イで述べたとおり、活断層から想定される地震としては、石花海盆西縁（南）の断層による地震（M6.6）を選定した。

(イ) 設計用限界地震

設計用限界地震の対象となる地震としては、前記イで述べたとおり、活断層から想定される地震としては、神縄・国府津―松田断層帯による地震（M8.5）を選定した。また、前記ウで述べたとおり、地震地体構造から想定される地震としては、南海トラフ沿いのM8.5の地震を選定した。更に、上記エで述べたとおり、基準地震動S2の策

定に当たり直下地震（M6.5）も考慮した。

（2）基準地震動S1，S2の策定

被告は、上記（1）のとおり選定した耐震設計上想定すべき設計用最強地震及び設計用限界地震に基づき、以下のとおり基準地震動S1，S2を策定した。

ア 基準地震動S1，S2

被告は、標準応答スペクトル（大崎の方法）^{*註}に基づき、選定した各地震について応答スペクトル^{*註}を算定するとともに、想定東海地震、安政東海地震及び南海トラフ沿いのM8.5の地震については、本件原子力発電所の敷地が震源域内に位置する地震と考えられ、断層面の拡がりや敷地の地震動の評価に考慮することが適切であると考えられるため、断層モデルを用いた手法（小林の方法^{*註}）を併用して応答スペクトルを算定した。その際には、想定東海地震については中央防災会議の昭和54年の報告に基づく断層面を想定し、安政東海地震及び南海トラフ沿いのM8.5の地震については、駿河湾周辺に1つ（想定東海地震と同じ断層面）と遠州灘周辺に1つの断層面（石橋による断層面）を想定した【図14】。なお、本件原子力発電所5号機の基準地震動S1，S2を策定する際には、断層モデルを用いた手法（波形合成法^{*註}）による地震動評価も行った。

そして、算定した各応答スペクトルを包絡し、更に工学的判断により余裕を見込んで設計用応答スペクトルを設定したうえで、それに適合する設計用模擬地震波（時刻歴波形）を本件原子力発電所の耐震設計に用いる基準地震動S1，S2として策定した【図15-1～3】。

具体的には、基準地震動S1の設計用応答スペクトルは、選定した設

計用最強地震の対象となる地震による地震動の応答スペクトルをすべて包絡するように定めた。また、基準地震動S2の設計用応答スペクトルは、選定した設計用限界地震及び直下地震による地震動の応答スペクトルをすべて包絡するように定めたものであるが、設計用限界地震による地震動の応答スペクトルが基準地震動S1の設計用応答スペクトルを上回らなかったことから、本件原子力発電所の敷地が繰り返し発生しているM8クラスのプレート間地震の震源域内に位置し、想定東海地震の発生が予想されていることを踏まえ、工学的判断により基準地震動S1の設計用応答スペクトルに全周期帯で3割程度の余裕を見込んで定めた。また、設計用模擬地震波は、地震動の継続時間^{*註}と振幅包絡線の経時的変化^{*註}を考慮して、上記の設計用応答スペクトルに適合するよう、位相^{*註}を乱数とした正弦波の重ね合わせによって作成した。基準地震動S1、S2の設計用応答スペクトルから作成された設計用模擬地震波の最大加速度振幅は、設計用模擬地震波S1として450ガル^{*註}、設計用模擬地震波S2として600ガルであり、最大速度振幅は、設計用模擬地震波S1として43.3カイン^{*註}、設計用模擬地震波S2として53.9カインである。

イ 見直された想定東海地震との比較検討 【図16-1, 2】

前記「(1) ア 過去の地震から想定される地震」で述べたとおり、被告は、耐震設計上想定すべき地震として、中央防災会議の「地震防災対策強化地域の指定について(報告)」(昭和54年5月)に基づく想定東海地震を考慮している。平成13年に中央防災会議は、多くの観測データの蓄積と新たな学術的知見が得られてきたことを踏まえ、想定東海地震の地震像の再検討を行い、想定東海地震の震源断層モデルの見直しを行ったことから、被告は、見直された想定東海地震の震源断層モデルに

よる本件原子力発電所敷地における地震動と基準地震動S1、S2との比較検討を実施し、その妥当性を確認した。

まず、中央防災会議の地震波と基準地震動S1、S2の最大加速度、主要動の継続時間等とを比較し、中央防災会議の地震波が、基準地震動S1、S2をいずれの点においても下回っていることを確認した。

また、応答スペクトルを比較し、中央防災会議の地震波のうち、最大加速度が395ガルと最も大きい南北方向の水平波(以下、「中央防災水平波」という。)の応答スペクトルが、長周期側である1秒付近のピークを除き、基準地震動S2の応答スペクトルを十分に下回っていることを確認した。本件原子力発電所の安全上重要な構築物及び機器・配管は剛構造^{*註}であって、その固有周期は短周期であるため、この長周期側のピークの影響は小さく、耐震安全上問題とならない。

更に、被告は、念のため中央防災水平波を用いて、本件原子力発電所1号機原子炉建屋の地震応答解析を実施しており、中央防災水平波の応答値が、基準地震動S1の応答値を十分下回り、基準地震動S1による応答値の6割程度であることを確認した。

なお、被告は、上記に加えて、平成15年に同じく中央防災会議において計算された想定東海地震、東南海地震及び南海地震の想定震源域が連動した場合の本件原子力発電所敷地における地震動についても基準地震動S1、S2との比較検討を実施し、同様に、基準地震動S1、S2が妥当性を有することを確認した。

(3) 本件原子力発電所の耐震設計

被告は、旧指針の基本方針に基づき、本件原子力発電所の構築物は原則として剛構造にするとともに、重要な構築物は岩盤に支持させている。また、本件原子力発電所の構築物及び機器・配管について、耐震設計上の重

要度分類に応じた具体的耐震設計を行っている。

ア 岩盤に支持させた剛構造

被告は、本件原子力発電所の構築物は原則として剛構造にするとともに、重要な構築物は岩盤に支持させている。

旧指針で、「建物・構築物は原則として剛構造にする」としていることは、構築物を剛構造とすることによって、地震時における原子炉施設やその施設内の機器等の変形をできる限り抑えることができることに基づいている。また、旧指針が「重要な建物・構築物は岩盤に支持させなければならない」としているのは、構築物を岩盤に直接設置することによって、表層地盤^{*註}による地震動の増幅を回避するとともに、岩盤においては地震動を正確に把握することができることに基づいている。

本件原子力発電所の原子炉建屋は、上下階に亘って連続する厚い耐震壁^{*註}を規則正しく配置した壁式の剛構造としており、また、この原子炉建屋を含め、本件原子力発電所の重要な構築物は、原則として地盤を掘削し、風化していない岩盤（相良層）に直接コンクリート基礎を構築している。

イ 耐震設計上の重要度分類に応じた耐震設計方針

(ア) 耐震設計上の重要度分類

旧指針では、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から、耐震設計上の重要度分類が設定されている。

Aクラスは、①自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している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放散する可能性のあるもの、②上記の事態を防止するために必要なもの及び事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減さ

せるために必要なものであって、その影響、効果の大きいものをいう。

Aクラスの施設のうち特に安全上重要な施設は、Asクラスといい、原子炉停止（原子炉スクラム）系、圧力容器や原子炉冷却材再循環系等の圧力バウンダリを構成する機器・配管、原子炉隔離冷却系、主蒸気逃がし安全弁、格納容器及び後記「第7 2（1）ウ（イ）非常用電源設備」で述べる非常用ディーゼル発電機等がある。

Bクラスは、Aクラスで述べたことの影響、効果が比較的小さいものをいう。

Cクラスは、A及びBクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいものをいう。

なお、原告らは、訴状において、「ディーゼル発電機までの送油管はAクラスに分類されておらず、地震時に破壊されることが想定される」（同73頁）と主張する。しかしながら、本件原子力発電所3ないし5号機において、原子炉建屋内に設けられているデイタンク（非常用ディーゼル発電機を100%出力で8時間運転できる量の軽油を貯蔵している燃料タンク）から非常用ディーゼル発電機までの送油管は、耐震設計上の重要度分類がAsクラスであり、原子炉建屋外に設けられている軽油タンクから上記デイタンクまでの送油管は耐震設計上の重要度分類はCクラスであるが、被告は、Asクラスの耐震性を有するように自主的に設計している。

（イ）各クラスの施設の耐震設計方針

a Aクラスの施設

Aクラスの施設は、①基準地震動S1に基づく地震力と、②静的地震力^{*註}のいずれか大きい方の地震力に耐えるように耐震設計をすることが旧指針で要求されている。ここで、旧指針にいう「耐える」とは、技術指針（1987）において、「弾性^{*註}状態にあるようにする」

ことと解されている。

上記①の地震力は、水平地震力については基準地震動 S 1 に基づく動的解析^{*注}から求め、鉛直地震力については基準地震動 S 1 の最大加速度振幅の 2 分の 1 の値を鉛直震度^{*注}として求める。

上記②の静的地震力として、構築物については、水平地震力は層せん断力係数を 3 倍して算定し、鉛直地震力は鉛直震度 0. 3 を基準とし、構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度に基づいて算定する。また、機器・配管については、水平地震力は構築物において採用する層せん断力係数を 1. 2 倍して算定し、鉛直地震力は構築物において採用する鉛直震度を 1. 2 倍して算定する。

以上のいずれの場合も、鉛直震度は高さ方向に一定とし、水平地震力と鉛直地震力とは、同時に不利な方向に作用するものとしている。

b A s クラスの施設

A s クラスの施設は、上記 a で述べた耐震設計に加えて、更に、基準地震動 S 2 に基づく地震力に対しても、その安全機能が保持できるように設計する。

すなわち、A s クラスの施設は、基準地震動 S 1 に基づく地震力に対し耐えるだけでなく、更に、基準地震動 S 2 による地震力に対して、構築物については、全体として十分変形能力 (ねばり) の余裕を有し、その終局耐力^{*注}に対して妥当な余裕を有するよう設計する。また、機器・配管については、その相当部分が降伏^{*注}し、塑性変形する場合でも、過大な変形、き裂、破損等が生じ、その機能に影響を及ぼすことがないように設計する。

上記の動的解析に基づく地震力は、水平地震力については基準地震動 S 2 に基づく動的解析から求め、鉛直地震力については基準地震動 S 2 の最大加速度振幅の 2 分の 1 の値を鉛直震度として求め、これら

の地震力が同時に不利な方向の組み合わせで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

したがって、仮に基準地震動S2をもたらす地震が発生した場合であっても、Asクラスの施設に過度な変形が生ずることがなく、放射性物質の閉じ込めなどの期待される機能は、なお十分な余裕をもって維持することができる。

c B及びCクラスの施設

B及びCクラスの施設は、次の静的地震力に耐えるように設計する。

静的地震力として、構築物については、層せん断力係数をBクラスは1.5倍、Cクラスは1.0倍して水平地震力を求める。また、機器・配管については、構築物において採用する層せん断力係数をB及びCクラスとも1.2倍して水平地震力を求める。

ただし、Bクラスの施設のうち、共振^{*註}するおそれのあるものについては、その影響の検討をも行う。

d 波及的破損について

上記において、上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じないように設計する。

ウ 本件原子力発電所の具体的耐震設計

(ア) 構築物の具体的耐震設計

被告は、本件原子力発電所の原子炉建屋等の安全上重要な構築物について、基準地震動S1、S2を用いた地震応答解析により、構築物がどのような力を受けたり揺れたりするかを検討したうえで、耐震設計を行っている。

まず、被告は、建屋等の構築物をモデル化し、基準地震動S1を入力して計算し、建屋の各位置が受ける力と揺れの大きさを算出してい

る。また、静的地震力に対しても建屋の各位置が受ける力を算出している。そして、両者の値のいずれか大きい方の値を建屋の各位置に対する設計用の地震力としている。

そのうえで、被告は、建屋の壁や床・基礎等の部材を詳細なモデルに置き換え、設計用の地震力を用いた応力解析^{*註}を実施し、各部材に生ずる応力値・変形量を算出し、それらの値が許容値を下回り、弾性状態にあることを確認している。

A sクラスの構築物については、更に、基準地震動S2を用いた地震応答解析を行い、構築物の変形能力や終局耐力に対して十分な余裕を有していることを確認している。

(イ) 機器・配管の具体的耐震設計

被告は、本件原子力発電所の安全上重要な機器・配管について、建屋等の構築物との共振によって地震応答が過大にならないよう、原則として剛構造とするとともに、耐震設計上の重要度に応じて基準地震動による動的地震力又は静的地震力に、機器・配管に作用する圧力、温度等による荷重を組み合わせて耐震設計を行っている。

a 機器・配管の具体的設置方法

本件原子炉施設の機器については、剛構造とするために、多数の基礎ボルトで構築物に取り付けている。また、配管については多数のサポートで構築物に支持させている。建屋と建屋の間の渡り配管も、地震時に想定される建屋間の相対変位を考慮し、変位が吸収できるように適切な曲がり部を設けたり、フレキシブルジョイント^{*註}を設置したりするなどの対策を行っているが、それぞれの建屋等に堅牢に支持させており、固有周期は0.3秒以下の短周期側にある。このように、本件原子力発電所の機器・配管は、剛構造となっており、その固有周期は同じく剛構造である原子炉建屋の固有周期よりも短周期である。

なお、原告らは、その準備書面1において、「再循環ポンプとモーターはフロアに固定することができず、それ自体が長大（長さ約65m）で大きな重量を持つ再循環系配管の上に載っている」（同7頁）、
「再循環系配管も、再循環ポンプ・モーターも各種ハンガーで上部からも吊り下げられているが、それらのハンガーは配管の熱膨張に追従できるような構造を持ち、システムの重量を支える役割としては補助にすぎない」（同8頁）と主張する。しかしながら、再循環ポンプ（再循環ポンプモータを含む。）及び再循環配管の自重は、いずれも格納容器内支持構造物等に固定された多数のコンスタントハンガによってそれぞれ支持される構造となっており、再循環ポンプが再循環配管の上に載っている旨の原告らの主張及びコンスタントハンガが再循環ポンプ等の重量を支える役割としては補助にすぎない旨の原告らの主張は、いずれも誤った事実認識に基づくものである。

また、原告らは、その準備書面1において、再循環ポンプについて、「地震動については・・・スナップ（支持金具）により、地震動そのものを吸収することになっているが、実証実験が行われて安全性が確認されているわけではない」（同9頁）と主張する。しかしながら、後記「(4) 本件原子力発電所が有する耐震上の余裕」で述べる、^{なごび}多度津工学試験所で行われた耐震信頼性実証試験の中で、「BWR再循環系配管耐震実証試験」が行われている。すなわち、同試験では、再循環ポンプ、再循環配管並びにそれらの自重を支持するコンスタントハンガ及び地震荷重を支持するメカニカル防振器（スナップ）を模擬した試験体を用いて、基準地震動S2を上回る地震波で加振が行われ、その結果、耐震機能上何ら問題のないことを確認したとされている。したがって、原告らの主張は失当である。

更に、原告らの準備書面1における、巨大地震の際、原子炉建屋と

タービン建屋が異なる振動を起こし、両建屋間で異なる隆起（あるいは陥没）が生じこれによる高低差が生じた場合、原子炉压力容器からタービンにつながる主蒸気管は破断する蓋然性が高い旨の主張（同12頁）について言えば、原子炉建屋及びタービン建屋間の渡り配管については、上記のとおり、地震時に想定される建屋間の相対変位を考慮し、適切な曲がり部を設けて変位が吸収できるように対策がなされており、地震時に建屋間の相対変位によって主蒸気管が破断することのないようにしている。そもそも前記「1（5）地盤の隆起・変形」で述べたとおり、想定東海地震のように海域で発生するプレート間地震における地殻変動による隆起は、広い範囲に及ぶただらかなものであり、本件原子力発電所の建屋間に大きな変位を生じさせるものではない。

b 発生応力値の確認

安全上重要な機器・配管については、以下のような手順で発生応力値を算出し、発生応力値が許容値を上回らないことを確認している。

① 格納容器、压力容器等の大型機器については、地盤・建物との相互作用^{*註}が無視できないため、地盤・建物・当該機器を連成してモデル化し、地震応答解析を実施し、各部の基準地震動S1、S2による発生応力値を算出する。

その他の機器・配管については、まず、機器・配管が設置された位置の床応答スペクトル^{*註}を算出する。次に、この床応答スペクトルと、別途算出した各機器・配管の固有周期等を用いて、スペクトルモーダル解析法^{*註}等により、各機器・配管に生ずる基準地震動S1、S2による発生応力値を算出する。

このうち基準地震動S1による発生応力値については、前記イ（イ）のとおり算出した静的地震力による発生応力値と比較し、い

ずれか大きい方の値を用いる。

- ② 上記で求めた地震による発生応力値に、各機器・配管に作用しているその他の荷重（自重、圧力、温度等）による発生応力値を組み合わせ、各機器・配管の各部に発生する応力値を算出する。

なお、地震力とその他の荷重との組み合わせについては、旧指針等に示されており、地震によって引き起こされるおそれのある事象（地震との従属事象）によって作用する荷重については、地震力と組み合わせることとされている。また、地震によって引き起こされるおそれのない事象（地震との独立事象）であっても、事故が発生した場合に長時間事象が継続するものであれば、そのような事象によって発生する荷重は地震力と組み合わせることとされているが、水力学的動荷重等の短時間しか作用しない荷重については、これを地震力と組み合わせる必要はないとされている。

- ③ 上記で求めた各機器・配管の各部の発生応力値とこれらに使用された材料の許容値とを比較し、発生応力値が許容値を上回らないことを確認している。

（４）本件原子力発電所が有する耐震上の余裕

本件原子力発電所の具体的耐震設計については上記（３）で述べたとおりであるが、上記設計には、①発生応力値の算定（解析）における余裕、②発生応力値が許容値に対して有する余裕、③許容値の設定における余裕がそれぞれ存在しており、かかる設計に基づき建設された本件原子力発電所は大きな耐震上の余裕（耐震余裕）を有している。原子力発電所の有する大きな耐震余裕は、耐震信頼性実証試験^{*註}として多度津工学試験所で行われた、実機を模擬した状態での一連の実証的確認等において実際に確認されているところである。

以下においては、この耐震余裕をもたらす、上記設計における①ないし③の余裕について順に述べる。

なお、被告は、本件原子力発電所3ないし5号機について、耐震設計審査指針の改訂の審議を契機として自主的に耐震裕度向上工事を実施している。この耐震裕度向上工事では、基準地震動S2（600ガル）を上回る仮想の目標地震動（約1000ガル）を設定して、A及びAsクラスの構造物や機器・配管等を対象に、この目標地震動による発生応力値が許容値に対して有する余裕が相対的に少ないものを選び出し、これらに対して必要な工事を実施した。被告は、平成20年3月までに予定したすべての工事を完了している。

ア 発生応力値の算定（解析）における余裕

発生応力値の算定（解析）における余裕とは、被告が具体的耐震設計に用いている発生応力値が、設計に用いた地震が実際に生じた場合に発生する真の発生応力値よりも大きなもの（安全側の値）となっていることによって生ずる余裕である。

例えば、前記「(3)ウ(ア)構造物の具体的耐震設計」で述べた応力解析を実施するに当たっては、被告は、モデルに入力する建屋の各位置に対する地震力について、地震応答解析において求められた動的地震力の最大値を静的地震力として用いており、これによって大きな発生応力値が算定され、余裕が生ずる。これは、実際の地震力は、時々刻々と変化する動的地震力であるのに対し、構造物にほんの一瞬作用するだけの動的地震力の最大値が、変化せず、一定の力で作用し続けると仮定していることとなるが、このような仮定は安全側の余裕を生じさせるものである。

また、設計用減衰定数^{けんすいじょうすう}*注に関する余裕が存在する。減衰定数とは、

揺れが時間とともに減少するその効果の割合を表したもので、減衰が大きいほど地震による揺れは小さくなり、逆に減衰が小さいほど地震による揺れは大きくなる。前記「(3) ウ (イ) 機器・配管の具体的耐震設計」で述べた、大型機器に対する地震応答解析やその他の機器・配管に対するスペクトルモーダル解析を実施するに当たり、被告は設計用減衰定数を用いているが、この地震応答解析等に用いている設計用減衰定数は、実験によって得られたデータよりも相当に安全側の数値を使用している。

イ 発生応力値が許容値に対して有する余裕

前記「(3) ウ 本件原子力発電所の具体的耐震設計」で述べたとおり、原子炉施設の構築物及び機器・配管の耐震設計では、基準地震動を策定した後、その基準地震動を用いて地震応答解析や応力解析を行うが、その解析において算定された発生応力値が、許容値以内であるように設計が行われる。この発生応力値と許容値との差として存在するのが、発生応力値が許容値に対して有する余裕である。

ウ 許容値の設定における余裕

前記「(3) ウ 本件原子力発電所の具体的耐震設計」で述べた、被告が本件原子力発電所の構築物及び機器・配管の具体的耐震設計において用いた許容値は、構築物及び機器・配管の破壊に至るまでに大きな余裕を有している。

例えば、耐震壁については、実際に耐震壁が破壊する終局点の変形量（終局せん断歪み、 4×10^{-3} ）の $1/2$ の変形量が、基準地震動S2が作用した場合の耐震壁の許容変形量（許容せん断歪み、 2×10^{-3} ）として定められている。このように、構築物の基準地震動S2に対する許容値は、余裕を考慮して設定されているため、基準地震動S2が作用

した場合に当該構築物に多少の塑性変形が生ずることはあっても、破壊に至るまでには大きな余裕を有している【図17-1】。

また、圧力容器については、鋼材の有する終局の強さである設計引張強さ^(ひっぱり)(S_u)*註の2/3倍を基準地震動S2に対する許容値としている。また、この設計引張強さは、各使用温度における材料試験の結果を踏まえ、実際の材料の引張強さに対して安全側に設定されている。このように、機器・配管の基準地震動S2に対する許容値は、余裕を考慮して設定されているため、基準地震動S2が作用した場合に当該機器・配管が塑性変形することはあっても、破壊に至るまでには大きな余裕を有している【図17-2】。

3 津波に係る安全性

被告は、本件原子力発電所について、水理に係る安全性を確認しているが、その中で、津波が同発電所の安全確保に支障を及ぼさないことを確認している。以下においては、同5号機を例としてこれを説明する。

すなわち、まず、本件原子力発電所周辺海域の潮位について検討した結果、最高潮位は昭和35年(1960年)5月24日チリ地震津波のT. P. +1.98m、最低潮位は同地震津波のT. P. -2.18mであり、また、^{さくぼう}朔望平均満潮位*註はT. P. +0.76m、朔望平均干潮位*註はT. P. -0.96mであった。

津波による水位変動については、安政東海地震の石橋モデルを用いた津波の数値シミュレーション等により検討した結果、敷地前面における最高水位^{そじょうだか}(遡上高*註)は、朔望平均満潮位を考慮するとT. P. +5.8m程度であり、また取水塔周辺における最低水位は、朔望平均干潮位を考慮するとT. P. -8.8m程度と推定した。また、過去の地震による各地の津波高を推定している諸文献について調査検討を行った結果、敷地付近に想定する

必要のある水位上昇は、最大T. P. +6. 0m程度と推定した。

そして、被告は、本件原子力発電所の津波に係る安全性について、津波による水位上昇に対しては、敷地はT. P. +6. 0ないし8. 0mに整地され、敷地前面には幅約60ないし80m、高さT. P. +10ないし15mの砂丘堤防が存在すること、また、本件原子力発電所の原子炉建屋及び海水熱交換器建屋*^註の出入口には腰部^{ようぶ}防水構造扉*^註等を設置していることなどから、余裕をみた水位上昇に対しても本件原子力発電所の安全確保に支障はないことを確認した。また、津波による水位低下に対しては、沖合600mに設置されている取水塔内の取水口（冷却用の海水の取り入れ口）の下端レベルがT. P. -6. 0mであり、津波による最低水位が取水口の下端レベルを4分間程度下回る可能性があるが、冷却に必要な海水が取水槽に20分間分以上確保される設計であることから、本件原子力発電所の安全確保に支障がないことを確認した。

第4 深層防護の考え方に基づく事故防止対策 【図18】

本件原子力発電所においては、上記第3で述べたとおり、地盤、地震、津波等の自然的立地条件については敷地及び周辺自然环境が事故の誘因とならないように配慮されており、そのうえで、安全設計審査指針等に基づき、放射性物質の環境への異常な放出という結果を未然に防止し、安全を確保すべく、信頼性の高い事故防止対策が講じられている。

この事故防止対策には、深層防護の考え方が採り入れられており、これにより、十分な対策が採られている層が何層にも亘って用意され、各層の対策を講じた時点で想定していなかった事象が発生したとしても、容易にすべての層が突破されることはなく、十分安全が確保できるようになる。

事故防止対策においては、原子炉停止、炉心冷却、放射性物質の閉じ込めの機能を有する安全上重要な設備を設けるとともに、その機能が確実に働く

よう周到な対策を講じている。例えば、これらの設備については、使用条件等に対して十分な余裕を設けるとともに、作動することが必要となる設備を自動的に作動するものとし、また、動的設備については、多重性又は多様性及び独立性を持たせることにより機能を同時に喪失しないように配慮することなどをもって、その機能が確実に達成されるよう設計している。

そして、被告は、その設計の妥当性を検証するとの観点から、安全設計評価を実施しており、安全評価審査指針等における判断基準を満足していることを確認している。

以下においては、本件原子力発電所の事故防止対策について、異常発生防止対策、異常拡大防止対策、放射性物質異常放出防止対策に整理して述べ、更に、安全設計評価について述べる。

1 異常発生防止対策

原子力発電所における事故防止対策の第一は、放射性物質の環境への多量の放出につながるような異常の発生を未然に防止することである。

原子力発電所においては、核分裂生成物を、平常運転時には燃料被覆管内に閉じ込めることにより、また、異常が発生した場合には圧力バウンダリをはじめとする多層に設けた物理的障壁の内側に閉じ込めることにより、環境への放出を防止している。したがって、異常の発生を防止するうえでは、まず、核分裂生成物を閉じ込める機能を有する燃料被覆管と圧力バウンダリの健全性を確保することが必要である。そして、燃料被覆管と圧力バウンダリの健全性を十分な余裕を持って確保するためには、何よりも原子炉の運転を安定な状態に維持することが必要である。

(1) 原子炉の安定した運転の維持

原子炉を安定に運転するという事は、原子炉の出力、圧力及び水位を

安定に制御することである。このため、本件原子力発電所には、原子炉出力制御系、原子炉圧力制御系及び原子炉水位制御系からなる原子炉制御系が設けられており、以下のとおり、原子炉の出力、圧力及び水位を安定に制御できるように設計されている。

すなわち、原子炉の出力制御については、原子炉の起動・停止や比較的大きな出力変更の際には制御棒の位置の調整によって行い、日常の軽微な出力調整の際には再循環ポンプによる冷却材の再循環流量の調整により行うが、この原子炉の出力制御には運転員の操作が必要となることから、運転員の誤操作を防止するためのインターロックが設けられ、原子炉の出力の異常な上昇を招かないように設計されている。

原子炉の圧力制御については、原子炉圧力制御系により蒸気加減弁（又はタービンバイパス弁）の開度を自動的に調整することで、あらかじめ設定した圧力に維持される。

原子炉の水位制御については、原子炉水位制御系により給水流量を自動的に調整することで、あらかじめ設定した水位に維持される。

これらの原子炉制御系については、原子炉の出力、圧力及び水位を集中的に監視、制御できるように、監視装置や制御装置がいずれも中央制御室の制御盤に配置されている。

(2) 燃料被覆管の健全性の確保

燃料被覆管の健全性を確保するためには、①沸騰遷移^{*註}による焼損を防止すること、②燃料ペレットの膨張による機械的な損傷を防止すること、③内圧や外圧による損傷を防止することなどについて、十分な対策を講ずる必要がある。

ア 熱的影響に対する健全性の確保

燃料被覆管の温度は、平常運転時には周囲の冷却材の温度（約280℃）より多少高い程度で安定している。しかし、何らかの理由により、冷却材による燃料被覆管の冷却が不足すると、沸騰遷移が生じ、燃料被覆管が損傷する可能性があることから、本件原子力発電所では、燃料被覆管に沸騰遷移を生じさせないため、最小限界出力比（MCPR）^{*註}の許容限界値を1.07に定めている。かかる許容限界値は、燃料集合体の出力が、燃料被覆管の表面で沸騰遷移を生じさせる燃料集合体の出力に対し、6ないし7%程度下回っていれば、燃料被覆管に沸騰遷移が生じないことを示す多くの実験結果に基づくものである。本件原子力発電所の実際の運転に際しては、上記のMCPRの許容限界値に対して更に十分余裕のある値（例えば、本件原子力発電所3号機で使用している9×9燃料^{*註}（A型）の場合、1.23以上）を、運転上の制限値^{*註}として定めている。

イ 機械的影響に対する健全性の確保

（ア）燃料ペレットの膨張に対する健全性の確保

燃料棒の単位長さ当たりの出力（以下、「線出力密度」という。）が上昇すると燃料ペレットが膨張し、燃料被覆管に歪みを生じさせ、ついには燃料被覆管が機械的に損傷する可能性が生ずる。

燃料ペレットの膨張により燃料被覆管が歪んで機械的に損傷する可能性のある線出力密度を「損傷限界線出力密度」というが、本件原子力発電所において使用する燃料棒の損傷限界線出力密度は約75 kW/m（本件原子力発電所3号機で使用している9×9燃料（A型）の場合）であるところ、本件原子力発電所においては、運転上の制限値として線出力密度の最大値を44 kW/mと定め、上記損傷限界線

出力密度に対し十分余裕を持たせている。

(イ) 内圧や外圧等に対する機械的な健全性の確保

燃料被覆管には、その内側からは燃料ペレットから浸出した気体状の核分裂生成物等による圧力（内圧）が作用すると同時に、その外側からは冷却材による圧力（外圧）が作用する。

このため、本件原子力発電所では、燃料被覆管の材料として、上記の内圧や外圧等に対し十分耐え得る強度を有するジルコニウム合金を使用するとともに、気体状の核分裂生成物の蓄積等によって内圧が過大とならないように、燃料被覆管の上部に十分な空間（プレナム）を設けている。

(3) 圧力バウンダリの健全性の確保

圧力バウンダリの健全性を確保するためには、①過大な圧力による圧力バウンダリの機械的損傷を防止すること、②特に圧力容器につき中性子照射に起因する脆化による損傷を防止することなどについて、十分な配慮がなされる必要がある。

ア 機械的損傷に対する健全性の確保

圧力バウンダリの機械的な健全性を確保するためには、圧力バウンダリ内の圧力を過大にしないこと及び万一圧力が過度に上昇するような事象が生じたとしても予想される圧力に対して十分余裕のある強度を持たせることが必要である。

このため、本件原子力発電所においては、前記（1）で述べた原子炉圧力制御系により、圧力バウンダリ内の圧力が、ほぼ一定となる（過大とならない）よう安定に制御できるように設計している。また、圧力バウンダリは、運転圧力（約7MPa）よりも十分高い最高使用圧力（約

8. 6 2MP a) に対しても損傷しないよう設計している。

イ 中性子照射脆化に対する健全性の確保

金属材料には、一般に、ある温度以下になると延性^{*注}及び靱性^{*注}が低下して脆くなる性質(脆性^{*注})がある。この温度を脆性遷移温度という。材料の脆性遷移温度は、中性子照射によって上昇することが知られているが、これは、材料が中性子照射を受けるとより高い温度で脆性を示しやすくなることを意味する。これを、中性子照射に起因する脆化(中性子照射脆化)という。中性子照射脆化については、圧力バウンダリを構成する機器・配管の中で中性子照射量が高い圧力容器の健全性に影響を及ぼさないようにすることが必要である。

このため、本件原子力発電所では、材料の脆性遷移温度の初期値及びその上昇の程度が、材料の種類、材料中の不純物の含有量、材料に対する熱処理の方法によって左右されることを踏まえ、圧力容器の材料として、高い延性かつ靱性を有する低合金鋼を使用し、不純物の含有量を十分低く抑えるとともに、焼入れ・焼戻しの熱処理を施している。また、運転上の制限値として、脆性遷移温度に十分余裕を持たせた冷却材温度制限値を定め管理を実施するとともに、圧力容器の中性子照射による脆化傾向の監視を実施している。

2 異常拡大防止対策

上記1で述べた異常発生防止対策にもかかわらず何らかの異常が発生した場合、その異常の拡大をできる限り防止し、燃料被覆管と圧力バウンダリの健全性を確保するためには、まず何よりもこの異常の発生を早期にかつ確実に検知し、必要に応じて原子炉を停止するとともに、停止後の炉心の崩壊熱を除去することが必要である。

このため、本件原子力発電所においては、異常の発生を検知する計測制御装置及び原子炉の緊急停止（スクラム）や停止後の炉心冷却等を行う安全保護設備をそれぞれ設けている。

（1）異常発生 of 早期検知

本件原子力発電所においては、何らかの異常が発生した場合、原子炉を停止するなどの所要の措置が採れるように、この異常の発生を早期にかつ確実に検知する計測制御装置を設置している。

すなわち、原子炉の出力、圧力、水位等の変化については、前記「1（1）原子炉の安定した運転の維持」で述べた原子炉制御系等の計測制御装置により、また、燃料被覆管からの放射性物質の漏えいについては主蒸気管モニタ^{*註}などを設け冷却材中の放射能を監視することにより、圧力バウンダリからの冷却材の漏えいについては格納容器内のサンプル（排水槽）水位、格納容器内の空調設備から排出される凝縮水ドレン量等を監視する装置を設けることにより、いずれも早期に検知することができる。

これらの装置により異常を検知した場合には、その程度に応じて警報を発する装置を中央制御室に設けていることから、運転員は、下記（2）で述べる安全保護設備が自動で作動する前に、原子炉の手動による停止や原子炉停止後も発生する崩壊熱を除去して炉心冷却を行う操作など所要の措置を採ることができる。

（2）安全保護設備の設置 【図19】

上記（1）のとおり、本件原子力発電所においては、異常を早期の段階で検知して、運転員が対処することにより、異常の拡大を防止することとしているが、更に原子炉を緊急に停止させる必要がある場合に備えて、原子炉停止（原子炉スクラム）系、原子炉隔離冷却系、主蒸気逃がし安全弁

等からなる安全保護設備を設置している。何らかの原因により、原子炉を緊急に停止させる必要がある場合には、以下のとおり、安全保護設備の動作により、異常の拡大が防止される。

すなわち、原子炉運転中に、原子炉の出力、圧力、水位が大きく変動した場合や、原子炉建屋内で大きな揺れ（例えば、地下2階の床面で水平動120ガル又は鉛直動100ガル）が感知された場合には、原子炉停止（原子炉スクラム）系によりすべての制御棒を自動的にかつ速やかに炉心内に挿入することによって、原子炉を停止し、燃料ペレットや燃料被覆管の温度の異常な上昇等を抑える。また、原子炉の水位低下等の異常時には、主蒸気隔離弁等の隔離弁が閉止して圧力バウンダリが形成され、その内部に冷却材が確保される。そして、原子炉の停止後も発生する崩壊熱により生ずる蒸気は、主蒸気逃がし安全弁を通して、サブプレッション・チェンバのプール水中に放出されて、原子炉の圧力上昇が抑制されるとともに、サブプレッション・チェンバのプール水中に放出された蒸気量以上の冷却材が、原子炉隔離冷却系により補給されることによって、原子炉の水位が維持される。このように安全保護設備の一連の動作により、原子炉停止機能及び炉心冷却機能を確保して、燃料被覆管及び圧力バウンダリの健全性を確保し、それらの内部に放射性物質を閉じ込める。

これらの安全保護設備は、いずれも運転員の操作を待たず自動作動するよう設計されている。そして、その作動に関しては、安全保護設備を作動させる原子炉保護系その他の安全保護機能を有する系統に多重性と独立性を持たせ、仮にその1系統に故障があったとしてもその機能が維持されるよう設計されている。更に、原子炉停止（原子炉スクラム）系を作動させる原子炉保護系には、その電源が喪失した場合には自動的に原子炉を停止させるフェイル・セーフ機能を持たせ、原子炉隔離冷却系は、そのポンプの駆動に原子炉内の蒸気を用いることなどにより、交流電源を必要とせず、

原子炉へ高圧注水できる設計とし、主蒸気逃がし安全弁には、逃がし弁機能のバックアップとして、電源等を必要としない安全弁機能を持たせているなど、安全保護設備が確実に作動するよう、信頼性の高い設計となっている。

3 放射性物質異常放出防止対策 【図20】

本件原子力発電所では、上記1及び2で述べたように、異常の発生及びその拡大の防止にいずれも十分な対策を講じていることから、放射性物質を燃料被覆管や圧力バウンダリの中に閉じ込め、放射性物質を環境へ多量に放出するという事態を防止できる。

しかしながら、本件原子力発電所では、更に周辺公衆の安全確保に万全を期するため、万一、圧力バウンダリの健全性が著しく損なわれるような事象等が発生した場合にも備え、ECCS、格納容器等からなるいわゆる工学的安全施設を設置している。何らかの原因により、圧力バウンダリの健全性が著しく損なわれるような事象が発生した場合でも、以下のとおり、工学的安全施設の動作により、放射性物質の環境への多量放出という事態は確実に防止される。

すなわち、何らかの原因で圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等が破損し、原子炉内の冷却材が流出して炉心の冷却能力が低下するような場合には、原子炉停止（原子炉スクラム）系により原子炉を停止し、ECCSにより冷却材を緊急に原子炉内に注入して燃料被覆管を冷却するとともに、格納容器を貫通する配管に設けられた隔離弁（格納容器隔離弁）を閉止することによって格納容器の内部に放射性物質を閉じ込める。

これらの工学的安全施設は、いずれも運転員の操作を待たず自動作動するよう設計されている。そして、その作動に関しては、工学的安全施設を

作動させる工学的安全施設作動回路に多重性と独立性を持たせ、仮にその1系統に故障があったとしてもその機能が維持されるよう設計されている。また、工学的安全施設のうちECCSや格納容器隔離弁等の動的設備については、その各々に多重性又は多様性及び独立性を持たせることにより機能を同時に喪失しないようにしており、更に、これらの設備の各機器を非常用電源設備^{*註}に接続して、外部電源喪失時にも安全機能を失うことがないようにしているなど、工学的安全施設が確実に作動するよう、信頼性の高い設計となっている。

4 安全設計評価 【図21】

本件原子力発電所においては、上記1ないし3で述べたとおり、深層防護の考え方に基づいて、異常発生防止対策、異常拡大防止対策、放射性物質異常放出防止対策という事故防止対策を講じており、放射性物質の閉じ込めに万全を期し、安全性を確保している。これらの対策のうち、特に、異常拡大防止対策、放射性物質異常放出防止対策において重要な設備として設置される安全保護設備、工学的安全施設等については、多重性又は多様性及び独立性を持たせることなどにより、その機能が確実に達成されるよう設計している。

被告は、事故防止対策の妥当性を検証するため、これらの安全保護設備や工学的安全施設等の設計の妥当性を安全設計評価により確認している。この安全設計評価においては、異常状態として、後述する「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」を想定するが、安全評価審査指針においては、これらは、「その原因が原子炉施設内にある、いわゆる内部事象をさす」とされている。

(1) 安全保護設備等の設計の妥当性の評価

被告は、安全保護設備等の設計の妥当性を確認するために、原子炉の出力、圧力、水位が大きく変動することなどにより炉心あるいは圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象、すなわち「運転時の異常な過渡変化」を想定し、仮にその想定事象が発生した場合でも、本件原子力発電所の安全保護設備等によって、炉心は損傷に至ることなく、かつ、当該事象を安全に収束させることができることを、解析評価により確認している。

この解析評価においては、上記の「運転時の異常な過渡変化」について、安全評価審査指針に基づき、燃料被覆管や圧力バウンダリの健全性に与える影響が大きい事象として、「負荷の喪失（発電機負荷遮断）」、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」など、複数の厳しい事象を選定している。これらの事象は、同指針において「原子炉施設の寿命期間中に1回以上発生する可能性があると思われる事象」を包絡するものであるとされている。そして、かかる事象に対して解析評価を行うに当たっては、①異常状態の発生前の状態として、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定すること、②異常状態の発生原因としての故障とは別に、原子炉停止（原子炉スクラム）系を作動させる原子炉保護系等について、結果が最も厳しくなるような機器の単一故障の仮定を行うこと（従属要因に基づく多重故障を含む。）などの厳しい解析条件を設定している。この単一故障の仮定は、系統又は機器が、設計どおりに多重性又は多様性を有していることを確認するために行うものである。

上記のように厳しい事象を想定し、かつ厳しい解析条件を設定して、解析評価を実施した結果、本件原子力発電所の安全保護設備等は、安全評価審査指針等における判断基準に照らし、想定したいずれの事象に対しても、燃料被覆管や圧力バウンダリの健全性を十分確保できるものであり、安全

保護設備等の設計が妥当であるとの評価結果を得ている。

(2) 工学的安全施設等の設計の妥当性の評価

更に、被告は、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するために、原子力発電所から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象、すなわち「事故」を想定し、万一その想定事象が発生した場合でも、本件原子力発電所の工学的安全施設等によって、炉心は熔融あるいは著しい損傷に至ることなく、かつ、放射性物質の環境への多量放出という事態を確実に防止できることを、解析評価により確認している。

この解析評価においては、上記の「事故」について、安全評価審査指針に基づき、原子力発電所から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象として、「原子炉冷却材喪失事故」、「制御棒落下事故」など、複数の厳しい事象を選定している。これらの事象は、同指針において「発生する頻度はより低いが、原子炉施設及び周辺公衆により重大な影響を与えるおそれのある事象を包絡するもの」であるとされている。そして、かかる事象に対して解析評価を行うに当たっては、①異常状態の発生前の状態として、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定すること、②異常状態の発生原因としての故障とは別に、原子炉停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの基本的安全機能ごとに、結果が最も厳しくなるような機器の単一故障の仮定を行うこと（従属要因に基づく多重故障を含む。）、③工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮することなどの厳しい解析条件を設定している。

上記のように厳しい事象を想定し、かつ厳しい解析条件を設定して、解析評価を実施した結果、本件原子力発電所の工学的安全施設等は、安全評

価審査指針等における判断基準に照らし、想定したいずれの事象に対しても、放射性物質の環境への多量の放出を防止できるものであり、工学的安全施設等の設計が妥当であるとの評価結果を得ている。

第5 建設及び運転における安全確保対策

建設及び運転における安全確保対策は、事故防止の観点から重要である。

以下においては、建設における安全確保対策（下記1）、運転における安全確保対策（後記2）の順に述べる。

1 建設における安全確保対策

原子力発電所の建設においては、各設備が設計どおりの機能・性能を有するように建設、施工することが求められる。そのため、各機器が設計どおりの品質を有するように製作されたうえ、その品質を損なわないように搬出・輸送され、設計どおりに適正に据え付けられること、また、機器を据え付けた後に機器ごとにその品質を検査し、更に、試運転を行うことによって原子力発電所が全体として設計どおりの機能・性能を有することを確認することが必要である。なお、改造等により設備を変更する場合においても基本的な考え方は同じである。

まず、各機器については、設計どおりに製作されるよう、経済産業省令で定められた技術基準（電気事業法39条2項により、「人体に危害を及ぼし、又は物件に損傷を与えないようにすること」などによらなければならないとされている。）に適合しているとして認可を受けた工事計画を満足する材料・部品が調達され、機器の製作が行われたうえで試験・検査等が行われる。主要な機器については、被告は、その技術者を製作工場に派遣することなどによりその製作方法・製作設備が適切であることを確認し、また、その製作工程の主要な段階においては、製作工場です立会試験・立会検査等を実施する

ことなどにより機器が設計どおりの機能・性能を有していることを確認している。

次に、完成した機器については、衝撃による損傷防止・異物の混入防止等の措置が講じられた後、製作工場から搬出・輸送され、本件原子力発電所の敷地に搬入され据付工事が行われる。そして、建設現場で機器の据付工事が行われる過程においては、被告は、工事手順、作業方法等を検討することにより、据付工事が工事計画を満足するよう適正に行われることを確認している。また、据付工事の工程に応じて、機器又は系統ごとの溶接検査・耐圧試験・機能試験等を実施することにより、本件原子力発電所の機器・系統等が設計どおりの機能・性能を有していることを確認している。

据付工事の完了後、被告は、原子炉に燃料を装荷し原子炉の出力を定格出力まで段階的に上昇させて、その各々の段階で試運転を行い、本件原子力発電所が全体として設計どおりの機能・性能を有していることを確認している。

2 運転における安全確保対策

原子力発電所の運転においては、各設備について、その設計どおりの機能・性能を有するように維持管理すること、また、維持管理の方策等によりその機能・性能が損なわれないようにすることが求められる。

これを実現するため、法令、民間規格及び国による指示文書等に基づいた機器の維持管理の枠組みが構築されており、被告は、この枠組みの中で体系立てて不断にその改善を図りながら機器の維持管理を実施している。すなわち、被告は、原子炉の運転を開始する前に原子炉等規制法及び実用炉規則に基づき保安規定を定め保安管理体制を整えるとともに、J E A C 4 1 1 1に基づき品質保証計画を定め、これに従いP D C Aサイクルを廻す改善活動を確実にを行うため、具体的な手順等を法令、J E A C 4 2 0 9などの民間規格及び国による指示文書の要求事項等を反映して社内指針・手引として定め、

その具体的な判定基準は、上記1で述べた技術基準に適合していることを確認できるように設定している。

機器の維持管理の具体的な活動としては、原子炉運転中においては、作動試験により原子炉運転中待機状態にある各設備の機能・性能が確保されていること、また、巡視点検により、有意な状態変化がみられないこと、更に、中央制御室における監視によっても、有意な運転状態の変化がみられないことをそれぞれ確認している。定期点検中においては、被告は、予防保全を含む補修・取り替え等及び定期事業者検査を含め点検・検査を行っている。これらについては、研究・開発成果から得られる知見、自他原子力発電所における事例から得られる知見、民間規格、国による指示文書等を反映しつつ実施している。被告は、かかる活動により、各設備について、技術基準への適合性を確認し、設計において要求された機能・性能を維持している。原告らが、その準備書面1で挙げる圧力バウンダリを構成する再循環ノズル部及び再循環配管の応力腐食割れ（SCC）^{*註}（同14頁）についても、被告は、SCCに対して設計から建設・運転までの過程を通じて発生・進展抑制対策を実施していることに加え、発電用原子力設備規格維持規格に基づく標準検査や国による指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に基づく個別検査を実施している。また、被告は、これらの検査結果に応じて補修・取り替え等を実施している。

なお、廃止措置期間中である本件原子力発電所1、2号機については、その廃止措置計画において、廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能・性能並びにその機能・性能を維持すべき期間を定め、また、保安規定において、同設備の維持管理の方策等を定め、これらに基づき、各設備について、技術基準への適合性を確認し、所要の機能・性能を維持している。

第6 改訂指針に照らした耐震安全性の評価・確認

原子力安全委員会は、平成18年9月19日、耐震設計審査指針の改訂を決定し、同時に、既設発電用原子炉施設等について、その耐震安全性に対する一層の信頼性の向上に資する観点から、原子力安全・保安院に対し、改訂指針に照らした耐震安全性の評価・確認（以下、「バックチェック」という。）の実施を要請した。同院は、翌20日に、既設発電用原子炉施設等を保有する事業者に対し、バックチェックルールを示し、同ルールに基づきバックチェックを実施してその結果を同院に報告することを求めた。なお、原子力安全委員会は、バックチェックの実施の要請に当たり、改訂指針等について、「今後の安全審査等に用いることを第一義的な目的としており、指針類の改訂等がなされたからといって、既設の原子力施設の耐震設計方針に関する安全審査のやり直しを必要とするものでもなければ、個別の原子炉施設の設置許可又は各種の事業許可等を無効とするものでもない」としている。

これに対し、被告は、本件原子力発電所3ないし5号機について、改訂指針等に基づき、基準地震動 S_s を策定して耐震安全性の評価等を行い、その評価内容を原子力安全・保安院に報告している。

以下においては、まず、改訂指針の概要を述べたうえで（下記1）、バックチェックに係る審議の経過を述べ（後記2）、その審議経過を反映した基準地震動 S_s の策定に係る評価内容（後記3）及び津波に対する安全性の評価内容（後記4）について述べる。また、被告は、駿河湾の地震が発生した後、本件原子力発電所3ないし5号機の健全性評価を実施するとともに、同5号機について、自主的に「駿河湾の地震を踏まえた耐震安全性への影響確認」の検討を実施したことから、その内容についても述べる（後記5）。なお、廃止措置期間中である同1、2号機については、使用済燃料が貯蔵されていることに鑑み、その状況に即して耐震安全性評価等を実施し、原子力安全・保安院に報告する予定としている。

1 改訂指針の概要，主な改訂内容

(1) 基本方針

改訂指針の基本方針は、「耐震設計上重要な施設は、敷地周辺の地質・地質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施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれることがないように設計されなければならない」というものである。

この点について、改訂指針の基本方針の解説では、「旧指針の「基本方針」における「発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなければならない」との規定が耐震設計に求めていたものと同等の考え方である」とされている。

(2) 耐震設計上の重要度分類

改訂指針における耐震設計上の重要度分類は、旧指針のAクラスをA_sクラスと同等の扱いとすることとして、A_sクラス及びAクラスがSクラスとされ、クラス分類が従来の4つから3つとされた。

なお、原子力安全委員会において耐震設計審査指針の改訂を担当した原子力安全基準・指針専門部会は、「現行指針でA_sクラスとされていたものはAクラスの一部であり、A_sクラス及びAクラス（すなわちAクラス全体）の機器等は、地震動S₁による地震力に対しては「耐える」という規定により等しく機能信頼性が求められていたものであった。そのうえで、Aクラスの一部であるA_sクラスに該当する機器等については、S₁地震動を上回る大きさのS₂地震動による地震力に対して、“ねばり”による安

全機能が保持されることについての確認を追加的に求めていたものである。言い換えれば、この”ねばり”は単にAクラスに該当していた機器等にも潜在的に存在していたとも考えられる」としている。

(3) 基準地震動の策定 【図22】

改訂指針における基準地震動 S_s は、旧指針において基準地震動 S_1 、 S_2 の2種類を策定していたところが統合され、前記(1)で述べた方針に基づき、「敷地周辺の地質・地質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施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切なものとして策定しなければならない。(以下、この地震動を「基準地震動 S_s 」という。)」とされた。

そして、基準地震動 S_s 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、敷地における解放基盤表面^{*註}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とされた。

基準地震動 S_s のうち、敷地ごとに震源^{*註}を特定して策定する地震動については、検討用地震を複数選定し、その検討用地震について「応答スペクトルに基づく地震動評価^{*註}」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価^{*註}」の2つの方法で地震動評価を行って策定することとされ、その際には策定過程に伴う不確かさ(ばらつき)を考慮することとされた。このように、改訂指針においては断層モデルを用いた手法による地震動評価が全面的に採用されたが、これは、同評価により得られる地震波の特性がより現実的な地震波に近いものであるため、耐震性についての説明性を一層向上させるものとされている。また、不確かさ(ばらつき)の考慮を行うこととされたが、これは、旧指針下において必要に応じて工学的判断に

より不確かさ（ばらつき）が考慮されていたところ、説明性向上の観点からこのことを明示的にするものとされている。

また、震源を特定せず策定する地震動については、「震源と活断層を関連付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、これらを基に敷地の地盤物性を加味した応答スペクトルを設定し、・・・基準地震動 S_s を策定すること」とされた。これは、改訂指針の解説では、「敷地近傍における詳細な調査の結果にかかわらず、全ての申請において共通的に考慮すべき地震動であると意味付けたもの」とされており、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に対して補完的な位置付けと解釈できるものとされている。

（４）耐震設計方針

改訂指針における耐震設計方針については、「基準地震動 S_s による地震力は、基準地震動 S_s を用いて、水平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されなければならない」とされ、鉛直方向の地震力についても動的に考慮することとされた。

（５）地震随件事象に対する考慮

改訂指針では、考慮すべき地震随件事象として「津波」が明記された。なお、旧指針には「地震随件事象」に関する規定は置かれていなかったが、本件原子力発電所においては、水理に係る安全性の確認の中で津波に係る安全性が確認されている。

2 バックチェック審議の経過

被告は、本件原子力発電所3，4号機について、改訂指針やバックチェックルール等に基づき、基準地震動 S_s を策定したうえで、その基準地震動

S s を用いて、原子炉建屋基礎地盤の安定性評価、耐震設計上重要な構築物及び機器・配管の耐震安全性評価、屋外重要土木構造物の耐震安全性評価並びに地震随伴事象の考慮に関する評価を実施し、その結果、耐震安全性が確保されていることを確認している。その評価内容については、平成19年1月及び2月に原子力安全・保安院に報告書（以下、「当初報告」という。）を提出している。また、同5号機についても平成21年3月に同院へ中間報告書を提出しており、基準地震動S sの策定に関しては同3、4号機と同様にしており、この基準地震動S sを用いて同3、4号機と同様に上記各評価を行っている。現在、同院においては、同3、4号機に係る当初報告の妥当性が審議されている。

この審議の途上、平成19年7月に中越沖地震が発生し、東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所において設計用地震動を上回る地震動が観測された。その要因としては、同発電所の地下構造特性（浅部地盤における向斜構造^{*注}の存在及び深部地盤における地震基盤面^{*注}の傾斜）の影響が挙げられ、平成20年6月には原子力安全委員会から原子力安全・保安院に対し、柏崎刈羽原子力発電所以外の原子力発電所についても地下構造特性の影響が適切に考慮されているかどうかを検討するよう要請がなされた。被告は、これらの動向に鑑み、本件原子力発電所敷地及び敷地周辺の地下構造調査（以下、「平成20年調査」という。）を実施した。

また、平成21年8月に駿河湾の地震が発生し、本件原子力発電所5号機において他号機に比べ大きな地震動が観測された。原子力安全・保安院は、被告に対して、同5号機の耐震設計上重要な設備の地震応答解析による健全性評価結果等を報告すること、また、併せて、同5号機の地震観測記録が他号機に比べ大きいこと等についても十分分析を行い、その結果得られる知見をバックチェックに反映することを求めた。被告は、同院の指示に基づき、同5号機の地震応答解析による健全性評価等を行い、また、同5号機におい

て他号機に比べ大きな地震動が観測された要因の分析に当たって追加の地下構造調査（平成21年調査）を実施した。

被告は、平成21年11月以降、上記調査結果に基づき、本件原子力発電所の地下構造は、中越沖地震において柏崎刈羽原子力発電所で見られたような地震動の増幅をもたらすものではないことを原子力安全・保安院に報告している。また、内陸地殻内地震に関する海域の活断層評価の見直しなどを踏まえて検討用地震を再選定するとともに、地下構造モデルを見直して基準地震動 S_s の策定に係る検討用地震の地震動を再評価し、その検討ないし評価内容を順次同院に報告している。この海域の活断層評価の見直しについては、津波評価においても反映することとしている。なお、被告は、駿河湾の地震において本件原子力発電所5号機の地震動が他号機に比べ大きかったことの要因の分析に当たり、更なる追加の地下構造調査（平成22年調査）を実施しており、現在データの解析等に取り組んでいる。今後、同調査結果等に基づき、同5号機の地震動評価に反映するとともに、同3、4号機についても反映すべき知見があれば地震動評価において反映することとしている。

原子力安全・保安院は、平成23年11月11日、被告に対し、同年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震から現時点までに得られている知見を踏まえた津波評価及び地震動評価を実施するよう求めた。これを受けて、被告は、平成24年春に予定されている地震調査研究推進本部[※]による南海トラフの地震の長期評価の検討及びそれを反映した中央防災会議における検討を適宜反映しつつ、上記知見を踏まえた津波評価及び地震動評価を行い、同院に報告することとしている。

3 基準地震動 S_s の策定

前記「1（3）基準地震動の策定」で述べたとおり、改訂指針では基準地震動 S_s について、「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」をそれぞれ検討し、敷地における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策定することとされている。

以下では、当初報告及び平成20年調査結果を踏まえた検討用地震の地震動の再評価に基づき、本件原子力発電所3ないし5号機の基準地震動 S_s の策定について、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動、震源を特定せず策定する地震動及び基準地震動 S_s の策定の順に述べる。

(1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

被告は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、地震発生様式等による地震の分類（プレート間地震、内陸地殻内地震、海洋プレート内地震）を行ったうえで、敷地に大きな影響を与えると予想される地震を複数選定し、その検討用地震ごとに、不確かさ（ばらつき）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の双方を実施している。

以下、プレート間地震、内陸地殻内地震及び海洋プレート内地震の順にその内容を述べる。

ア プレート間地震

(ア) プレート間地震に係る検討用地震の選定

a プレート間地震の調査

被告は、敷地周辺の過去及び現在の地震発生状況について、「増訂大日本地震史料」等の地震史料や、「最新版 日本被害地震総覧 [416] - 2001」(宇佐美(2003))等の地震資料を、また、南海トラフ沿いの地震に関する知見について、地震調査研究推進本部の地震調査委員会による「南海トラフ沿いの地震の長期評価」(地震調

査委員会（2001)), 中央防災会議による「東海地震に関する専門調査会」及び「東海地震対策専門調査会」の報告書（中央防災会議（2001, 2003））並びに「東南海・南海地震等に関する専門調査会」の報告書（中央防災会議（2003））を調査し、敷地に与える影響が大きい地震を抽出した。そして、これら抽出した地震を、地震調査委員会（2001）が示す地震の発生位置及び震源域の形態の整理に従って、以下のとおり想定東海・東南海・南海地震、想定東海・東南海地震、想定東南海地震及び想定東海地震の4つの地震に分類した。

① 想定東海・東南海・南海地震

- ・ 宝永地震（1707年, M8.6）

② 想定東海・東南海地震

- ・ 永長地震（1096年, M8.3）
- ・ 明応地震（1498年, M8.3）
- ・ 安政東海地震（1854年, M8.4）
- ・ 安政2年遠州灘の地震（1855年, M7.3）

③ 想定東南海地震

- ・ 東南海地震（1944年, M7.9）

④ 想定東海地震（M8.0）

b プレート間地震の検討用地震の選定

被告は、上記 a で述べた調査に基づき分類した4つの地震のうち、想定東海・東南海地震、想定東南海地震及び想定東海地震について、中央防災会議（2001, 2003）及び中央防災会議（2003）の震源断層モデルに基づき地震規模及び等価震源距離^{*注}を求め、経験的な方法である耐専スペクトル^{*注}により相対関係を評価し、敷地への影響が大きい地震として、「想定東海地震」及び「想定東

海・東南海地震」を検討用地震として選定した。

また、地震規模が大きく耐専スペクトルの適用範囲外である「想定東海・東南海・南海地震」についても、震源域の拡がりから、敷地への影響は想定東海・東南海地震及び想定東海地震と同等以上と考えられるため、検討用地震の一つとして選定した。

(イ) プレート間地震に係る震源モデルの設定

被告は、プレート間地震の検討用地震として選定した想定東海地震、想定東海・東南海地震及び想定東海・東南海・南海地震について、中央防災会議（2001、2003）及び中央防災会議（2003）の震源断層モデルを基本震源モデルとし、これに不確かさの考慮として、アスペリティ^{*注}の位置の不確かさを考慮した震源モデル及び敷地周辺の活断層との関係に係る不確かさを考慮した震源モデルを設定した。なお、基本震源モデルとした中央防災会議の震源断層モデルは、多くの観測データの蓄積と理学的知見を踏まえてそのパラメータが定められ、この地域で過去に発生したプレート間地震に係る広域の震度分布により予測結果の有効性の検証がされている。

a アスペリティの位置の不確かさを考慮した震源モデルの設定

被告は、アスペリティの位置の不確かさを考慮したケースとして、上記の想定東海地震、想定東海・東南海地震及び想定東海・東南海・南海地震について、広域の震度分布への影響が少なく敷地に対する影響が激しくなる海側の最大アスペリティを敷地直下に配置した震源モデル（以下、それぞれ「仮想的東海地震」、「仮想的東海・東南海地震」及び「仮想的東海・東南海・南海地震」という。）を設定した【図23】。その破壊開始点^{*注}の位置は、アスペリティの破壊の進行方向に敷地が位置するようになっていることから、ディレクティビティ（指向性）^{*注}効果も同時に考慮されている。

なお、被告は、念のため、震源断層面^{*註}の深さ及びアスペリティの応力降下量^{*註}のそれぞれの不確かさが地震動評価に与える影響を評価し、そのいずれもがアスペリティの位置の不確かさを考慮したケースの影響を下回ることを確認した。

b プレート間地震と敷地周辺の活断層との関係に係る不確かさの考慮

被告は、活断層調査により把握した敷地周辺の活断層とプレート間地震との関連について検討し、敷地周辺の活断層とプレート運動とのかかわりに関する知見である地震調査委員会（1998）及び杉山（1989）を踏まえ、プレート間地震と富士川河口断層帯及び御前崎海脚東部の断層帯とがそれぞれ関係するケースについて地震動評価を行った。

更に、被告は、内陸地殻内地震を起こす活断層とプレート間地震との関連は認められないものの、仮想的に内陸地殻内地震の検討用地震（御前崎海脚西部の断層帯による地震、遠州断層系による地震）を想定東海・東南海・南海地震に連動させたケースについても検討を行い、敷地に及ぼす影響を確認した。

(ウ) プレート間地震に係る地震動評価

被告は、プレート間地震に係る検討ケースについて、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の双方を実施した。

a プレート間地震に係る応答スペクトルに基づく地震動評価

被告は、プレート間地震の検討用地震のうち想定東海地震について、耐専スペクトルを用いて地震動評価を実施した。この耐専スペクトルは、震源の広がりや、敷地における地震観測記録を用いることで地震発生様式、地震波伝播経路等に応じた諸特性が考慮でき、解放基盤表面の地震動として水平方向及び鉛直方向の地震動が評価できる地震動

評価手法である。具体的には、地震規模、等価震源距離及び評価地点の地盤の弾性波速度^{*注}をパラメータとして地震動の応答スペクトルを算定する。地震規模や等価震源距離は、断層モデルを用いた手法と同じ震源モデルから求められる。

なお、想定東海・東南海地震については、想定東海地震の評価結果の振幅レベルを下回っていることから参考として取り扱うこととし、想定東海・東南海・南海地震については耐専スペクトルの適用範囲外であるため、これらの地震については断層モデルを用いた手法による地震動評価で代表させることとした。

b プレート間地震に係る断層モデルを用いた手法による地震動評価

被告は、経験的グリーン関数法^{*注}及び統計的グリーン関数法^{*注}を用いて地震動評価を実施した。具体的には、基本震源モデル及び不確かさを考慮した震源モデルのうちアスペリティの位置の不確かさを考慮したケース（仮想的東海地震、仮想的東海・東南海地震及び仮想的東海・東南海・南海地震）については、敷地で得られた観測記録を要素地震^{*注}とした経験的グリーン関数法及び統計的グリーン関数法により地震動を評価し、プレート間地震と敷地周辺の活断層との関係に係る不確かさを考慮したケースについては、統計的グリーン関数法により地震動を評価した。

地震動評価に用いる地下構造モデルについては、平成20年調査により、更に詳細なデータが得られたことから、当初報告に用いたものから調査結果を反映したものへと見直しを行った。なお、被告は、想定東海地震について、見直した地下構造モデルと従来の地下構造モデルとを用いて、統計的グリーン関数法による地震動評価をそれぞれ行った結果を比較し、おおむね同レベルであることを確認している。

イ 内陸地殻内地震

(ア) 内陸地殻内地震に係る検討用地震の選定

被告は、活断層調査及び活断層評価結果に基づき、耐震設計上考慮する活断層を選定し、地震の分類を行ったうえで、内陸地殻内地震の検討用地震を選定した。

a 内陸地殻内地震の調査

被告は、敷地周辺の陸域の活断層の分布を把握するため、文献調査、変動地形学的調査^{*註}、地表地質調査、地球物理学的調査^{*註}等の各種調査・検討を実施した。

これらの調査結果に基づき、中央構造線北端部、富士川河口断層帯、糸魚川－静岡構造線活断層系、神縄・国府津－松田断層帯等を耐震設計上考慮する活断層として選定した【図24-1】。

また、被告は、敷地周辺の海域の活断層の分布を把握するため、当初報告においては、文献調査、被告及び他機関による音波探査結果等を検討し、その結果に基づき耐震設計上考慮する活断層を選定していたが、平成20年調査の中で行った反射法地震探査^{*註}によって、活断層の位置や傾斜角等の活断層に資する情報が得られたことから、これに基づき敷地周辺の海域の活断層評価について見直しを行った。

その結果、^{ねこやかいさく}根古屋海脚東縁・石花海堆東縁の断層帯、石花海海盆内東部の断層帯、石花海海盆内西部の断層帯、御前崎海脚東部の断層帯、F-12断層、御前崎海脚西部の断層帯、東海断層系、小台場断層系、A-4断層、A-5断層、A-6断層、天竜海底谷に沿う断層、遠州断層系、F-16断層、浜松沖の正断層群を耐震設計上考慮する活断層として選定した【図24-2】。

b 敷地周辺の活断層とプレート間地震との関連による地震の分類

被告は、地形とプレート運動とのかかわりに関する知見等に基づき、

敷地周辺の活断層とプレート間地震との関連について検討した結果、プレート間地震との関連が認められた活断層についてはプレート間地震の地震動評価又は津波評価において考慮することとし、プレート間地震との関連が認められなかったその他の活断層については、内陸地殻内地震を発生させる活断層として考慮することとした。

具体的には、上記 a で述べた海域の耐震設計上考慮する活断層のうち、東海断層系、小台場断層系、石花海海盆内東部の断層帯及び石花海海盆内西部の断層帯については、強震動は発生させないものと判断し、地震動評価では考慮せず、津波評価において考慮することとした。また、前記「ア (イ) b プレート間地震と敷地周辺の活断層との関係に係る不確かさの考慮」で述べた地震調査委員会 (1998) 及び杉山 (1989) を踏まえ、陸域の活断層である富士川河口断層帯はプレート間地震の地震動評価において考慮することとし、海域の活断層である根古屋海脚東縁・石花海堆東縁の断層帯及び御前崎海脚東部の断層帯はプレート間地震の地震動評価及び津波評価において考慮することとした。

c 内陸地殻内地震に係る検討用地震の選定

被告は、耐震設計上考慮する活断層についてそれぞれ設定した震源モデルから地震規模及び等価震源距離を求め、耐専スペクトルにより相対関係を評価し、敷地への影響が大きい地震として、「御前崎海脚西部の断層帯による地震」を検討用地震として選定した。

また、長大な断層による地震である「遠州断層系による地震」については、地震規模の算出に用いた武村 (1990) のデータベースの範囲を外れており、単純に相対関係を比較することが難しいことから、敷地への影響を踏まえ、これについても検討用地震として選定した。

(イ) 内陸地殻内地震に係る震源モデルの設定

被告は、検討用地震として選定した御前崎海脚西部の断層帯による地震及び遠州断層系による地震の基本震源モデルについて、詳細な地質調査結果及び強震動予測レシビ^{*注}に基づき設定している。強震動予測レシビには、地質調査結果等から震源モデルのパラメータを設定する手法が取りまとめられている。

また、被告は、不確かさの考慮として、アスペリティの応力降下量の不確かさを考慮した震源モデル及び地震発生層^{*注}の上端深さの不確かさを考慮した震源モデル等を設定した。このうち、アスペリティの応力降下量の不確かさを考慮した震源モデルについては、中越沖地震の震源特性^{*注}として短周期レベル^{*注}が同規模の地震の平均的なものより1.5倍程度大きかったことを踏まえ、アスペリティの応力降下量が短周期レベルと比例関係にあることから、安全評価上、アスペリティの応力降下量の不確かさを考慮することとして、強震動予測レシビによる値の1.5倍の値を考慮した。

(ウ) 内陸地殻内地震に係る地震動評価

被告は、内陸地殻内地震に係る検討ケースについて、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の双方を実施した。

a 内陸地殻内地震に係る応答スペクトルに基づく地震動評価

被告は、耐専スペクトルを採用し、御前崎海脚西部の断層帯による地震の地震動評価を実施した。その際、耐専スペクトルと比較できる内陸地殻内地震の観測記録が得られていないことを踏まえ、Noda et al. (2002)における内陸地殻内地震の補正による地震動の低減を考慮せず、相対的に厳しい評価となるように配慮して地震動評価を実施している。

なお、長大な断層による地震である遠州断層系による地震については、地震規模の算出に用いた武村（1990）のデータベースの範囲を外れていることから、応答スペクトルに基づく地震動評価については、参考として取り扱うこととした。

b 内陸地殻内地震に係る断層モデルを用いた手法による地震動評価

被告は、内陸地殻内地震の要素地震として適切な観測記録が得られていないことから、御前崎海脚西部の断層帯による地震及び遠州断層系による地震について、統計的グリーン関数法による地震動評価を実施した。

なお、この断層モデルを用いた手法による地震動評価に用いた地下構造モデルは、前記「ア（ウ）b プレート間地震に係る断層モデルを用いた手法による地震動評価」で述べたとおりである。

ウ 海洋プレート内地震

（ア）海洋プレート内地震に係る検討用地震の選定

a 海洋プレート内地震の調査

被告は、海洋プレート内地震の過去及び現在の地震発生状況を把握するために、「増訂 大日本地震史料」等の地震史料、宇佐美（2003）等の地震資料及び地震記録等の調査を実施した。

被告は、沈み込む海洋プレート内の地震として、遠州灘沖に、東海・近畿地方で発生した沈み込む海洋プレート内の地震として過去最大規模である紀伊半島南東沖の地震（2004年、M7.4）と同規模の地震（以下、「遠州灘沖の想定沈み込む海洋プレート内地震」という。）を想定して検討した。

また、敷地付近で発生した歴史地震のうち、活断層との関連がなく、プレート間地震である根拠が示されていない天正17年駿河遠江の地

震（1589年，M6.7）を沈み込んだ海洋プレート内地震に分類して検討することとした。

b 海洋プレート内地震に係る検討用地震の選定

被告は、上記 a で述べた調査結果に基づき、遠州灘沖の想定沈み込む海洋プレート内地震及び天正17年駿河遠江の地震について、応答スペクトルの相対関係を評価し、敷地への影響が大きい地震として「天正17年駿河遠江の地震」を検討用地震として選定した。

その後、平成21年8月に上記2で述べた駿河湾の地震が発生した。同地震は沈み込んだ海洋プレート内地震であることから、被告は、海洋プレート内地震に係る検討用地震の選定に対する影響の有無について検討を行った。同地震（M6.5，等価震源距離43.5km）は、海洋プレート内地震の検討用地震として選定した天正17年駿河遠江の地震（M6.7，等価震源距離29.5km）に比べ、地震規模が小さく、等価震源距離が遠いことから、敷地への影響が小さいと考えられるため、海洋プレート内地震の検討用地震は天正17年駿河遠江の地震から変更しないこととした。

(イ) 海洋プレート内地震に係る震源モデルの設定

被告は、当初報告において、海洋プレート内地震の震源モデルは、静岡地震（1935年，M6.4）の研究成果等に基づき設定していたが、駿河湾の地震においてより精度が高い震源特性に係る情報が得られたことから、駿河湾の地震の震源特性に関する分析結果も踏まえ、検討用地震として選定した天正17年駿河遠江の地震の基本震源モデルを設定した。

また、不確かさの考慮として、震源位置の不確かさを考慮した震源モデルを設定した。

(ウ) 海洋プレート内地震に係る地震動評価

被告は、海洋プレート内地震に係る検討ケースについて、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の双方を実施した。

なお、基本震源モデルの地震動評価については、震源位置の不確かさを考慮した震源モデル（敷地下方の想定スラブ内地震）による結果で代表させた。

a 海洋プレート内地震に係る応答スペクトルに基づく地震動評価

被告は、耐専スペクトルを採用し、地震動評価を実施した。なお、当初報告においては、沈み込んだ海洋プレート内地震について、敷地における観測記録と耐専スペクトルとの比率を補正係数として用いて地震動を評価していたが、駿河湾の地震において、新たに敷地における観測記録が得られたことから、改めてこれを織り込んだ補正係数を求め、地震動評価に反映した。

b 海洋プレート内地震に係る断層モデルを用いた手法による地震動評価

被告は、海洋プレート内地震の要素地震として適切な観測記録が得られていることから、敷地下方の想定スラブ内地震について、経験的グリーン関数法による地震動評価を実施した。

(2) 震源を特定せず策定する地震動

被告は、震源を特定せず策定する地震動評価について、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内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、これらを基に敷地の地盤物性を加味して応答スペクトルを設定した加藤ほか（2004）の知見を参考として、「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトルを定めた。

(3) 基準地震動 S_s

被告は、当初報告において、以下の4つの基準地震動 S_s を策定した【図25-1, 2】。

応答スペクトルに基づく基準地震動 S_s については、算定された検討用地震ごとの応答スペクトルを包絡し、更に余裕を見込んで設計用応答スペクトルを定め、これに適合する時刻歴波形を基準地震動 $S_s - D_H$ (最大加速度800ガル) 及び同 $S_s - D_V$ として策定した。また、断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s については、算定された検討用地震ごとの時刻歴波形から各地震の応答スペクトルを求め、これが上記設計用応答スペクトルを一部においても上回った水平動3波 ($S_s - 1_H$, $S_s - 2_H$, $S_s - 3_H$) とそれに対応する鉛直動3波 ($S_s - 1_V$, $S_s - 2_V$, $S_s - 3_V$) を基準地震動 S_s とすることとした。なお、震源を特定せず策定する地震動の応答スペクトルは、すべての周期帯域において上記の設計用応答スペクトルに包絡されているため、上記で代表させた。

被告は、平成20年調査結果等を踏まえて行った検討用地震の地震動の再評価結果について、上記4つの基準地震動 S_s との比較を行った。

その結果、応答スペクトルに基づく地震動の再評価結果については、上記応答スペクトルに基づく基準地震動 $S_s - D_H$ 及び $S_s - D_V$ を下回っていることを確認した。また、断層モデルを用いた手法による地震動の再評価結果については、仮想的東海地震に係る地震動評価のうち一つのケースにおいて、上記応答スペクトルに基づく基準地震動 $S_s - D_H$ を一部の周期帯で上回る結果となったが、その他の地震動の再評価結果はいずれも応答スペクトルに基づく基準地震動 $S_s - D_H$ 及び $S_s - D_V$ を下回ったことを確認した。なお、 $S_s - D_H$ を一部の周期帯で上回った上記ケースについては、従来から基準地震動 $S_s - 1_H$ として選定していたものである【図26-1, 2】。

4 津波に対する安全性評価

被告は、以下に述べるとおり、改訂指針に定められた地震随件事象に対する考慮として、本件原子力発電所3ないし5号機の津波に対する安全性の評価を行った。

津波の評価に当たっては、本件原子力発電所の敷地周辺の既往の津波の被害状況、東海、東南海、南海沖という隣り合う3つの震源域が連動して発生したとされる1707年宝永地震津波や東海、東南海沖という隣り合う2つの震源域が連動して発生したとされる1854年安政東海地震津波等のプレート境界付近における津波の発生状況、海域の活断層及び遠地津波を考慮して、敷地に最も影響を及ぼしたと考えられる1854年安政東海地震津波を基に、想定東海・東南海地震による津波を想定し、数値シミュレーションにより評価した。

想定東海・東南海地震による津波の数値シミュレーションに当たっては、中央防災会議（2003）の想定東海・東南海地震の震源断層モデルを用いた1854年安政東海地震津波の痕跡高^{こんせきだか}*注の再現性の検討を行い、これを踏まえた想定津波の断層モデルを基本モデルとして設定し、これに対し、断層モデルに係る不確かさの検討を行った。

そして、津波に対する安全性の評価として、まず、津波による水位上昇については、敷地における最大水位上昇量（遡上高）は、朔望平均満潮位（T. P. +0.79m）を考慮すると最大T. P. +8.3m程度であるが、敷地前面にはこれを上回る幅約60ないし80m、高さT. P. +10ないし15mの砂丘堤防が存在すること、原子炉建屋等の出入口には腰部防水構造扉等が設置されていることなどから、本件原子力発電所3ないし5号機の安全性に影響を及ぼさないことを確認した。なお、原告らの訴状における、本件原子力発電所の「前面付近の標高は、2万5000分の1の地形図

によれば、標高10m未満となっており、「原発敷地東側は、若干の原発敷地外をはさみ、箴川に接しているが、その部分の土手高は8mである」（同157、158頁）との主張について言えば、被告は、航空レーザー測量^{*注}を用いて、本件原子力発電所の敷地及び敷地周辺の標高分布についての詳細な測量を行っており、その結果、この敷地前面の砂丘堤防及び周辺の盛土は、少なくともT. P. +10m以上の標高を有していることを確認している。この航空レーザー測量の測量誤差は±15cm程度である。

また、津波による水位低下については、取水塔付近における最大水位下降量は、朔望平均干潮位（T. P. -0.92m）を考慮すると最大T. P. -8.6m程度であり、取水口の下端レベルを5分間程度下回るが、冷却に必要な海水が取水槽に20分間分以上確保されることから、本件原子力発電所3ないし5号機の安全性に影響を及ぼさないことを確認した。更に、取水設備の水理特性による水位変動への影響や、砂丘堤防の健全性、津波に伴う砂移動等の水位変動以外の事象についても検討し、それらが同3ないし5号機の安全性に影響を及ぼさないことを確認した。

なお、原告らは、その準備書面1において、プレート間地震による津波では、大きな波高が継続し、「第1波が最大であるとは言い切れない」（同87頁）と主張するが、前記「第3-3 津波に係る安全性」及び上記の津波の数値シミュレーションは、第2波目以降に最大水位上昇量や最大水位下降量が生じることがあることを踏まえ、津波の再現時間等を考慮して実施しているものであるから、原告らの主張は失当である。

また、同シミュレーションにおいては、敷地周辺について遡上境界条件^{*注}を適用することで、砂丘堤防等を津波が遡上することも考慮しており、津波が運動エネルギーを位置エネルギーに変換しながら遡上し、運動エネルギーを全部位置エネルギーに変換したときの最も高い津波遡上高を求めているものである。原告らは、その準備書面1において、「津波が護岸や堤防にぶ

つかった瞬間、津波の運動エネルギーがゼロになり（前進できなくなって水の運動が停止する）、これが瞬時に位置エネルギーに変換され、海面が盛り上がる。理論的には衝突前の1.5倍位に高くなる」（同83頁）と主張する。しかしながら、上記方法により求められた結果に対して更に「2分の1」の津波高さを加算せよとする原告らの主張は物理的に誤りである。なお、原告らがその主張の根拠としている河田教授の著書は、津波の際の水粒子の運動を取り上げ、「水粒子は・・・往復運動する。そこに防波堤があると、海底から海面までほぼ水平に運動している水粒子が前に進めなくなり、前述のように、これが位置エネルギーに変換され、津波の高さが約1.5倍高くなる」と述べているが、これは、津波が運動エネルギーを有した状態で防波堤に衝突した場合の津波の挙動を説明するものであって、運動エネルギーを全部位置エネルギーに変換し終えたときの津波の挙動を説明するものではない。

5 駿河湾の地震を踏まえた本件原子力発電所の対応

被告は、駿河湾の地震が発生した後、本件原子力発電所3、4号機について、同地震の地震観測記録が基準地震動S1による応答加速度を十分下回るものであって、耐震設計上重要な施設については弾性状態にあり、同地震後もその安全機能を維持していることを確認し、その運転を再開した。また、同5号機については、一部の地震観測記録が基準地震動S1による応答加速度を超えたことを踏まえ、耐震設計上重要な施設について地震応答解析による健全性評価を行い、耐震設計上重要な施設が地震時に弾性状態であり、いずれの施設についてもその安全機能を維持していることを確認した。更に、被告は、同5号機の運転の再開に当たり、自主的に、想定東海地震の地震動評価結果に対し、駿河湾の地震で見られた同5号機の顕著な地震動増幅の影響を暫定的に反映した場合においても、耐震設計上重要な施設の機能維持に

支障がないかを検討し、その検討結果を、耐震余裕に関する検討と併せて原子力安全・保安院に報告した【図27】。

以下においては、その検討内容を述べる。

まず、本件原子力発電所5号機の顕著な地震動増幅の影響については、これまでの地震観測記録の分析から、①駿河湾の地震の方向から到来する地震波については5号機地盤観測点（5G1）の揺れが他地点（3号機地盤観測点（3G1）、4号機地盤観測点（4G1））に比べ大きかったが、その他の方向から到来する地震波については、5G1の揺れは他地点に比べ同程度であったこと、②S波主要動部^{*注}で0.2～0.5秒の短周期成分において、5G1の揺れが他地点に比べ顕著に大きいこと、③3G1に対する5G1の増幅特性の比率について、水平方向のうちNS方向で1.4倍～1.6倍程度、EW方向で2.2倍～2.3倍程度、鉛直方向で1.6倍～1.7倍程度であったことがそれぞれ得られた。

これらを踏まえ、被告は、以下の検討において、増幅特性を考慮する到来方向からの地震波について、その短周期成分を係数倍することとした。

まず、基本ケースとして、中央防災会議の想定東海地震の震源断層モデルを対象とし、駿河湾の地震の震源近傍の東側のアスペリティに加え、西側のアスペリティを除いた地震観測記録が得られていない方向のアスペリティから到来する地震波についても増幅特性を考慮することとして、5つのアスペリティから到来する地震波について水平動2.3倍、鉛直動1.7倍を係数倍するケースを設定した。また、これに加え、参考ケース1として西側のアスペリティを含めた6つのアスペリティの増幅特性を考慮したケース、及び参考ケース2として基本ケースの増幅比率を水平動3.0倍、鉛直動2.0倍とするケースをそれぞれ設定した。

そして、基本ケースの地震動評価結果のうち、耐震設計上重要な施設の固有周期帯（約0.3秒以下）において基準地震動S2を上回った地震動を影

響確認用地震動とし、この地震動に対して本件原子力発電所5号機の耐震設計上重要な施設について評価を行い、これらの施設の機能の維持に支障がないことを確認した。また、参考ケース1及び2の地震動評価結果についても、耐震設計上重要な施設の固有周期帯（約0.3秒以下）において、基準地震動S2を上回った地震動を代表として選定し、この地震動に対しても同5号機の耐震設計上重要な施設の機能が維持されることを確認した。

更に、本件原子力発電所が大きな耐震余裕を有していることは前記「第32(4)本件原子力発電所が有する耐震上の余裕」で述べたとおりであるが、被告は、「仮想的東海地震」の耐震安全性評価結果を用いて、本件原子力発電所5号機の耐震設計上重要な主な施設の耐震余裕の検討を実施し、更に、その説明性をより一層高めるため、耐震余裕の具体的な例示として、駿河湾の地震における同5号機の顕著な地震動増幅の影響を「仮想的東海地震」に仮に考慮した場合の検討も実施した。

具体的には、「仮想的東海地震」の耐震安全性評価結果を用いた耐震余裕の検討として、地震による荷重で生ずる発生値と地震以外の荷重で生ずる発生値とを分離（概算）して、地震による荷重に対する余裕度を評価し、本件原子力発電所5号機の耐震設計上重要な主な施設は、地震による荷重に対する余裕度が2.5倍以上あることを確認した。更に、耐震余裕の具体的な例示として、「仮想的東海地震」の震源モデルに対し、駿河湾の地震における同5号機の顕著な地震動増幅の影響を仮に反映した地震動評価を行い、その地震動（最大加速度1454ガル）に対して、同5号機の耐震設計上重要な主な施設の評価を実施し、これらの施設の機能維持に支障がないことを確認した。

被告が行った上記検討について、原子力安全・保安院は、平成22年12月15日付け「駿河湾の地震において浜岡原子力発電所5号機の観測記録が他号機に比して大きかったことの要因分析等に係る審議状況の整理につい

て」において、「当院としての現時点での見解としては、駿河湾の地震を踏まえた浜岡原子力発電所5号機の耐震安全性への影響について、安全上支障がないものとする」としている。

第7 福島第一原子力発電所事故を踏まえた対応

1 東北地方太平洋沖地震と福島第一原子力発電所事故の概要

(1) 東北地方太平洋沖地震の概要

東北地方太平洋沖地震は、平成23年3月11日14時46分頃、太平洋プレートと陸のプレートとの境界で発生したプレート間地震である。この地震により、宮城県栗原市で震度7、宮城県、福島県、茨城県及び栃木県の各地で震度6強が観測された。また、高い津波が太平洋沿岸の各地で観測された。地震の規模はマグニチュード（モーメント・マグニチュード（ M_w ）^{*注}）9.0、震源位置は三陸沖の北緯38.1度、東経142.9度、震源深さは約24kmである。

文部科学省の地震調査研究推進本部地震調査委員会は、「今回の地震の震源域は、岩手県沖から茨城県沖までに及んでいる。・・・地震調査委員会で評価している宮城県沖・その東の三陸沖南部海溝寄り、福島県沖、茨城県沖の領域を震源域としたと考えられるが、更に三陸沖中部や、三陸沖北部から房総沖の海溝寄りの一部にまで及んでいる可能性もある」として、同地震の震源域が従来想定されてきた多くの領域に及ぶものであったと評価している。また、同地震の発生を契機に設置された、中央防災会議の「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策専門調査会」は、その「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会報告」において、同地震によって生じた津波の規模が非常に大きかったことにつき、上記地震調査委員会と同様に、「マグニチュード9.0の規模の巨大な地震が、複数の領域を連動させた広範囲の震源域をもつ地震として発生し

たことが主な原因である」としつつ、更に、「津波高が巨大となった要因として、今回の津波の発生メカニズムが、通常の見溝型地震が発生する深部プレート境界のずれ動きだけでなく、浅部プレート境界も同時に大きくずれ動いたことによるものであったことがあげられる」と指摘している。

東北地方太平洋沖地震が発生した時に原子炉が運転中又は起動操作中であった、宮城県の東北電力株式会社女川原子力発電所1ないし3号機、福島県の福島第一原子力発電所1ないし3号機、東京電力株式会社福島第二原子力発電所1ないし4号機及び茨城県の日本原子力発電株式会社東海第二発電所の各原子力発電所は、この地震による揺れにより、いずれも原子炉が自動停止し、津波の影響により事故が拡大した福島第一原子力発電所1ないし3号機を除き、同月15日までにそれぞれ冷温停止の状態に至っている。

(2) 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では、東北地方太平洋沖地震による揺れにより、原子炉が運転中であつた同1ないし3号機はいずれも、すべての制御棒が挿入され、原子炉が自動停止した。

同時に、地震により外部電源が喪失したため、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、原子炉の冷却等に必要な機器の作動により冷却機能が確保されたが、その後の津波の襲来により、発電所敷地内にO. P. (小名浜港工事基準面) *^注約+1.5. 5mの浸水が発生し、海水系ポンプ(被告注: 本件原子力発電所における「原子炉機器冷却海水系ポンプ」に相当する。)が浸水して「海水冷却機能喪失」(海水を使用して機器を冷却する既存のすべての設備の機能喪失をいう。以下同じ。)に至つた。また、非常用電源盤・配電盤が浸水し、非常用ディーゼル発電機も浸水等により機能喪失して「全交流電源喪失」(外部電源喪失及び既存の非常用ディーゼル発電機の機能

喪失をいう。以下同じ。)に至った。この「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」の発生によって、交流電源や海水冷却機能を必要とする、ECCSポンプなどの炉心冷却機能を担う設備の機能が喪失する中、交流電源及び海水冷却機能のいずれをも必要としない原子炉隔離冷却系等により原子炉への注水が行われた。その後、直流電源の枯渇等によって原子炉隔離冷却系等も機能喪失に至り、これにより、原子炉への注水が一定期間停止することとなったが、代替注水設備や格納容器ベント設備等を用いるなどして、原子炉への注水を再開し、あるいは格納容器ベント操作を実施するなどの対応がとられた。しかしながら、これらの対応の遅延等によって炉心冷却機能が確保されず、その結果炉心が損傷し、また、炉心損傷等により発生した水素が原因とみられる爆発によって原子炉建屋の破損が生じた。

また、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」の発生によって、同1ないし3号機及び定期検査中で原子炉内の燃料がすべて燃料プールに取り出されていた同4号機において、交流電源や海水冷却機能を必要とする、燃料プール冷却浄化系等の燃料プール冷却機能を担う設備の機能が喪失した。これによって燃料プール冷却機能が失われた。

以上のように、現在判明している範囲では、福島第一原子力発電所事故において炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能が確保できなかった直接的要因は、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」であるとされている。

なお、原告らは、その準備書面1において、福島第一原子力発電所1号機において、「地震動による配管損傷による冷却材喪失事故（LOCA）が発生した蓋然性は極めて高い」（同25頁）と主張し、原子炉冷却材喪失事故が起きたと推論する根拠として、①「地震発生後7時間弱・・・で、水位が急低下した理由として考えられる原因としては、a 冷却材喪失事故

(LOCA) 発生 b 主蒸気逃し安全弁 (SRV) が自動的に開閉動作をした結果、大量の冷却水が原子炉から圧力抑制室に流出し、その分原子炉水位が低下したの 2 つがもっぱら考えられる」ところ、「東京電力の公表資料・・・によれば、1号機において、主蒸気逃し安全弁は、作動していない」(同18, 20頁) こと、また、②「地震発生後18分後に二系列ある格納容器スプレイ系のうちB系列が、その7分後の午後3時11分にはA系列が、起動し」「圧力抑制室内の水をドライウェルに噴霧」していることから「スプレイ系の作動は、まさに冷却材喪失事故発生がために起動したと考えることが自然である」(同23頁) ことを挙げるとともに、「冷却材喪失事故による水力学的荷重に」「地震によるスロッシングと、地震動そのものによる荷重が加われば、原子炉格納容器は、破壊してしまう可能性が高い」(同41頁) と主張する。

しかしながら、福島第一原子力発電所事故に係る各種報告において、圧力容器、格納容器、重要な配管等が地震動により破壊されたとの事実は確認されていない。すなわち、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会による平成23年12月26日付け「中間報告」においては、「一部の研究者の間には、津波が襲来する前に、原子炉圧力容器・格納容器・重要な配管類の一部が、地震動により破壊されたのではないかとの指摘もある」が、「当委員会のこれまでの調査では、そうした事実は確認できていない」(同487頁) とされている。また、原子力安全・保安院による平成24年2月16日付け「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について(中間取りまとめ)」においても、「地震時及び地震後のプラント挙動に関する現時点のデータや分析の範囲内では、基本的な安全機能を損なう地震の被害があったことを示す知見は得られていない。地震の観測記録を用いた地震応答解析においても、安全上重要な機能を有する主要設備は評価基準値を満足している。更に、5号機の内部調査を行った結果、建物の構造に

影響を及ぼすようなひび割れや機器・配管の変形は認められなかった。従って、安全上重要な機能を有する主要設備については、地震の影響により微少な漏えいが生じるような損傷があったかどうかまでは現時点で確かなことは言えないとしても、基本的には安全機能を保持できる状態にあったと推定される」（同1頁）とされている。

そして、原告らが福島第一原子力発電所事故において原子炉冷却材喪失事故が起きたと推論する根拠として挙げる、上記①主蒸気逃がし安全弁の不作動については、東京電力株式会社の平成23年12月2日付け「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」によれば、福島第一原子力発電所1号機につき、原子炉水位が低下している間、「原子炉圧力は主蒸気逃がし安全弁の動作により8MPa近傍で維持され、主蒸気逃がし安全弁から排気された蒸気は圧力抑制室で凝縮され」（同85、86頁）たと評価され、主蒸気逃がし安全弁が作動したものとされている。

また、上記②原子炉格納容器冷却系が「圧力抑制室内の水をドライウェルに噴霧」したこと、すなわち、原子炉格納容器冷却系の格納容器スプレイモードでの起動については、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会による平成23年12月26日付け中間報告によれば、「同日15時4分から同日15時11分にかけての頃、当直は、1号機についても、原子炉格納容器冷却系（A系、B系）をS/C冷却モード（被告注：サブレーションプール水冷却モード）で、手動により順次起動させた」（同82頁）とされており、原子炉格納容器冷却系を格納容器スプレイモードで起動したとはされていない。

このように、福島第一原子力発電所事故において、圧力容器、格納容器、重要な配管等が地震動により破壊されたとの事実は確認されていない。また、同1号機において原子炉冷却材喪失事故が起きたと推論する根拠として原告らが挙げる上記①②の事由はいずれも誤った事実認識に基づくものであ

る。

2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策

本件原子力発電所においては、福島第一原子力発電所事故が「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」を直接的要因として発生したとされていることを受け、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」が発生したと仮定した場合でも、放射性物質の放出を抑制しつつ、炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能を確保し、炉心及び使用済燃料の損傷を防止できる緊急安全対策をすでに完了している。

(1) 炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能に関連する設備

緊急安全対策について述べるに先立ち、前記「第1 3 (5) 非常用冷却設備等」及び同「(7) 使用済燃料の貯蔵設備」で述べた本件原子力発電所における炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能を担う設備、並びに昭和54年の米国スリーマイルアイランド2号炉事故^{*註}を契機として国からの要請に基づき設けられた代替注水設備や格納容器ベント設備等の設備について、これらの設備の作動に交流電源を必要とするか否か、その冷却に海水冷却機能を必要とするか否かに着目しつつ説明し、併せて、上記設備が機能を発揮するために必要な電源設備、及び海水冷却機能を担う設備について説明する。

ア 炉心冷却機能を担う設備

(ア) 原子炉への注水機能を担う設備 【図28】

前記「第1 3 (5) ア 原子炉隔離冷却系」及び同「ウ 非常用炉心冷却系 (ECCS)」で述べたとおり、本件原子力発電所では、原子炉への注水が緊急に必要な異常時においては、原子炉隔離冷却

系やECCSを自動作動させることにより、原子炉への注水機能を確保する設計としている。

原子炉隔離冷却系を構成する原子炉隔離冷却系ポンプは、炉心からの崩壊熱により発生する蒸気の一部を用いて駆動され、また、同系を構成する補機及び弁類等は、直流電源により作動し、その電源は直流電源設備^{*註}から供給されるため、原子炉隔離冷却系は交流電源を必要としない。また、原子炉隔離冷却系ポンプ等の冷却は、同ポンプの吐出水の一部を用いて行われるため、海水冷却機能を必要としない。このため、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」時においても、原子炉隔離冷却系により、設計上直流電源設備の容量として設定された原子炉隔離から8時間が経過するまで、原子炉への高圧注水機能を維持することができる。

ECCSは、その作動に大容量の交流電源が必要であり、その電源は後記ウで述べる外部電源及び非常用ディーゼル発電機のいずれにもよることができる。また、後記エで述べるとおり、ECCSポンプの冷却は、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系を用いて行われる。

更に、原子炉隔離冷却系やECCSによる原子炉への注水を行うことができなかつた場合にも備え、既存の補給水系^{*註}及び消火系^{*註}を用いて原子炉への低圧注水機能を確保する代替注水設備を設けている。この代替注水設備は、補給水系ポンプ及び消火系ポンプにより、復水タンク（同3号機）又は復水貯蔵槽（同4、5号機）等に貯留されている水を余熱除去系の配管を介して原子炉へ低圧注水することができるものである。補給水系ポンプ及び消火系ポンプは、その作動に交流電源が必要であり、その電源は外部電源及び非常用ディーゼル発電機のいずれにもよることができる。なお、補給水系ポンプ及び消火系ポ

ンプはいずれも空冷式であるため、海水冷却機能を必要としない。

(イ) 原子炉の除熱機能を担う設備 【図29】

前記「第1 3 (5) イ 主蒸気逃がし安全弁」で述べたとおり、本件原子力発電所では、何らかの異常時に圧力バウンダリが形成された場合には、炉心の崩壊熱は、原子炉からの蒸気を主蒸気逃がし安全弁を通してサブプレッション・チェンバのプール水中に放出することにより、これを除熱する設計としている。この放出された蒸気によりサブプレッション・チェンバのプール水温、格納容器空間部の温度及び格納容器内の圧力が上昇するが、原子炉隔離から8時間が経過するまでの間、同プール水温、格納容器空間部の温度及び格納容器内の圧力は、それぞれ同プール水の最高使用温度、格納容器空間部の最高使用温度及び格納容器内の最高使用圧力を下回ることを確認しており、格納容器の健全性を十分に確保しつつ、原子炉の除熱機能を維持することができる。また、原子炉隔離から8時間が経過した後においても、余熱除去系のサブプレッションプール水冷却モードを作動させることにより、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却し、原子炉の除熱機能を維持することができる。この余熱除去系のサブプレッションプール水冷却モードの作動には大容量の交流電源が必要であり、その電源は外部電源及び非常用ディーゼル発電機のいずれにもよることができる。また、サブプレッション・チェンバのプール水の冷却は、同プール水を余熱除去系の熱交換器に導くことにより行われ、同熱交換器における冷却は、後記エで述べるとおり、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系を用いて行われる。

更に、余熱除去系のサブプレッションプール水冷却モードによる除熱を行うことができなかつた場合にも備え、格納容器内の圧力及び熱を大気へ逃がし、格納容器の過圧を防止するとともに、原子炉の除熱機

能を確保する格納容器ベント設備を設けている。格納容器ベント設備は、サプレッション・チェンバの上部（同プール水の水面上の気相部）から直接排気筒へ接続する配管に、空気作動弁、電動弁及びラプチャーディスク（破裂板）^{*註}を設置している。格納容器ベントは、これらの弁を開放する操作を行うとともに、格納容器内の圧力が最高使用圧力に達すると、その圧力によってラプチャーディスク（破裂板）が破裂し、格納容器内の圧力及び熱を排気筒から大気へ逃がすことができるものである。上記の空気作動弁及び電動弁の開放は中央制御室から遠隔操作することができる。その操作には交流電源が必要であり、その電源は外部電源及び非常用ディーゼル発電機のいずれにもよることができる。

なお、この格納容器ベントについては、前記「1（2）福島第一原子力発電所事故の概要」で述べた福島第一原子力発電所事故において実施された格納容器ベント時の状況とは異なり、原子炉への注水によって炉心の健全性が確保されること（すなわち、燃料被覆管内に放射性物質が閉じ込められること）、原子炉からの蒸気に含まれる一部の放射性物質もサプレッション・チェンバのプール水中を通ることで除去されることから、当該ベントによる環境への放射性物質の放出は十分に抑制される。

以上の（ア）及び（イ）で述べた設備の機能が発揮されることによって、異常時においても、原子炉への注水機能及び原子炉の除熱機能が確保され、原子炉を安定した高温停止状態に維持する^{*註}ことができる。そして、この安定した高温停止状態を維持しつつ、原子炉が低圧の状態において余熱除去系の原子炉停止時冷却モード^{*註}を作動させることによって原子炉水を冷却し、原子炉水が100℃未満となる原子炉の冷温停

止状態とすることができる。この余熱除去系の原子炉停止時冷却モードの作動には、大容量の交流電源が必要であり、その電源は外部電源及び非常用ディーゼル発電機のいずれにもよることができる。また、原子炉水の冷却は、原子炉水を余熱除去系の熱交換器に導くことにより行われ、同熱交換器における冷却は、後記エで述べるとおり、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系を用いて行われる。

イ 燃料プール冷却機能を担う設備 【図30】

前記「第1 3 (7) 使用済燃料の貯蔵設備」で述べたとおり、本件原子力発電所では、燃料プール水を冷却することにより燃料プール冷却機能を担う設備として、燃料プール冷却浄化系及び余熱除去系を設けている。これらの設備の作動には交流電源が必要であり、その電源は外部電源及び非常用ディーゼル発電機のいずれにもよることができる。また、燃料プール水の冷却は、同プール水を燃料プール冷却浄化系の熱交換器又は余熱除去系の熱交換器に導くことにより行われ、これらの熱交換器における冷却は、後記エで述べるとおり、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系を用いて行われる。

また、何らかの原因で燃料プール水位が低下する異常時に、使用済燃料の冠水を維持することにより燃料プール冷却機能を担う設備として、燃料プール補給水系（本件原子力発電所3，4号機）若しくはサブプレッションプール浄化系（同5号機）又は余熱除去系（同1ないし5号機）を設けている。これらの設備の作動には交流電源が必要であり、その電源は外部電源及び非常用ディーゼル発電機のいずれにもよることができる。燃料プール補給水系及びサブプレッションプール浄化系のポンプは、空冷式であるため、海水冷却機能を必要としない。

ウ 電源設備

本件原子力発電所では、平常運転時には、主として発電機からの受電により所内電源を確保している。また、原子炉の起動・停止の操作時や何らかの異常時には、外部電源として電力系統からの交流電源を受電できるよう設計されているとともに、非常用電源設備を設けている。

(ア) 外部電源 【図31】

本件原子力発電所1，2号機では、いずれも、駿遠変電所に接続される275kV送電線2回線及び新佐倉変電所に接続される77kV送電線2回線の合計2系統・4回線から、同3，4号機では、いずれも、駿遠変電所に接続される500kV送電線2回線、同じく駿遠変電所に接続される275kV送電線2回線及び静岡変電所に接続される500kV送電線2回線の合計3系統・6回線から、同5号機では、駿遠変電所に接続される500kV送電線2回線及び静岡変電所に接続される500kV送電線2回線の合計2系統・4回線から、それぞれ交流電源を受電できる設計としており、本件原子力発電所への電力系統の供給信頼性は十分高いものとなっている。

例えば、平成23年4月7日に発生した宮城県沖の地震により、他の原子力発電所等において外部電源喪失が発生したが、その起因事象に相当する、原子力発電所に接続する1箇所の変電所において、1つの電圧階級（例えば500kV送電線）が全回線停電する事象を想定した場合でも、本件原子力発電所において電力系統からの供給が失われることはない。更に、これを超える事象として原子力発電所に接続する変電所1箇所が全停電する事象を想定した場合でもなお、電力系統からの供給が失われることはない。

(イ) 非常用電源設備 【図32】

本件原子力発電所では、外部電源が喪失した場合には、非常用

ディーゼル発電機が自動起動することにより、非常用交流電源を確保する設計としている。下記エで述べるとおり、この非常用ディーゼル発電機の冷却は、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系を用いて行われる。非常用ディーゼル発電機からの電力は、非常用電源盤・配電盤^{*註}を介して、各機器に供給される。

また、外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、すなわち「全交流電源喪失」に至った場合にも、充電器及び蓄電池等から構成される直流電源設備によって、設計上当該蓄電池の容量として設定された時間（原子炉隔離から8時間）が経過するまで、原子炉隔離冷却系等の設備に直流電源を供給することができる設計としている。直流電源設備からの電力は、非常用電源盤・配電盤を介して、各機器に供給される。

更に、長時間にわたり全交流電源喪失が継続した場合にも備え、隣接号機からの電源融通を受けることによって電源を確保する電源融通設備を設けている。電源融通設備は、隣接号機からの電源融通により直流電源設備を充電し、直流電源設備からの電源供給を継続することで、原子炉隔離冷却系の運転を原子炉隔離から8時間が経過した後も継続させることができ、また、ECCSや代替注水設備への交流電源の供給を行うことができる。

エ 海水冷却機能を担う設備 【図33】

本件原子力発電所では、海水冷却機能を担う設備として、原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系を設けている。原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系は、原子炉施設の各機器で発生する熱を冷却除去する機能を有する。これを上記アないしウにおいて説明した各機器との関連で述べると、原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系は、

前記「ア（ア）原子炉への注水機能を担う設備」で述べたECCSポンプ、同「イ（イ）原子炉の除熱機能を担う設備」で述べた余熱除去系の熱交換器、前記「イ 燃料プール冷却機能を担う設備」で述べた燃料プール冷却浄化系の熱交換器及び余熱除去系の熱交換器、並びに上記「ウ（イ）非常用電源設備」で述べた非常用ディーゼル発電機において発生する熱を冷却除去する。

これらの機器で発生する熱は、当該機器に原子炉機器冷却水系から供給される冷却水（淡水）を循環させることによって冷却除去される。その冷却水が当該機器から受け取った熱は、原子炉機器冷却水系の熱交換器において、海水と熱交換することにより冷却除去されるが、その海水の供給には、原子炉機器冷却海水系ポンプが用いられる。そして、同熱交換器において海水が受け取った熱は、最終的に海へと逃がされる。原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系の作動には、大容量の交流電源が必要であり、外部電源及び非常用ディーゼル発電機のいずれにもよることができる。

（２）緊急安全対策の実施指示

経済産業大臣は、福島第一原子力発電所事故の直接的要因である「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」を踏まえた省令改正（保安規定における要求事項の追加）等を行うとともに、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所以外のすべての原子力発電所について、放射性物質の放出を抑制しつつ、炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能を確保し、炉心及び使用済燃料の損傷を防止できるよう、緊急安全対策の実施を指示した。

ア 省令改正等

経済産業大臣は、平成23年3月30日付で、実用炉規則の一部を

改正した。この改正では、まず同規則 11 条の 3 において、原子炉等規制法 35 条 1 項の規定により原子炉設置者が原子炉施設の保安のために講じなければならない措置として、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」が津波によって発生した場合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関する規定が追加された。また、実用炉規則 16 条 1 項 18 号及び同条 3 項 17 号において、原子炉等規制法 37 条 1 項の規定により原子炉設置者が定める保安規定に、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」が津波によって発生した場合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関する事項を定めることが求められた。

また、原子力安全・保安院は、同日付けで、電気事業法 39 条 1 項の規定により電気事業者が適合義務を負う技術基準を定めている「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和 40 年通商産業省令第 62 号）について、その解釈適用を示した「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について」の一部を改正した。この改正では、上記の場合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関連し、保安電源設備、循環設備等及び燃料貯蔵設備に関する項目において、移動式発電装置等の資機材の配備等に関する解釈が追加された。

なお、下記イで述べる設備に関する対策の省令上の位置付けを明確にするため、平成 23 年 10 月 7 日付けで、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和 40 年通商産業省令第 62 号）の一部が改正され、「津波による損傷の防止」に関する規定が追加されるとともに、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について」の一部も改正され、当該規定に対応する解釈が示された。

イ 経済産業大臣の指示

経済産業大臣は、平成23年3月30日付けで、①緊急時の最終的な除熱機能の確保（緊急時の炉心冷却確保）、②緊急時の燃料プール冷却確保、③緊急時の電源確保、④構造等を踏まえた当面必要となる対応策などからなる緊急安全対策を実施するとともに、保安規定の変更の認可を申請するよう、被告を含む各電気事業者等に指示した。

(3) 緊急安全対策の実施

被告は、上記(2)イで述べた経済産業大臣の指示を受け、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」が津波によって発生した場合における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の策定、上記の場合における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の配置及びその要員に対する訓練並びに必要な資機材の配備、上記の場合における原子炉施設の保全のための活動に係る定期的な評価及び評価の結果に基づいた措置に関する規定を追加する保安規定の変更をした。これについて、被告は、平成23年4月6日付けで経済産業大臣に認可の申請をし、同年5月6日付けで認可を受けている。

また、被告は、経済産業大臣の上記(2)イの指示に対して、以下のとおり、緊急安全対策を実施し、その内容を同年4月20日付けで経済産業大臣に報告した。そして、同年5月6日付けで原子力安全・保安院により、本件原子力発電所の緊急安全対策は適切に実施されているとの評価を受けている。

なお、本件原子力発電所1、2号機については、廃止措置期間中であり、使用済燃料はすべて炉心から取り出され燃料プール内に貯蔵されていることから、燃料プール冷却機能を確保し使用済燃料の損傷を防止できる緊急安全対策を実施した。

ア 緊急時の炉心冷却確保

(ア) 原子炉への注水機能の確保 【図34】

福島第一原子力発電所事故においては、複数号機にわたり長時間の「全交流電源喪失」が継続し、直流電源も枯渇等により喪失したため、原子炉への注水機能が確保できなかった。

本件原子力発電所3ないし5号機においては、後記ウで述べる災害対策用発電機により速やかに電源を確保して、直流電源設備への充電を行うことにより、原子炉隔離冷却系の運転を原子炉隔離から8時間を経過した後においても継続させ、原子炉への高圧注水機能を維持できるようにした。そして、原子炉隔離冷却系による注水を継続しつつ、炉心の崩壊熱の減少に伴い原子炉圧力が原子炉隔離冷却系の運転可能圧力（約1MPa）以下まで低下した時点以降においては、補給水系による代替注水を同じく災害対策用発電機からの電源供給によって実行し、原子炉への低圧注水機能を確保できるようにした。更には、同3ないし5号機の各号機に、電源及び海水冷却機能を必要としない空冷式の可搬式動力ポンプ（ホースを含む。）を、浸水の影響を受けないよう、T. P. + 2.5m以上の発電所敷地内高台にそれぞれ配備し、同ポンプによる原子炉への低圧注水機能も確保できるよう対策を講じた。

これらの代替注水設備の原子炉への注水量は、補給水系が、同3ないし5号機においてそれぞれ定格容量 $100\text{ m}^3/\text{h}$ 、 $110\text{ m}^3/\text{h}$ 及び $110\text{ m}^3/\text{h}$ 、可搬式動力ポンプが、吐出圧力 1.0 MPa において $52.8\text{ m}^3/\text{h}$ であり、原子炉停止から8時間を経過した時点での崩壊熱の除去に必要な注水量約 $40\text{ m}^3/\text{h}$ （同3、4号機）又は約 $45\text{ m}^3/\text{h}$ （同5号機）に対して十分な容量を有するもので

ある。

また、水源については、原子炉隔離冷却系及び補給水系の水源である復水タンク（同3号機）又は復水貯蔵槽（同4，5号機）に貯留されている淡水に加え、復水サージタンク^{*注}や清水タンク^{*注}などの複数の水源から淡水を補給することにより、更には、取水槽等から海水を補給することにより、継続して確保することができる。可搬式動力ポンプの水源についても、複数のタンク・水槽に貯留されている淡水や取水槽等の海水を継続して確保することができる。

この対策によって、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」時にも、原子炉が高圧の状態（約8MPaないし約1MPa以上の範囲をいう。以下同じ。）においては、原子炉隔離冷却系により原子炉への高圧注水機能を維持することができ、また、原子炉圧力が原子炉隔離冷却系の運転可能圧力以下である低圧の状態（約1MPaないし大気圧程度の範囲をいう。以下同じ。）まで低下した時点以降においては、補給水系又は可搬式動力ポンプにより、原子炉への低圧注水機能を確保することができる。

（イ）原子炉の除熱機能の確保 【図35】

福島第一原子力発電所事故においては、「全交流電源喪失」により、格納容器ベント操作において開放させる空気作動弁の作動用圧縮空気の供給が失われ、格納容器ベントが遅延した。

本件原子力発電所3ないし5号機においては、全交流電源喪失時にも、格納容器ベントを速やかに実行できるようにした。具体的には、全交流電源喪失時には、空気作動弁の作動用圧縮空気の供給が失われ、中央制御室からの遠隔操作による格納容器ベント操作も行えないことから、当該ベント操作を現場において速やかに行えるよう、手動ハンドルを回すことで開放できる電動弁に加え、空気作動弁についても、

作動用窒素ポンペを当該空気作動弁の設置場所に配備し、これを空気作動弁に接続することによって、同弁を手動で速やかに開放できるようにする対策を講じた。

この窒素ポンペの充填圧力は14.7MPa、内容量は約227リットル（圧力0.55MPaにおける換算値）であり、上記空気作動弁の作動に必要な圧力0.55MPa及び弁操作機容積61リットル（同3号機）又は34リットル（同4、5号機）に対して十分な容量を有するものである。

この対策によって、「全交流電源喪失」時においても、速やかに格納容器ベントを行うことができ、格納容器の過圧を防止するとともに、原子炉の除熱機能を確保することができる。

以上の（ア）及び（イ）で述べた対策によって、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」時においても、原子炉への注水機能及び原子炉の除熱機能を確保し、原子炉を安定した高温停止状態に維持し、炉心の損傷を防止することができる。

被告が講じた上記対策については、原子力安全・保安院により、「ポンプは冷却に必要な流量及び吐出圧が確保でき、仮設ホースは十分な長さを有し、水源は複数かつ十分な水量を確保できること」、「これらの資機材については、津波の影響を受ける恐れのない、十分な高さの高台等に保管・設置すること」、「原子炉格納容器のベント、原子炉への海水注入の操作等について、それらの操作等に係る手順及び権限が、適切に手順に盛り込まれていること」などの審査基準に照らして、適切なものと判断されている。

イ 緊急時の燃料プール冷却確保 【図 3 6】

福島第一原子力発電所事故においては、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」により、燃料プール冷却機能を担う設備がいずれも使用できなくなり、同機能が確保できなかった。

本件原子力発電所 3 ないし 5 号機においては、下記ウで述べる災害対策用発電機により速やかに電源を確保し、この電源供給によって、補給水系ポンプを運転させ、余熱除去系の配管を介して、燃料プールへの注水機能を確保できるようにした。更には、同 3 ないし 5 号機の各号機に、電源及び海水冷却機能を必要としない空冷式の可搬式動力ポンプ（ホースを含む。）を、浸水の影響を受けないよう、T. P. + 25 m 以上の発電所敷地内高台にそれぞれ配備し、同ポンプによる燃料プールへの注水機能も確保できるよう対策を講じた。

使用済燃料からの崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を補給するために必要な注水量は、燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱に加え、定期検査のため原子炉内の燃料がすべて燃料プールに取り出された直後の崩壊熱も考慮すると、同 3 号機で約 $1.1 \text{ m}^3/\text{h}$ 、同 4 号機で約 $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ 、同 5 号機で約 $1.3 \text{ m}^3/\text{h}$ と評価され、前記「ア（ア）原子炉への注水機能の確保」で述べた補給水系及び可搬式動力ポンプによって、十分な水量の注水を行うことができる。また、水源についても、同様に前記ア（ア）で述べたとおり、複数の水源からの給水を継続して確保することができる。

なお、同 1、2 号機については、前記「第 1 3（7）使用済燃料の貯蔵設備」で述べたとおり、使用済燃料からの崩壊熱はそれぞれほぼ 0 MW 及び約 0.2 MW と十分に小さくなっていることから、同 1 号機では、そもそも注水の必要がなく、自然放熱により十分に崩壊熱を除去することが可能である。同 2 号機では、必要注水量が約 $0.3 \text{ m}^3/\text{h}$ と

評価され、仮にこの水量の注水を行わなかったとしても、100日以上に亘って使用済燃料の冠水を維持し崩壊熱を除去することが可能である。このように、同1、2号機については、仮に燃料プール冷却機能が失われたとしても、燃料プールへの注水が緊急に必要となる状況ではなく使用済燃料の損傷は十分に防止されるのであるが、同3ないし5号機と同様に、定格容量 $85\text{ m}^3/\text{h}$ （同1号機）若しくは $96\text{ m}^3/\text{h}$ （同2号機）を有する補給水系により、又は吐出圧力 0.8 MPa において $67.8\text{ m}^3/\text{h}$ の注水量を有する可搬式動力ポンプにより、十分な水量の注水を行うことができるよう対策を講じた。また、水源についても、復水タンクや復水サージタンクなどの複数のタンク・水槽に貯留されている淡水や取水槽等の海水を継続して確保することができる。

以上の対策によって、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」時においても、補給水系又は可搬式動力ポンプにより、燃料プールへの注水機能を確保し、使用済燃料の損傷を防止することができる。

被告が講じた上記対策については、原子力安全・保安院により、「ポンプは冷却に必要な流量が確保でき、仮設ホースは十分な長さを有し、水源は複数かつ十分な水量を確保できること」、「これらの資機材については、津波の影響を受ける恐れのない、十分な高さの高台等に保管・設置すること」などの審査基準に照らして、適切なものと判断されている。

ウ 緊急時の電源確保

福島第一原子力発電所事故においては、複数号機にわたって長時間の「全交流電源喪失」が継続したため、隣接号機からの電源融通等による電源の確保ができなかった。

本件原子力発電所3ないし5号機においては、海水冷却機能を必要と

しない空冷式の災害対策用発電機（接続ケーブルを含む。）を、浸水の影響を受けないよう原子炉建屋中間屋上（同3号機：T. P. +16m, 同4号機：T. P. +22.8m, 同5号機：T. P. +30.5m）に、各号機それぞれ設置し、上記ア及びイで述べた炉心及び使用済燃料の損傷を防止するために必要な電源を速やかに確保できるよう対策を講じた。災害対策用発電機は、前記「ア（ア）原子炉への注水機能の確保」で述べた直流電源設備への充電による原子炉隔離冷却系の運転や、上記ア（ア）及びイで述べた補給水系ポンプの作動に必要な交流電源であり、その電源容量は、同3、4号機がそれぞれ300kVA（150kVA×2台）、同5号機が375kVA（125kVA×3台）であって、必要な電源容量（同3号機：定格時186kVA、補給水系ポンプ起動時180kVA、同4号機：定格時196kVA、補給水系ポンプ起動時180kVA、同5号機：定格時201kVA、補給水系ポンプ起動時225kVA）に対して十分な容量を有する。

なお、同1、2号機についても同様に、各号機に、必要な電源容量（同1号機：定格時27kVA、補給水系ポンプ起動時：66kVA、同2号機：定格時38kVA、補給水系ポンプ起動時90kVA）に対して十分な容量（同1号機：150kVA、同2号機：220kVA）を有する災害対策用発電機を設置した。

以上の対策によって、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」時においても、炉心及び使用済燃料の損傷を防止するために必要な電源を速やかに確保することができる。

被告が講じた上記対策については、原子力安全・保安院により、「電源車（被告注：本件原子力発電所における「災害対策用発電機」に相当する。）の電源容量は負荷に見合うものであり、接続ケーブルは十分な長さ

を有するものであること」、「これらの資機材については、津波の影響を受ける恐れのない、十分な高さの高台等に保管・設置すること」などの審査基準に照らして、適切なものと判断されている。

エ 原子炉建屋の浸水防止（短期対策） 【図37】

本件原子力発電所3ないし5号機においては、前記（2）イで述べた経済産業大臣の指示にある、「④構造等を踏まえた当面必要となる対応策」に関連して、上記緊急安全対策に関わる設備を含め原子炉建屋内の機器の浸水を防止するため、短期対策として、原子炉建屋の浸水防止対策を講じた。

すなわち、平成23年4月9日付け原子力安全・保安院の文書「東京電力株式会社福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における津波の調査結果について」によれば、福島第一原子力発電所ではO. P. +1.5m程度の浸水が発生したとされていることを踏まえ、本件原子力発電所敷地内の浸水高さ^{*注}をT. P. +1.5mと仮定したうえで、①原子炉建屋外壁の腰部防水構造扉について、浸水による破損・変形を防止するための補強を行う、②原子炉建屋外壁の給排気口について、その位置がT. P. +1.5m以上となるよう、シュノーケルタイプへの形状変更を行う、③配管等の原子炉建屋貫通部について、隙間への閉止板の設置や止水材の追加を行う、④万一の原子炉建屋内浸水時にも、建屋外へ排水できるよう仮設排水ポンプによる排水手順の整備を行うなどの対策を講ずることとし、同年5月31日に完了した。

なお、本件原子力発電所1、2号機については、前記イで述べたとおり、仮に燃料プール冷却機能が失われたとしても、そもそも燃料プールへの注水の必要がないか、あるいは注水を行わなくとも100日以上に亘って使用済燃料の冠水を維持し崩壊熱を除去することが可能であり、

本件原子力発電所敷地内の浸水高さを上記のようにT. P. +1.5mと仮定した場合でも、T. P. +2.5m以上の発電所敷地内高台に配備した、電源及び海水冷却機能を必要としない空冷式の可搬式動力ポンプにより、十分な時間余裕をもって、十分な水量の注水を行うことができる。

被告が実施した上記対策については、原子力安全・保安院により、「津波対策として、建屋への浸水対策等の強化を行うことが計画されていること」との審査基準に照らして、その短期対策が平成23年5月末に完了する計画であることについて、適切なものと判断されている。

(4) 原子力安全・保安院の評価

原子力安全・保安院は、上記(3)の緊急安全対策の確認方針として、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」が発生した場合でも、注水により冷却を行い、炉心を管理された状態にすることにより、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、多量の放射性物質を放出することなく、冷温停止状態に繋げることができること、及び全交流電源及び海水冷却機能の喪失対策に使用される機器について、津波の影響が及ばないよう浸水対策を実施していることを確認するとし、これらの確認事項について、審査基準を作成し、専門家の意見を聴いて、緊急安全対策実施報告書に盛り込まれた対策が有効であるかを評価し、また、立入検査等により、訓練の立会や資機材の配備、関係マニュアルの整備が適切に定められているかを確認するなどの方法によって確認した。その確認・評価の結果、本件原子力発電所の緊急安全対策は、適切に実施されているものと判断されている。

また、同院から示された本件原子力発電所における緊急安全対策の実施状況に係る評価結果では、本件原子力発電所の設備は平成23年3月30日付けで改正された「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の

解釈について」に対して技術基準への適合性を満足していると評価され、また、本件原子力発電所における緊急安全対策の実施状況について妥当なものと評価されている。

そして、被告が、実用炉規則の改正を受け同年4月6日付けで認可の申請をした保安規定の変更についても、同年5月6日付けで経済産業大臣による認可がされている。

なお、同年6月7日付け「原子力安全に関する I A E A 閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—（平成23年6月 原子力災害対策本部）」によれば、上記の緊急安全対策により、福島第一原子力発電所と同程度の津波に対しても、必要な安全性は確保されるとされている。

3 津波に対する安全対策と緊急安全対策の強化

本件原子力発電所においては、上記2で述べた緊急安全対策によって、炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能を確保し、炉心及び使用済燃料の損傷を防止することができる。この緊急安全対策は、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」の発生を仮定した対策であるが、本件原子力発電所では、前記「第3 3 津波に係る安全性」及び「第6 4 津波に対する安全性評価」で述べたとおり、設計に当たって、また、バックチェックにおいて、津波に対する安全性の評価を行ってきており、更に、今般、同3ないし5号機について、津波による「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」の発生をより確実に回避できるよう、津波に対する安全対策の強化として、発電所敷地内への津波の浸入防止と発電所敷地内浸水時における建屋内浸水防止とからなる「浸水防止対策」を講ずることとした。併せて、すでに講じた緊急安全対策に対し、多重化・多様化の観点から、「緊急安全対策の強化」を図ることとした。被告は、これら「浸水防止対策」及び「緊急安全対策の

強化」について、平成23年7月22日に公表した。

以下においては、被告が実施することとしている津波に対する安全対策の強化（下記（1））及び緊急安全対策の強化（後記（2））について述べる。

（1）津波に対する安全対策の強化

被告は、津波に対する安全対策の強化として、福島第一原子力発電所での津波遡上高や浸水高さも考慮し、「浸水防止対策」を講ずる。

具体的には、

- ① 「浸水防止対策1」として、防波壁の設置等により、発電所敷地内への津波の浸入を防止するとともに、海水取水ポンプエリアへの防水壁の設置等により、取水槽等から発電所敷地内への溢水があった場合にも、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系ポンプの浸水を防止する。
- ② 「浸水防止対策2」として、仮に、津波が防波壁を越流し発電所敷地内に浸水が発生したとしても、緊急時海水取水設備（EWS）の設置により、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系ポンプの機能を代替し、かつ、建屋内浸水防止対策及び機器室内浸水防止対策により、建屋内に設置されている非常用電源設備を含む炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能に関連する設備の浸水を防止する。

というものであり、これらの対策を通じて、津波による「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」の発生をより確実に回避できるものとする。

併せて、被告は、東北地方太平洋沖地震と同規模となるMw 9.0の地震が発生した場合の断層モデルを仮想的に作成して津波の試算を行っている。

なお、被告は、中央防災会議の検討などを踏まえ、今後もこれらの検討状況に応じ適切な対応を行うこととしている。

ア 浸水防止対策1

(ア) 防波壁の設置 【図38-1】

被告は、バックチェックにおいて、敷地における最大水位上昇量（遡上高）をT. P. + 8 m程度と想定しており、敷地前面の砂丘堤防（高さT. P. + 10ないし15 m）によって、敷地内への津波の浸入を防止できると考えているが、この砂丘堤防の高さに、東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所の津波遡上高も考慮し、天端高さT. P. + 18 mの防波壁を設置する。

この防波壁は、敷地前面の海側に沿って約1.6 kmにわたって設置することとしており、その両端部はT. P. + 18ないし20 mに盛土のかさ上げを行い、T. P. + 20 m以上の地山に接続することにより、敷地前面及び側面からの津波の浸入を防止する。併せて、津波の局所的な集中を防ぐために、敷地前面の砂丘堤防について、高さT. P. + 12 m以上が確保されるようにかさ上げを行うこととしている。

上記防波壁は、防波壁の天端高さ（T. P. + 18 m）に達する津波について、内閣府が作成した平成17年6月付けの「津波避難ビル等に係るガイドライン」及び朝倉ほか（2000）を参照のうえ、敷地高さ（T. P. + 6 m）から防波壁の天端高さまで分布する津波波圧^{*注}を算定し、その波圧分布による津波波力^{*注}に対して防波壁の耐力が十分に余裕を有するようになっている。また、防波壁の具体的な構造としては、壁部については、鋼材と鉄骨・鉄筋コンクリートとの複合構造を用いたI型よう壁^{*注}とし、基礎については、鉄筋コンクリート造の地中壁^{*注}を基礎岩盤である相良層まで達するよう十分な深さを持って根入れし、連続的に並べることにより、液状化及び洗掘による影響を受けにくく、十分な耐力を有するものとしている。防波壁のう

ち放水路横断部（4か所）については、壁部を箱桁とし、基礎を深礎杭としており、敷地西側端部については、鋼管矢板を用いた構造としている。これらの部分も他の部分と同様、液状化及び洗掘による影響を受けにくく、十分な耐力を有するものとしている。

なお、原告らは、その準備書面1において、「津波の水圧は、津波の高さ50cmの場合、1mの幅に対して1.125tとされており、津波のエネルギーは、波高の2乗に比例して増大するから、高さ15mの津波では、幅1mあたり1000t以上の水圧が防波堤にかかることになる」（同85頁）と主張する。原告らの主張は、上記ガイドラインにおける津波波圧及び津波波力の算定式を用いたものと思われるが、その計算は、以下のとおり同ガイドラインの各算定式の用法を誤るものである。

まず、原告らの上記計算は、海水面（平均海面）の高さから15mの高さまでを設計用浸水深として設定していることとなるところ、被告は、防波壁をT. P. +6ないし8mの敷地上に設置することとしているのであり、このように構造物の敷地高さを考慮することなく、海水面の高さから設計用浸水深の値を設定することは、上記各算定式の用法を誤るものである。

また、原告らの計算は、海水面の高さから設計用浸水深の3倍以上となる45m以上の高さを有する構造物を前提とするものであるところ、被告は、防波壁の天端高さをT. P. +18mとすることとしているため、それ以上の高さに対して算定される津波波圧が防波壁に対して作用することはない。したがって、防波壁の天端高さを超える部分について算定される津波波圧も防波壁に作用するものと扱い、これをすべて防波壁に作用する津波波力に加算している点において、原告らは、上記各算定式の用法を誤るものである。

更に附言すれば、原告らが用いている「トン」とは質量を表す単位であり、ここでは力を表す単位である「t f」を用いるのが正しい。また、上記ガイドラインでは津波波力の単位として、「k N」を用いており、 $1 \text{ t f} = 9.8 \text{ k N}$ で換算される。

(イ) 海水取水ポンプエリアへの防水壁の設置等 【図38-2】

被告は、津波による海水面の上昇によって、取水槽や放水ピット^{*注}など海に繋がっている発電所敷地内の開口部からの溢水があった場合にも、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系ポンプが浸水しないよう、海水取水ポンプエリアに防水壁を設置するなどの対策を講ずる。

すなわち、前記「第6-4 津波に対する安全性評価」で述べた取水設備の水理特性による水位変動への影響検討においては、津波による水位上昇によって取水槽から溢水することはなく、また、同水位上昇評価における最高水位時に地震による取水槽のスロッシング（液面揺動）が発生したと仮定した場合でも、取水槽からの溢水が原子炉機器冷却海水系ポンプの機能に影響を及ぼすことはないことを確認しているが、取水槽や放水ピットなどからの溢水に対する施設の信頼性向上の観点から、被告は、海水取水ポンプエリアに高さ1.5mの防水壁を設置するとともに、放水ピットなどの開口部を閉止する対策を講ずる。

なお、後記ウで述べる、仮想的に作成した東北地方太平洋沖地震と同規模となるMw 9.0の地震が発生した場合の断層モデルによって試算した津波によって、取水槽等からの溢水による発電所敷地内の浸水深さ^{*注}を試算しても、その結果は0.5m程度であり、上記防水壁高さを下回ることを確認している。

以上（ア）及び（イ）で述べたとおり、被告は、防波壁の設置等によ

り、発電所敷地内への津波の浸入を防止するとともに、海水取水ポンプエリアへの防水壁の設置等により、取水槽等から発電所敷地内への溢水があった場合にも、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系ポンプの浸水を防止することとしている。

イ 浸水防止対策2

(ア) 緊急時海水取水設備（EWS）の設置【図39-1、39-2】

本件原子力発電所3ないし5号機においては、仮に、防波壁を越流した津波により、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系ポンプの機能が喪失した場合でも、緊急時海水取水設備（EWS）を各号機にそれぞれ設置することにより、原子炉機器冷却海水系ポンプの機能を速やかに代替し、海水冷却機能を確保できる対策を講ずる。

具体的には、耐波力及び水密性を考慮した扉の二重化を行うことなどによって防水構造とした建屋を建設し、その中に、緊急時海水取水ポンプ（以下、「EWSポンプ」という。）を2台設置することにより、多重化を図り、発電所敷地内に浸水が発生したとしても、その浸水の影響を受けることなく確実に海水冷却機能を確保できるようにする。また、EWSポンプは、中央制御室等からの遠隔操作により速やかに起動できるようにすることで、原子炉機器冷却海水系ポンプの機能が喪失した場合でも、これとは独立に、速やかに海水冷却機能を確保することを可能にする。

EWSポンプの作動に必要な交流電源は、下記（イ）及び（ウ）で述べる建屋内浸水防止対策及び機器室内浸水防止対策により浸水防止が図られる非常用ディーゼル発電機はもとより、後記「(2)ウ 電源の強化」で述べる、T. P. + 2.5 m以上の発電所敷地内高台に設置する非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）にもよることができ

る。

また、EWSポンプの水源は、本件原子力発電所2ないし5号機の各取水槽を結んでいる取水槽連絡トンネルから、同ポンプ室の取水ピットに海水を取り入れることによって確保することとしており、これにより、水源の多重化が図られ、各EWSポンプは、すべて上記各取水槽のいずれからも取水することが可能となる。更に、引き津波の際に、各取水槽へ漂流物が流入して、取水槽から海に繋がる取水トンネルが閉塞することを防止するため、漂流物流入防止ネットを取水槽に設置する対策を講ずることとしており、これら水源の多重化及び漂流物流入防止対策により、EWSポンプの水源の信頼性を確保する。

(イ) 建屋内浸水防止 【図40-1】

本件原子力発電所3ないし5号機においては、仮に、防波壁を越流した津波により、発電所敷地内に浸水が発生したとしても、建屋内への浸水防止対策を講ずることにより、建屋内に設置されている非常用電源設備を含む炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能に関連する設備の機能を維持する。

すなわち、被告は、前記「2(3)エ 原子炉建屋の浸水防止(短期対策)」で述べたとおり、短期対策として実施した原子炉建屋の浸水防止対策において、発電所敷地内の浸水高さT. P. +15mを仮定したうえで、①原子炉建屋外壁の腰部防水構造扉の補強、②原子炉建屋外壁の給排気口の形状変更、③配管等の原子炉建屋貫通部隙間への閉止板の設置及び止水材の追加を実施したが、更に、これらの対策の範囲を拡大し、あるいは対策を強化することによって、より確実に浸水防止を図ることとしている。具体的には、①原子炉建屋及び海水熱交換器建屋(海水熱交換器建屋は同4、5号機のみ)に設けられている。外壁の腰部防水構造扉(原子炉建屋については上記短期対策として補

強を実施済みである。)については、防水性能を向上できる水密扉への取り替えを行うとともに、更に、建屋外側に、T. P. + 15 mの浸水による破損・変形を防止できるよう強化扉の設置を行い、扉の二重化を図る、②建屋外壁の給排気口に関しては、海水熱交換器建屋についても、原子炉建屋の対策と同様の考え方にに基づき、給排気口がT. P. + 15 m以上となるよう、既存の給排気口を閉鎖し、新たに屋上に給排気口を設置する、③配管等の建屋貫通部に関しては、海水熱交換器建屋についても、原子炉建屋の対策と同様の考え方にに基づき、隙間への閉止板の設置や止水材の追加等を行うとともに、更に、原子炉機器冷却海水系ポンプから原子炉建屋へつながる地下配管ダクト^{*註}の点検口に水密蓋を設置する、同地下配管ダクトからの原子炉建屋への入口扉を防水構造の扉に取り替えるなどの対策を講ずる。

なお、防波壁を越える遡上高T. P. + 20 mの津波を用いた試算結果では、発電所敷地内の浸水深さは最大2ないし3 m程度(T. P. + 8ないし9 m程度)であり、上記対策において発電所敷地内の浸水高さとして仮定したT. P. + 15 mを十分に下回ることを確認している。

(ウ) 機器室内浸水防止 【図40-2】

建屋内に設置されている非常用電源設備を含む炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能に関連する設備は、それぞれ建屋内の個別の機器室内に設置されていることから、上記(イ)の対策に加え、更に、機器室への浸水防止対策をも講ずる。

具体的には、①機器室の入口扉については、新たに水密扉を追加設置するとともに、既存の水密扉については更に水密性を向上させるための補強を行う、②配管等の機器室貫通部については、隙間への閉止板の設置や止水材の追加等を行う、③前記「2(3)エ 原子炉建屋

の浸水防止（短期対策）」で述べた、万一の原子炉建屋内浸水時における仮設排水ポンプによる排水手順の整備に加え、更に、建屋内の排水対策を強化するため、建屋内に排水ポンプを新たに設置するなどの対策を講じ、浸水防止に万全を期する。

以上（ア）ないし（ウ）で述べたとおり、被告は、仮に、津波が防波壁を越流し発電所敷地内に浸水が発生したとしても、緊急時海水取水設備（EWS）の設置により、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系ポンプの機能を代替し、かつ、建屋内浸水防止対策及び機器室内浸水防止対策により、建屋内に設置されている非常用電源設備を含む炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能に関連する設備の浸水を防止することとしている。

ウ 仮想的に作成した断層モデルによる津波の試算

被告は、東北地方太平洋沖地震については、三陸沖から茨城県沖までの非常に広い範囲で連動したことでマグニチュード（モーメント・マグニチュード（Mw））が9.0まで大きくなったこと及びプレート境界の浅い部分のすべりが大きかったことから、非常に大きな津波を発生させた可能性があるとして、今後更に調査分析が行われるところではあるものの、仮想的に、同地震と同規模となるMw 9.0の地震が発生した場合の断層モデルを作成し、これによる津波の試算を行っている。

具体的には、東海・東南海・南海の3つの震源域が連動する場合である想定東海・東南海・南海地震について、中央防災会議が示している断層モデルに加え、波源域（震源域）を日向灘沖まで広げ、更に、南海トラフ沿いの浅部プレート境界に波源域を拡張した断層モデルを作成した。

この断層モデルを用いて本件原子力発電所敷地前面の津波遡上高を試算したところ、朔望平均満潮位を考慮しても、防波壁及び敷地前面の砂丘堤防の高さを上回らないT. P. + 1.0 m程度との結果が得られている。

なお、被告は、中央防災会議の検討などを踏まえ、今後もこれらの検討状況に応じ適切な対応を行うこととしている。

(2) 緊急安全対策の強化

本件原子力発電所3ないし5号機では、上記(1)で述べたとおり、津波による「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」の発生を確実に回避できるよう、「浸水防止対策」を講ずることとしている。また、前記2(3)で述べたとおり、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」が発生したと仮定した場合でも、炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能を確保し、炉心及び使用済燃料の損傷を防止できる緊急安全対策をすでに講じているが、より確実に原子炉を安定した高温停止状態に維持し、その後、安全に冷温停止の状態に導くことができるよう、多重化・多様化の観点から、「緊急安全対策の強化」を図ることとしている。

なお、被告は、福島第一原子力発電所事故の調査結果などを踏まえ、今後もこれらの状況に応じ適切な対応を行うこととしている。

ア 炉心冷却機能の強化

(ア) 原子炉への高圧注水機能の強化 【図41】

本件原子力発電所3ないし5号機では、前記「2(3)ア(ア)原子炉への注水機能の確保」で述べたとおり、緊急安全対策において、原子炉隔離冷却系の運転を継続させる対策を講じたことにより、原子炉への高圧注水機能を維持することができるが、更に、そのバック

アップとして、高圧炉心スプレイ系（同3，4号機）又は高圧炉心注水系（同5号機）の運転を可能とする対策を講ずることにより、原子炉への高圧注水機能の多様化を図る。

具体的には、前記「2（1）ア（ア）原子炉への注水機能を担う設備」で述べたとおり、高圧炉心スプレイ系ポンプ（同3，4号機）又は高圧炉心注水系ポンプ（同5号機）の冷却は、海水冷却機能を担う原子炉機器冷却海水系及び原子炉機器冷却水系を用いて行われるが、原子炉機器冷却海水系の機能喪失に加え、更に、これをバックアップするために新たに設置する緊急時海水取水設備（EWS）の機能喪失をも仮定し、その場合においても、高圧炉心スプレイ系ポンプ（同3，4号機）又は高圧炉心注水系ポンプ（同5号機）を冷却できるよう、空冷式熱交換器を設置する。この空冷式熱交換器は、浸水の影響を受けないよう原子炉建屋中間屋上に設置する。また、高圧炉心スプレイ系（同3，4号機）又は高圧炉心注水系（同5号機）の運転に必要な大容量の交流電源は、後記ウで述べる、T. P. + 25 m以上の発電所敷地内高台に設置する非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）によることができるようにする。

また、T. P. + 25 m以上の発電所敷地内高台に大容量の淡水タンクを増設するなどにより水源の多様化を図ることとしており、緊急安全対策における淡水源の確保と合わせ約10日間の淡水注水が可能となる。更に、発電所に隣接する新野川からの取水や、取水槽等からの海水の取水により、注水を継続して行うことを可能としている。

これらの対策によって、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」時においても、原子炉が高圧の状態においては、原子炉隔離冷却系及び高圧炉心スプレイ系（同3，4号機）又は高圧炉心注水系（同5号機）により原子炉への高圧注水機能を確保でき、原子炉が低圧の

状態においては、高圧炉心スプレイ系（同3，4号機）又は高圧炉心注水系（同5号機）、補給水系及び可搬式動力ポンプ等により原子炉への低圧注水機能を確保できるようになり、原子炉が高圧の状態から低圧の状態に至るまで一貫して、原子炉への注水機能の多様化が図られることとなる。

なお、補給水系については、注水配管の追加設置等も検討している。

（イ）格納容器ベントの遠隔操作化 【図4.2】

本件原子力発電所3ないし5号機では、前記「2（3）ア（イ）原子炉の除熱機能の確保」で述べたとおり、緊急安全対策において、窒素ポンペを現場に配備し格納容器ベントを速やかに行える対策を講じたことにより、原子炉の除熱機能を確保することができるが、更に、後記ウで述べる非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）からの受電によって、格納容器ベント弁を中央制御室から遠隔操作できるようにすることにより、格納容器ベントを、必要時により確実かつ速やかに行うことが可能となる。また、この対策により、中央制御室からの遠隔操作と現場での操作との両方が可能となり、当該ベント操作手段の多様化が図られることとなる。

以上（ア）及び（イ）で述べたとおり、被告は、原子炉への注水機能及び原子炉の除熱機能を確保し、より確実に原子炉を安定した高温停止状態に維持できるよう対策を講ずることとしている。そして、この安定した高温停止状態を維持しつつ、原子炉機器冷却海水系、原子炉機器冷却水系等を構成する機器の予備品を確保することによりこれらの設備の海水冷却機能を速やかに回復させ、かつ、非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）からの受電によって、余熱除去系の原子炉停止時冷却モードの運転を可能とし、原子炉を安全に冷温停止状態に導くことを可

能にする。なお、上記予備品による原子炉機器冷却海水系の機能の回復ができない場合でも、仮設水中ポンプを確保することにより原子炉機器冷却海水系の機能を代替し、原子炉を安全に冷温停止状態に導くことを可能にする。

イ 燃料プール冷却機能の強化 【図 4 3】

本件原子力発電所 3 ないし 5 号機では、前記「2 (3) イ 緊急時の燃料プール冷却確保」で述べたとおり、緊急安全対策において、補給水系及び可搬式動力ポンプを用いた燃料プールへの代替注水機能を確保する対策を講じたことにより、使用済燃料の損傷を防止することができるが、更に、下記ウで述べる非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）からの受電によって燃料プール補給水系（同 3，4 号機）又はサプレッションプール浄化系（同 5 号機）の運転を可能とし、燃料プールへの注水機能の多様化を図る。

更に、非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）からの受電によって、また、上記アで述べた対策により海水冷却機能を回復させることによって燃料プール冷却浄化系の運転を可能とし、燃料プール水を冷温に保持することを可能にする。

ウ 電源の強化

(ア) 非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）の高台設置

本件原子力発電所 3 ないし 5 号機では、前記「2 (3) ウ 緊急時の電源確保」で述べたとおり、緊急安全対策において、災害対策用発電機（同 3，4 号機：電源容量 300 kVA，同 5 号機：電源容量 375 kVA）を用いた電源確保対策を講じたことにより、炉心及び使用済燃料の損傷を防止するために必要な電源を速やかに確保するこ

とができるが、更に、同3ないし5号機の各号機に、電源容量4000kVAの大容量かつ海水冷却機能を必要としない空冷式の非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）を、浸水の影響を受けないよう、T. P. +25m以上の発電所敷地内高台に設置することにより、上記ア及びイで述べた炉心冷却機能及び燃料プール冷却機能の強化に関わる、高圧炉心スプレイ系（同3、4号機）又は高圧炉心注水系（同5号機）、燃料プール補給水系（同3、4号機）又はサプレッションプール浄化系（同5号機）、余熱除去系及び燃料プール冷却浄化系等の運転に必要な容量の電源を確保することを可能にする。また、原子炉隔離冷却系の運転に必要な直流電源設備への充電も行うことができるようにする。この非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）を中央制御室等から遠隔起動できるようにすることにより、上記の電源確保を速やかに行えるようにする。

（イ）非常用電源盤・配電盤の高台設置等

上記（ア）に加えて、更に、非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）からの電力を各機器に供給するための非常用電源盤・配電盤についても、浸水の影響を受けないよう、T. P. +25m以上の発電所敷地内高台又は建屋上層階に増設するなどの対策を講ずる。また、非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）、非常用電源盤・配電盤及び各機器の間を接続するケーブルを常設し、中央制御室等から遠隔起動した非常用交流電源装置（ガスタービン発電機）からの電源を速やかに各機器に供給することを可能にする。

また、併せて、直流電源設備からの電力を各機器に供給するための非常用電源盤・配電盤についても、浸水の影響を受けないよう建屋上層階に増設するなどの対策を講ずる。

以上（ア）及び（イ）で述べたとおり、被告は、既存の非常用ディーゼル発電機及び既存の非常用電源盤・配電盤からの電源供給が失われた場合でも、これとは独立に、速やかに電源供給を行えるよう対策を講ずることとしている。

なお、電源確保に関連して、緊急安全対策及びその強化においては、外部電源は地震直後に喪失し復旧しないものと仮定しているが、前記「2（1）ウ（ア）外部電源」で述べたとおり、本件原子力発電所3ないし5号機への電力系統の供給信頼性は十分高いものとなっているところ、外部電源の受電設備についても、浸水の影響を受けないよう、T. P. + 2.5 m以上の発電所敷地内高台に受電用変圧器の増設や移動式変圧器の配備等を実施することとしている。

エ 水素爆発防止対策

本件原子力発電所3ないし5号機では、緊急安全対策及びその強化により、「全交流電源喪失」及び「海水冷却機能喪失」時においても、炉心及び使用済燃料の損傷を十分に防止することができ、福島第一原子力発電所において発生した水素爆発が原因とみられる原子炉建屋の破損が起ることはおよそ考えられないが、被告は、平成23年6月7日付け原子力安全・保安院の指示文書「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）」に基づき、万一シビアアクシデント（炉心の重大な損傷等）が発生した場合の措置として、水素爆発防止対策についても実施ないし計画をしている。すなわち、炉心損傷等により発生した水素が格納容器内から原子炉建屋内へ漏えいしたと仮定した場合でも、漏えいした水素を同建屋から放出し水素爆発を防止する対策として、同建屋への穴あけ作業に必要な資機材を配備するとともに、同作業の手

順を策定した。今後、更に、格納容器内から漏えいした水素が原子炉建屋に蓄積した場合、これを検知することができるよう同建屋内に水素検知器を設置するとともに、同建屋から水素を放出するためのベント設備の設置を行う予定としている。これらの水素爆発防止対策については、原子力安全・保安院により適切に実施されているものと評価されている。

結 語

以上のとおり、本件原子力発電所が、平常運転時はもとより、想定される東海地震等が発生した場合にも十分な安全性が確保されていることは明らかである。原告らは、本件原子力発電所が原告ら個々人の生命、身体に個別具体的な危険を及ぼすと認められる具体的事実を何ら明らかにしていない。よって、その請求は棄却を免れない。