

平成26年(行ウ)第152号 大間原子力発電所建設差止等請求事件

原告 函館市

被告 電源開発株式会社外1名

準備書面4

平成28年1月12日

東京地方裁判所民事第2部B係 御中

被告電源開発株式会社訴訟代理人

弁護士 溝呂木 商太郎

弁護士 竹 内 洋

弁護士 山 内 喜 明

弁護士 谷 健太郎

弁護士 伊 達 聡 子

弁護士 長 屋 文 裕



弁護士 田 子 真 也



弁護士 吉 原 朋 成



弁護士 坂 本 倫 子



弁護士 圓 道 至 剛



弁護士 福 谷 賢 典



弁護士 井 上 響 太



目次

はじめに	1 3
第1章 本件原子力発電所の安全確保の考え方	1 5
第2章 本件原子力発電所の自然的立地条件に係る安全性	2 0
第1 地質・地盤	2 1
1 地質・地質構造	2 2
(1) 本件敷地周辺及び近傍における調査	2 2
(2) 本件敷地内における調査	2 3
(3) 調査から得られた地質・地質構造	2 4
2 支持地盤に係る安全性	2 7
(1) 断層等	2 8
(2) 支持地盤の支持性能	2 9
3 本件敷地全体の地盤に係る安全性	3 1
第2 地震	3 2
1 基準地震動の策定	3 2
(1) 地震動評価手法の進展	3 3
(2) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」	3 9
(3) 「震源を特定せず策定する地震動」	6 3
(4) 基準地震動の策定	6 9
2 本件原子力発電所における耐震設計	7 0
(1) 施設の揺れ及び変形を抑えるための構造計画	7 1
(2) 重要度に応じた具体的耐震設計	7 2

(3) 耐震強化	7 7
3 原告の主張に対する反論	7 8
(1) 基準地震動が平均像にすぎないとする主張について	7 8
(2) 想定を超える地震動が原発を襲った場合、過酷事故を防止できない などとする主張について	9 0
第3 津波	9 8
1 基準津波の策定フロー	9 9
2 既往津波の検討	1 0 1
(1) 既往津波の文献調査	1 0 1
(2) 津波堆積物調査	1 0 2
(3) 数値シミュレーションを用いた既往津波の検討	1 0 3
3 基準津波の選定及び本件原子力発電所の耐津波安全性	1 0 5
(1) 日本海東縁部及びプレート境界付近に想定される地震に伴う津波 の検討	1 0 5
(2) 海域活断層に想定される地震に伴う津波の検討	1 1 0
(3) 陸上の斜面崩壊、海底地すべりに起因する津波の検討	1 1 0
(4) 火山現象に起因する津波の検討	1 1 0
(5) 津波発生要因の組合せに関する検討	1 1 1
(6) 基準津波の選定	1 1 1
(7) 基準津波による砂移動及び取水設備内の水位変動の検討	1 1 3
(8) 本件原子力発電所の耐津波安全性	1 1 3
第4 火山	1 1 4
1 火山の影響評価の概要	1 1 4
2 本件原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出	1 1 6
3 将来の活動可能性が否定できない火山の抽出	1 1 9
(1) 完新世に活動を行った火山	1 1 9

(2) 完新世に活動を行っていない火山	1 1 9
(3) 将来の活動可能性が否定できない火山の抽出結果	1 1 9
4 本件原子力発電所の供用中に設計対応が不可能な火山事象が本件敷地 地に到達する可能性に関する個別評価	1 2 1
5 本件原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象の 抽出	1 2 1
(1) 降下火砕物	1 2 1
(2) 火山性土石流, 火山泥流及び洪水	1 2 2
(3) 火山ガス	1 2 2
(4) 火山現象に起因する津波	1 2 2
(5) その他の火山事象	1 2 3
(6) 本件原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象 への対応	1 2 3
第5 竜巻	1 2 4
1 基準竜巻・設計竜巻の設定の概要	1 2 4
2 最大風速の設定及び本件原子力発電所の設計上の考慮	1 2 5
第3章 本件原子力発電所における通常運転時の被ばく低減に係る安全確保 対策	1 2 8
第1 本件原子力発電所における通常運転時の被ばく低減対策	1 2 8
1 放射性物質の冷却材中への出現の抑制及び原子炉冷却設備の系統内 への閉じ込め	1 2 8
2 原子炉冷却設備の系統外に現れる放射性物質の放射性廃棄物廃棄施 設による処理	1 2 9
第2 周辺公衆の被ばく線量評価	1 3 0
第3 被ばく低減対策の妥当性	1 3 2

第4章	環境に放出される放射性物質の量等の放射線監視設備による監視	134
第4章	本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策	135
第1章	本件原子力発電所の基本的構造	136
1	核分裂連鎖反応と原子力発電の原理	136
(1)	核分裂と連鎖反応	136
(2)	原子炉の構成要素	137
(3)	改良型沸騰水型原子炉 (ABWR)	138
2	原子炉の基本的構造	139
(1)	原子炉本体	139
(2)	冷却材の循環	142
第2章	本件原子力発電所における事故防止に係る安全確保対策	144
1	通常運転時における異常の発生の防止	144
(1)	原子炉の安定した運転の維持	144
(2)	燃料被覆管の健全性の確保	147
(3)	原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の確保	150
2	原子炉の停止	153
(1)	異常発生の検知	153
(2)	原子炉の緊急停止	155
(3)	燃料被覆管及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保	158
3	炉心の冷却	158
(1)	異常発生時の炉心冷却	158
(2)	原子炉冷却材喪失 (LOCA) 時の炉心冷却	161
4	放射性物質の閉じ込め	165
(1)	格納容器	166
(2)	格納容器附属設備	166

(3) 原子炉建屋	168
5 深層防護と多重障壁	169
6 安全設計評価	171
(1) 「運転時の異常な過渡変化」の解析評価	171
(2) 「事故(各種事故)」の解析評価	174
7 まとめ	179
第3 公衆との離隔の妥当性の確認	180
第4 まとめ	181
第5章 福島第一原子力発電所事故の発生と同事故を踏まえた本件原子力発 電所の安全確保対策の強化	183
第1 福島第一原子力発電所事故の発生と同事故をきっかけにした新規制 基準の制定	184
第2 事故防止に係る安全確保対策の強化	186
1 電源設備の強化	187
2 火災に対する考慮	187
3 内部溢水に対する考慮	189
4 外部人為事象に対する考慮	190
5 まとめ	191
第3 更なる対策	191
1 炉心損傷防止対策	191
(1) 全電源喪失, 海水冷却機能喪失等への対策	191
(2) 原子炉停止の手段	195
(3) 炉心冷却の手段	195
(4) 放射性物質閉じ込めの手段	198
(5) まとめ	198

2	格納容器の破損防止対策	200
(1)	格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段	200
(2)	格納容器の過圧破損を防止するための手段	200
(3)	格納容器下部の溶融炉心を冷却し格納容器の破損を防止するための手段	201
(4)	水素爆発による格納容器の破損を防止するための手段	201
(5)	水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手段	202
3	緊急時対策所の強化	202
第4	故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対策	203
第6章	原子力防災	204
第7章	結語	206

略 語 例

原子炉等規制法	平成24年法律第47号（原子力規制委員会設置法）による改正後の核原料物質，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)
改正前原子炉等規制法	平成24年法律第47号（原子力規制委員会設置法）による改正前の原子炉等規制法
改正前電気事業法	平成24年法律第47号（原子力規制委員会設置法）による改正前の電気事業法 (昭和39年法律第170号)
設置許可基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則 (平成25年原子力規制委員会規則第5号)
技術基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (平成25年原子力規制委員会規則第6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)
立地審査指針	原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて (昭和39年5月27日原子力委員会決定)
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	発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 (平成18年9月19日原子力安全委員会決定)
旧耐震設計審査指針	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)
J E A G 4 6 0 1	原子力発電所耐震設計技術指針 (一般社団法人日本電気協会)
設置許可	改正前原子炉等規制法23条1項1号に規定していた実 用発電用原子炉の設置の許可
設置変更許可	原子炉等規制法43条の3の8第1項に規定する変更の 許可
工事計画認可	原子炉等規制法43条の3の9第1項に規定する工事の 計画の認可，又は改正前電気事業法47条1項に規定し ていた工事の計画の認可（改正前原子炉等規制法73条 により，同法27条1項に規定していた設計及び工事の 方法の認可は行わず，これのみを行うものとされてい た。）
使用前検査	原子炉等規制法43条の3の11第1項に規定する検 査，又は改正前電気事業法49条1項に規定していた検 査（改正前原子炉等規制法73条により，同法28条1 項に規定していた検査は行わず，これのみを行うものと されていた。）
原子炉	原子炉等規制法，又は改正前原子炉等規制法に定める原 子炉
原子炉施設	原子炉等規制法，又は改正前原子炉等規制法に定める原 子炉施設

本件設置許可申請	被告電源開発が平成16年3月18日付で経済産業大臣 に対して行った大間原子力発電所の設置許可の申請
本件設置許可申請書	被告電源開発が平成16年3月18日付で経済産業大臣 に対して提出した本件設置許可申請の申請書及び添付書 類に、平成17年6月3日付同申請書本文及び添付書類 の一部補正、平成18年2月17日付同申請書添付書類 の一部補正、同年10月24日付同申請書本文及び添付 書類の一部補正、平成19年3月28日付同申請書本文 及び添付書類の一部補正並びに平成20年3月17日付 同申請書本文及び添付書類の一部補正を加えたもの。た だし、平成16年3月18日付の当初の設置許可申請書 及び添付書類又は上記の各補正が加えられた時点の設置 許可申請書及び添付書類を示す場合もある。
本件設置許可	被告電源開発が平成20年4月23日付で経済産業大臣 から受けた大間原子力発電所の設置許可
本件設置変更許可申請	被告電源開発が平成26年12月16日付で原子力規制 委員会に対して行った大間原子力発電所の設置変更許可 の申請
本件設置変更許可申請書	本件設置変更許可申請の申請書及び添付書類
本件原子力発電所	大間原子力発電所
本件原子炉	本件原子力発電所に係る原子炉等規制法で定める原子炉
本件敷地	本件設置変更許可申請書記載の本件原子力発電所の敷地
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)福島第一原子力発電所において発生し た、東北地方太平洋沖地震とこれに伴う津波に起因する

	事故
圧力容器	原子炉圧力容器
格納容器	原子炉格納容器
再循環ポンプ	原子炉冷却材再循環ポンプ
MOX燃料	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料
(国研)	国立研究開発法人
(社)	社団法人, 公益社団法人, 一般社団法人
(財)	財団法人, 公益財団法人, 一般財団法人
(株)	株式会社

はじめに

被告電源開発は、本件原子力発電所の敷地（本件敷地）及びその周辺に関わる気象、地盤、地震等の自然的立地条件並びに本件原子力発電所の設計及び建設計画に関する調査、観測、検討をし、本件原子力発電所の運転に伴って発生する放射性物質の有する潜在的危険性から公衆を守るという観点に立って、本件原子力発電所の設計における安全確保対策を講じ、これにより本件原子力発電所の安全性を確保することができるかと判断して、改正前原子炉等規制法に基づき、平成16年3月本件設置許可申請を行い、平成20年4月原子炉設置許可（本件設置許可）を受けた。その後、本件設置許可に係る本件原子力発電所の設計を踏まえて本件原子力発電所の詳細設計を行い、工事計画を作成して、改正前電気事業法に基づく各工事計画認可を受けた。被告電源開発は、本件設置許可及び上記各工事計画認可に基づき本件原子力発電所の建設工事を行ってきている。

その途上、平成23年3月東京電力（株）福島第一原子力発電所において、東北地方太平洋沖地震により非常用電源及び非常時の炉心冷却機能をすべて喪失し炉心の著しい損傷に至る事故が発生した。自然現象という共通の要因により非常用電源及び緊急時冷却機能をすべて喪失したという同事故の原因及び態様を踏まえて、自然現象その他の共通要因故障の原因となり得る事象への想定及び対策の強化を求める新たな規制基準（新規制基準）が制定され、平成25年7月施行された。

被告電源開発は、本件設置許可申請をした後も上記の調査、観測、検討を不断に継続しており、新規制基準を含む最新の知見を考慮して本件原子力発電所の安全確保対策を強化するため、従前からの調査、観測、検討の結果に最新の手法を用いた調査の結果も加えて自然的立地条件の想定を従前以上に保守的（安全側）に行いその対策を講ずることとした。また、電源設備を強化するとともに、共通要因故障の原因となり得る事象であって自然現象以外のものである火災、溢水、外部人為事象への考慮を手厚くすることとし、念のため、更なる対策等も行うこととした。被告電源開発は、本件原子力発電所の設計についてこれらの想定及び対策に係る一部

の見直しをし、平成26年12月16日原子力規制委員会に対し本件原子力発電所の原子炉設置変更許可申請（本件設置変更許可申請）を行った。現在、原子力規制委員会において、本件設置変更許可申請に係る適合性審査が行われているところである。これからも、被告電源開発は、本件原子力発電所の自然的立地条件並びに設計及び建設計画に関する新たな知見が得られた場合には、これを採り入れて、より一層本件原子力発電所の安全性を向上させる。

本準備書面では、本件原子力発電所における以上の安全確保対策について述べる。

第1章 本件原子力発電所の安全確保の考え方

原子力発電所は、核分裂性物質（注1-1）（ウラン、プルトニウム）を燃料とし、核分裂反応（注1-2）により発生する熱エネルギーを利用して蒸気を発生させ発電を行う施設である。運転に伴い、核分裂生成物（注1-3）のほか、放射化生成物（注1-4）、超ウラン元素（注1-5）といった種々の放射性物質（注1-6）が生成されるため、原子力発電所は、放射性物質が周辺環境に放出されるという潜在的危険性（リスク）を有している点に特徴がある。したがって、原子力発電所の安全確保とは、主として施設に内蔵される放射性物質から周辺公衆を守ることであり、この点を除けば、その安全性は化石燃料の燃焼エネルギーを利用する火力発電所と変わるものではない。

本件原子力発電所において使用する燃料（燃料集合体（注1-7））は、燃料棒（ウラン又はプルトニウムの酸化物を堅く焼結した燃料ペレット（注1-8）を燃料被覆管（注1-9）内に充てんしたもの）を正方格子状に組み上げたものであり、多数の燃料集合体からなる炉心は、圧力容器（注1-10）に収納する。冷却材（注1-11）は、炉心で発生した熱により蒸気となり、原子炉冷却設備（注1-12）の主たる循環系により、主蒸気管（注1-13）を通じタービン（注1-14）に送られ発電機を回転した後、復水器（注1-15）により凝縮され圧力容器へ戻る。圧力容器の外側には格納容器（注1-16）を設け、さらに、格納容器を取り囲む原子炉建屋（注1-17）を設ける。

本件原子力発電所の運転に伴い発生する放射性物質は、上記の燃料ペレット、燃料被覆管、圧力容器（又は原子炉冷却設備）、格納容器、原子炉建屋という多重の障壁（注1-18）により発電所内に閉じ込められる。したがって、本件原子力発電所の安全を確保するためには、上記の多重の障壁により放射性物質を閉じ込め、通常運転時における放出を極力低く抑

えるとともに、事故時の異常な放出を防止することが肝要である。このために、被告電源開発は、本件原子力発電所において、以下のような安全確保対策を講ずる。

まず、設計段階においては、以下のような対策を講ずる。

- ① 本件原子力発電所の設置場所に係る自然的立地条件について、大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろん、将来においてもあるとは考えられないという観点から本件敷地を選定した上で、本件敷地及び周辺の自然条件に配慮する。具体的には、本件敷地及びその周辺で想定される地震、津波、火山等の自然現象が事故の誘因とならないかどうかを確認し、例えば地震については、本件原子力発電所の供用期間中に発生する可能性があり、耐震設計上重要な施設（注1-19）に大きな影響を及ぼすおそれがあるとして想定される地震動により作用する地震力に対して、それが本件原子力発電所の安全上重要な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本件原子力発電所を設計する。
- ② 本件原子力発電所の通常運転時においては、運転に伴い発生する放射性物質をできるだけ発電所内に閉じ込めることにより、環境に放出することが避けられない放射性物質の量を極力少なくして、発電所周辺の公衆の被ばく線量（注1-20）を十分低く抑える。具体的には、主として核分裂生成物を燃料ペレット及び燃料被覆管内に閉じ込め、放射化生成物を原子炉冷却設備内に閉じ込める。原子炉冷却設備から系外に漏出するごく微量の放射性物質を含む冷却材は、放射性廃棄物廃棄施設（注1-21）により処理し、放射性物質を除去した後、主排気筒（注1-22）又は放水口（注1-23）から排出する。これらの通常運転時に放射性物質を閉じ込める対策の有効性は、あらかじめ行う発電所周辺の公衆の被ばく線量評価により確認する。発電所の運転開始後は、放射線

監視設備（注1-24）により、環境に放出される放射性物質の量及び環境における放射線量率（注1-25）を厳重に監視し、発電所周辺の公衆の被ばくが自然放射線（注1-26）による被ばくと比べても問題とならない程度に十分低く抑えられていることを確認する。

- ③ 本件原子力発電所においては、事故時に放射性物質が周辺環境に異常に放出されるリスクから周辺公衆を守るため、「原子炉の停止」、「炉心の冷却」、「放射性物質の閉じ込め」という安全上重要な機能を有する設備を働かせることにより、多重の障壁を維持して放射性物質を閉じ込めるという事故防止に係る安全確保対策を講ずる。具体的には、「原子炉の停止」の機能を担う原子炉停止系（注1-27）として、制御棒及び制御棒駆動系（注1-28）を設け、「炉心の冷却」の手段として、原子炉停止後も残る崩壊熱（注1-29）を除去するため、原子炉隔離時冷却系（RCIC）（注1-30）や非常用炉心冷却系（ECCS）（注1-31）を設ける。「放射性物質の閉じ込め」の手段として、原子炉格納施設（注1-32）を設ける。これらの安全上重要な機能を有する設備や、これらの設備に電源を供給する非常用ディーゼル発電機（注1-33）等の設備は、多重性（注1-34）又は多様性（注1-35）及び独立性（注1-36）を持たせ、特に高い信頼性を確保する設計とする。このような設計の妥当性は、「運転時の異常な過渡変化」（注1-37）及び「事故（各種事故）」（注1-37）を想定した安全設計評価により確認する。

- ④ 上記③の対策とは別に、本件原子力発電所は、立地審査指針（注1-38）等に基づき、「重大事故」及び「仮想事故」（注1-39）を想定しても、その原子炉と周辺公衆との間の十分な離隔を確保している。

次に、建設段階においては、

- ⑤ 上記の安全確保対策に係る設備を含む各設備の基本設計ないし基本的

設計方針に基づき、厳格な品質保証体制のもと、各設備の細部にわたる具体的設計（詳細設計）及び工事を行う。

さらに、運転段階においては、

- ⑥ 適切な保安管理体制のもとで運転管理業務を行うとともに、本件原子力発電所の各設備・機器について計画的に点検・検査を行い、その機能、性能を維持する。

なお、以上の安全確保の各方策の①～④に関しては、基本設計ないし基本的設計方針の妥当性が本件設置許可において確認されており、また、⑤に関しては、詳細設計や工事方法の妥当性が本件原子力発電所の工事計画の各認可（注1－40）において確認されているとともに、工事の工程の一部につき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が使用前検査（注1－41）において確認されているなど、その妥当性が国によっても厳格に審査され確認されている。

平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故は、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波により、同発電所の非常用電源及び非常時の炉心冷却機能がすべて喪失し炉心損傷に至ったものである。本件原子力発電所においては、同事故をきっかけに制定された新規制基準を含む最新の知見に基づき、次のような安全確保対策の強化を図る。

- ⑦ 共通要因故障（共通の要因により複数の安全上重要な機能を有する設備が同時に機能喪失すること）の原因となり得る事象への考慮を手厚くするという観点から、地震、津波、火山などの自然的立地条件の想定を従前以上に保守的に想定しその対策を講ずるとともに、緊急時の電源の確保を強化し、かつ、共通要因故障の原因となり得る事象であって自然現象以外のものである火災、溢水等に対する考慮をより手厚くすることなどによって、安全確保対策をより確実なものとする。これらにより、

本件原子力発電所において、福島第一原子力発電所事故のような放射性物質が周辺環境に異常に放出される事態が発生する可能性を、現実的には無視できるほど小さいものとする。

- ⑧ さらに念のため、上記③の対策として設ける非常用電源を供給する設備や緊急時に炉心の冷却を行う設備がその機能を喪失した場合にこれらを代替する設備を設けることなどにより、炉心の著しい損傷や格納容器の破損を確実に防止する対策を講ずる。
- ⑨ 加えて、故意による大型航空機の衝突等のテロリズムにより生ずる事態を想定し、その場合でも環境への放射性物質の大規模な放出を抑制するための手段を講ずる。

なお、以上の事業者により講じられる原子力発電所の安全確保対策とは別に、万が一の事態に際し原子力発電所の周辺の住民等の生命・身体を保護するための措置として、国及び地方公共団体が大きな役割を果たす原子力防災の制度が設けられている。

被告電源開発は、本件原子力発電所の設計について上記⑦～⑨の対策に係る見直しをし、平成26年12月16日原子力規制委員会に対し本件設置変更許可申請（丙F第1号証，同第3号証）及び工事計画の認可申請を行った。現在、新規制基準への適合性審査が行われているところである。今後、本件原子力発電所の運転開始までに、原子力規制委員会による原子炉設置変更許可，工事計画の変更認可，使用前検査，燃料体検査（注1-42），保安規定の認可（注1-43）を経ることとなる。

被告電源開発は、引き続き、常に最新の知見を採り入れて本件原子力発電所の安全性をより一層向上させるべく、必要に応じ設計変更や保安教育の充実などを行っていくこととしており、運転開始後には、安全性について自ら評価をし、原子力規制委員会に対しその結果の届出を行う。

第2章 本件原子力発電所の自然的立地条件に係る安全性

原子力発電所を設置するに当たっては、設置する地点及びその周辺の自然的立地条件を考慮した上で、これらが原子力発電所の安全確保に影響を与えるような大きな事故の誘因とならないようにしなければならない。そして、自然的立地条件が原子力発電所に与える影響は、それぞれの発電所を設置する地点によって異なることから、その影響を考慮するに当たっては、それぞれの地点の自然的立地条件の特性を十分に考慮する必要がある。

このため、被告電源開発は、本件原子力発電所を設置するに当たって、将来活動する可能性のある断層等の活動によって原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与えるおそれがないこと、本件敷地周辺に大規模な地震活動、地殻変動等が発生していないことを確認し、本件原子力発電所を設置する地点の自然的立地条件が一定程度の影響を与え得ると考えられる場合には、その影響を考慮した上で、これが大きな事故の誘因とならないよう、設計及び建設を行う。

そして、被告電源開発は、本件設置許可申請を行った以降も、不断に信頼性の向上を図るべく、科学的・技術的知見の収集に努めるとともに、本件原子力発電所の自然的立地条件に係る調査及び観測を自主的に継続し、データ拡充を行っていたところ、平成23年3月11日に東北地方太平洋沖地震及び同地震に起因した福島第一原子力発電所事故が発生し、原子力規制委員会は、同事故で得られた教訓を踏まえて新規制基準を定めるに至った。新規制基準の制定の経緯等は後記第5章第1で述べる。

被告電源開発は、本件設置変更許可申請等を機として、東北地方太平洋沖地震、新規制基準を含む最新の知見や、上記の調査及び観測により拡充したデータを活用して、自然現象の想定を改めて従前以上に保守的に考慮し、本件原子力発電所が十分な安全性を有することを確認する。

以下では、地質・地盤、地震、津波、火山、竜巻について、各種調査の目

的や調査技術の進展，検討に用いた地震学，地震工学等の知見の内容を述べながら，被告電源開発がこれらの自然的立地条件の特性を十分に考慮していることを明確にし，もって，本件原子力発電所が自然的立地条件に係る十分な安全性を確保して設計・建設されることを明らかにする。

第1 地質・地盤

本件原子力発電所の原子炉建屋等の重要な施設は，本件敷地の地盤を数十メートル掘り下げて露出させた岩盤（以下「支持地盤」という。）に直接支持させる。地質・地盤に係る条件が大きな事故の誘因とならないように，支持地盤について，地震（注2-1-1）時に原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与え得るずれや変形が生ずるおそれがなく，原子炉建屋等の重要な施設を支持するための十分な支持性能を有すること，本件敷地全体の地盤について，大規模な地すべり（注2-1-2）等により原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与えることがないことを確認する。

被告電源開発は，本件設置許可を受けるに際し，本件敷地及びその周辺の地質・地質構造に関する詳細な調査・試験により得られた結果を用いた検討を行い，地質・地盤に係る安全性が確保されることを確認し，これ以降も，最新の科学的・技術的知見を踏まえたデータの拡充のため，調査等を継続した。そして，本件設置変更許可申請を機として，本件設置許可段階までの調査等の結果にその後取得した結果を加えた総合的な検討を行い，従前と同様に安全性が確保されることを確認した。

なお，被告電源開発は，更なるデータの拡充のための調査を継続し，信頼性の向上に努めている。

1 地質・地質構造

(1) 本件敷地周辺及び近傍における調査

被告電源開発は、本件敷地周辺の陸域において、文献調査により既存の地質・地質構造に係る知見を収集し、その結果を踏まえて露頭（注2-1-3）観察等の地表地質調査（注2-1-4）を実施することによって詳細な地質データを取得した。また、海域において、文献調査により既存の地質・地質構造に係る知見を収集し、その結果を踏まえ、海底に向けて音波を発生し海底下の地層からの反射音波を観測する海上音波探査（注2-1-5）を実施することによって海底下の地質構造を把握した。これら海域に分布する地層の地質時代については、海上ボーリング（注2-1-6）により採取した海底の堆積層の堆積物、岩盤等を詳細に分析することによって検討した。

さらに、本件敷地近傍において、文献調査、地表地質踏査（注2-1-4）、海上音波探査等をより詳細に実施するとともに、活断層（注2-1-7）の存在を示唆する、重力異常図（注2-1-8）の等値線（注2-1-9）が直線的で密になっている箇所について、その有無を調査する重力探査（注2-1-8）を実施し、更なる地質データを取得した。

被告電源開発は、これらの調査結果を踏まえ、本件敷地周辺及び近傍の地質・地質構造を把握した。

被告電源開発は、上記の調査に加え、最新の科学的・技術的知見を踏まえたデータの充実を目的として、至近に公表された最新の知見等の文献調査、変動地形学的調査（注2-1-10）である航空レーザ測量による地形測量結果を用いた地形の再判読や海底地形図を用いた地形判読、段丘面（注2-1-11）の形成時代等を確認するボーリング調査（注2-1-6）、海成段丘面（注2-1-11）での地表地質踏査等の地表地質調査、地球物理学的調査（注2-1-12）であるヘリコプターを用いた最新の

手法による重力探査、調査対象深度や水深に応じて最新の手法を用い調査範囲を拡大した海上音波探査を設置許可時点から追加して実施し、本件敷地周辺の地質・地質構造をより詳細に把握している。

(2) 本件敷地内における調査

被告電源開発は、本件敷地内の地質・地質構造を把握するため、本件敷地全域において地表地質調査を行うとともに、地球物理学的調査である地表での発破により地盤における縦波（P波）の伝播速度を求める地表弾性波探査（注2-1-13）を実施した。また、本件敷地内の各施設の基本配置の検討に用いるべく、原則として50m～200m間隔の格子の交点において地質・地質構造を合理的に解明できる深度でボーリング調査を実施して地盤を構成する岩石等を採取し、これを観察、分析することによって地質の状況を直接確認した。また、地表地質調査やボーリング調査による調査範囲を補い、面的な拡がりをもって地質・地質構造を把握するため、試掘坑調査（注2-1-14）を実施した。ボーリング調査及び試掘坑調査で認められた断層及び層理面（注2-1-15）に平行して連続性の認められる粘土質の薄層（以下「シーム」（注2-1-16）という。）の性状等を直接把握するため、トレンチ調査（注2-1-14）を実施した。

原子炉施設設置位置付近において、ボーリング孔（注2-1-6）を利用しての原位置試験のための炉心ボーリング調査（注2-1-6）及び原子炉建屋等の支持地盤の力学的性質を詳細に把握する試掘坑調査を実施することによって付近の地質・地質構造を直接確認した。また、支持地盤の強度、変形特性（注2-1-17）等を把握するため、試掘坑内において岩盤試験（注2-1-18）を実施し、支持地盤の物理的・力学的特性を把握するため、試掘坑及びボーリングコアから採取した供試体による岩石試験（注2-1-18）を実施した。

被告電源開発は、最新の科学的・技術的知見を踏まえたデータの充実を目的として、変動地形学的調査である空中写真判読（注2-1-19）、地球物理学的調査である大型バイブレータによる弾性波探査及び重力探査、ボーリング調査、深部の地質・地質構造を把握する深部ボーリング調査、断層及びシームの性状を確認する法面調査、並びに敷地造成位置及び原子炉建屋設置位置付近の掘削面調査（注2-1-14）を、それぞれ設置許可時点から追加して実施し、本件敷地内の地質・地質構造をより詳細に把握した。

（3）調査から得られた地質・地質構造

被告電源開発は、前記（1）で述べた本件敷地周辺及び近傍における調査並びに上記（2）で述べた本件敷地内における調査により得られた結果を総合的に検討した。本件原子力発電所の原子炉建屋設置位置付近の地質水平断面図、地質鉛直断面図及び本件敷地の地質層序表は、図1、図2及び表1に示すとおりである。

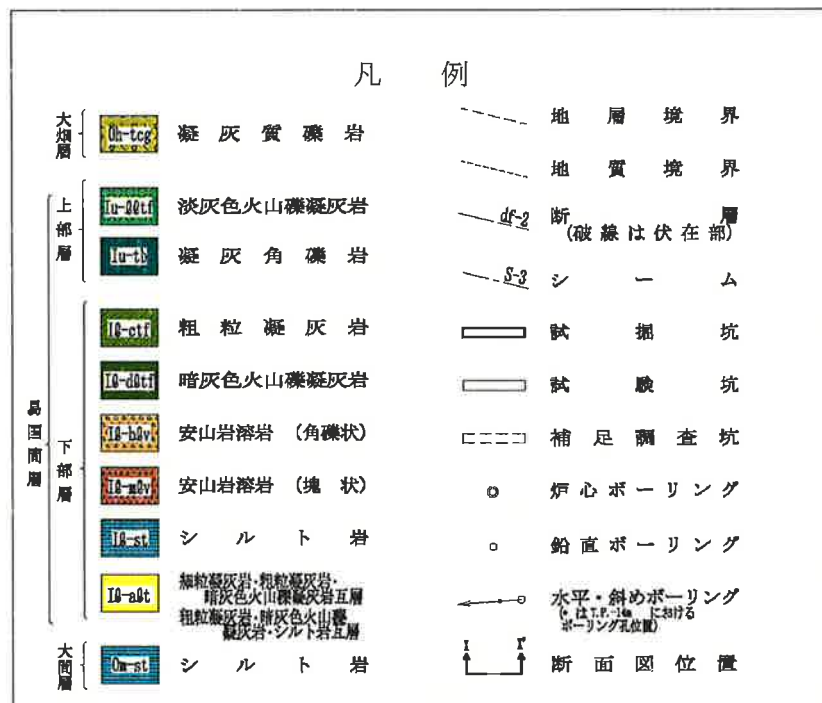
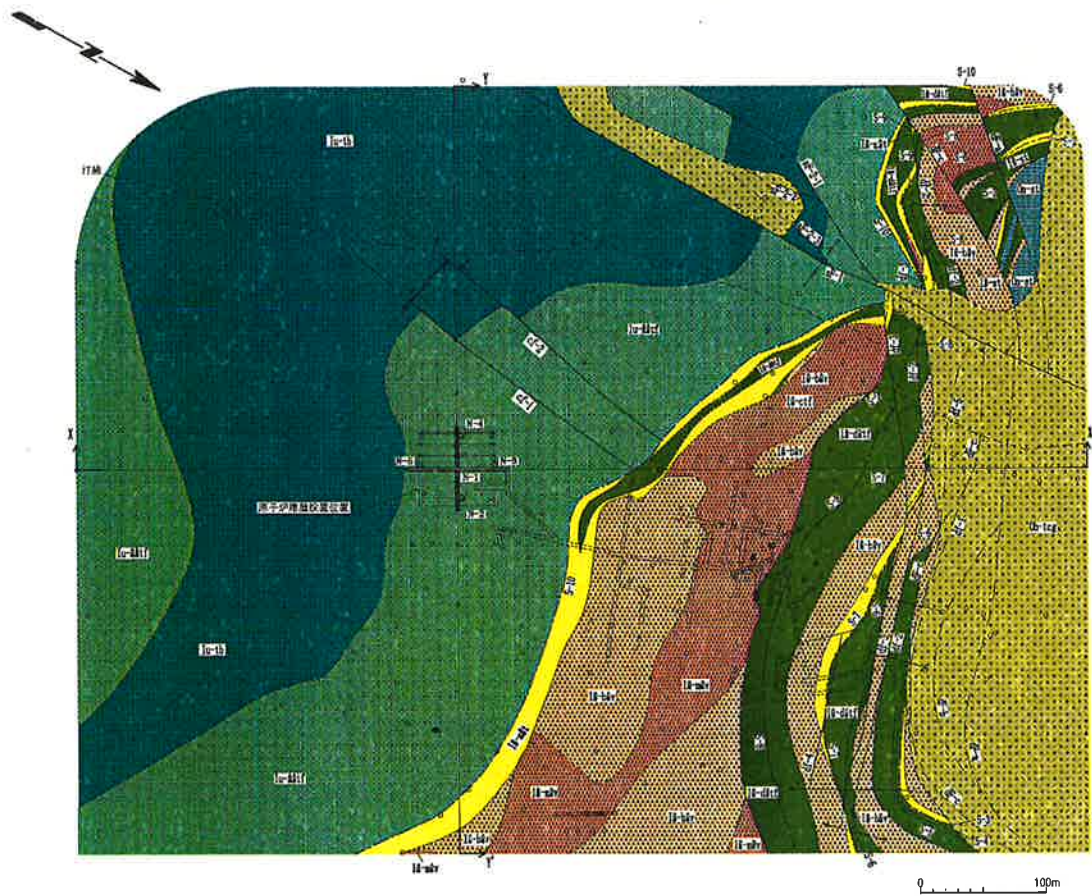


図1 原子炉建屋設置位置付近の地質水平断面図 (T. P. - 14m)

[丙F第4号証 (6-3-377頁) を基に作成した。]

表1 本件敷地の地質層序表

[丙F第4号証(6-3-168頁)を基に作成した。]

地質時代	地層名	主要岩相
第四紀	第四系	火山灰質粘性土、シルト、砂及び礫
新第三紀 中新世	大間層	凝灰質礫岩 (一部に溶岩、火山砕屑岩を挟在)
	易国間層 上部層	火山砕屑岩 (淡灰色火山礫凝灰岩、凝灰角礫岩)
	易国間層 下部層	安山岩溶岩、火山砕屑岩(細粒凝灰岩、粗粒凝灰岩、暗灰色火山礫凝灰岩)及びシルト岩並びにそれらの互層
	大間層	シルト岩及び火山砕屑岩(酸性凝灰岩、軽石凝灰岩、粗粒凝灰岩、暗灰色火山礫凝灰岩)

————— 整合
~~~~~ 不整合

原子炉建屋の支持地盤は、<sup>いこくま</sup>易国間層の火山砕屑岩(注2-1-20)であり、J E A G 4 6 0 1(注2-1-21)に示される岩盤分類(注2-1-22)を踏まえた検討によれば、淡灰色火山礫凝灰岩(注2-1-20)に区分される。易国間層及びその下位の大間層は本件敷地周辺にかけて広く分布しており、それらの形成年代は約2300万年前から約530万年前までの新第三紀中新世(注2-1-23)である。原子炉建屋の支持地盤は、その形成から相当な年月が経過することによって固結しており、被告電源開発による各種の試験結果に加え、平成21年10月に使用前検査として実施された岩盤検査の結果をみても基礎として十分な安全性を有している(丙D第8号証)。

## 2 支持地盤に係る安全性

被告電源開発は、原子炉建屋等の重要な施設を、その安全機能に重大な影響を与えるずれを発生させる断層等がないことを確認した支持地盤に設置することとした。そこで、被告電源開発は、上記1で述べた地質・地質構造

により、後期更新世（注2-1-23）以降の活動が否定できない、震源として考慮する活断層（注2-1-7）、地震活動に伴って永久変位が生ずる断層並びに支持地盤まで変位及び変形（注2-1-24）が及ぶ地すべり面を将来活動する可能性のある断層等とし、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤にそれらの露頭がないことを確認した。

また、支持地盤の性状、対象施設の重量、敷地において想定される地震動（注2-1-1）を考慮した安全性評価を行うことにより、支持地盤が十分な支持性能を有し、原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与え得る変形が生ずるおそれがないことを確認した。想定される地震動の地震力は、後記第2で述べる最新の科学的・技術的知見を踏まえて策定した基準地震動による地震力を用いた。

#### （1）断層等

前記1（3）で述べた地質・地質構造に示されるとおり、本件敷地内に断層及びシームが認められるが、これらはいずれも将来活動する可能性のある断層等ではなく、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤に将来活動する可能性のある断層等の露頭はない。したがって、原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与えるおそれはない。

#### ア 断層

本件敷地において認められた断層は、いずれも後期更新世以降（約12.6万年前以降）に活動はなく、将来活動する可能性のある断層等ではない（図表2-1-1）。

なお、本件敷地の近傍にも後期更新世以降の活動を否定できない断層は認められない。



## イ シーム等

シームは、地質境界を横切って分布することではなく、また、新第三紀中新世に生じたデイサイト（注2-1-25）の貫入に伴う断層によって切られている（注2-1-24）ことなどから、後期更新世以降に変位は生じていない。したがって、シームは将来活動する可能性のある断層等ではない。

敷地内の一部のトレンチ等において、シーム又はその周辺の節理（注2-1-26）の延長上の第四系（表1参照）中に不明瞭な不連続面あるいは堆積構造の変位・変形（以下「変状」という。）が認められる。これらの変状の発生は岩盤の風化が進行した局所に限られており、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤においては、そのような岩盤の風化が進行した部分は掘削除去される。したがって、これらの変状が原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与えるおそれはない。

### （2）支持地盤の支持性能

被告電源開発は、上記1で述べた各種調査、試験から得られた地質・地質構造、地盤材料の物理的・力学的特性を踏まえて、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤をモデル化し、原子炉建屋、燃料補助建屋、運営補助建屋及び緊急時対策棟を対象とした基準地震動による地震応答解析（注2-1-27）により、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤が、支持力に対する安全性、すべりに対する安全性及び傾斜に対する安全性を有することを確認した。

したがって、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤は、十分な支持性能を有し、原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与える変形を生ずるおそれはない。

#### ア 支持力に対する安全性

基準地震動による地震応答解析により評価した結果、地震時における原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤に対する最大接地圧は、岩盤の支持力試験（注2-1-28）等により得られた支持地盤の支持力に比べ十分小さい。このことから、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤は十分な支持力を有し、支持力に対して十分な安全性を有している。

#### イ すべりに対する安全性

基準地震動による地震応答解析により評価した結果、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤に設定した想定すべり線の地震時におけるすべり安全率（注2-1-29）は、いずれも評価基準値を満足しており、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤は地震時においてもすべりを生じない。したがって、すべりに対して十分な安全性を有している。

なお、この検討に当たっては、原子炉建屋が直接設置される岩盤が淡灰色火山礫凝灰岩であること、シームの強度が支持地盤を構成する岩盤と比べ低いことを考慮し、淡灰色火山礫凝灰岩及びシームの動的せん断強度（注2-1-30）が静的せん断強度（注2-1-30）を下回らないことを試験により確認した上で、静的せん断強度を解析に用いた。これは、すべりに対し保守的な評価となる。

#### ウ 傾斜に対する安全性

基準地震動による地震応答解析により評価した結果、地震時における原子炉建屋等の重要な施設の基礎底面の傾斜は、評価の目安を下回っており、原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に影響を与えるものではない。

また、本件敷地及びその近傍には、後期更新世以降の活動が否定できない断層が認められないので、地震発生に伴う地殻変動（注2-1-31）

による原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤の傾斜及び撓みの影響は極めて小さく、原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与えるおそれはない。

なお、原子炉建屋等の重要な施設は十分な支持性能を有する岩盤に支持されているので、液状化（注2-1-3 2）や揺すり込み沈下（注2-1-3 2）等の影響はなく、周辺地盤の変状が原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与えるおそれはない。

これらの検討結果から、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤は、原子炉建屋等の重要な施設を支持するための十分な支持性能を有し、原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与えるずれや変形を生ずるおそれはない。

### 3 本件敷地全体の地盤に係る安全性

被告電源開発は、本件敷地全体の地盤に係る安全性として、大規模な地すべり等により原子炉建屋等の重要な施設の安全機能に重大な影響を与えることがないことなどを確認している。

すなわち、J E A G 4 6 0 1等に照らして周辺斜面と原子炉建屋等の重要な施設との距離等を検討した結果、周辺斜面と原子炉建屋等の重要な施設との間には十分な離間距離があり、評価の対象とすべき斜面は存在しない。

本件敷地の周辺には、地すべり地形（注2-1-2）が存在するが、原子炉建屋等の重要な施設の支持地盤に対し十分遠方であり、支持地盤までそれらの変位及び変形の影響が及ぶことはない。本件敷地周辺の地すべり地形は、地すべり発生時に陸上の斜面崩壊（注2-1-2）に起因する津波を発生させることにより、本件原子力発電所に一定程度的影響を与え得るため、その影響を別途評価した（後記第3の3（3）参照）。

以上のとおり、被告電源開発は、本件敷地の地質・地盤に係る安全性を確認した（丙F第4号証6-3-1～643頁）。

## 第2 地震

原子力発電所の地震に対する安全性を確保するため、原子力発電所の供用中に発生する可能性があり、原子力発電所に大きな影響を及ぼすおそれがあるとして想定される地震の地震動（以下「基準地震動」という。）による地震力（注2-2-1）に対し、それが原子力発電所の安全上重要な機能を失わせることがなく、大きな事故の誘因とならないように、十分な耐震性を有するよう、原子力発電所を設計し、建設する必要がある。

以下では、下記1において、被告電源開発の行った基準地震動の策定を、下記2において、この基準地震動を用いて行うこととしている耐震設計の内容をそれぞれ述べた上で、下記3において、原告の主な主張に対し反論する。

### 1 基準地震動の策定

被告電源開発は、本件原子力発電所における基準地震動を、「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」としてそれぞれ評価した上で、解放基盤表面（注2-2-2）（後記（2）エ（イ）参照）における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定した。その策定のフローは、図3に示すとおりである。

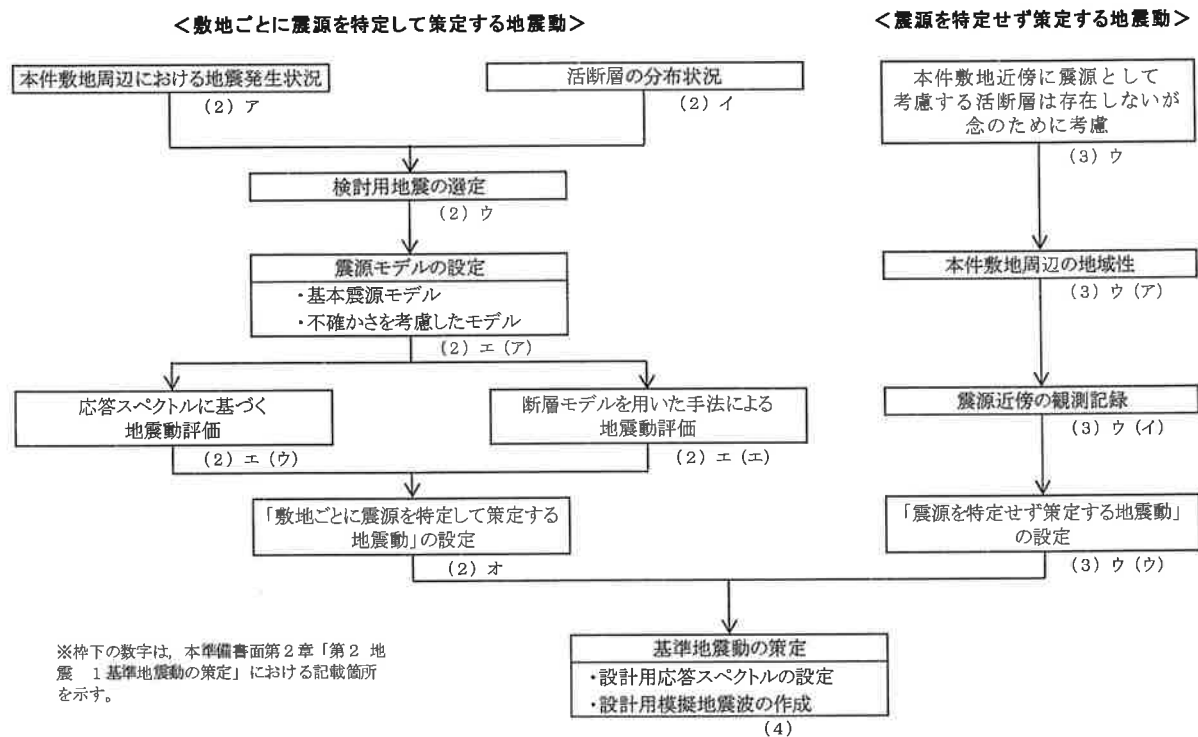


図3 基準地震動の策定フロー

被告電源開発は、平成18年に改訂された耐震設計審査指針を含め、設計当初から、地域性を詳細に考慮することができるようにより進んだ地震動評価手法を採り入れるとともに、その後得られた東北地方太平洋沖地震に係る知見等も、基準地震動の策定に反映している。以下では、後記(1)において地震動評価手法の進展を述べ、後記(2)において「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を、後記(3)において「震源を特定せず策定する地震動」をそれぞれ述べ、後記(4)において、これらをもって策定した基準地震動を述べる。

(1) 地震動評価手法の進展

ア 地震発生メカニズム

地球の表面は、十数枚のプレート(注2-2-3)と呼ばれる岩盤の板で覆われている。各プレートは、その下にあるマンツルの熱による対流が原因で年間数cmの速度で移動しており、それぞれの動く方向が異なって

いるために、プレート同士が衝突したり、一方のプレートがもう一方のプレートの下に沈み込んだりしている。日本の周辺には、海のプレートである太平洋プレート及びフィリピン海プレートと、陸のプレートであるユーラシアプレート及び北米プレートとがあるとされている。

プレートの動きによって蓄積されたひずみが限界を超えると、プレート境界部やプレート内部で地震が発生する。地震は、その発生する場所に応じて、海岸のやや沖合で起こるものも含め陸のプレートの内部で発生する地震は「内陸地殻内地震」（注2-2-3）、陸のプレートと海のプレートとの境界で発生する地震は「プレート間地震」（注2-2-3）、海のプレートの内部で発生する地震は「海洋プレート内地震」（注2-2-3）とそれぞれ分類され、この分類は「地震発生様式」（注2-2-3）と称される。（丙D第9号証）

その他の地震として、北海道及び東北地方の日本海側沖合の日本海東縁部（注2-2-4）と呼ばれる海域の比較的浅いところで大きな地震が帯状に連なって発生している（丙D第7号証22頁）。近年、日本海東縁部にはユーラシアプレートと北米プレートとが接することによるプレート境界があるとの説が出された（丙D第9号証2頁図1-5）が、結論が出るまでには至っていない。

#### イ 地震動に影響を与える特性

地震とは、地下の岩盤が周囲から力を受けることによってある面（震源断層面）（注2-2-5）を境としてずれる現象をいう。

地震が生ずることによって、震源断層面からエネルギー（地震波）が放出される。そして、地震波（注2-1-1）がある地点に到達すると地盤に揺れが生ずる。この揺れが地震動である。（丙D第9号証）

地震の際に震源から放出される地震波は、震源断層面におけるすべりの

過程の特性（震源特性（注2-2-6））の影響を受けた特徴を有しており、震源から遠ざかるにつれてエネルギーが拡散され地震波の振幅を減衰させながら、地震波の伝播速度の変化が比較的小さい深い地盤内を伝わり（伝播経路特性（注2-2-7））、その後、浅い地盤に入射した地震波は地表に向かって、地震波の振幅を増大させ又は減衰させながら伝播していく（地盤増幅特性（注2-2-8））。その際地盤が軟らかいほど地表の揺れは増大する。このように、ある地点における地震動は、震源断層面におけるすべりの過程の特性である「震源特性」及び地震波が地中を伝播する際の特性である「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤増幅特性）」で表現できる（図4参照）。（丙D第7号証22頁、23頁）

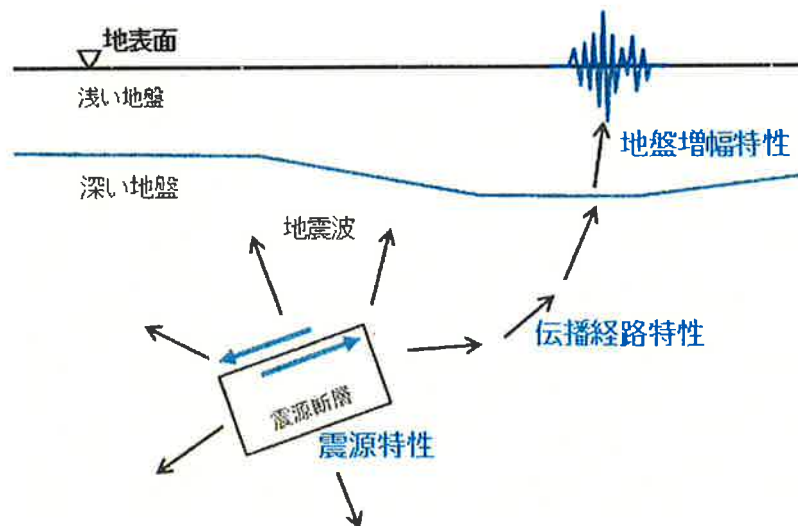


図4 地震波の発生と伝播の模式図

「震源特性」及び「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤増幅特性）」は地域による違いが大きいことが知られている。

具体的には、「震源特性」は、地震発生様式、地震発生層（注2-2-9）の深さや厚さ、岩盤の硬さ等の性質、震源断層面の大きさや震源断層面の破壊の仕方等によって異なる。「地下構造による地震波の伝播特性（伝

播経路特性，地盤増幅特性）」は，地震波の伝播経路や地盤の速度構造等の影響によって異なる。したがって，ある地点における地震動評価に当たっては，これら特性を適切に考慮することが重要となる。

#### ウ 地震動評価手法の高度化

##### (ア) 兵庫県南部地震を契機とした知見の蓄積と平成18年の耐震設計審査指針の改訂

平成7年（1995年）兵庫県南部地震において，日本で初めて震源近傍で強震動が観測され，「震源特性」と「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」とが強震動やそれによる被害に大きく影響していることが明らかとなるなど，断層の活動様式，地震動特性，構造物の耐震性等に係る貴重な知見が得られ，地震動評価に係る知見が飛躍的に進歩した。これらの知見の蓄積に伴い，国が設置した地震調査研究推進本部（注2-2-10）が中心となって「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ）」」（以下「レシピ」という。）（注2-2-11）（丙D第14号証）が整備されるなど，断層モデルを用いた手法（波形合成法（注2-2-12））等の地震動評価に関する研究が大きく進展し，「震源特性」と「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」を，地域性を詳細に考慮する地震動評価手法が実務に採り入れられるようになった（丙D第2号証，同第14号証，同第15号証）。

原子力安全委員会（当時）は，旧耐震設計審査指針の策定以降，平成7年（1995年）兵庫県南部地震など幾多の地震経験により，地震学及び地震工学に関する様々な知見の蓄積，技術の進歩があったことを踏まえ，これらの最新知見等を反映し，より適切な指針類とするための検討を実施することとして，5年に及ぶ調査・審議の結果，改訂指針（耐震設計審査



指針。丙D第1号証)の案を取りまとめた。その後、パブリックコメント等を経て、平成18年9月、耐震設計審査指針は決定された。旧耐震設計審査指針からの主な改訂内容は以下のとおりである。(丙D第2号証)

① 地質調査等の高度化

活断層の活動性評価に万全を期すために、従来の評価期間(5万年前以降)を拡張し、後期更新世以降(約12.6万年前以降)の活動性が否定できないものとした。また、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的調査手法を総合して、より詳細かつ入念な調査を実施することとした。

② 基準地震動の策定方法の高度化

基準地震動のうち「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については、従来の「応答スペクトルに基づく地震動評価(注2-2-13)」に加え、「断層モデルを用いた手法による地震動評価(注2-2-12)」を全面的に採り入れ、両者の特徴を活かすこととした。

また、旧耐震設計審査指針における直下地震に代わり、震源(注2-2-14)と活断層を関連付けることが困難な内陸地殻内地震の観測記録を基に、基準地震動として「震源を特定せず策定する地震動」を策定することとした。

③ 耐震安全に係る重要度分類の見直し

耐震安全設計上の施設分類(耐震重要度分類 後記2(2)参照)において、最も重要な施設の範囲を拡張した。

④ 確率論的安全性評価手法活用に向けた取組み

想定した基準地震動を上回る地震動の影響により、施設が損傷し放射性物質の拡散や周辺公衆の被ばくをもたらすリスク(残余のリスク)の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきであるとともに、基準地震動に対する超過

確率を参照することを求めるなど、確率論的安全性評価導入に向けた取り組みを進めた。

(イ) 平成19年新潟県中越沖地震で得られた知見と対応

平成19年(2007年)新潟県中越沖地震が、同年7月16日、新潟県上中越沖で発生した。気象庁によれば、マグニチュード(M) (注2-2-15)は6.8、震源深さ(注2-2-14)は17kmである。

同地震の震源に近い東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所において、想定していた地震動を超える観測記録が得られた。原子力安全・保安院(当時)は、同地震による同発電所1ないし7号機の原子炉建屋基礎版(注2-2-16)における観測記録が同規模の地震から推定される平均的な地震動と比べて大きかった要因について、短周期レベル(注2-2-17)が平均的なものよりおよそ1.5倍大きかったとの同地震の「震源特性」、及び同発電所敷地の「地下構造による地震波の伝播特性(伝播経路特性、地盤増幅特性)」についての地域性があると分析し、知見として整理した。このことを踏まえ、原子力安全・保安院は、「震源特性」については「検討用地震による敷地への地震動を応答スペクトル及び断層モデルによる手法に基づいて評価する際には、震源モデル(注2-2-12)のパラメータの不確かさを考慮した評価を行う」ことを、「地下構造による地震波の伝播特性(伝播経路特性、地盤増幅特性)」については「地下構造モデルを構築することにより考慮する」ことを、原子力発電所等の耐震安全性評価(耐震バックチェック(注2-2-18))に反映すべき事項とした。

(丙D第16号証, 同第17号証)

(ウ) 平成23年東北地方太平洋沖地震以降の経緯

東北地方太平洋沖地震が、平成23年3月11日、宮城県牡鹿半島の南東沖(三陸沖)において発生した。気象庁によれば、モーメントマグニチュード(M<sub>w</sub>) (注2-2-15)は9.0、震源深さは24kmである。

同地震の震源域は、岩手県沖の領域から茨城県沖の領域にわたって広範に及び、複数の領域が連動したとされている。また、東北地方から関東地方を中心に広い範囲で、これまでの予想を超える大きな津波が引き起こされ、東京電力（株）福島第一原子力発電所に深刻な事故をもたらした。

同地震について、従前の想定より広い領域での連動が生じたことは新たな知見として位置づけられる一方、地震動評価の観点からは、明治以降に記録された国内の地震の中で最大であるMw 9.0という規模の同地震も地震の断層面積と地震規模との関係等は通常の地震の延長線上に位置しており、同地震による地震動を再現するための断層モデルは、従来の断層パラメータ（注2-2-19）のスケーリング則（注2-2-20）に基づく設定方法で説明できる可能性が高いとされている（丙D第18号証）。

原子力規制委員会は、東京電力（株）福島第一原子力発電所が深刻な事故に至ったことをきっかけとして、新規規制基準の策定に向けた検討を開始し、同委員会内に設置された「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム」において、平成18年の耐震設計審査指針の改訂時と同様に、多数の専門家による議論が尽くされた。その結果、地震に関する新規規制基準においては、詳細な調査に基づき「震源特性」や「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤増幅特性）」を詳細に考慮するという地震動評価の考え方をより明確にし、平成19年（2007年）新潟県中越沖地震及び東北地方太平洋沖地震で得られた知見等を踏まえて、プレート間地震や海洋プレート内地震、「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤増幅特性）」等の記述が充実されている。

## （2）「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」

被告電源開発は、検討用地震を選定するにあたり、本件敷地周辺におけ

る地震発生状況（後記ア）及び活断層の分布状況（後記イ）について、詳細な各種調査により得られた結果を用いて検討した。次に、これらの検討結果を用いて選定した検討用地震（後記ウ）を対象として、上記（１）ウで述べた高度化された地震動評価手法を用いた地震動評価を実施し（後記エ）、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を設定した（後記オ）。

#### ア 本件敷地周辺における地震発生状況

本件敷地周辺で発生する地震は、太平洋側沖合でのプレート間地震、海洋プレートの内部における海洋プレート内地震（同地震には、海溝付近ないしそのやや沖合での沈み込む海洋プレート内地震（注２－２－３）と、海溝より陸側での沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）（注２－２－３）とがある。）、内陸地殻内地震、日本海東縁部の地震の四つに分類される。被告電源開発は、地震による被害状況を記した各種文献、地震観測記録等を可能な限り収集し、これらに示される地震を上記の四つに分類して本件敷地周辺における地震発生状況を検討している。

具体的には、我が国においては、地震による被害状況に関する記録は古くからみられ、これらを収集、編集したものとして、「増訂 大日本地震史料」、「日本地震史料」及び「新収 日本地震史料」があり、さらにこれらの資料を集大成した「日本被害地震総覧」がある。同書はほぼ10年ごとに改訂版が出版され、その都度内容が拡張・充実されており、最新版の「日本被害地震総覧599-2012」においては、東北地方太平洋沖地震における被害状況についても詳細に記されている。これらの文献を用いて、本件敷地又はその周辺において過去に発生し、地震動により家屋等に被害を与えた地震（被害地震（注２－２－２１））の震源位置、震央（注２－２－１４）、被害状況等を調査した主な結果は、図表２－２－１のとおりである。また、本件原子力発電所を中心に半径50kmごとの同心円

を描き、各被害地震の震央を重ね描いた結果は、図表2-2-2のとおりである。これらによれば、本件敷地から50km以内で被害地震は発生しておらず、100km以内でもほぼ同様であることのほか、M7.6以上の規模の大きいプレート間地震の震央と本件敷地との距離は250km程度であるなど、規模の大きな地震は本件敷地からの距離が遠いところで発生していることが示されている。これらの結果は、プレート間地震に関しては、本件敷地は海洋プレートである太平洋プレートと陸のプレートとの境界である日本海溝及び千島海溝付近から遠く離れていることと整合している。また、日本海東縁部の地震に関しては、GPS観測の結果などから、日本海東縁部には東西方向の圧縮力が働いており、日本海から新潟県北部にわたる地域に規模の大きな地震が発生している「歪み集中帯」（注2-2-2）が知られているところ、本件敷地はこの「歪み集中帯」から遠く離れていることと整合している。

また、被告電源開発は、気象庁「地震月報」等を用いて、本件敷地周辺において大正12年（1923年）から平成25年（2013年）までの間に発生したM5.0以上の地震の分布状況及び平成21年（2009年）から平成25年（2013年）までの間に発生したM5.0未満の地震の分布状況等を検討し、本件敷地周辺の地震活動状況について調査を行った。その主な調査結果は図表2-2-3のとおりであり、上記で述べた、本件敷地周辺で被害地震が発生していないなどの調査結果に沿うものとなっている。

#### イ 活断層の分布状況

活断層による地震は、何度も同じところで繰り返し発生し、地表又は地表付近において痕跡を残すことがあるので、これら過去の活動により累積した痕跡を調査することにより、活断層の分布に関する情報を得ることが

できる。

被告電源開発は、地震動による施設への影響を検討する必要がある震源として考慮する活断層の評価に必要な本件敷地周辺の地質・地質構造の把握を目的として、本件敷地を中心とする半径約30kmの範囲及びその周辺を対象に、文献調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等を適切に組み合わせた詳細な調査を行い、さらに、本件敷地を中心とする半径約5kmの本件敷地近傍においては、精度の高い詳細な調査を行った。その結果を踏まえて、震源として考慮する活断層に該当するか否かなどの評価を行った。

#### (ア) 本件敷地周辺及び近傍の調査

##### a 陸域における調査

我が国においては、国の研究機関等において、精力的に活断層調査が実施され、それらの調査結果を取り纏めた文献が公表されており、本件敷地周辺の地質・地質構造に関する主要な文献としては、活断層研究会編（1991）「[新編]日本の活断層」（以下「活断層研究会（1991）」という。）、中田・今泉編（2002）「活断層詳細デジタルマップ」（以下「中田・今泉（2002）」という。）、徳山ほか（2001）「日本周辺海域中新世最末期以降の構造発達史」、国による沿岸海域における活断層調査のうち、（国研）産業技術総合研究所地質調査総合センター・北海道立総合研究機構地質研究所（2012）「函館平野西縁断層帯（海域部）成果報告書」、（国研）産業技術総合研究所地質調査総合センター・東海大学（2012）「青森湾西岸断層帯（海域部）成果報告書」等がある。被告電源開発は、文献調査を行い、上記文献に陸域における活断層として示されているもの（以下「文献活断層」という。）を抽出した。

文献調査の結果を踏まえつつ、過去の断層活動により累積した痕跡によって生じた可能性のある地形（以下「断層可能性地形」という。）を抽出

した上で、その地形の箇所において、後期更新世以降に発生した変位・変形が地層中にあるかどうかを確認するため、各種調査を行った。

具体的には、変動地形学的調査として、空中写真判読等を行い、段丘面、段丘面内縁及び外縁（注2-1-1-1）等を基準地形として抽出・分類し、これらの基準地形の形成過程を考慮して、断層可能性地形を抽出した。なお、広域的に津軽海峡周辺を対象として、段丘面を抽出し、それらの段丘面内縁高度（注2-1-1-1）を整理した。

地表地質調査では、地表地質踏査を行い、陸域に分布する地層及び地質構造を把握し、地質図（注2-2-2-3）、地質構造図（注2-2-2-3）等を作成するとともに、文献活断層や断層可能性地形を対象に、露頭での観察に加えオーガボーリング調査（注2-2-2-4）や試料分析を含む詳細な調査を行うことにより、地層中の変位又は変形の有無等を確認した。さらに、段丘面等を対象として、その形成過程の検討等に用いるため、ボーリング調査を実施し、段丘面の形成時代、段丘面旧汀線（注2-1-1-1）の高度分布、縄文海進期（注2-2-2-5）の海成堆積物の高度分布等を整理した。併せて、岩石海岸の海食による地形面（以下「海岸微地形」という。）の高度分布等を整理した。

このほかに、重力異常図の等値線が直線的で密になっている箇所では、地下で密度の大きい硬い基盤が断層の影響により大きな落差を伴ってずれている可能性があるため、そのような箇所の有無を把握するため、地球物理学的調査である重力探査を下北半島西部の陸海境界付近及び本件敷地近傍において実施し、その結果と他機関のデータとを合わせ、津軽海峡周辺及び本件敷地近傍の重力異常図を作成した。

#### b 海域における調査

上記 a で述べた文献の調査を行い、断層又は<sup>とうきょく</sup>撓曲（注2-2-2-6）として示されているもの（以下「文献断層」という。）を抽出した。

文献調査の結果を踏まえつつ、後期更新世以降に発生した地層中における変位・変形の有無を確認するために各種調査を行った。海域における調査も、後期更新世以降に発生した変位・変形が地層中にあるかどうかに着目していることは陸域における調査と同様であるが、海底面の形状に加えて深部千数百mまでの地質・地質構造の直接の把握を可能とする海上音波探査を、測線を密にして実施している。

具体的には、本件敷地を中心とする半径約30kmの範囲、その西方及びに南方を含めた海域（以下「敷地前面海域」という。）において、変動地形学的調査、海上音波探査等を実施した。敷地前面海域における調査は、平成20年4月に本件設置許可を受けた以降も継続して、新たな知見を踏まえて実施しており、本件設置許可を受けた段階までの調査と比べて拡大した範囲で豊富な調査結果が得られている。

変動地形学的調査では、海底地形図を用いた地形判読を行い、断層可能性地形を抽出・分類した。

海上音波探査では、敷地前面海域において、浅部から中深部の地質構造を把握するために水中放電・シングルチャンネル方式（注2-1-5）の探査を、深部の地質構造を把握するためにエアガン・マルチチャンネル方式（注2-1-5）の探査等を、一部海域では、高精度のデータ取得を目的として、浅部の地質構造を高分解能で把握するためにブーマー・ショートマルチチャンネル方式（注2-1-5）の探査を、沿岸部の深部地質構造を把握するためにエアガン・定置式マルチチャンネル方式（注2-1-5）の探査等をそれぞれ実施した。これらの異なる種類の音源を用いた調査を適切に組み合わせて実施したことで、地質構造の把握をより正確に行うことが可能となった。これら探査等により得られた記録を他機関が実施した海上音波探査記録とともに検討することによって、断層を抽出した上で、断層により変位又は変形が及んでいる地層を確認した。このほかに、



海上ボーリング及び採泥調査（注2-2-27）を実施し、海域の地層の時代対比（注2-2-28）を検討した。敷地前面海域で、被告電源開発が実施した海上音波探査の測線の総延長は約3400km、解析に使用した海上音波探査記録の総延長は、他機関が実施した海上音波探査記録を含め約6100kmである（図表2-2-4）。

敷地前面海域より外側の周辺海域（以下「外側海域」という。）については、文献断層のうち本件敷地に与える影響の大きな断層について、他機関で実施された海上音波探査の記録を基に検討した。

#### （イ）震源として考慮する活断層に係る評価

文献調査の結果によると、活断層研究会（1991）には、陸域について、清水山南方断層、函館平野西縁断層帯、根岸西方断層等の文献活断層が（図表2-2-5）、外側海域について、<sup>えさんみさき</sup>恵山岬東方沖、奥尻海盆東縁等（注2-2-29）に文献断層がそれぞれ図示され、このほか、渡辺ほか（2012）「下北半島北西端周辺の地震性隆起海岸地形と海底活断層」には、敷地前面海域の下北半島北西部の大陸棚外縁付近からその沖合の斜面にかけて断層が図示されている。本件敷地近傍に活断層の存在を示唆した文献はない。

変動地形学的調査の結果、陸域では、上記の文献活断層の位置に断層可能性地形が判読されたほか、<sup>おそれやま</sup>恐山東山麓付近に長さ約12kmの断層可能性地形が判読された。

海上音波探査等の調査の結果、敷地前面海域にはF-1断層ないしF-5断層及びF-7断層ないしF-33断層が認められた（図表2-2-6）。

本件敷地周辺及び近傍の陸域における主な断層及び断層可能性地形を評価した結果は図表2-2-7に、本件敷地前面海域及び外側海域の断層を評価した結果は図表2-2-8に示すとおりであり、これらの評価結果を踏まえて、震源として考慮する活断層に係る評価を行った結果は図表2-

2-9に示すとおりである。以上の評価において、震源として考慮する活断層が近くに複数ある場合には、一連の断層とするかどうかを併せて検討している。

以下では、震源として考慮する活断層のうち、本件敷地に対する影響が大きいと判断された、①根岸西方断層、②F-14断層の検討結果について述べる。

#### ① 根岸西方断層

文献調査の結果によると、活断層研究会(1991)は、津軽半島外ヶ浜<sup>そとがはま</sup>町石崎沢<sup>いしざきさわ</sup>付近から同町尻高<sup>しりたか</sup>付近にかけて長さ約7km、ほぼ南北方向の根岸西方断層を図示し、確実度(注2-2-30)Ⅱ(活断層であると推定されるもの)及び確実度Ⅲ(活断層の可能性はあるが、活断層以外の地質現象によって形成された疑いが残るもの)のリニアメント(注2-2-31)としている。中田・今泉(2002)は、ほぼ同じ位置に約7kmの東側低下の活断層を図示している。

変動地形学的調査の結果、これらの文献により断層が示される位置にほぼ一致する区間に、ほぼ南北方向の、断層可能性地形が判読された。地表地質調査の結果、上記断層可能性地形付近の山地と丘陵地との境界付近で、中新世～前期更新世(注2-1-23)の地層に西側が相対的に上がっている撓曲構造が認められた。

海上音波探査の解析結果によると、上記断層可能性地形の北西延長海域にはF-25断層及びF-26断層が、南東延長海域にはF-27断層がそれぞれ認められた。

以上のことから、陸域の断層である根岸西方断層については、同断層と海域の断層であるF-25断層、F-26断層及びF-27断層とから成る長さ最大約38kmの一連の震源として考慮する活断層(以下「根岸西方断層」という。)と評価した。

## ② F-14断層

本件敷地周辺及び近傍に分布する震源として考慮する活断層には、長大な断層はなく、それらの中で本件敷地に最も近いものはF-14断層である。

F-14断層の位置に断層の存在を示唆した文献はないが、海上音波探査の結果によると、本件敷地から北北西方向約12kmの位置に、F-14断層が大間海脚(注2-2-32)の海底に広く露出するE層(注2-2-33)中に分布する長さ最大約3.4kmの断層として認められ、その傾斜は鉛直、ないしは高角で本件敷地から離れる方向であるやや北東傾斜と認められ、少なくとも低角とは認められない。

また、F-14断層の走向(注2-2-5)は西北西-東南東であり、現在の応力場(注2-2-34)で想定される活断層の方向とは異なっているので、F-14断層が現在の応力場で今後活動する可能性は非常に低いと考えられる。

このように、F-14断層については、活断層の可能性は非常に低いと考えられるものの、詳細に調査を行っても、中新世より新しい時代の地層が欠如しており後期更新世以降の活動を明確に否定することができないため、震源として考慮する活断層と評価し、孤立した短い活断層(注2-2-35)として考慮することとした。

なお、被告電源開発は、原告が訴状において本件原子力発電所の北方海域に存在する可能性が高いとする逆断層(注2-2-36)である巨大な「活断層」(訴状16頁、17頁及び95～99頁)について、以下に述べるとおり、海上音波探査から得られた結果によれば「活断層」は存在せず、原告がその存在の根拠としたM<sub>1</sub>面(注2-1-11)の旧汀線(注2-1-11)や海岸微地形は、活断層による地震性隆起を示すものでは

ないと判断した。

まず、海上音波探査によって海底下の地質構造を調査して物理的に把握した結果によれば、上記「活断層」が示された領域において、海底下のE層からB<sub>1</sub>層（注2-2-33）までの地層（地質年代区分は先新第三紀から後期更新世に相当する。）に活断層を示唆する変位・変形は認められない。この調査結果は、重力探査の結果に基づき作成した重力異常図によって、顕著な線状の重力急変部によって示される逆断層タイプの活断層の伏在が認められなかったことと整合している。

また、被告電源開発は、下北半島西部全域に亘る広範囲を対象として、文献調査、変動地形学的調査及びボーリング調査等を実施し、M<sub>1</sub>面の旧汀線の高度分布を精度良く把握した上で、その調査結果に基づき、下北半島西部全域の最終間氷期（注2-1-11）以降の推定等隆起量線を作成した（図表2-2-10）。この推定等隆起量線の形状は、現在の同域の地形形状に近い内陸に隆起の中心を持つ台地状を呈しており、小池・町田（2001）「日本の海成段丘アトラス」（丙D第25号証）によるMIS（注2-2-37）5eの旧汀線高度等値線と整合する。一方、原告が上記「活断層」の根拠としたM<sub>1</sub>面の高度分布を示す等高線は、北方の海域が一様に隆起する形状を示しており、被告電源開発が追加調査により精度よく把握したM<sub>1</sub>面の旧汀線の高度分布に基づく推定等隆起量線の形状とは傾向が異なる。

さらに、下北半島西部の岩石海岸で複数段に発達している波食棚（注2-1-11）等について、それぞれの標高や地形面の性状の類似性により、これら複数段の地形面を下位よりC面、B面、A面に区分して、分布標高を整理した（図表2-2-11）。各面における地表地質調査等の結果によれば、C面群は、現在の海水準で、すなわち離水していない状態で形成されつつある地形面であり、海水準変動又は隆起を示唆するものではない。

B面及びA面は離水した地形面と判断されるが、そのうちB面は少数ながら下北半島西部全域に点在し、約2～3mとほぼ同一の標高値を示すことから、離水の原因は、局所的な隆起や傾動といった陸の隆起によるものではなく、広範囲に等しく影響を及ぼす海水準変動によるものと判断される。

また、下北半島西部の複数の砂浜海岸における地表地質調査の結果によれば、縄文海進期の海成堆積物の標高は約2m以下であることを確認した(図表2-2-11)。この確認結果は、太田ほか(1994)「函館平野とその周辺の地形—とくに西縁の活断層に関連して—」(丙D第26号証)等の文献に示される完新世の海成堆積物の上面標高と同様である。また、Yokoyama et al.(2012)「Holocene sea-level change and Antarctic melting history derived from geological observations and geophysical modeling along the Shimokita Peninsula, northern Japan」によれば、完新世の最高海水準期の標高は下北半島西部及び函館平野の沿岸部において現在の海面から約1～3mの高さであるとされている。これらにより、下北半島西部における縄文海進期の海水準は、現在よりおよそ2～3m高かったものと考えられる。したがって、B面は、縄文海進期の海水準で形成された波食棚のうち、海水準低下以降の侵食を免れた部分と判断され、B面の離水の原因は、海水準変動によるものであることと整合する。

以上のように、被告電源開発は、原告が訴状において本件原子力発電所の北方海域に存在する可能性が高いとする巨大な「活断層」について、海上音波探査から得られた結果によれば「活断層」は存在せず、原告がその存在の根拠としたM<sub>1</sub>面の旧汀線や海岸微地形は、活断層による地震性隆起を示すものではないと判断した。

#### ウ 検討用地震の選定

被告電源開発は、以下に述べるとおり、本件敷地周辺で発生する地震を

前記アにおいて述べた四つに分類した上で、観測記録に基づく補正により地域性を反映することができる Noda et al. (2002) の方法(注2-2-38)を用いて地震動の応答スペクトル(注2-2-39)を算定し、それらを比較することにより、本件敷地に大きな影響を与えると予想される地震を抽出し、検討用地震として5地震を選定した。各検討用地震の震源断層位置は図表2-2-12、マグニチュード等は図表2-2-13に示すとおりである。

#### (ア) 内陸地殻内地震

図表2-2-1に示した本件敷地周辺で発生した内陸地殻内地震のうち、地震規模と震央距離(注2-2-14)との関係からすれば、明和3年(1766年)津軽の地震(M $7\frac{1}{4}$ )が相対的に本件敷地に与える影響が大きいと考えられる。

上記の地震の応答スペクトル及び図表2-2-9の「震源として考慮する活断層」のうちの「主な活断層」による各地震の応答スペクトルを比較し、本件敷地に与える影響が大きいと考えられる根岸西方断層による地震(M7.5、等価震源距離(注2-2-40)50km)を検討用地震として選定した。ここに、地震規模は、松田式(注2-2-41)を用いて断層長さ(注2-2-5)から算出した。松田式は、地震規模を想定する際に広く一般的に用いられている回帰式であり、地震調査研究推進本部においても採用されている(丙D第14号証付録3-5頁)。

また、図表2-2-9に「孤立した短い活断層」として示した敷地西方沖断層(断層長さ7.2km)及びF-14断層(断層長さ3.4km)を内陸地殻内地震の検討用地震の選定の候補として考慮した。これらの断層は、いずれも断層長さが短く地震規模の推定に松田式が適用できないと考えられることや、詳細な調査によっても断層の震源モデルの設定に際し必要な情報が十分得られなかったことから、これらの断層による各地震の

地震規模は断層面積を用いる方法により算出することとし、地震学的知見を加味して断層面積を保守的に設定した。

具体的には、後記（３）ウ（ア）で述べるとおり、本件敷地周辺における地震発生層の上限深さは約 6 km、同下限深さは約 15 km であり、両者の差から地震発生層の厚さは 9 km となるところ、地震動評価上、地震発生層の上限深さを 4 km、同下限深さを 17 km として、地震発生層の厚さ（断層幅（注 2-2-5）に相当）を 13 km と保守的に厚く設定した。また、断層長さについては Stirling et al.（2002）「Comparison of Earthquake Scaling Relations Derived from Data of the Instrumental and Preinstrumental Era」による短い地表断層と地中の震源断層の断層長さとの関係を踏まえ、地震動評価上、敷地西方沖断層及び F-14 断層の各断層長さを 20 km として、調査に基づく値（敷地西方沖断層の断層長さは 7.2 km、F-14 断層の断層長さは 3.4 km）よりも保守的に設定した。

以上の設定のもと、敷地西方沖断層及び F-14 断層は、調査結果に基づいて鉛直断層とすると断層面積が同じ値（13 km（断層幅）× 20 km（断層長さ））となり、その断層面積に基づいて地震規模を算出すると M6.7 となる。被告電源開発は、両断層による地震の応答スペクトルを比較して、本件敷地に近く、本件敷地に与える影響が大きいと考えられる F-14 断層による地震（M6.7、等価震源距離 14 km）を検討用地震として選定した。

以上のとおり、内陸地殻内地震である検討用地震として、根岸西方断層による地震及び F-14 断層による地震を選定した。

#### （イ）プレート間地震

図表 2-2-1 に示した本件敷地周辺で発生したプレート間地震のうち、本件敷地に与える影響が大きいと考えられる被害地震として、昭和 27 年

(1952年)十勝沖地震(M8.2,震央距離271km)等があるが、前記アにおいて述べたように、これらの地震は、いずれも本件敷地から遠いところで発生している。

一方、地震調査研究推進本部(2004)「三陸沖北部の地震を想定した強震動評価」(以下「地震調査研究推進本部(2004)」という。)は、昭和43年(1968年)十勝沖地震等が繰り返し発生した三陸沖北部の領域における固有地震(注2-2-42)として、既往の研究成果と各地の観測記録を基に、三陸沖北部の地震(Mw8.3)の震源モデルを設定している(丙D第19号証)。また、中央防災会議(2005)「強震動及び津波高さの推計について」も、昭和43年(1968年)十勝沖地震等の震度分布を基に三陸沖北部の地震(Mw8.3)の震源モデルを設定している(丙D第20号証)。被告電源開発は、これらを踏まえ、Mw8.3の三陸沖北部の地震(以下「想定三陸沖北部の地震」という。)を想定した。

そして、被告電源開発は、上記のプレート間地震の各被害地震及び想定三陸沖北部の地震の応答スペクトルを比較し、本件敷地に与える影響が大きい想定三陸沖北部の地震(Mw8.3,等価震源距離174km)を検討用地震として選定した。

以上のとおり、プレート間地震である検討用地震として、想定三陸沖北部の地震を選定した。

#### (ウ) 海洋プレート内地震

図表2-2-1に示したとおり、海洋プレート内地震のうちスラブ内地震については、平成5年(1993年)釧路沖地震(M7.5)、平成6年(1994年)北海道東方沖地震(M8.2)及び平成23年(2011年)宮城県沖の地震(M7.2)が発生している。ただし、これらの地震は、いずれも本件敷地から300kmを超えた遠いところで発生してお



り、本件敷地に影響を与えるものではなかった。

一方、地震調査研究推進本部（2004）「千島海溝沿いの地震活動の長期評価（第二版）」によれば、十勝沖から択捉島沖<sup>えとろふとう</sup>にかけての領域において、M7.5程度の震源がやや深いスラブ内地震及びM8.2前後の震源がやや浅いスラブ内地震が発生するとされている（丙D第21号証）。また、地震調査研究推進本部（2006）「全国を概観した地震動予測地図」（以下「地震調査研究推進本部（2006）」という。）によれば、東北地方ではM7.1のやや深いスラブ内地震が発生するとされている（丙D第22号証）。

以上を踏まえ、被告電源開発は、上記の三つの地震（平成5年（1993年）釧路沖地震、平成6年（1994年）北海道東方沖地震、平成23年（2011年）宮城県沖の地震）と同様のスラブ内地震を想定した。想定するスラブ内地震の発生位置については、震源位置を一意的に設定することが困難であることを踏まえ、それぞれのスラブ内地震と同様のスラブ内地震の発生が想定される領域内で本件敷地に最も近くなる位置まで近付けることによって、本件敷地に与える影響が大きくなるよう保守的に設定し、「想定浦河沖スラブ内地震」、「想定十勝沖スラブ内地震」、「敷地下方の想定スラブ内地震」と呼称する各地震を想定した（図表2-2-14）。

これらの想定した各スラブ内地震の応答スペクトルを比較し、本件敷地に与える影響が大きいと考えられる想定浦河沖スラブ内地震（M7.5，等価震源距離184km）及び想定十勝沖スラブ内地震（M8.2，等価震源距離241km）を検討用地震として選定した。

なお、図表2-2-1に示した海洋プレート内地震のうち、沈み込む海洋プレート内地震については、本件敷地への影響がなかったこと、上記の想定浦河沖スラブ内地震及び想定十勝沖スラブ内地震に比べて、地震規模

と本件敷地からの距離との関係から本件敷地に与える影響は小さいと考えられることから、検討用地震として選定していない。

以上のとおり、海洋プレート内地震である検討用地震としては想定浦河沖スラブ内地震及び想定十勝沖スラブ内地震を選定した。

#### (エ) 日本海東縁部の地震

図表2-2-1に示したとおり、本件敷地周辺で発生した日本海東縁部の地震として、昭和58年(1983年)日本海中部地震(M7.7)及び平成5年(1993年)北海道南西沖地震(M7.8)があるが、いずれも本件敷地から200km程度の遠いところで発生しており、これらの地震による本件敷地への影響はなかった。

日本海東縁部の地震は、太平洋側のプレート間地震と比べて規模が小さいことなどにより、本件敷地に与える影響が小さいと考えられることから、検討用地震として選定していない。

#### エ 検討用地震の地震動評価

被告電源開発は、前記ウにおいて選定した検討用地震について、応答スペクトルに基づく手法と、断層モデルを用いた手法との二つの手法を用いて地震動評価を行っている。いずれの手法においても、「震源特性」について前記イで述べた詳細な調査結果等を踏まえた震源モデルを設定することによって、「地下構造による地震波の伝播特性(伝播経路特性、地盤増幅特性)」について適切な地震観測記録が得られていればこれを用いて、得られていなければ本件敷地の地盤物性(注2-2-43)に係る情報を用いることによって、それぞれの地域性を考慮した。

「応答スペクトルに基づく地震動評価」は、過去の観測記録を収集し統計的に処理することによって、マグニチュードや震源からの距離といった少数の入力パラメータの関係式(距離減衰式(注2-2-44))とも呼ば

れる。)によって地震動を評価できるようにした手法であり、その長所として、少ない入力パラメータで簡便に地震動を評価でき、誤差が累積されにくく評価結果が安定していることや、実際に観測された地震動に直接基づいたものであるという点で信頼性が高いことなどが挙げられる(丙D第7号証29頁, 同第11号証, 同第12号証)。距離減衰式についてはさまざまな研究を通じて多くの方法が提案されているところ、被告電源開発は、Noda et al. (2002)の方法が、解放基盤表面における地震動を算出できることに加えて、敷地における観測記録を用いて地震動を補正することによって「地下構造による地震波の伝播特性(伝播経路特性, 地盤増幅特性)」の地域性を考慮できるなど(丙D第10号証)の特徴を有することを踏まえ、この方法を用いることとした。

一方、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」は、震源断層面の力学的な性状及び破壊の影響を考慮して、各要素から放出される小地震(「要素地震」(注2-2-45))の地震波を重ね合わせた波形合成(注2-2-12参照)を行うことによって、数値解析的に地震動を計算する方法である(丙D第14号証付録3-24頁)。平成7年(1995年)兵庫県南部地震を契機として、同手法の研究が大きく進展したことは前記(1)ウ(ア)において述べたとおりであり、その長所として、応答スペクトルに基づく地震動評価に比べて多くの断層パラメータが用いられ、個別の地震の「震源特性」, 「地下構造による地震波の伝播特性(伝播経路特性, 地盤増幅特性)」を詳細に地震動評価へ反映することができること、地震波の振幅だけでなく時間の経過を意味する位相(注2-2-46)も含めた時刻歴波形として評価できることなどが挙げられる。各断層パラメータの設定については多くの研究がなされており、その一つとして、地震調査研究推進本部は、既往の研究成果を基に、現実生じた地震動を再現できるようにレシピを取り纏めている(丙D第14号証)。レシピは国の

防災計画の検討においても実績の豊富な信頼性の高い手法として採用されており、被告電源開発は内陸地殻内地震についてレシピに沿った地震動評価を行っている。

以下では、検討用地震のなかで本件敷地に与える影響が相対的に大きいと評価されたF-14断層の地震動評価の内容を中心に、検討用地震の地震動評価結果を述べる。

#### (ア) 震源モデルの設定

被告電源開発は、文献調査、活断層調査、地下構造調査の各種調査、断層パラメータの關係に係る既往の研究成果を踏まえて、地震動を評価する際に基本とする震源モデル（以下「基本震源モデル」という。）を設定した。その際、上記の調査結果よりも本件敷地に厳しい影響を与える断層パラメータを設定するなど、保守的な条件設定を行っている。

また、各種調査・観測の結果及び地震学的知見によっても基本震源モデルを設定するための情報が必ずしも十分得られるとは限らないことを踏まえ、地震動を算出するに当たって影響の大きい断層パラメータについて、基本震源モデルに対する不確かさを考慮した震源モデル（以下「不確かさを考慮したモデル」という。）を設定した。

F-14断層の基本震源モデルは、図表2-2-15及び図表2-2-16に示すとおりである。具体的には、基本震源モデルの断層パラメータのうち、巨視的パラメータ（注2-2-19）は、前記ウ（ア）で述べたとおり、M6.7、断層長さ20km、断層幅13kmと保守的に設定した。傾斜角（注2-2-5）は、前記イ（イ）②において述べたとおり、調査結果によれば断層面の傾斜は鉛直ないし高角で本件敷地から離れる方向に傾斜しているものの、鉛直（90°）（横ずれ断層（注2-2-36））として調査結果よりも断層面が本件敷地に近い方向に拡がるように保守的に設定した。アスペリティ（注2-2-47）の位置は、地表の痕跡位置

に対応する下方の浅い位置に設定することが合理的であるため、同位置に設定し（図表2-2-15において灰色で示される領域はアスペリティを示すところ、同領域は「調査による地表の痕跡」に相当する位置に設定されている。）、背景領域（注2-2-47）は、本件敷地における地震動が大きくなるよう、地表の痕跡位置から本件敷地方向へ向けて拡がるように保守的に設定した。このほかに、アスペリティの地震モーメント（注2-2-15）、応力降下量（注2-2-48）等の微視的パラメータ（注2-2-19）は、レシピに沿って設定した。破壊開始点（注2-2-49）は、破壊の進行が本件敷地に向かう方向とすることで地震動が大きくなるように保守的に複数のケースを設定した。

次に、F-14断層の不確かさを考慮したモデルは、図表2-2-15、図表2-2-17ないし図表2-2-21に示すとおりである。具体的には、調査結果とは異なるものの傾斜角を本件敷地に断層面が近づく方向に $60^{\circ}$ として震源断層面積を大きくし地震モーメントが大きくなる場合（図表2-2-17、図表2-2-18）、前記（1）ウ（イ）で述べた平成19年（2007年）新潟県中越沖地震で得られた「震源特性」に係る知見の反映として応力降下量を基本震源モデルで設定した値の1.5倍とした場合（図表2-2-15、図表2-2-19）（短周期レベルの値を1.5倍とした場合に相当）、地震モーメントをスケーリング則の知見を参考にM6.7に相当する値からM7.0に相当する値とした場合（図表2-2-20、図表2-2-21）を設定した。破壊開始点は、影響の大きさを踏まえた上で、複数のケースを設定することで、他の不確かさと重畳させて考慮した。

#### （イ）解放基盤表面の設定

基準地震動は解放基盤表面（基盤面上の表層地盤や構造物がないものとして、S波速度（注2-2-50）がおおむね $700\text{ m/s}$ 以上となる硬

い基盤に設定する仮想的な自由表面) に定義され, 基準地震動の策定にあたり検討対象となる検討用地震も, 解放基盤表面における地震動を評価している (図5参照)。

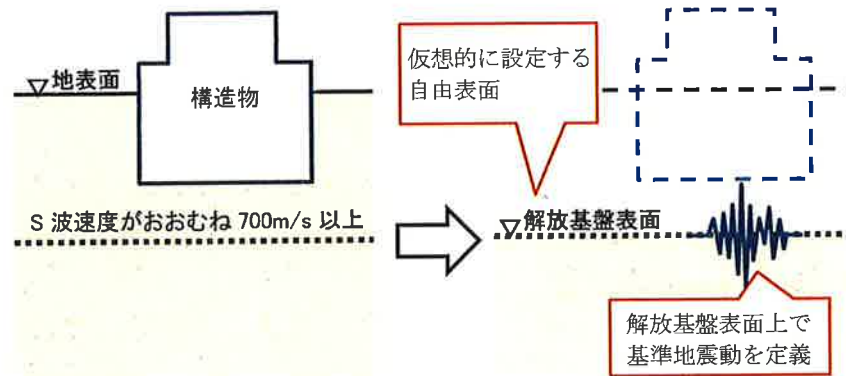


図5 解放基盤表面の考え方

本件敷地における解放基盤表面は, ボーリング調査及び弾性波探査等の各種調査, 並びに炉心ボーリングで実施したP S検層 (注2-2-51) で得られた結果により, S波速度が700m/s以上となり, ほぼ水平で相当の拡がりを持つ新第三紀中新世の大間層 (注2-2-52) におけるT. P. (注2-2-53) -260mの位置に設定した。

(ウ) 「応答スペクトルに基づく地震動評価」

既に述べたとおり, 被告電源開発は, 「応答スペクトルに基づく地震動評価」として, Noda et al. (2002) の方法を用いている。

F-14断層による地震については, 本件敷地において内陸地殻内地震の観測記録が得られていないことから, Noda et al. (2002) の方法により, 解放基盤表面における地震動の平均的な応答スペクトルを算出した上で, 「地下構造による地震波の伝播特性 (伝播経路特性, 地盤増幅特性)」を適切に考慮するため, Noda et al. (2002) の方法に従って, 本件敷地の解放基盤表面の地盤物性に基づいて算出した地盤増幅率 (注2-2-54) を用いて地震動を補正した。また, Noda et al. (2002) の方法

において、内陸地殻内地震の地震動をより正確に算定できるとされている低減係数（注2-2-55）が提案されているが、被告電源開発はこれを考慮していないという点で、保守的な評価となっている。

さらに、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）の方法以外の経験的な方法として、大野ほか（2001）（丙D第11号証）、内山・翠川（2006）（丙D第12号証）、片岡ほか（2006）（丙D第13号証）、Zhao et al.（2006）、Kanno et al.（2006）、Abrahamson and Silva（2008）、Boore and Atkinson（2008）、Campbell and Bozorgnia（2008）、Chiou and Youngs（2008）、Idriss（2008）の各文献（注2-2-56）による距離減衰式を用いた地震動評価も行った。

Noda et al.（2002）の方法により算出した応答スペクトルを含むこれら経験的な方法により算出した応答スペクトルを重ね描いた結果は、図表2-2-22及び図表2-2-23のとおりである。両図によると、Noda et al.（2002）の方法により算出した応答スペクトルは、水平方向の地震動の一部の周期帯において、他の距離減衰式による応答スペクトルをわずかに下回るにとどまり、大部分の周期帯において、他の経験的な方法により算出した応答スペクトルのいずれをも上回っている。これにより、他の距離減衰式との比較において、Noda et al.（2002）の方法に基づいて被告電源開発が算出した応答スペクトルが保守的な結果となっていることが示された。

#### （エ）「断層モデルを用いた手法による地震動評価」

被告電源開発は、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を行うに当たり、要素地震による地震動として用いることができる地震の観測記録が本件敷地で得られている場合は経験的グリーン関数法（注2-2-45）によって、得られていない場合は短周期帯域を計算する統計的グリー

ン関数法（注2-2-57）と長周期帯域を計算する理論的方法（注2-2-58）とを組み合わせたハイブリッド合成法（注2-2-59）によって実施した。ここに、経験的グリーン関数法は、要素地震として用いる観測記録を用いることによって「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤増幅特性）」が地震動評価へ反映されるのに対し、統計的グリーン関数法等を組み合わせるハイブリッド合成法は、地下構造モデルを用いた解析を実施することによって「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤増幅特性）」が地震動評価に反映される（丙D第7号証33頁）。

F-14断層による地震は、要素地震による地震動として用いることが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から、基本震源モデル及び不確かさを考慮したモデルのいずれについても、ハイブリッド合成法により地震動評価を行った。

被告電源開発は、地盤調査及び地震観測記録を用いて地下構造を推定する知見等に基づき、地下構造モデルを構築している。

具体的には、本件敷地で得られた観測記録の初期微動部（注2-2-60）の水平／上下スペクトル比（注2-2-61）を逆解析（注2-2-62）して地下構造を推定する小林ほか（1998）「深い地盤構造評価のためのPS変換波（被告電源開発：注2-2-63）の検出方法に関する検討」による方法（丙D第23号証）等により、本件敷地の速度構造は特異な地震波の増幅を生じさせるようなものではなく、水平成層構造（注2-2-64）の特性を有すると判断し、水平成層構造の地下構造モデルを構築した。本件敷地を水平成層構造とみなすことができることについては、本件敷地における継続的な観測を通じて蓄積された記録を用いて、到来方向が異なる地震波を用いた地下構造特性の把握に関する知見（注2-2-65）による検討を行い、その妥当性を検証している（丙D第24号



証)。

なお、本件敷地の北部では貫入岩であるデイサイトが存在するが(前記第1の1(3)図2参照)、観測記録を用いた検討を行うことにより、これが地震波に及ぼす影響は小さいことを確認している。

#### (オ) 検討用地震の地震動評価結果

被告電源開発は、五つの検討用地震(根岸西方断層による地震、F-14断層による地震、想定三陸沖北部の地震、想定浦河沖スラブ内地震及び想定十勝沖スラブ内地震)に加えて、東北地方太平洋沖地震が複数の領域にわたって連動したことを踏まえ、その知見の反映として、本件敷地の太平洋側の沖合となる三陸沖北部の領域と千島海溝沿いの十勝沖及び根室沖の領域が連動した場合の地震(Mw9.0)を想定し、断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施した。これらの五つの検討用地震及び三陸沖北部の領域と千島海溝沿いの十勝沖及び根室沖の領域が連動した場合の地震について、それぞれの地震動評価による応答スペクトルを重ね描いた結果は、図表2-2-24ないし図表2-2-27に示すとおりである。ただし、三陸沖北部の領域と千島海溝沿いの十勝沖及び根室沖の領域が連動した場合の地震については、図表2-2-26ないし図表2-2-27に示した想定三陸沖北部の地震における不確かさを考慮した地震動の応答スペクトルとして描いている。

被告電源開発は、検討用地震の地震動評価を行うに当たって、本件敷地に与える影響が大きくなるように複数の保守的な条件を設定しており、特に、比較的本件敷地に近い位置に認められるF-14断層については、調査結果により認められる断層長さは最大約3.4kmと短い値にもかかわらず、断層長さが20kmで地震発生層の上限から下限まで広がる断層面を想定し、調査に基づく値を上回る値に設定するなど、さまざまな保守的条件を設定している。かかる設定を行った結果として、検討用地震の地震

動評価上は、F-14断層による地震が相対的に本件敷地に大きな影響を与えるものとなっている。

オ 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の設定

被告電源開発は、上記エに基づき、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を設定した。

具体的には、「応答スペクトルに基づく地震動評価」で求めた、各検討用地震の基本震源モデルによる地震動の応答スペクトル及び不確かさを考慮した震源モデルによる地震動の応答スペクトルをすべて包絡した上で、さらに余裕を見込んで水平方向の地震動の設計用応答スペクトル（注2-2-39） $S_s-H$ 及び鉛直方向の地震動の設計用応答スペクトル $S_s-V$ を設定した（図表2-2-24、図表2-2-25）。

また、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」で求めた、各検討用地震の基本震源モデルによる地震動及び不確かさを考慮した震源モデルによる地震動の地震波形から、応答スペクトルを算出し、これらの応答スペクトルと上記の設計用応答スペクトル $S_s-H$ 及び $S_s-V$ とを比較した。その結果、これらの算出した応答スペクトルは、いずれも設計用応答スペクトルを、全周期帯において下回った（図表2-2-26、図表2-2-27）。

これら図表2-2-24ないし図表2-2-27から示されるように、被告電源開発は、各検討用地震の地震動評価結果を包絡するのみならず、これらを大きく上回るように、設計用応答スペクトルを設定しており、この点でも保守的な考えに立っている。

以上から、被告電源開発は、上記の設計用応答スペクトル $S_s-H$ 及び $S_s-V$ を、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」として設定した。

### (3) 「震源を特定せず策定する地震動」

#### ア 基準地震動の策定における位置付け

耐震設計審査指針は、基準地震動は「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、「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それぞれ策定する」と規定しており、「震源を特定せず策定する地震動」という概念を導入した。

「震源を特定せず策定する地震動」は、敷地周辺の状況等を十分に考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内の地震の全てを事前に評価し得るとは言い切れないことを踏まえ、すべての申請において共通的に考慮すべき地震動と規定された。そして、「震源を特定せず策定する地震動」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、これらをもとに敷地の地盤物性を加味した応答スペクトルを設定」して策定する旨規定された。

「耐震指針検討分科会報告書－耐震設計審査指針の改訂に関する調査審議について－」（平成18年5月19日）においても、「震源を特定せず策定する地震動」の位置付けをどうすべきかの議論がなされた結果として、詳細な調査を前提とした「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の策定に最大限の努力を払うことにより、この「震源を特定せず策定する地震動」の方は、それでも評価しそこなう敷地近傍の地震に対する備えという性格のもと、補完的な位置付けとして規定することが適切である」と説明されている（丙D第27号証）。

このように、地震動評価の基本は、あくまでも「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」でありその策定に最大限の努力が払われることを前

提としたうえ、これの補完的な位置付けとして「震源を特定せず策定する地震動」が規定されたものである。

#### イ 新規制基準における考え方

新規制基準における「震源を特定せず策定する地震動」は、「震源と活断層を関連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、＜中略＞策定すること」（「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」別記2の第4条5項の三）と規定されており、上記アにおいて述べた耐震設計審査指針の考え方が継承されていると解される。

なお、新規制基準下において、原子力規制委員会が作成した「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）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地震」に加え、地震規模の観点から「地表地震断層が出現しない可能性のある地震」、及び活断層や地表地震断層の出現要因に地域差があることを踏まえて「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」についても検討に加えることとし、収集対象となる内陸地殻内の地震の例として、表2に示す16地震を挙げている。

表2 収集対象となる内陸地殻内の地震の例

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

ウ 本件原子力発電所における「震源を特定せず策定する地震動」

被告電源開発は、前記(2)イにおいて述べたとおり、本件敷地及びその近傍において詳細に活断層の調査を行っており、本件敷地近傍において震源として考慮する活断層は存在しないことを確認している。しかしながら、上記アを踏まえ、念には念のためとの位置づけで「震源を特定せず策定する地震動」を考慮したものである。

「震源を特定せず策定する地震動」は、震源の位置も規模も分からない活断層について震源モデルを設定することができないため解析による地震動評価は行わず、以下に述べるとおり、本件敷地周辺の地域性を踏まえた上で、震源と活断層を関連付けることが困難な主な内陸地殻内地震について得られた震源近傍における岩盤上の観測記録を収集し、評価した。

(ア) 本件敷地周辺の地域性

「震源を特定せず策定する地震動」の評価に当たって、以下に述べる本件敷地周辺における地域性を考慮した。

長谷川ほか（2004）「東北日本弧における地殻の変形と内陸地震の発生様式」（以下「長谷川ほか（2004）」という。）によると、東北日本における脊梁山地（注2-2-66）では、上部マントル（注2-2-67）からの高温物質の貫入により温度が局所的に高くなり、このため地震発生層の下限は局所的に浅く、地震発生層が局所的に薄くなるとされている（丙D第28号証）。

被告電源開発が東北大学に依頼して実施した本件敷地周辺の地震波トモグラフィ解析（注2-2-68）によると、本件敷地周辺の地震発生層の厚さは薄いと推定された。さらに、本件敷地周辺で発生した地震の分布から算定した地震発生層の上限深さ（約6 km）と同下限深さ（約15 km）との差、及びコンラッド面深さ（注2-2-69）及びキュリー点深度（注2-2-70）等を参考にし、本件敷地周辺における地震発生層の厚さを9 kmと推定した。

震源と活断層を関連付けることが困難な内陸地殻内地震の規模は、地震発生層を飽和する断層幅で、断層長さが断層幅に等しい震源断層面を想定し、想定した震源断層面の面積からMを推定すると、傾斜角が90°の場合はM6.1、傾斜角が45°の場合はM6.5となる。また、地震調査研究推進本部（2010）による領域区分を参考に推定すると、本件敷地周辺における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の最大規模はM6.0程度となる。

一方、長谷川ほか（2004）によると、脊梁山地の火山地域では地殻全体が軟化するため、プレートの相対運動が卓越する東西方向に非弾性的な短縮変形（注2-2-71）が進行することが期待されるとされている

(丙D第28号証)。本件敷地周辺における、中位段丘面(注2-1-1)であるM<sub>1</sub>面の段丘面内縁高度は、波長の長い緩やかな波状の変形を示しており、本件敷地はこのような緩やかな変形域に位置している。このような緩やかな変形域の分布は、長谷川ほか(2004)で非弾性的な変形が生じているとされていることと調和的であり、本件敷地周辺を含む下北半島西部に認められる波長の長い緩やかな波状の変形は、その深部に大規模な断層が存在することにより形成されているものではなく、非弾性的な変形により形成されているものと判断した。

以上の地域性を踏まえ、被告電源開発は、本件敷地周辺における震源と活断層を関連付けることが困難な内陸地殻内地震の最大規模はM6～M6.5程度であり、それを超えるような規模の地震が起こる可能性は低いと判断した。

#### (イ) 震源近傍の観測記録

本件敷地において、震源と活断層を関連付けることが困難な内陸地殻内地震による震源近傍の観測記録は得られていない。そこで、被告電源開発は、国内で発生した地震の震源近傍における観測記録を考慮することとし、そのうち、信頼性の高いものを検討の対象とした。

国内で発生した震源と活断層を関連付けることが困難な主な内陸地殻内地震で、震源近傍における岩盤上で観測された記録が得られた地震は、平成9年(1997年)3月26日の鹿児島県北西部の地震(M6.6)及び平成9年(1997年)5月13日の鹿児島県北西部の地震(M6.4)がある。また、地震規模の観点から地表に断層が出現しない可能性のある地震は、平成10年(1998年)岩手県内陸北部の地震(M6.2)、平成16年(2004年)留萌支庁南部<sup>るもい</sup>の地震(M6.1)等がある。これらの4地震は、前記イで述べた表2の16地震にも含まれている。

(ウ) 「震源を特定せず策定する地震動」の設定

上記(イ)において述べた平成9年(1997年)鹿児島県北西部の2地震(M6.6, M6.4), 平成10年(1998年)岩手県内陸北部の地震(M6.2), 平成16年(2004年)留萌支庁南部の地震(M6.1)は, 前記(ア)において述べた本件敷地周辺において発生する可能性がある震源と活断層を関連付けることが困難な内陸地殻内地震の規模(M6~M6.5程度)と同程度である。このため, 本件原子力発電所の「震源を特定せず策定する地震動」の評価に当たって, これらの地震の観測記録を考慮することとした。

加藤ほか(2004)「震源を事前に特定できない内陸地殻内地震による地震動レベル」は, 平成9年(1997年)鹿児島県北西部の2地震, 及び平成10年(1998年)岩手県内陸北部の地震の観測記録を含む国内外における震源と活断層を関連付けることが困難な内陸地殻内地震の震源近傍における観測記録を収集し, 「震源を事前に特定できない地震」の上限レベルとなる応答スペクトル(以下「加藤ほか(2004)の応答スペクトル」という。)を敷地の地盤物性に応じて提案している。さらに, この提案された応答スペクトルは, M6.8である昭和59年(1984年)長野県西部地震の観測記録を上回ることが上記加藤ほか(2004)において確認されている。(丙D第29号証)

また, 佐藤ほか(2013)「物理探査・室内試験に基づく2004年留萌支庁南部の地震によるK-NET港町観測点(HKD020)(被告電源開発:注2-2-72)の基盤地震動とサイト特性評価」は, 平成16年(2004年)留萌支庁南部の地震について, 地表の観測記録から, 詳細に実施した地盤調査データを基に, 岩盤上となる基盤地震動の応答スペクトル(以下「佐藤ほか(2013)の応答スペクトル」という。)を推計している(丙D第30号証)。



以上を踏まえ、被告電源開発は、本件敷地周辺の地域性を踏まえた上で、「加藤ほか（２００４）の応答スペクトル」及び「佐藤ほか（２０１３）の応答スペクトル」を、本件原子力発電所における「震源を特定せず策定する地震動」として設定した（図表２－２－２８，図表２－２－２９）。

#### （４）基準地震動の策定

##### ア 設計用応答スペクトルの設定

上記（３）ウにおいて「震源を特定せず策定する地震動」として設定した「加藤ほか（２００４）の応答スペクトル」及び「佐藤ほか（２０１３）の応答スペクトル」は、前記（２）オにおいて設定した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の設計用応答スペクトル $S_s-H$ 及び $S_s-V$ を、全周期帯において下回った。このため、基準地震動の設計用応答スペクトルは、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の設計用応答スペクトル $S_s-H$ 及び $S_s-V$ で代表させた。

##### イ 設計用模擬地震波の作成

基準地震動は、上記アで代表させた設計用応答スペクトル $S_s-H$ 及び $S_s-V$ に適合する設計用模擬地震波（注２－２－７３）で表した。設計用模擬地震波の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化（注２－２－７３）は、Noda et al.（２００２）の方法に基づいて作成した。

水平方向の地震動として作成した設計用模擬地震波 $S_s-H$ の最大加速度は $650\text{ cm/s}^2$ 、鉛直方向の地震動として作成した設計用模擬地震波 $S_s-V$ の最大加速度は $435\text{ cm/s}^2$ 、地震動の継続時間は約３．２秒である（図表２－２－３０）。

被告電源開発が、設計用応答スペクトル $S_s-H$ 及び $S_s-V$ の年超過確率（注２－２－７４）を算定したところ、 $10^{-4}\sim 10^{-6}$ 程度となった。

すなわち、本件原子力発電所の基準地震動の超過確率は、周期帯により1万年から100万年に1回程度となり、本件原子力発電所に基準地震動を超過する地震動が到来する可能性は極めて低い結果となった。(丙F第4号証6-3-1~79頁, 6-3-148~166頁, 6-3-203~367頁, 6-5-1~160頁)

## 2 本件原子力発電所における耐震設計

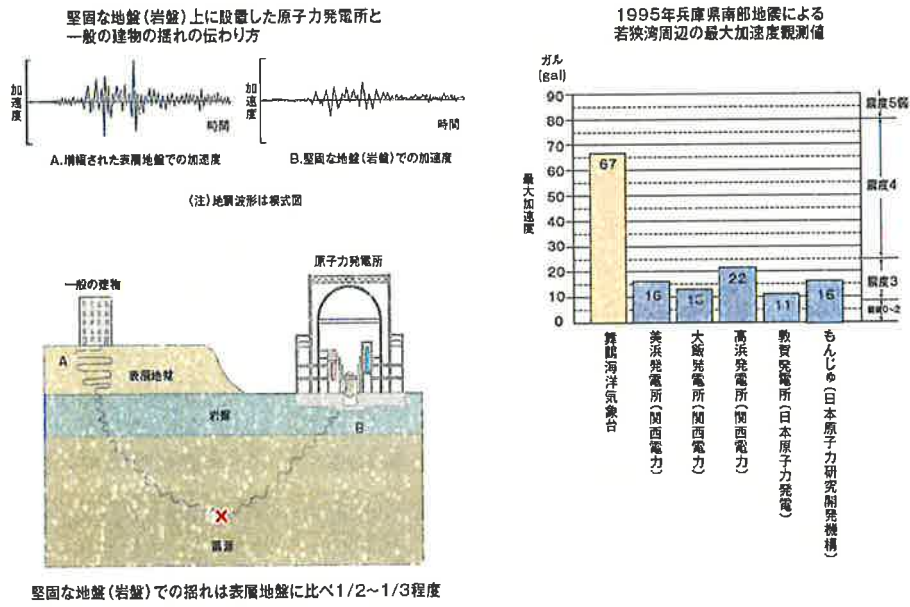
被告電源開発は、上記1において策定した基準地震動による地震力に対して、本件原子力発電所が事故防止に係る安全確保対策において求められる安全機能を保持できる設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な機能が保持できる設計とすることとした。具体的には、建物・構築物等に作用する地震力に対して、柱、梁、耐震壁等の地震力に抵抗する構造部材がその耐震性を十分発揮するように、これらを平面内及び高さ方向にバランスよく配置するなど、工学的知見に裏付けされた耐震性の高い構造計画を立てた上で、地震により発生するおそれがある施設の安全機能の喪失及びそれに続く公衆への放射線(注1-6)による影響を防止する観点からの重要度に応じて、具体的耐震設計を実施することとしている。具体的耐震設計については、JEAG4601-1987等(丙D第3~6号証)を踏まえて行う。

以下では、(1)において構造計画を述べた上で、(2)において各クラスの具体的耐震設計を述べる。なお、以下に述べる内容は、事故防止に係る安全確保対策に対する安全機能を保持する施設の設計についてのものであるが、重大事故等に対処するために必要な機能を保持する施設の設計についても、これに準ずるものとする。(丙F第5号証8-1.2-1~36頁, 8-1.2-118~132頁)

(1) 施設の揺れ及び変形を抑えるための構造計画

安全上重要な建物・構築物は、原則として岩盤（支持地盤）に直接支持させる。これは、かかる構造を採用することによって、表層地盤による地震動の増幅を回避し、かつ、地盤破壊や不等沈下による影響を避けることができるとの工学的知見に基づいている。具体的には、堅固な岩盤上の地震による揺れの大きさは、平成7年（1995年）兵庫県南部地震における若狭湾周辺の原子力発電所の岩盤上における観測記録等から、表層地盤における揺れの大きさの1/2～1/3程度に抑えられることが知られており（丙D第31号証）、本件原子力発電所の構造計画においても、この知見を活用する（図6参照）。

原子力発電所と一般建築物の揺れの差



5-2-12

出典：原子力発電所の揺れと一般建築物の揺れの差に関する調査報告書

原子力・エネルギー図集 2015

図6 原子力発電所と一般建築物の揺れの差

[出典：丙D第31号証]

また、安全上重要な建物・構築物等は、原則として鉄筋コンクリート造等の剛構造（注2-2-75）とする。これは、かかる構造を採用することによって、重要な施設である建物・構築物の地震力による変形をできる限り抑えることができるとの工学的知見に基づく。また、機器は多数の基礎ボルトにより建物・構築物に取り付けることによって、配管は多数の支持部材により建物・構築物に取り付けることによって、揺れを小さくし変形が抑えられる。以上により、建物・構築物及び機器・配管等に発生する応力値（注2-2-76）・変形量が抑えられることとなる。こうした剛構造の有効性について、東北地方太平洋沖地震における震度6強以上の観測点周りの建物の被害率が非常に小さかったことなどにより、「剛構造設計のコンセプトに基づいて水平抵抗強度を付与することを主たる目的としている日本の耐震設計・耐震建築が、加速度が大きいだけのランダムな震動に対しては十分な抵抗力を持って」おり、剛構造のコンセプトに基づいて設計された原子炉建屋については、「設計レベルをある周波数で超えることが直ちに被害に結びつくわけではない」ことなどが報告されている（丙D第32～34号証）。

さらに、特定の部材に地震力が集中する構造とならないように、その配置等に対する配慮も行う。具体的には、本件原子力発電所の原子炉建屋は、同建屋中央部にある円筒形の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（厚さ2m）と、その外側にある四角形の原子炉建屋外壁（厚さ最大1.7m）（注4-1-8参照）とが地震力に抵抗する主要な構造部材を構成するところ、これらを平面内及び高さ方向にバランスよく配置するなどして、無理なく地震力が地盤にまで流れる構造とする。

## （2）重要度に応じた具体的耐震設計

本件原子力発電所の建物・構築物及び機器・配管は、地震により発生す

るおそれがある施設の安全機能の喪失及びそれに続く公衆への放射線（注1-6）による影響を防止する観点での重要度，すなわち原子力発電所の安全を確保する上での重要度に応じて分類され（耐震重要度分類），この分類に応じて，設計用地震力の算定，応力解析等を内容とする具体的耐震設計が行われる。このように耐震重要度分類を行うことは，放射性物質による潜在的な危険性をいかに顕在化させないかという観点からは，内部に放射性物質を有する施設及び放射性物質の環境への放出を防止する施設とそうでない施設とを適切に分類し，それぞれに応じて適切な対応をすることが必要かつ合理的であることに基づく。そして，最も重要なSクラスの施設（後記ア参照）の安全性を確保できれば，原子力発電所の安全機能を維持することができるため，Sクラスの施設を基準地震動に対して安全性を確保できるよう設計することにより，原子力発電所全体として基準地震動に対する安全性を確保できる。Bクラスの施設は，Sクラスに準じて重要な施設であり，Cクラスの施設は，一般産業施設又は公共施設と同等の安全性を有する施設である。

以下では，具体的耐震設計の内容について，その手順に沿って述べる。

#### ア 重要度分類に応じた設計方針

被告電源開発は，施設の構造計画及び配置計画に際して耐震性を向上させるように配慮し，重要度分類に応じた地震力に対して十分な支持性能を有する地盤に設置した上で，安全機能を維持するために，各クラスの施設について，以下，①～④に述べるように設計することとした。

- ① Sクラスの施設は，基準地震動による動的地震力（注2-2-1）に対して，その安全機能が保持できるように設計する。また，弾性設計用地震動（注2-2-77）による動的地震力，又はSクラスの施設の静的地震力（注2-2-1）のいずれか大きい方の地震力に耐える設計と

する。なお、ここでいう「地震力に耐える」とは、ある地震力に対して、施設全体としておおむね弾性状態に留まる範囲の設計がなされるということである。

- ② Bクラスの施設は、Bクラスの施設の静的地震力に対して、耐えるように設計する。なお、Bクラスの施設のうち共振（注2—2—78）するおそれのあるものは、弾性設計用地震動から定める入力地震動の振幅を2分の1にした地震動に対して、その影響についての検討を行う。
- ③ Cクラスの施設は、Cクラスの施設の静的地震力に対して、耐える設計とする。
- ④ 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設計とする。

以上のように、耐震設計では、基準地震動による動的地震力、弾性設計用地震動による動的地震力、静的地震力と、異なる種類の地震力を用いる。また、地震力に対し、施設の安全機能が保持できるように設計するのか、耐えるように設計するのかなどが異なり、それに伴い用いる許容値（注2—2—79）も異なる。このように、複数の異なる考え方に基づく地震力及び許容値を設定し、かつ、これらをすべて満足する設計とすることによって、耐震設計の信頼性が高められることとなる。

## イ 地震力の設定

### (ア) 動的地震力

#### a 建物・構築物

原子炉建屋等の建物・構築物の動的地震力は、解放基盤表面における基準地震動又は弾性設計用地震動を地盤モデルに入力した地盤応答解析を行い、これにより算出した地震動を、建物・構築物の動的解析モデル（注2—2—80）に入力した地震応答解析によって算定する。

建物・構築物の地震応答解析は、時刻歴応答解析法（注2-2-80）等により実施する。地震応答解析で用いる解析モデルは、建物・構築物の剛性（注2-2-81）、減衰定数（注2-2-82）等を考慮して作成した多質点系モデル（注2-2-83）等とする。ここに多質点系モデルとは、後記bにおいて述べる1質点系モデル（注2-2-83）とともに、耐震工学において広く用いられている振動モデルである。地震応答解析については、建物・構築物と地盤との相互作用（注2-2-84）を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数（注2-2-85）は、基礎版の平面形状、建物・構築物周りの埋戻し状況、地盤の剛性等を適切に考慮して定めることとする。なお、建物・構築物の埋込みは、地震時における建物・構築物の揺れを抑える効果がある。

#### b 機器・配管系

機器・配管系の動的地震力は、上記aで述べた建屋・構築物の地震応答解析により得られた、機器・配管系が設置される位置における地震動を、当該機器・配管系の解析モデルに入力した地震応答解析を行うなどして算定する。

機器・配管系の地震応答解析は、剛性、減衰定数等を考慮して機器・配管系の振動特性（注2-2-86）を表現できる1質点系モデル又は多質点系モデルを作成し、建物・構築物の地震応答解析結果に基づく設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析法（注2-2-87）、又は時刻歴応答解析法等により実施する。

なお、剛性の高い機器・配管系は、建物・構築物の地震応答解析から求めた設置床面の最大応答加速度値（注2-2-88）の1.2倍の加速度を作用させる。

#### (イ) 静的地震力

静的地震力とは、本来は動的な交番荷重（注2-2-89）である地震

力を、水平方向又は鉛直方向に一律に作用する静的な力に置き換えた地震力である。実際の地震時における建物・構築物等の地震応答では、上階と下階とでは最大となる応答値の生ずる時刻はまちまちであるところを、静的地震力では、このような生起時刻の違いは無視して、各階における最大の応答値が同方向に同時に発生するものとしている点で保守的に扱っていることとなる。耐震設計に静的地震力を用いることによって耐震安全性が確保されることは、これまでに発生した地震における一般建物の被害調査結果から明らかになっている（丙D第35号証，同第36号証）。

被告電源開発は、静的地震力として、建築基準法に定められた地震層せん断力係数 $C_i$ （注2-2-90）の考え方に基づいて算定した地震力を、建物・構築物あるいは機器・配管系の重要度分類に応じて割り増しして算定し、許容値は同法の考え方に準拠して、施設全体がおおむね弾性状態に留まる範囲に設定する。ここに地震層せん断係数 $C_i$ とは、対象とする建物・構築物の振動特性等により個別に定められる係数であり、同係数 $C_i$ から算定される静的地震力は、基準地震動とは関係無く算定されるものである。

#### ウ 荷重の組合せと許容限界

具体的に個々の構造部材の設計を行う際には、上記イにおいて述べた動的地震力又は静的地震力と、地震時において構造部材に作用する他の荷重とを組み合わせた荷重から生ずる変形量、応力値等を算出し、これらと許容限界とを対比することにより、各施設に十分な安全余裕を有するように設計を行う。

組み合わせる他の荷重は、以下の①～③のものを設定する。

- ① 通常運転時の状態における荷重。例えば、固定荷重・積載荷重等の常時作用する荷重、運転時圧力・運転時温度荷重等の運転時における荷重。



- ② 地震に対する従属事象によって引き起こされる荷重。例えば、主蒸気逃がし安全弁（注4-1-20）が作動し格納容器内が高圧力になることによる荷重。
- ③ 地震に対する独立事象によって引き起こされる荷重であっても、確率的に地震力と組み合わせることが妥当と考えられる荷重。例えば、弾性設計用地震動と原子炉冷却材喪失（注4-2-48）による荷重。

#### エ その他

以上のほか、建築基準法の考え方に基づき、建物・構築物が有する保有水平耐力（注2-2-91）が、同法の要求するところの必要保有水平耐力（注2-2-91）を上回り、かつ、各クラスの重要度に応じた適切な安全余裕を有することを確認することとした。

#### (3) 耐震強化

被告電源開発が新たに策定した前記1（4）の基準地震動は、本件設置許可を受けるに当たって策定した基準地震動より一層保守的なものとなっている。被告電源開発は、この新たに策定した基準地震動による地震力に対し、本件原子力発電所を、事故防止に係る安全確保対策において求められる安全機能を保持できるように、かつ、炉心の著しい損傷等に対処するために必要な機能を保持できるように、十分な耐震性を有する設計とすることとしている。

例えば、建物・構築物周りをコンクリートで埋め戻すことにより周囲の地盤を強化し、地震時における建物・構築物の揺れをさらに抑制するとともに、必要に応じて、鉄筋コンクリート部材の鉄筋量増加、鉄骨部材の断面増加、機器・配管系の支持部材の追加等を行うこととしており、本件原子力発電所は、従前以上に耐震性が強化されることとなる。

なお、被告電源開発は、今後の詳細設計において耐震強化の具体的な検討を行う。

### 3 原告の主張に対する反論

#### (1) 基準地震動が平均像にすぎないとする主張について

前記1において述べたように、被告電源開発は、基準地震動の策定において、さまざまな保守性を考慮した。

すなわち、各調査・観測の結果及び地震学的知見に基づき、地域性を考慮した上で、検討用地震の基本震源モデルを保守的に設定し、さらに基本震源モデルに対して不確かさを考慮した。検討用地震の地震動評価において、例えば、Noda et al. (2002)の方法における内陸地殻内地震の低減係数を考慮しないことにより、保守的に評価した。さらに、基準地震動の設計用応答スペクトル $S_{s-H}$ 及び $S_{s-V}$ は、「応答スペクトルに基づく地震動評価」で求めた検討用地震の応答スペクトルをすべて包絡し、余裕を見込んで設定した。このようにして設定した設計用応答スペクトル $S_{s-H}$ 及び $S_{s-V}$ に対し、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」で求めた検討用地震の応答スペクトルはいずれも下回った。

以上のように、一連の地震動評価においてさまざまな保守性が考慮されて策定された基準地震動に対し、原告は、地震動を評価する際の計算式に、既往の地震によるデータセットの平均値となる回帰式（注2-2-92）が使われていることを殊さら取り上げた上で、「これまでの原発の耐震設計は、＜中略＞地震動＜中略＞という現象の推定を「平均像」で行ってきた」とし、「平均像では50%の事象しかカバーできない」、「原発の耐震設計において＜中略＞平均像で行なうことは決して許されない。」（以上原告準備書面（5）42頁、43頁）などと主張する。

しかしながら、次に述べるように、本件敷地における地震動評価におい

て、本件敷地及び本件敷地周辺における地域性（ばらつき（不確かさ）を含む。）が考慮されており、回帰式から求まる「平均像」としての地震動を評価したわけではなく、基準地震動は予測される地震動の平均像ではない。

特定の地点の地震動は、「震源特性」、「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤増幅特性）」によって大きく左右される。これは、「震源特性」については震源断層面の傾斜角や破壊の仕方等が、「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性、地盤増幅特性）」については地震波が伝わってくる地盤の地下構造の性質が地点によってそれぞれ異なり、これらの特性には地域性が存在するためである。そこで被告電源開発は、本件敷地及び本件敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造、地震活動性等について詳細な調査を行い、地域性を考慮した上で、地震学及び地震工学的見地から、本件敷地において想定することが適切なものとして基準地震動を策定した。

以下、後記ア及びイにおいて、基準地震動のうち「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の設定に当たり、被告電源開発が「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」により算出した地震動は、地域性が考慮されており、原告が主張するような地震動の「平均像」ではないことなどを述べる。

#### ア 応答スペクトルに基づく地震動評価

「応答スペクトルに基づく地震動評価」とは、収集した観測記録の応答スペクトルのデータセットに対する回帰式により地震動の応答スペクトルの平均的な値を経験的に算出する方法であり、距離減衰式ともいわれている。距離減衰式は、地震工学の分野で広く用いられてきた方法であり、原子力発電所の耐震設計に限らず、地方公共団体の被害想定調査、地震危険

度評価等に採用されてきた。同方法の特徴は、入力パラメータの数が少ないため、計算が簡便であるとともに、誤差が累積されにくく評価結果が安定していることである。観測事実に基づいているため、算出した値に対する信頼性が高く、理論的予測（注2-2-58）の結果の整合性確認のためにも利用されている。（丙D第7号証29頁，同第11号証，同第12号証，同第14号証付録3-28頁）

同方法に対し、原告は、準備書面（9）において、主に以下のように主張する。

- ① 「応答スペクトルに基づく手法は、各地の原発の耐震設計で採用されているが、＜中略＞平均像を求めるに過ぎない手法である。」（同書面33頁）
- ② 「この手法（被告電源開発注：応答スペクトルに基づく手法）について、どの原発でも、この平均像でしかないことからくる不確かさを考慮していない。」（同書面33頁）

（ア）上記①について

上記①の原告の主張は、「応答スペクトルに基づく地震動評価」が観測記録の応答スペクトルのデータセットに対して平均値を算出する回帰式に基づいていることのみに着目し、被告電源開発が行った地震動評価を正しく理解していない。

観測記録の応答スペクトルのデータセットがばらつくことは、地震が自然現象であることからして当然のことであり、「応答スペクトルに基づく地震動評価」が、ばらつき（不確かさ）を有する観測記録の応答スペクトルのデータセットの平均的な値を算出する回帰式に基づく方法であることは、合理的なことである。前記1（1）イにおいて述べたように、ある地点における地震動は、「震源特性」、「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」で表現される。観測記録がばらつき（不

確かさ)を有するのは、これらの特性には地域性があることによる。

被告電源開発は、応答スペクトルに基づく地震動評価について Noda et al. (2002)の方法を用いることを基本とした。

同方法において、地震の規模(M)、震源までの距離(等価震源距離)を入力パラメータとし、解放基盤表面における地震動の平均的な応答スペクトルを算出した上で、本件敷地周辺で発生した地震の本件敷地において得られた観測記録を用いて、上記の算出した平均的な応答スペクトルを補正することにより、地震動評価へ地域性を反映することが可能である。

そこで、被告電源開発は、選定した検討用地震の基本震源モデルのM及び等価震源距離を設定し、Noda et al. (2002)の方法により、解放基盤表面における地震動の平均的な応答スペクトルを算出した。次に、検討用地震と同じ発震機構(注2-2-93)で本件敷地周辺において発生した地震について、本件敷地において得られた観測記録を用いて上記の平均的な応答スペクトルを補正することで、本件敷地及び本件敷地周辺における地域性を地震動評価へ反映した。ただし、検討用地震のうち内陸地殻内地震である根岸西方断層による地震及びF-14断層による地震については、本件敷地において内陸地殻内地震の観測記録が得られていないため、観測記録が得られていない場合のNoda et al. (2002)の方法に従い、解放基盤表面における物性値に基づいて算出した地盤増幅率を用いて、上記の平均的な応答スペクトルを補正することにより地震動評価へ地域性を反映した。

Noda et al. (2002)の方法は、解放基盤表面における地震動の応答スペクトルを精度よく算定できるものの、内陸地殻内地震に対しては地震動の応答スペクトルを大きく評価する傾向があることが知られている。そのため、内陸地殻内地震は、地震動の応答スペクトルに対して低減係数を考慮することにより、より正確に地震動を算定できるとされている。しか

しながら、被告電源開発は、内陸地殻内地震の低減係数は考慮せず、地震動を保守的に評価した。

以上のように、「応答スペクトルに基づく地震動評価」において、被告電源開発が行った地震動評価には地域性等が反映された上で保守的に行われており、回帰式による「平均像」ではないのである。原告は、被告電源開発が Noda et al. (2002) の方法を用いて行った地震動評価を正しく理解しておらず、原告の上記①の主張は誤りである。

(イ) 上記②について

原告の上記②の主張は、「応答スペクトルに基づく地震動評価」が不確かさを考慮できない評価方法であるとの誤った理解に基づくものである。

被告電源開発は、各種調査・観測の結果及び地震学的知見によっても基本震源モデルを設定するための情報が必ずしも十分得られるとは限らないことを踏まえ、地震動を算出する際に影響の大きい不確かさについては、これを考慮し、「不確かさを考慮したモデル」を設定した。

例えば、本件敷地における基準地震動の策定において短周期側の地震動への影響が支配的となる F-14 断層による地震については、保守的な評価となる以下の①～④の不確かさを考慮した。すなわち、①基本震源モデルでは調査に基づき震源断層面の傾斜角は鉛直と設定したのに対し、不確かさを考慮したモデルでは傾斜角を本件敷地に近づく方向に  $60^{\circ}$  とし、震源断層面積を大きくした場合、②基本震源モデルでは地震規模を M6.7 と設定したのに対し、不確かさを考慮したモデルでは地震規模のスケールリング則の知見を参考に地震モーメントを M7.0 に相当する値とした場合、③基本震源モデルではレシピに従って設定した応力降下量の値に対し、不確かさを考慮したモデルでは平成19年(2007年)新潟県中越沖地震で得られた知見(丙D第16号証, 同第17号証)を参考にレシピに従った値の1.5倍の値とした場合、④破壊開始点の位置は、破壊が開始す

る位置の不確かさを考慮し、地震動が大きくなるように本件敷地へ破壊が向かう方向に複数のケースとした場合を設定した（図表2-2-15、図表2-2-17）。

これらの不確かさのうち、㉔の応力降下量及び㉕の破壊開始点の位置の不確かさは、Noda et al.（2002）の方法による入力パラメータでは考慮することはできず、断層モデルを用いた手法による地震動評価の入力パラメータにおいてのみ考慮されているが、㉖の震源断層面の傾斜角及び㉗の地震モーメントの不確かさは、関係式を用いてNoda et al.（2002）の方法における入力パラメータ（気象庁マグニチュード、等価震源距離）へ変換することにより、同方法においても考慮した。

以上のように、被告電源開発は、「応答スペクトルに基づく地震動評価」に当たって用いたNoda et al.（2002）の方法において、入力パラメータの不確かさを考慮しているのである。原告は、被告電源開発がNoda et al.（2002）の方法を用いて行った地震動評価を正しく理解しておらず、原告の上記㉔の主張は誤りである。

なお、本項冒頭において述べたように、被告電源開発は、検討用地震の地震動評価を行うに当たっては、基本震源モデルを保守的に設定し、さらに、基本震源モデルに対して不確かさを考慮したモデルを設定した。また、検討用地震のうち根岸西方断層による地震及びF-14断層による地震は、Noda et al.（2002）の方法による内陸地殻内地震の低減係数を考慮しないことなどにより、地震動を保守的に評価した。さらに、基準地震動の設計用応答スペクトルは、Noda et al.（2002）の方法を含む「応答スペクトルに基づく地震動評価」で求めた検討用地震のすべての応答スペクトルを包絡し、余裕を見込んで設定している。

## イ 断層モデルを用いた手法による地震動評価

「断層モデルを用いた手法による地震動評価」とは、断層運動を起こす「震源特性」、評価地点の直下の基盤に至るまでの地震波の「伝播特性」、評価地点の直下の基盤から上部の地盤までの「地盤増幅特性」をそれぞれモデル化し、震源から敷地に到達する地震動を、前記1(2)エにおいて述べたように、小地震の地震波を重ね合わせた波形合成を行うことによって、数値解析的に地震動を計算する方法である。同方法は平成7年(1995年)兵庫県南部地震以降、急速に研究が進められ、その有効性についても検証が行われた。同方法の特徴は、入力パラメータ(断層パラメータ等)の数が多いため、個別の地震の「震源特性」等を詳細に地震動評価へ反映することができること、地震波の振幅だけでなく時間の経過を意味する位相も含めた時刻歴波形として評価できることである。上記断層パラメータについて、理論式及び実地震データの平均値から求めた回帰式に基づいて設定する一連の手順がレシピとして広く知られており、「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」として、地震調査研究推進本部の全国地震動予測地図や、内閣府中央防災会議をはじめとする地震防災対策のための地震動分布推定などの地震動予測に広く用いられている。

このような方法に対し、原告は、準備書面(9)において、「断層モデルを用いた手法は、極めて大きな誤差があり、<中略>原発の耐震設計としては、実用性に欠ける手法とすることができる」(同書面61頁)とし、主に以下のように主張する。

- ① 断層面積から地震モーメント( $M_0$ )を算出する回帰式について、「もっとも平均から離れた値(被告電源開発注:ここでいう値とは $M_0$ のこと)を見れば、ほぼ平均像の4倍となってい」(同書面42頁,43頁)とし、このことは「せめて4倍程度の不確かさは考慮されなければならないということの意味している」(同書面44頁及び同書面41頁の



図参照) , 「 $M_0$ を4倍に取るなら,  $S_s$  (被告電源開発注:  $S_s$ とは基準地震動のこと) も4倍にすることが求められる」 (同書面57頁)

② 断層面積からアスペリティ面積を算出する回帰式について, 「同じ断層面積でも, アスペリティの面積が, 平均の2分の1近い大きさとなる地震があることがわかる」 (同書面46頁及び同頁の図参照) , 「アスペリティの面積比 (被告電源開発注: 断層面積に対するアスペリティ面積の割合のこと) が小さければ, アスペリティで発生する地震動も大きくなる」 (同書面58頁)

③ 中部電力(株)浜岡原子力発電所における仮想的東海地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果について, 「同じ仮想的東海地震の応答スペクトルであるのに, 経験的グリーン関数による結果と統計的グリーン関数による結果とが大きく食い違っている」 (同書面36頁, 37頁) , このことから「「グリーン関数」には, 極めて大きな誤差 (不確かさ) がある。しかし, <中略>どこの原発でも, グリーン関数の不確かさは考慮されていない」 (同書面37頁)

(ア) 上記①について

上記①の原告の主張は, 単に値が大きい (平均値の4倍) というだけで, 他の地点のデータを本件敷地において選定した検討用地震の震源モデルに取り込むべきであるというものであり, 他地点データを本件敷地における地震動評価に適用することの妥当性について, 何らの検討・分析を行っていない。

レシピの各関係式のもととなった各種の既往の研究 (注2-2-94) は, 地震という一つの物理現象について, その「標準的・平均的な姿」を追求するために, データの最大値や最小値などの極端な値を採用するのではなく, すべてのデータになるべく適合するような標準的な関係式を求めている。そのような既往の研究により求められた多数の関係式を組み合わせ

せて策定された、一連の地震動評価手法としてのレシピ自体の有効性・信頼性も、現実に発生した地震との比較において確認されており、前記イの冒頭において述べたように、レシピは地震調査研究推進本部等において広く用いられているものである。「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）においても、「震源断層のパラメータは、活断層調査結果等に基づき、地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」等の最新の研究成果を考慮し設定されていること」と位置付けられている。

被告電源開発は、検討用地震のうち、内陸地殻内地震（F-14断層による地震及び根岸西方断層による地震）の基本震源モデルにおいて、調査結果を踏まえた上で、保守的に設定した基本震源モデルに対し、レシピに従って断層面積からスケーリング則により平均的な地震モーメントの値を設定した。不確かさを考慮したモデルは、断層面の傾斜角の不確かさを考慮した場合等を設定し、同不確かさを断層パラメータである地震モーメントの不確かさへ変換することなどにより地震動評価へ反映した。さらにF-14断層による地震は、同断層が孤立した短い断層であることを踏まえ、地震モーメントをスケーリング則の知見を参考にM7.0に相当する値とした場合等を設定した。

以上のように、被告電源開発は、調査結果等を踏まえた上で、保守的に設定した震源モデルに対し、信頼性・有効性が確認されているレシピに従って断層パラメータを設定しているのであり、何の根拠もなく他の地点のデータを本件敷地における地震動評価へ当てはめて地震モーメントについて平均値の4倍とすべきであるなどとする原告の主張は誤りである。

また、仮に原告が主張するように地震モーメントを4倍としても、策定される地震動の大きさは、原告が主張する4倍とはならない。地震モーメント $M_0$ と短周期レベルAとの以下の関係式（丙D第14号証付録3-8

頁，3－9頁）から推測すると， $M_0$ を4倍としても策定される地震動の大きさは約1.6倍程度にとどまる。この点においても，原告の主張は誤りである。

$$A = 2.46 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3}$$

A：短周期レベル（ $N \cdot m / s^2$ ）

$M_0$ ：地震モーメント（ $N \cdot m$ ）

因みに，本件敷地周辺において，震源特性の一つである断層面積と地震モーメントとのスケーリング則に照らし，地震モーメントが他の地域よりも大きくなるという地域性が存在するとの知見は特段得られてない。本件原子力発電所の検討用地震に関し，原告が主張するように地震モーメントが通常の4倍になるというような科学的根拠はない。

なお，本件原子力発電所の地震動評価において，レシピは検討用地震のうち内陸地殻内地震の震源モデルに対してのみ適用している。他の検討用地震であるプレート間地震及びプレート内地震の震源モデルは，各々想定した地震に関する他の知見に基づき設定している。

(イ) 上記②について

原告の上記②の主張は，微視的パラメータであるアスペリティ面積を，断層面積に対するアスペリティの面積比から算出する方法に対するものである。

一方，被告電源開発がアスペリティ面積を算出するに当たって用いている方法は，短周期レベルからこれを算出するものであり，原告の上記②の主張で採り上げられたものとは異なる（丙D第14号証付録3－8頁，3－9頁）。

したがって，そもそも原告の上記②の主張は，本件原子力発電所の地震

動評価には当てはまらない。

(ウ) 上記③について

原告の上記③の主張については、経験的グリーン関数法と統計的グリーン関数法とでは要素地震による地震動として用いるグリーン関数が異なるから、両者の地震動評価結果が異なるのは当然のことである。

グリーン関数とは、ある1点(震源)に力を作用させたときの任意点(観測点)の応答を表す関数である(注2-2-45参照)。経験的グリーン関数法は、評価地点で得られた中小地震の観測記録をグリーン関数として扱うのに対し、統計的グリーン関数法は、既往の観測記録を統計処理して作成した時刻歴波形をグリーン関数として扱う。このように、波形合成に用いるグリーン関数が異なると、震源モデルが同一でも、地震動評価結果は異なる。

統計的グリーン関数法では、震源から評価地点に至るまでの地震波の伝播経路について地下構造モデルの設定が必要となる。地下構造モデルは、全国一律に設定できるものではなく、当然、地域によって異なったものとなり、異なる評価地点においてされた地震動評価の結果には異なる地域性が考慮される。

被告電源開発は、統計的グリーン関数法による地震動評価を行うに当たって、本件敷地における地盤調査の結果や地震観測記録を用いた地下構造の推定に係る知見等に基づいて、地下構造モデルを構築した。具体的には、前記1(2)エ(エ)において述べたように本件敷地で得られた観測記録の初期微動部の水平/上下スペクトル比を逆解析して地下構造を推定する方法(丙D第23号証)等により、深い地盤の水平成層構造の特性を有する地下構造モデルを構築した。

本件敷地が水平成層構造とみなすことができる地下構造特性を有することについては、本件敷地において継続的に蓄積された観測記録を使って検

証している（丙D第24号証）。すなわち、本件敷地において、昭和59年から継続して地震観測を実施しており、約600個の観測記録が得られている。これらの観測記録から、地震の規模M、震源深さ、震央距離が同じような観測記録を抽出し、本件敷地への地震波の到来方向に基づいてグループ分けして比較分析した。観測点における地下構造特性として三次元的な不整形性がある場合には、地震波の到来方向の違いによって地震動の特性に差異が生ずると考えられるところ、本件敷地における地震動の特性には地震波の到来方向の違いによる顕著な差異は認められなかった。このことから、被告電源開発は、本件敷地の地下構造の三次元的な不整形性に由来するような地震動の差異は生ぜず、本件敷地が水平成層構造と見なすことができる地下構造特性を有すると判断した。

そのほか、震源から本件敷地直下の基盤に至る地盤における減衰については、青森県において得られた地震観測記録に基づく既往の知見により設定した。

このように、被告電源開発は、本件敷地で得られた観測記録等を用いて地下構造モデルを構築するとともに、到来方向の異なる地震動の特性について地盤の三次元的な不整形性による顕著な差異が認められず、本件敷地は水平成層地盤とみなすことができる地下構造特性を有することを検証しており、この地下構造モデルを用いて統計的グリーン関数法による地震動評価を精度良く行っている。

以上のほか、原告は準備書面（9）において、「実際の震源断層面は、  
<中略>兵庫県南部地震で見られるように4角形ではなく、アスペリティも不定形なものである。この断層モデル自体、極めて簡略化したモデルでしかなく、そこにもすでに大きな誤差の要因があることになる」などと主張する（同書面41頁）。

しかしながら、特性化震源モデル（注2-2-95）を用いた強震動予測の有効性は、平成7年（1995年）兵庫県南部地震において、強震動シミュレーションにより検証されており（丙D第37号証）、断層モデルが極めて簡略化されたものであって、そこにも大きな誤差の要因があるとする原告の上記の主張は誤りである。

なお、（1）の冒頭において述べたように、被告電源開発は、検討用地震の地震動評価を行うに当たって、基本震源モデルを保守的に設定し、さらに基本震源モデルに対して不確かさを考慮したモデルを設定した。このように保守的に設定した震源モデルに対し、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」で求めた検討用地震の地震動は、いずれも基準地震動の設計用応答スペクトルを下回っており、基準地震動は余裕をもって策定されている。

（2）想定を超える地震動が原発を襲った場合、過酷事故を防止できないなどとする主張について

原告は、準備書面（9）において、「想定を大幅に超える地震動が原発を襲った場合には、安全上重要な設備も同時に想定を超える地震動に襲われるのであるから、炉心溶融などの過酷事故を防止できない。」などと主張する（同書面3頁）。

しかしながら、後記アないしウで述べるように、原子力発電所の耐震設計において、設計の各プロセスでさまざまな余裕が考慮されており、これらの余裕が積み重なって設計全体として大きな余裕が内在している（図7参照）。大きな余裕が内在していることは、後記エにおいて述べるように大型高性能振動台による試験・評価で確認されており、さらに後記オにおいて述べるように過去に基準地震動を超過する地震動が観測された原子力発

電所の事例においても実証されている。

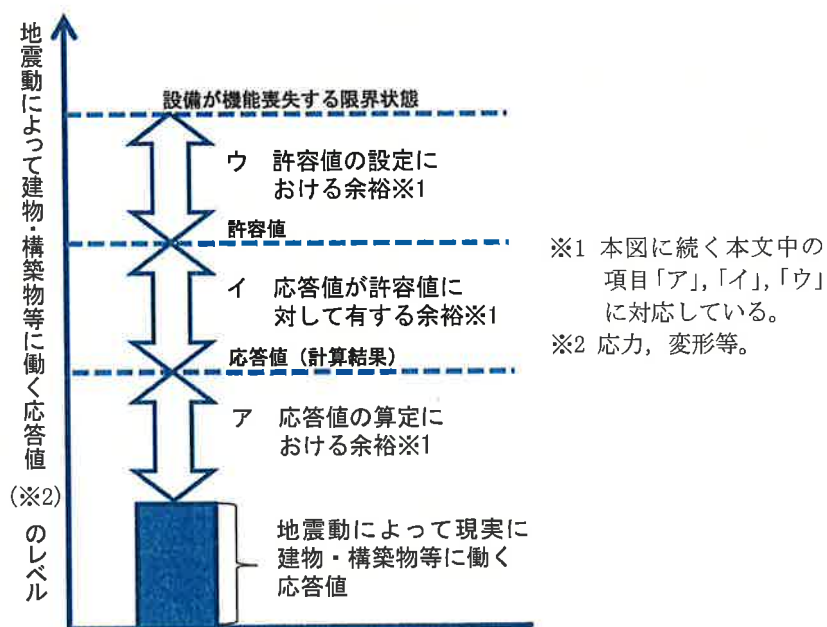


図7 耐震設計上のさまざまな余裕

したがって、「想定を大幅を超える地震動が原発を襲った場合には、安全上重要な設備も同時に想定を超える地震動に襲われるのであるから、炉心溶融などの過酷事故を防止できない。」などとする原告の主張は、こうした余裕の内在について述べることもなく、想定を超える地震動により直ちに原子力発電所の安全余裕が失われるかのように述べる点で、原子力発電所の耐震設計に関する理解が欠けるものであり、誤りである。

#### ア 応答値の算定における余裕

##### (ア) 地震応答解析で用いる解析モデルの作成における保守性

地震応答解析で用いる解析モデルには、対象とする建物・構築物、機器・配管系の剛性、減衰定数等の値が設定される。これらの値は、地震応答解析によって算定される応答値（動的地震力等）が大きくなるように、安全側の値に設定されている。

例えば、建物・構築物のうち原子炉建屋は、同建屋中央部にある円筒形の格納容器及び外壁である四角形の原子炉建屋側壁のみの剛性で地震動に抵抗できるように設計しており、それ以外に同建屋の平面内に数多く配置されている遮へい壁、間仕切り壁等に対しては、耐震設計上、剛性を期待していない。地震応答解析で用いる解析モデルにおける原子炉建屋の剛性の値も、この設計を前提に設定しており、原子炉建屋が実際に有する剛性よりも安全側の設定となっている。

また、機器・配管系の減衰定数は、機器・配管ごとに設定された値を用いて行われるが、これらの値は実験によって得られたデータよりも相当に安全側の値を使用している（例えば配管について、丙D第5号証159～164頁、167頁、168頁、170頁）。

したがって、剛性、減衰定数等について、以上のように設定された解析モデルを用いて行った地震応答解析によって得られる応答値は、実際の地震の応答値よりも相当に大きなものとして算定され、安全側の値となる。

#### (イ) 設計用地震力・設計用床応答スペクトル等を設定する際の余裕

上記（ア）において述べた、建物・構築物あるいは機器・配管系の地震応答解析によって算定される動的地震力を、そのまま設計用地震力として用いるわけではなく、パラメータスタディの解析結果を包絡することなどにより、余裕を持たせる。

また、前記2（2）イ（ア）において述べた、機器・配管系の設計用床応答スペクトルも、建物・構築物の地震応答解析によって算定される床応答スペクトルを、そのまま設計用床応答スペクトル（注2-2-39）として用いるわけではない。図8の例に示すとおり、建物・構築物の地震応答解析によって算定される床応答スペクトル（注2-2-39）にこれを周期軸方向に±10%拡幅することにより、建物・構築物によって算定される床応答スペクトルに余裕を与えたものを、設計用応答スペクトルとし



て設定する（丙D第3号証516頁，517頁）。

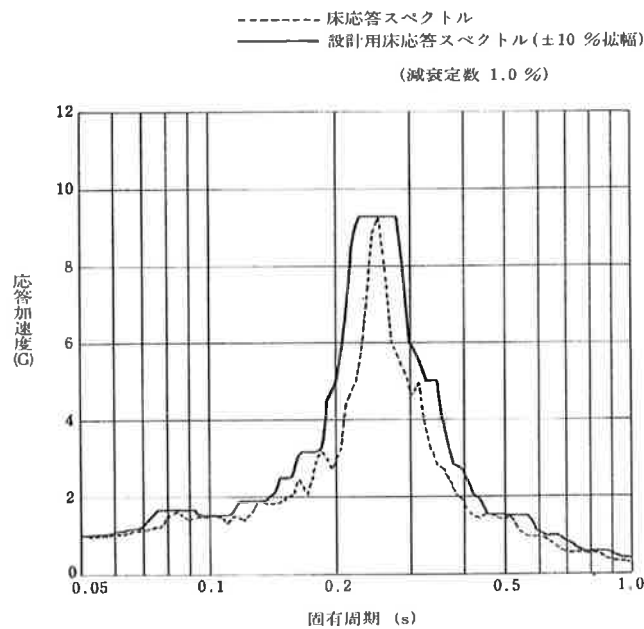


図8 設計用床応答スペクトル例

(ウ) 構造部材等に発生する応答値を算定する際の余裕

上記（イ）で設定した設計用地震力等を用いて、構造部材等に発生する応答値(応力値)を算定する過程においても耐震安全上の余裕が生まれる。

設計用地震力は、地震応答解析において算定された動的地震力の最大値を静的地震力と見做して設定されている。実際の地震力は、時々刻々と変化する動的地震力であるところを、静的地震力に置き換えることで、動的地震力の最大値が変化せず、常に一定の力で構造部材に作用し続けると仮定していることとなる。このような仮定は、構造部材に発生する応力（注2-2-76）を実際よりも大きく算定することとなり、耐震安全上の余裕を生じさせる。

また、機器・配管系については、発生する応力が降伏点（注2-2-96）を超えて塑性変形（注2-2-96）に至った場合、塑性変形に伴うエネルギー吸収（塑性変形に至ると、地震力によるエネルギーの大部分は

変形の増加に費やされ、実際には応力の増加は緩やかになる。)が期待されるが、図9に示すように線形解析(降伏点を超えても、そのまま応力が増加すると仮定して発生応力を算定する。)を行うことにより、この効果を期待せず、発生する応力を実際よりも大きく算定することにより、安全側の余裕を生じさせている。

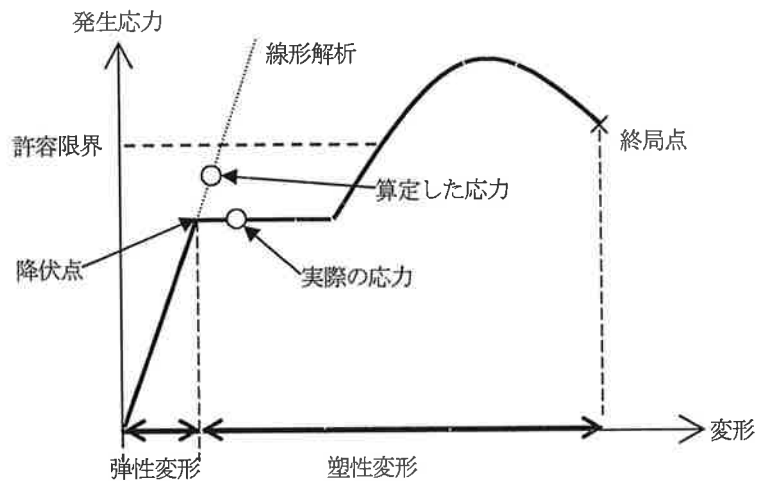


図9 機器・配管系における線形解析の余裕(概念図)

#### イ 応答値が許容値に対して有する余裕

設計用地震力等を用いて解析を行い、その解析において算定された発生値(応力値等)を基に構造部材の設計を行う際、設計上の許容値とこの発生値とが一致するように設計することはなく、発生値が許容値を下回るよう設計する。したがって、発生値と許容値との間には必ず差が生ずることになる。この差も耐震安全上の余裕となる。

また、原子力発電所は、地震時の影響のみではなく、放射線防護の観点から行われる遮へい設計、回転機器の振動防止策等のさまざまな要素を考慮した上で、そのうち最も厳しい条件を満足するように余裕を持った設計が行われる。これらの設計、製作及び施工の各段階において、必要とされ

る強度を上回るよう材料の強度，寸法等に余裕を持たせており，相応の実力を有している。

#### ウ 許容値の設定における余裕

原子力発電所のSクラスの建物・構築物の基準地震動に対する許容値には，施設の機能が喪失するという限界状態に至らないよう，かなりの余裕が設けられており，機器・配管の基準地震動に対する許容値も，材料の過度な変形や破損に対して余裕を持った値に設定されている。

例えば，原子炉建屋の耐震壁の許容値は，JEAG4601-1987において，実際に耐震壁が破壊する終局点の変形量（終局せん断ひずみ（注2-2-97）， $4 \times 10^{-3}$ ）に余裕を見込んで，その1/2の変形量を，基準地震動が作用した場合の耐震壁の許容変形量（許容せん断ひずみ， $2 \times 10^{-3}$ ）として定めている（丙D第3号証392頁）ように，終局せん断ひずみに対して，余裕を見込んで設定されている。

また，機器・配管系の許容値は，例えば第1種容器（注2-2-98）の1次一般膜応力（注2-2-99）の場合，JEAG4601-1987において，終局的な強さとして設定された設計引張強さ $S_u$ （注2-2-100）を基準として，その2/3倍を基準地震動に対する許容値（許容応力）と定めている（丙D第3号証501頁）ように，設計引張強さ $S_u$ に対して，余裕を見込んで設定されていることになる。

#### エ 耐震安全上の余裕に係る試験・評価

旧（財）原子力発電技術機構（注2-2-101）の多度津工学試験所の大型高性能振動台（最大積載量1000トン）を用いた原子力発電施設耐震信頼性実証試験において，安全上重要な設備につき，実機に近い縮尺模型試験体を振動台に載せ，地震動を模擬した振動を与えて実際に揺さぶ

り、設備の耐震安全性及び耐震裕度の確認等が行われた。同試験所では、昭和57年11月の施設完成以降平成17年3月までに21件の耐震信頼性実証試験が実施され、その結果、原子力発電所の安全上重要な設備は、設計に用いる地震動に対して相当の余裕を有することが実証された（丙D第38号証）。

例えば、BWRコンクリート製原子炉格納容器の試験体（実機重量約19000トンに対し、縮尺1/8、試験体重量595トンとしたもの）について、試験体が破壊に至るまで設計用地震動を増大して加振し、コンクリート製格納容器の終局耐力（注2-2-102）を求めた。その結果、耐震裕度は設計用地震動に対し5倍以上あることを確認した（丙D第38号証29頁）。

また、配管については、終局強度を確認することを目的に加振試験を行い、許容値の8.5倍の応力が発生するような加振を数回繰り返して、ようやく破断に至ったことを確認した（丙D第39号証）。

#### オ 過去の事例から示される原子力発電所の耐震余裕の存在

施設の揺れ及び変形を抑えるための構造計画を立てた上で、地震力に対する十分な余裕を有するように具体的耐震設計が行われることは、どの原子力発電所においても共通である。そして、このようにして設計・建設がなされた原子力発電所について、原告が準備書面（9）において基準地震動を超える地震動が観測された事例（注2-2-103）として示した以下のいずれの事例においても、耐震安全性の確保に欠けるような被害が確認されておらず、それは解析結果からも裏付けられている。

- ①平成17年8月16日 宮城県沖の地震 女川原子力発電所
- ②平成19年3月25日 能登半島地震 志賀原子力発電所
- ③平成19年7月16日 新潟県中越沖地震 柏崎刈羽原子力発電所

④平成23年3月11日 東北地方太平洋沖地震 福島第一原子力発電所

⑤平成23年3月11日 東北地方太平洋沖地震 女川原子力発電所

具体的には、上記事例のうち、事例①ないし③において、地震後に行われた巡視・点検により、安全上問題となる被害は確認されておらず、これは解析結果からも裏付けられている（①について丙D第40号証，同第41号証，②について同第42号証，③について同第43～45号証）。

とりわけ、事例③において、当初設計時の想定を大きく上回る地震動が観測されたものの、柏崎刈羽原子力発電所の安全上重要な設備の健全性に特段の問題は確認されなかった。また、IAEA（国際原子力機関）の調査報告書によると、「安全に関連する構造、システム及び機器は大地震であったにも関わらず、予想より非常に良い状態であり、目に見える損害はなかった。この理由として、設計プロセスのさまざまな段階で設計余裕が加えられていることに起因していると考えられる」とされている（丙D第43号証）。

事例④において、「東京電力福島原子力発電所事故調査委員会」（国会事故調）の「国会事故調報告書」のみが「安全上重要な機器の地震による損傷はないとは確定的には言えない」と指摘しているにすぎず、「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」（政府事故調）の「中間報告」，「福島原発事故独立検証委員会」（民間事故調）の「調査・検証報告書」及び東京電力(株)の「福島原子力事故調査報告書」，（社）日本原子力学会の「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」の最終報告書は、東北地方太平洋沖地震による地震動によって福島第一原子力発電所の安全上重要な機器を損なうような損傷が生じたことを認めていない（丙D第46～49号証）。上記「国会事故調報告書」の「安全上重要な機器の地震による損傷はないとは確定的には言えない」との指摘については、原子力規制委員会の「東京電力福島第一原子力発電所 事故の

分析 中間報告書」において、「国会事故調報告書において未解明問題として、規制機関に対し実証的な調査が求められている事項を対象に検討を進め」た結果が取りまとめられており、地震動による安全上重要な設備の損傷は認められていないとされている（丙D第50号証）。

事例⑤において、観測記録に基づく原子炉建屋の解析結果を踏まえ、安全上重要な機能を有する設備の地震時における機能を概略評価し、各設備の応力値は、機能維持の許容値を下回っていることが確認されている（丙D第51～53号証）。

なお、近年、地震計の精度の向上に伴い最大加速度が1000ガルを超えるような大きな地震動が観測されるが、その観測記録の波形において「パルス状の髭」のようなものがみられる。この点については、米国の昭和46年サンフェルナンド地震において1000ガルを超える加速度記録が得られたものの無被害であったパコイマ・ダムに関し、「最大加速度の値に象徴される地震力が、そのまま地震動の「破壊力」につながるものではない」などの指摘がされているところである（丙D第54号証）。

以上のとおりであるから、本件原子力発電所を含む原子力発電所の耐震余裕の存在は、過去の原子力発電所の事例を通じても実証されている。

なお、後記第5章第3において述べるように、被告電源開発は、更なる対策として、可搬型の代替電源や代替炉心注水設備を設けることとしており、これらの設備は状況への対応性が高く、仮に大きな地震動が発生した場合にも、機能を維持することが期待できる。

### 第3 津波

被告電源開発は、津波に関する詳細な調査・検討を行い、本件原子力発電所の供用中に施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」

という。)を選定し、基準津波による水位変動等が本件原子力発電所に与える影響を評価し、本件原子力発電所の原子炉建屋等の重要な施設の津波に対する安全性が確保されるよう設計する。

## 1 基準津波の策定フロー

津波の多くは、地震に伴う海底地形の変動によって生じた海面の変動が、周囲に伝播することによって生ずる。海底地形の変動によって直接的に海面が変動した範囲は津波の波源と呼ばれ、波源から放出された津波のエネルギーは、その伝播方向（注2-3-1）によって、大きさに違いを生ずる。そして、津波は、沿岸部に到達するまでの過程において、海底及び沿岸の地形に起因する、津波の屈折・回折（注2-3-2）、津波のエネルギーの分散・集中（注2-3-3）の影響を受ける。これらのことから、津波の数値シミュレーションによって評価地点における津波の高さを算出するに当たっては、津波の波源のモデルを適切に設定するとともに、波源から評価地点までの領域を含む海底及び沿岸の地形に起因する影響を考慮する必要がある、そのための評価手法がとりまとめられている（丙D第55号証）。

また、津波は、地震以外にも、陸上の斜面崩壊、海底地すべり、火山現象によっても生ずることがあるため、基準津波の選定に当たっては、これらの発生要因も考慮する必要がある。

以上の津波の発生ないし伝播に係る知見を踏まえて、被告電源開発が検討した基準津波の策定フローは、図10に示すとおりである。

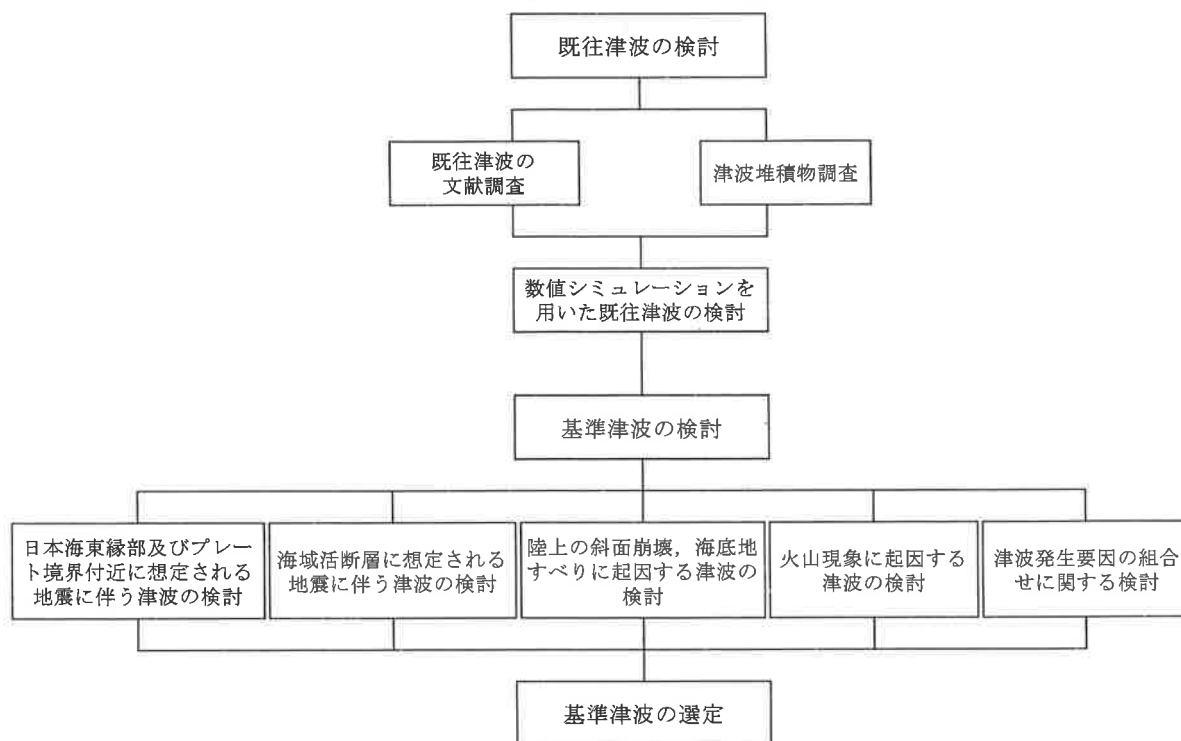


図10 基準津波の策定フロー

具体的には、過去に発生した津波（既往津波（注2-3-4））の文献調査や津波堆積物調査を実施し、数値シミュレーションを用いた既往津波の再現性の検討を行った上で、本件敷地を含む津軽海峡沿岸に最も影響を及ぼしたと考えられる既往津波が本件敷地へ及ぼす具体的な影響を検討した。

次に、地震に起因する津波として、日本海東縁部及びプレート境界付近に想定される地震に伴う津波、海域活断層に想定される地震に伴う津波を、地震以外の自然現象を発生要因とする津波として、陸上の斜面崩壊、海底地すべりに起因する津波、火山現象に起因する津波を、それぞれ検討対象とし、これらの津波高さを検討した。

上記の検討結果を踏まえ、地震に加え、地震以外の津波の発生要因及びこれらの組合せによるものも検討した上で、不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施して基準津波を選定した。



## 2 既往津波の検討

### (1) 既往津波の文献調査

被告電源開発は、基準津波を検討するに当たっての対象海域（以下「検討対象海域」という。）の選定と、それぞれの検討対象海域で発生した既往津波のうち津軽海峡沿岸及び本件敷地に最も影響を及ぼしたと考えられる既往津波の抽出とを行うため、既往津波を対象とした文献調査を行った。文献調査では、東北地方の日本海側沿岸、太平洋側沿岸に影響を及ぼしたと考えられる津波のうち、本件敷地を含む津軽海峡沿岸に影響を及ぼしたと考えられる既往津波に関し、規模、発生位置、既往津波高（注2-3-4）の分布及び既往津波による被害の大きさについて、既往津波の発生海域別に検討し、日本海側の近地津波（注2-3-4）、太平洋側の近地津波、及び遠地津波（注2-3-4）に区分して検討した。

文献調査の結果により得られた、本件敷地を含む津軽海峡沿岸に影響を及ぼしたと考えられる既往津波による本州（東北地方）から北海道にかけての既往津波高の比較は、図表2-3-1ないし図表2-3-3のとおりであり、本件敷地において、顕著な津波被害を示唆する文献は確認されなかった。それぞれの検討対象海域で発生した津波のうち本件敷地を含む津軽海峡沿岸に最も影響を及ぼしたと考えられる既往津波を抽出した結果は、表3に示すとおりである。

表3 既往津波の文献調査結果

| 津波の発生海域 |      | 検討対象海域   | 本件敷地を含む津軽海峡沿岸に最も影響を及ぼしたと考えられる既往津波 |
|---------|------|----------|-----------------------------------|
| 近地津波    | 日本海側 | 日本海東縁部   | 寛保元年（1741年）渡島大島火山津波               |
|         | 太平洋側 | 三陸沖から根室沖 | 安政3年（1856年）青森県東方沖津波               |
| 遠地津波    |      | チリ沖      | 昭和35年（1960年）チリ地震津波                |

## (2) 津波堆積物調査

被告電源開発は、過去の大規模な津波の発生によって削り取られた海底又は海岸の堆積物が津波の伝播に伴って別の場所に堆積した事例について、その研究が近年進められていることを踏まえ、津波堆積物の分布を広範囲にわたって探ることによって過去の津波の浸水域や規模を検討するため、図表2-3-4に示される地点にて詳細な津波堆積物調査を実施した。

具体的には、津軽海峡の沿岸並びにその付近の日本海側及び太平洋側の沿岸のうち、本件敷地を中心とする半径約200kmの範囲の沿岸を対象とした文献調査を行い、文献に記載されている津波堆積物の分布を確認した。文献調査の結果は、図表2-3-4及び表4に示すとおりである。

表4 津波堆積物調査（文献調査）結果

| 分布              |                  | 高さ等                                    |          |
|-----------------|------------------|----------------------------------------|----------|
| 太平洋側            | 青森県              | おだのさわ むかわめ<br>東通村小田野沢～三沢市六川目           | 1～9m程度   |
|                 | 北海道<br>南部から東部    | わしのき みついし<br>森町鷺ノ木～新ひだか町三石             | 3～8m程度   |
| 日本海側            | 青森県<br>及び<br>秋田県 | なかどまり こどまり おが ふながわ<br>中泊町小泊～男鹿市船川      | 4～9m程度   |
|                 | 北海道南部            | しままき おおびら かみのくに<br>島牧村大平川～上ノ国町ラスタッペ岬北方 | 1～1.2m程度 |
| じゅうさんこ<br>十三湖周辺 | 湖底               | (歴史津波との対応関係が推測される複数の津波堆積物を確認)          |          |
| 津軽海峡内           | せきね<br>むつ市関根     | 5m程度                                   |          |

次に、上記の文献調査を踏まえて空中写真判読等を行い、津波堆積物調査の現地調査に適した地点を、本件敷地近傍の大間町周辺、津軽半島西部の十三湖周辺及び<sup>あじがさわ</sup>鱒ヶ沢町周辺に選定した（図表2-3-4）。そして、各調査地点における津波、高潮、高波、河川の洪水、土石流等により堆積環境の急変を示唆する地層（静穏な環境で堆積したシルト等の細粒層中に挟在する主として砂層・礫層）をイベント堆積物として、その標高を確認



形に起因する影響を考慮するため、地形条件を含む数値シミュレーションの計算条件を適切に設定する必要がある。被告電源開発は、波源から本件敷地までの領域を含む海底及び沿岸の地形による津波の伝播過程での影響を考慮するため、日本の近海域については（財）日本水路協会等による地形データを、本件敷地周辺の海域については深淺測量による詳細な海底地形図等を、遠地津波の伝播に係る太平洋の海域については National Oceanic and Atmospheric Administration（2010）（注2-3-5）をそれぞれ用いて地形モデルを作成するなどして、数値シミュレーションの計算条件を設定した。その上で、既往津波の信頼性、津軽海峡沿岸及び本件敷地付近の既往津波高等を考慮し、本件敷地へ及ぼす影響が既往最大級である平成5年（1993年）北海道南西沖地震津波を対象として、上記計算条件に基づく数値シミュレーションを実施し、津軽海峡及びその周辺地域の沿岸の各地点における、既往津波高と数値シミュレーションにより計算された津波高（以下「計算津波高」という。）とを比較し、既往津波の再現性は良好であり、上記のように設定した数値シミュレーションの計算条件が妥当であることを確認した。

上記の津波の数値シミュレーションの手法に基づき、前記（1）で抽出した、本件敷地を含む津軽海峡沿岸に最も影響を及ぼしたと考えられる既往津波を対象に、本件敷地における津波の水位変動について検討を行った結果は、表6に示すとおりである。

表6 既往津波の計算津波高

| 検討する津波<br><br>(津波の名称)                                                                                                | 本件敷地における<br>最大水位上昇量<br><br>( 最大水位上昇量<br>を与える津波 ) | 取水口スクリーン室前面<br>における最大水位下降量<br><br>( 最大水位下降量<br>を与える津波 ) |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------|---------------------------------------------------------|
| 本件敷地を含む津軽海峡沿岸に<br>最も影響を及ぼしたと考えられる既往津波<br><br>( 寛保元年(1741年) 渡島大島火山津波<br>安政3年(1856年) 青森県東方沖津波<br>昭和35年(1960年) チリ地震津波 ) | 約2.9m<br><br>( 寛保元年(1741年)<br>渡島大島火山津波 )         | 約2.8m<br><br>( 昭和35年(1960年)<br>チリ地震津波 )                 |

なお、被告電源開発が津波の数値シミュレーションに用いた上記の地形モデルは、津軽海峡の形状を含む詳細な地形データに基づき作成されており、同シミュレーションの結果には、本件敷地が津軽海峡内に位置し、津波の高さが外洋に面する沿岸に比べて相対的に小さいとの地形的優位性(注2-3-3)が反映されている。

### 3 基準津波の選定及び本件原子力発電所の耐津波安全性

被告電源開発は、日本海東縁部及びプレート境界付近に想定される地震に伴う津波、海域活断層に想定される地震に伴う津波、陸上の斜面崩壊、海底地すべりに起因する津波、火山現象に起因する津波及び津波の発生要因の組合せによる本件敷地における水位変動を検討した。

その結果、本件敷地における最大水位上昇量及び取水口スクリーン室前面における最大水位下降量を与える津波はいずれも、日本海東縁部に想定される地震に伴う津波であることから、これらを基準津波として選定し、本件原子力発電所の耐津波安全性を検討した。

- (1) 日本海東縁部及びプレート境界付近に想定される地震に伴う津波の検討  
既往津波に係る文献調査に基づき、日本海東縁部及びプレート境界付近に想定される地震に伴う津波として、日本海東縁部に想定される地震に伴

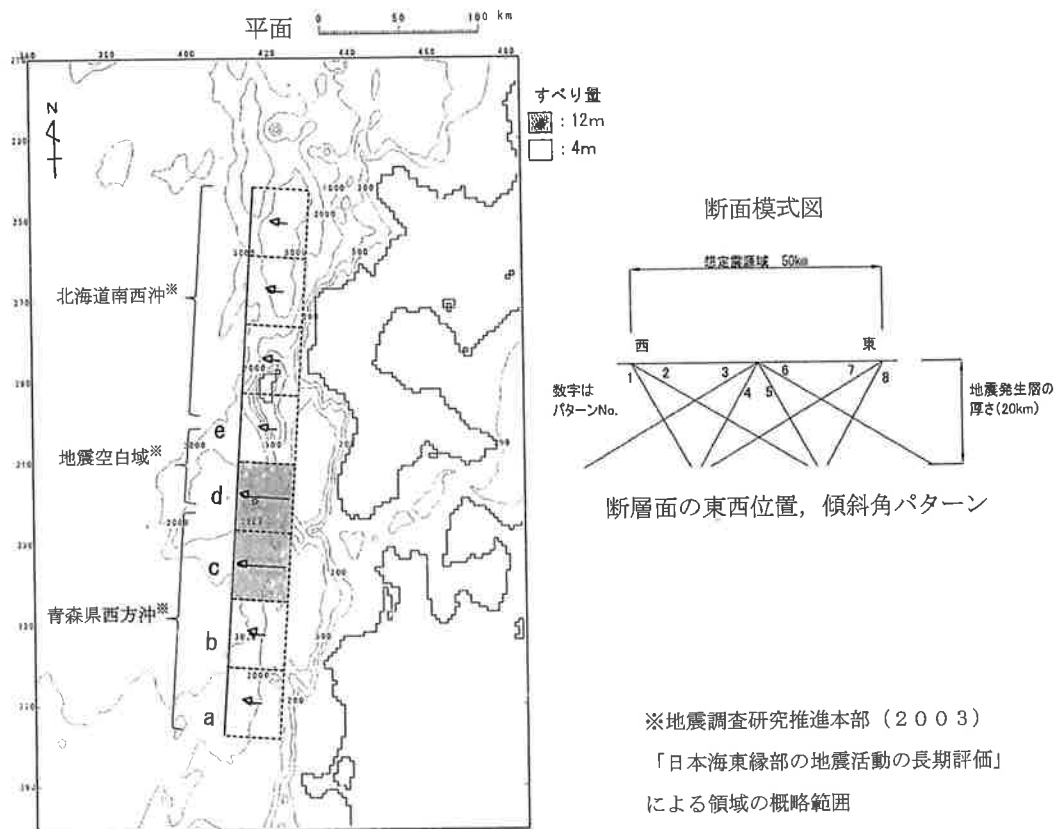
う津波，三陸沖から根室沖に想定される地震に伴う津波及びチリ沖に想定される地震に伴う津波の各基準波源モデルを設定し，数値シミュレーションにより，本件敷地における津波の水位変動を検討した。これらの検討に当たっては，波源モデルに係る不確定性を合理的な範囲で考慮したパラメータスタディ（注2-3-6）を行い，水位変動が最も大きなケースを選定した。

#### ア 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波の波源モデル

日本海東縁部に想定される地震に伴う津波について，既往津波のうち最も地震規模の大きい平成5年（1993年）北海道南西沖地震津波と同規模の波源モデルを，本件敷地への影響を考慮し，青森県西方沖に想定した。

一方，地震調査研究推進本部（2003）「日本海東縁部の地震活動の長期評価」によると，「北海道西方沖」，「北海道南西沖」，「青森県西方沖」の狭間にある領域は，地震観測及び歴史記録からはM7.5以上の大地震の発生が確認されておらず「地震空白域」とされているところ，その空白域の大きさからM7.5以上の大地震は発生する可能性が低いと考えられるとし，評価対象とはされていない（丙D第56号証1頁，15頁）。

東北地方太平洋沖地震において，広い領域が連動したこと，すべりの不均質性が明らかになったこと等を踏まえ，「青森県西方沖」と，その北方の「地震空白域」とされている海域及び「北海道南西沖」との領域の連動の可能性は否定できないと考え，更なる不確かさとして「青森県西方沖」から「北海道南西沖」までの三つの領域が連動するものとして，海底の地形，地質構造，すべりの不均質性等を考慮のうえ，断層長さ340km，Mw8.1及び8.2とし，断層面の東西方向位置，傾斜角及び傾斜方向並びに大すべり域が異なる，図11に示す日本海東縁部の基準波源モデルを設定した。



パターン6のケースを例として記載。  
注1)  $\longrightarrow$ は断層上盤のすべり方向を示す。

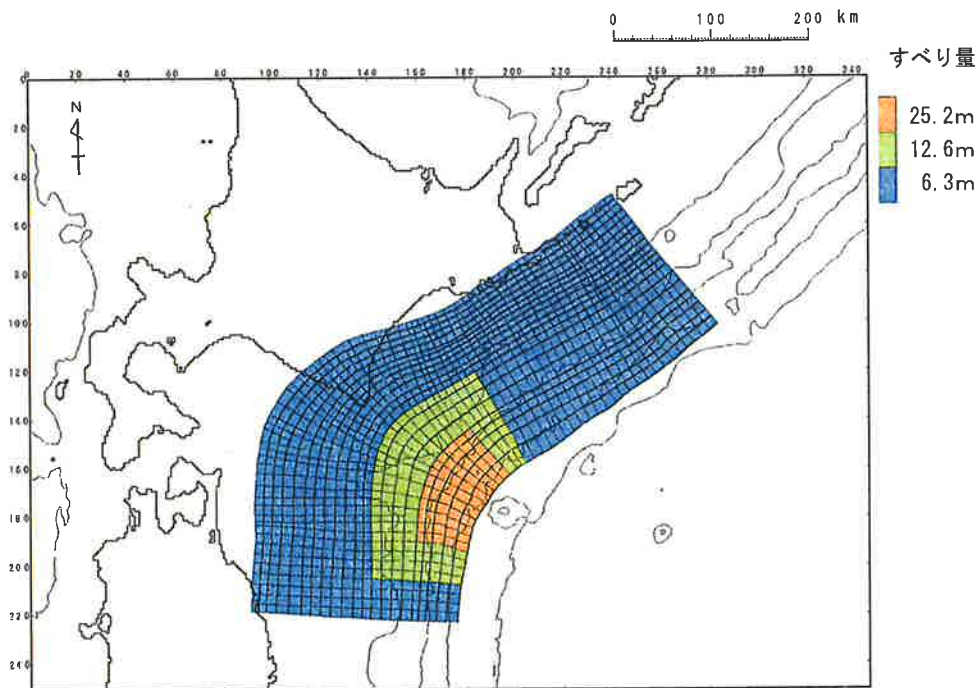
| 項目                            | 諸元           | 備考                                                                                    |
|-------------------------------|--------------|---------------------------------------------------------------------------------------|
| 長さ L (km)                     | 340          |                                                                                       |
| 幅 W (km)                      | 23.1<br>40.0 | パターン1, 4, 5, 8<br>パターン2, 3, 6, 7                                                      |
| すべり量 D (m)                    | 12.0<br>4.0  | 大すべり域<br>背景領域                                                                         |
| 上縁深さ d (km)                   | 1            |                                                                                       |
| 走向 $\theta$ ( $^{\circ}$ )    | 3.8<br>183.8 | パターン1, 2, 5, 6<br>パターン3, 4, 7, 8                                                      |
| 傾斜角 $\delta$ ( $^{\circ}$ )   | 60<br>30     | パターン1, 4, 5, 8<br>パターン2, 3, 6, 7                                                      |
| すべり角 $\lambda$ ( $^{\circ}$ ) | 90           |                                                                                       |
| すべり分布                         | 不均質          | 大すべり域: 全面積の25%<br>背景領域: 全面積の75%                                                       |
| 大すべり域                         | 4ケース         | 走向方向に4箇所移動<br>平面図中の領域a~eのうち隣り合う2領域<br>(aとb, bとc, cとd, dとe)の4ケース<br>※平面図では, cとdのケースを記載 |
| モーメントマグニチュード Mw               | 8.1<br>8.2   | パターン1, 4, 5, 8<br>パターン2, 3, 6, 7                                                      |

図11 日本海東縁部の基準波源モデル

[丙F第4号証(6-6-57頁)を基に作成した。]

イ 三陸沖から根室沖に想定される地震に伴う津波の波源モデル

三陸沖北部から根室沖に想定されるプレート間地震に伴う津波について、既往津波のうち最も地震規模の大きいものとして、日本海溝沿いで発生した東北地方太平洋沖地震を考慮し、Mw 9.0の基準波源モデルを設定した。基準波源モデルは、内閣府南海トラフの巨大地震モデル検討会（2012）「南海トラフの巨大地震モデル検討会（第二次報告）津波断層モデル編—津波断層モデルと津波高・浸水域等について—」等の知見を踏まえ、すべりの不均質性を考慮し、地震発生域の深さの下限から海溝軸（注2-3-7）付近に及ぶ、図12に示すプレート間地震基準波源モデルを設定した。



| 項目                       | 諸元        |
|--------------------------|-----------|
| 波源面積S (km <sup>2</sup> ) | 約 110,000 |
| モーメントマグニチュードMw           | 9.0       |

図12 プレート間地震基準波源モデル

[丙F第4号証(6-6-58頁)を基に作成した。]



また、三陸沖の海溝軸より沖合の海域に想定される海洋プレート内地震に伴う津波について、既往津波のうち最も地震規模の大きいものとして、正断層型の地震である昭和8年（1933年）昭和三陸沖地震を考慮し、Mw 8.6の基準波源モデルを設定した（図表2-3-5）。

#### ウ チリ沖に想定される地震に伴う津波の波源モデル

チリ沖に想定されるプレート間地震に伴う津波について、既往津波のうち最も地震規模の大きいものとして、昭和35年（1960年）チリ地震を考慮し、Mw 9.4の基準波源モデルを設定した（図表2-3-6）。

#### エ パラメータスタディ及び検討結果

上記アないしウで設定した基準波源モデルを用いて、それぞれについて、波源モデルに係る不確定性を合理的な範囲で考慮したパラメータスタディを行い、水位変動が最も大きなケースを選定した。これらの結果は表7に示すとおりであり、日本海東縁部及びプレート境界付近に想定される地震に伴う津波としては、日本海東縁部に想定される地震に伴う津波が、本件敷地における最大水位上昇量及び取水ロスクリーン室前面における最大水位下降量ともに最も大きなケースとなった。

表7 日本海東縁部及びプレート境界付近に想定される地震に伴う津波の検討結果

| 検討する津波                  | 本件敷地における最大水位上昇量 | 取水ロスクリーン室前面における最大水位下降量 |
|-------------------------|-----------------|------------------------|
| ア 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波   | 約5.7m           | 約3.8m                  |
| イ 三陸沖から根室沖に想定される地震に伴う津波 | 約4.3m           | 約3.1m                  |
| ウ チリ沖に想定される地震に伴う津波      | 約3.1m           | 約3.5m                  |

## (2) 海域活断層に想定される地震に伴う津波の検討

海域活断層に想定される地震に伴う津波について、その地震規模及び本件敷地との距離・位置関係を考慮し、津軽海峡内において震源として考慮する活断層のうち主要なものを対象として、 $M_w$ 、津波の伝播距離（注2-3-8）、津波高についての阿部（1989）の関係式（注2-3-9）により、本件敷地における推定津波高を検討した。

## (3) 陸上の斜面崩壊、海底地すべりに起因する津波の検討

陸上の斜面崩壊に起因する津波について、文献調査により、本件敷地周辺の陸域の地すべり地形を抽出し、抽出された地すべり地形から、崩壊規模、本件敷地との距離・位置関係等を考慮し、佐井村の磯谷<sup>いそや</sup>付近の地すべり地形を検討対象として選定した（図表2-3-7）。また、海底地すべりに起因する津波について、本件敷地前面海域の海底地形図を用いた地形判読等により海底の地すべり地形を抽出し、抽出された地すべり地形から、崩壊規模、本件敷地との距離・位置関係等を考慮し、本件敷地北東の海底地すべり地形を検討対象として選定した（図表2-3-7）。

これらの地すべり地形を対象として、本件敷地における津波の水位変動について、複数の計算手法を用いた数値シミュレーションにより、それぞれ検討を行った。

## (4) 火山現象に起因する津波の検討

後記第4の5（4）において述べるとおり、火山現象に起因する津波について、複数の検討対象のうち、崩壊規模、本件敷地との距離・位置関係等を考慮し、渡島大島の山体崩壊（注2-3-10）（図表2-3-7）に起因する津波を対象として、本件敷地における津波の水位変動について、複数の計算手法を用いた数値シミュレーションにより、それぞれ検討を行

った。

#### (5) 津波発生要因の組合せに関する検討

津波を発生させる要因の組合せとして、本件敷地に与える影響が大きいと考えられる日本海東縁部に想定される地震に伴う津波と陸上の斜面崩壊に起因する津波とを組み合わせた検討を行った。検討に当たっては、日本海東縁部に想定される地震による地震動によって陸上の斜面崩壊が発生するものとし、地震動が斜面崩壊の位置に到達するまでの時間及び斜面崩壊の位置での地震動の継続時間を考慮し、斜面崩壊の開始時間を設定し、両波源の組合せを考慮した数値シミュレーションを実施した。

#### (6) 基準津波の選定

上記(1)ないし(5)の検討の結果、それぞれの検討において水位変動が最も大きくなるケースでの水位変動量は図13に示すとおりであり、これらの結果から本件敷地における最大水位上昇量及び取水口スクリーン室前面における最大水位下降量を与える津波はいずれも、前記(1)アの日本海東縁部に想定される地震に伴う津波であることから、これらを基準津波として選定した。

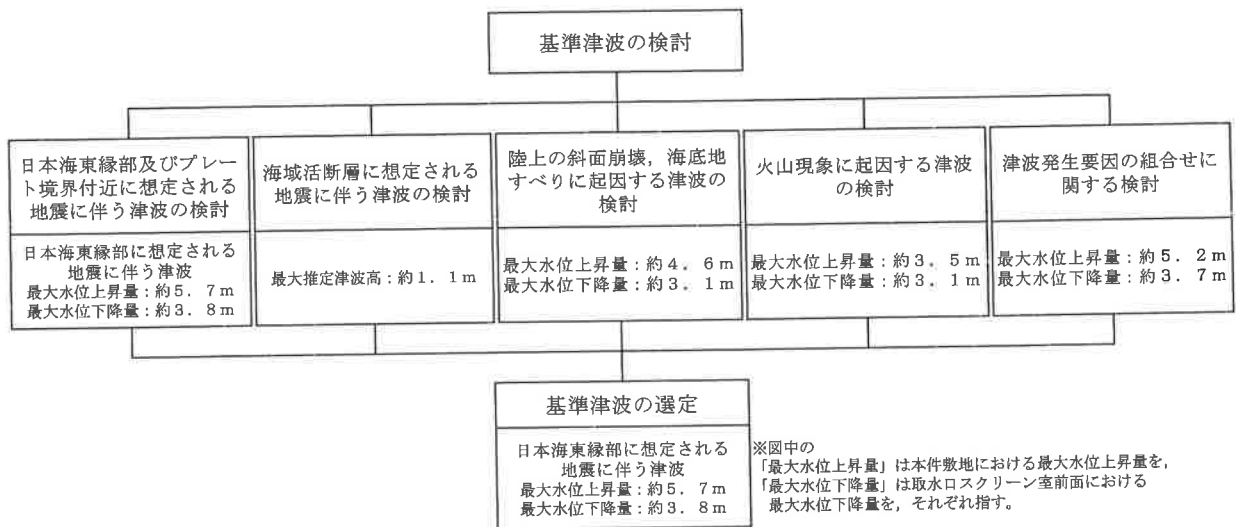


図13 基準津波の検討結果

この基準津波による本件敷地における最高水位は、朔望平均満潮位（注2-3-11）を考慮し、T. P. +6.3m程度となった（これは、基準津波が本件敷地に到達して遡上した際の最も高い標高値として、数値シミュレーションにより評価された値である。）。一方、取水口スクリーン室前面における最低水位は、朔望平均干潮位（注2-3-11）を考慮し、T. P. -4.1m程度となった。

この基準津波による本件敷地における最高水位は、既往津波による計算津波高を上回っており、津軽海峡沿岸における基準津波を策定する過程で行うパラメータスタディを含めた計算津波高を包絡する水位は、既往津波高及び津波堆積物の分布高さを上回っている。

また、基準津波による本件敷地における最高水位は、東北地方太平洋沖地震発生後に行政機関が設定・想定した津波波源による計算津波高をも上回っている。

なお、基準津波の本件敷地における最高水位T. P. +6.3mの年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度、取水口スクリーン室前面における最低水位T. P. -4.1mの年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度である。

#### (7) 基準津波による砂移動及び取水設備内の水位変動の検討

上記(6)において選定された基準津波による本件敷地付近の海底の砂移動の影響について、数値シミュレーションによる検討を行った結果、取水口スクリーン室への流入部付近における砂の堆積厚さは、最大でも0.03m程度となった。

また、基準津波による取水設備内の水位変動について、数値シミュレーションによる検討を行った結果、朔望平均満潮位を考慮した取水路立坑における最高水位はT. P. +6.0m程度となった。また、朔望平均干潮位を考慮した原子炉補機冷却系(注4-2-47)海水ポンプピット室における最低水位はT. P. -4.3m程度となった。(以上1, 2, 3(1)ないし(7)について、丙F第4号証6-6-1~75頁)

#### (8) 本件原子力発電所の耐津波安全性

前記(6)で述べた基準津波の本件敷地における最高水位はT. P. +6.3m程度であるのに対し、本件敷地における原子炉建屋等の重要な施設の設置高さはT. P. +12.0mであるため、津波の遡上波が地上部から到達することはない。ただし、取水路から流入した津波が建屋地下部等へ漏水することを防止するため、タービン建屋内の海水ポンプ室床部に浸水防止蓋を設置する等の対策を講ずる。また、地震に起因する循環水管(注4-1-23参照)等の損傷により保有水が溢水するとともに津波が循環水管に流れ込むことを想定し、タービン建屋内に水密扉を設置する等の対策を講ずる。

他方、引き波による水位低下については、基準津波による水位低下時に、前記(6)で述べた取水口スクリーン室前面における最低水位であるT. P. -4.1m程度が、取水口スクリーン室前面の敷高(T. P. 約-4.

1 m) を一時的に下回る可能性があるが、取水路等に原子炉補機冷却海水ポンプの取水に必要な海水量を十分に確保できる設計とし、これにより原子炉補機冷却系の海水冷却機能に必要な取水は確保される（図表 2-3-8）。

また、基準津波により本件敷地付近の海底の砂が移動した場合の影響について、上記（7）のとおり、取水口スクリーン室への流入部付近における砂の堆積厚さは最大でも 0.03 m 程度であり、取水口、取水路及び取水ピットの通水性に支障が生じることがなく、原子炉補機冷却系の取水が確保される。

さらに、津波の襲来状況等を把握するため、津波監視カメラ及び取水ピット水位計を設置する。（丙F第5号証8-1. 2-37～44頁，8-1. 2-133，134頁，8-1. 2-159～163頁）

これらの対策を講ずることから、津波により本件原子力発電所の安全性が損なわれることは考えられないが、なお、念のための措置として、万一想定を超える津波が襲来した場合に備え、T. P. +12.0 m の敷地に設置される本件原子力発電所の主要な建物の外周の必要な個所に T. P. +15 m（T. P. +12.0 m の敷地からの高さ 3 m）の防潮壁を設置するとともに、原子炉建屋、タービン建屋等の外扉の防水構造化等の対策を講ずる。

#### 第4 火山

被告電源開発は、本件原子力発電所への火山の影響を評価し、本件原子力発電所の安全性が確保されるよう設計することとしている。

##### 1 火山の影響評価の概要

火山は、それぞれに活動期間、すなわち寿命があり、日本列島の火山の平

均的な活動期間は、数十万年と考えられている。第四紀（注2-1-23参照）の活動が認められない火山は既にその活動を停止しており、将来の活動の可能性はないと考えられるので、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の検討に当たっては第四紀に活動した火山が検討対象となる。

本件原子力発電所への火山の影響を評価するに当たって、まず本件原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出を行い、その抽出された火山のうち将来の活動可能性が否定できない火山を抽出し、それらの火山について設計対応が不可能な火山事象が本件敷地に到達する可能性に関する個別評価を行った。そして、本件原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出した上で（なお、降下火砕物については噴出源にかかわらず検討対象とした。）、そのような火山事象の影響評価を行い、対応を検討する。被告電源開発が検討した火山事象の影響評価のフローは、図14に示すとおりである。（丙F第4号証6-7-1～21頁）

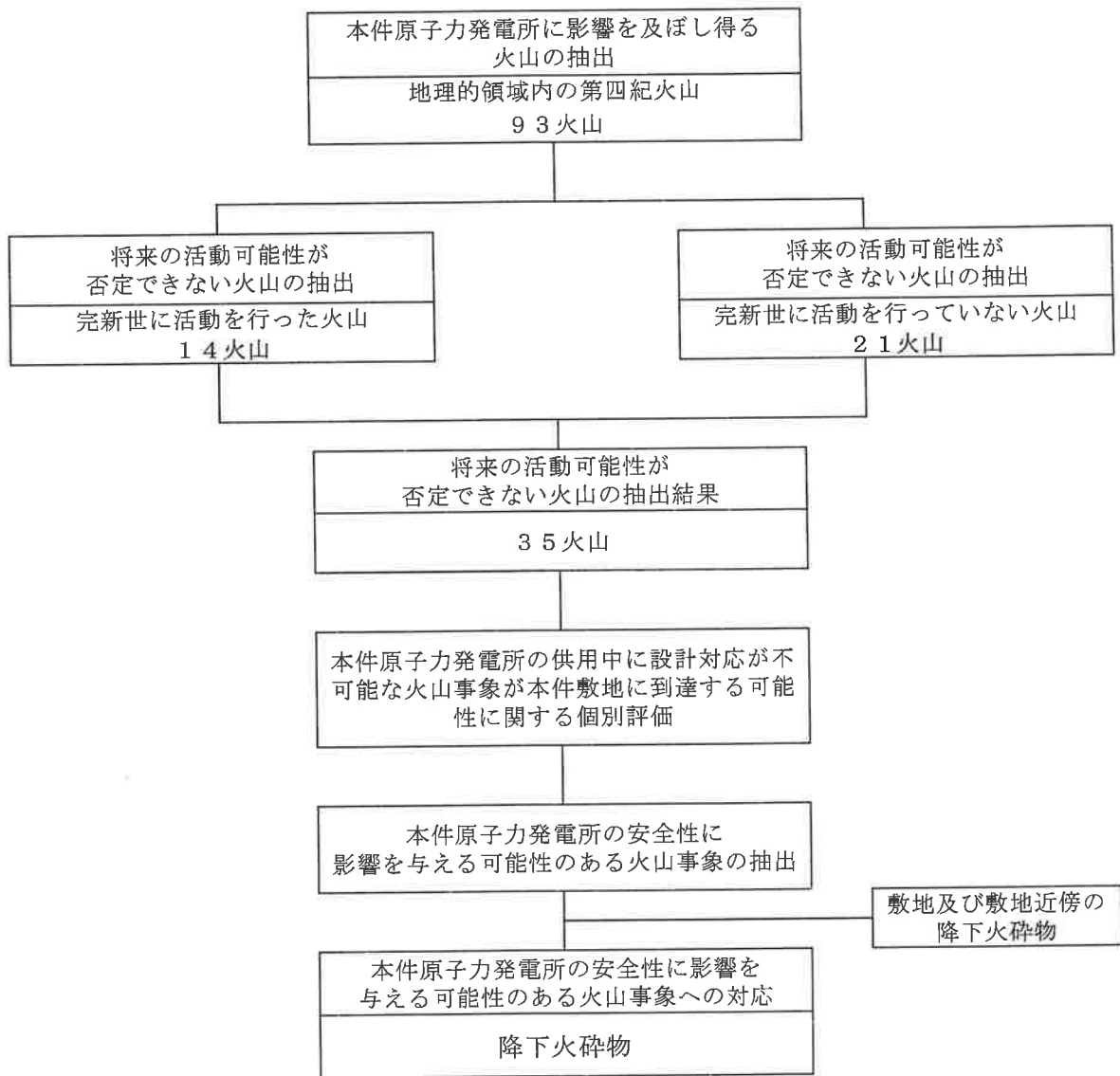


図14 火山事象の影響評価フロー

## 2 本件原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

被告電源開発は、本件原子力発電所に影響を及ぼし得る火山として、最新の知見等を踏まえ、本件敷地を中心とする半径160kmの範囲（以下「地理的領域」という。）の第四紀火山（注2-4-1）を主たる検討対象と設定し、その抽出を目的として、文献調査、地形・地質調査及び火山学的調査（注2-4-2）を行った。

以下、これらの調査の内容について述べる。

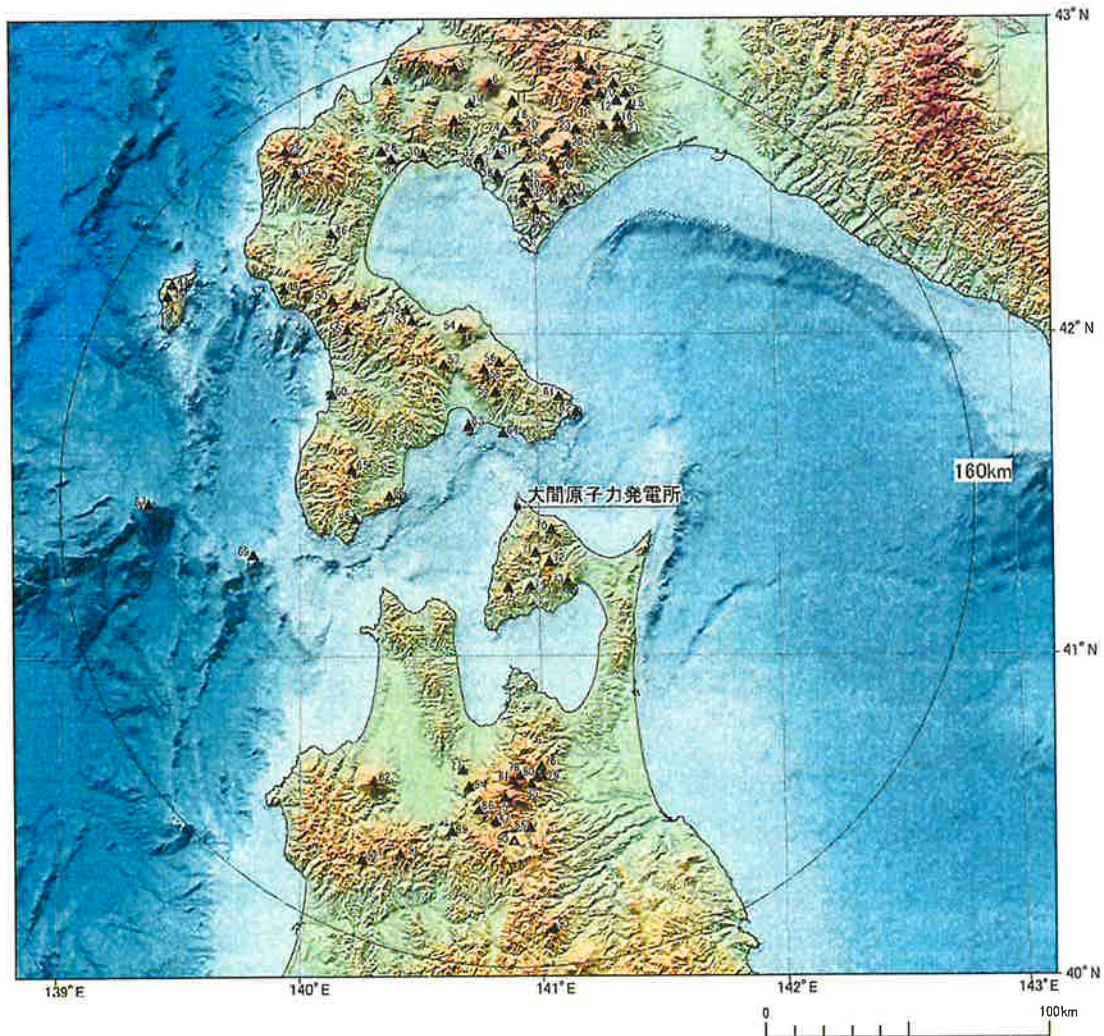


文献調査では、火山に関連した文献である、中野ほか編（2013）「日本の火山（第3版）」（丙D第57号証）、気象庁編（2013）「日本活火山総覧（第4版）」、西来ほか編（2012）「第四紀火山岩体・貫入岩体データベース」、第四紀火山カタログ委員会編（1999）「日本の第四紀火山カタログ」、町田・新井（2011）「新編火山灰アトラス」、地質調査総合センター編（2012）「日本の第四紀火山」、地質調査総合センター編（2010）「20万分の1日本シームレス地質図データベース」、海上保安庁海洋情報部（2013）「海域火山データベース」等を使用して、地理的領域を対象に第四紀火山を抽出し、活動時期、火山噴出物（注2-4-3）の種類等を把握した。

地形・地質調査では、空中写真等を使用して、空中写真判読を行い、本件敷地周辺において、第四紀火山の可能性のある地形の有無を把握した。また、文献調査により抽出した第四紀火山の噴出物を対象に地表地質調査等を実施し、本件敷地周辺において、噴出物の種類、分布、第四紀火山の活動時期等を把握した。

火山学的調査では、地質調査において確認した降下火砕物（注2-4-4）及び火砕流堆積物（注2-4-5）を対象に、堆積物の厚さ、空間分布等を調査した。

以上を踏まえ、被告電源開発は、図15に示すとおり地理的領域内に存在する93の第四紀火山を抽出し、それらの分布、活動期間（注2-4-6）、最大休止期間（注2-4-6）及び最終活動年代（注2-4-6）を把握した。



凡例

| ▲ 第四紀火山 |           |     |          |     |           |
|---------|-----------|-----|----------|-----|-----------|
| No.     | 火山名       | No. | 火山名      | No. | 火山名       |
| 1       | 札幌岳       | 21  | 樽前山      | 41  | 俱多楽・登別火山群 |
| 2       | 狭海山       | 22  | 樽前西      | 42  | 紋別岳       |
| 3       | ニセコ・雷電火山群 | 23  | 白老岳      | 43  | ポントコ山     |
| 4       | 空沼岳       | 24  | ボン貫別山    | 44  | 稀府岳       |
| 5       | 磯谷        | 25  | 倶知安別     | 45  | 鷺別岳       |
| 6       | 羊蹄山       | 26  | ホロホロ・徳舜瞥 | 46  | 今金        |
| 7       | イチャンコッペ山  | 27  | 洞爺カルデラ   | 47  | 勝洞山       |
| 8       | 漁岳        | 28  | ベタヌ山周辺   | 48  | 長磯        |
| 9       | 紋別山       | 29  | 狩場山      | 49  | 神威山       |
| 10      | 恵庭岳       | 30  | 静狩丸山     | 50  | 八雲貫入岩体群   |
| 11      | 尻別岳       | 31  | 洞爺中島     | 51  | 砂蘭部岳      |
| 12      | 支笏カルデラ    | 32  | 虻田       | 52  | 濁川カルデラ    |
| 13      | 丹鳴岳       | 33  | 幌別岳      | 53  | 渡島毛無山     |
| 14      | 真狩別太      | 34  | 写万部山     | 54  | 北海道駒ヶ岳    |
| 15      | モラップ山     | 35  | 鱒溪山      | 55  | ササマクリ貫入岩体 |
| 16      | 風不死岳      | 36  | オロフレ・来馬  | 56  | 熊泊山       |
| 17      | 昆布岳       | 37  | カスベ岳     | 57  | 木地挽山      |
| 18      | 貫気別山      | 38  | 有珠山      | 58  | 横津岳       |
| 19      | 多峰古峰山     | 39  | 志門気岳     | 59  | 雁皮山       |
| 20      | 竹山        | 40  | 関内岳      | 60  | 江差貫入岩体群   |
|         |           |     |          | 61  | 恵山丸山      |
|         |           |     |          | 62  | 恵山        |
|         |           |     |          | 63  | 函館山       |
|         |           |     |          | 64  | 銭亀        |
|         |           |     |          | 65  | 七ツ岳       |
|         |           |     |          | 66  | 知内        |
|         |           |     |          | 67  | 渡島大島      |
|         |           |     |          | 68  | 潤内川       |
|         |           |     |          | 69  | 渡島小島      |
|         |           |     |          | 70  | 陸奥燧岳      |
|         |           |     |          | 71  | 大畑カルデラ    |
|         |           |     |          | 72  | 小目名沢      |
|         |           |     |          | 73  | 恐山        |
|         |           |     |          | 74  | 於法岳       |
|         |           |     |          | 75  | 野平カルデラ    |
|         |           |     |          | 76  | 八甲田八幡岳    |
|         |           |     |          | 77  | 細野貫入岩体    |
|         |           |     |          | 78  | 八甲田カルデラ   |
|         |           |     |          | 79  | 法量北       |
|         |           |     |          | 80  | 大申台       |
|         |           |     |          | 81  | 北八甲田火山群   |
|         |           |     |          | 82  | 岩木山       |
|         |           |     |          | 83  | 八甲田黒森     |
|         |           |     |          | 84  | 黒森山       |
|         |           |     |          | 85  | 南八甲田火山群   |
|         |           |     |          | 86  | 沖浦カルデラ    |
|         |           |     |          | 87  | 藤沢森       |
|         |           |     |          | 88  | 子ノロカルデラ   |
|         |           |     |          | 89  | 碓ヶ関カルデラ   |
|         |           |     |          | 90  | 十和田       |
|         |           |     |          | 91  | 田代岳       |
|         |           |     |          | 92  | 太良駒ヶ岳     |
|         |           |     |          | 93  | 稻庭岳       |

図15 地理的領域内の第四紀火山分布

[丙F第4号証 (6-7-18頁) を基に作成した。]

### 3 将来の活動可能性が否定できない火山の抽出

被告電源開発は、上記2で抽出した93の地理的領域内の第四紀火山のうち、それらの活動期間等により、図16に示す将来の活動可能性が否定できない火山を以下のとおり抽出した。

#### (1) 完新世に活動を行った火山

地理的領域内の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として14の火山があり、これらを将来の活動可能性が否定できない火山として抽出した。

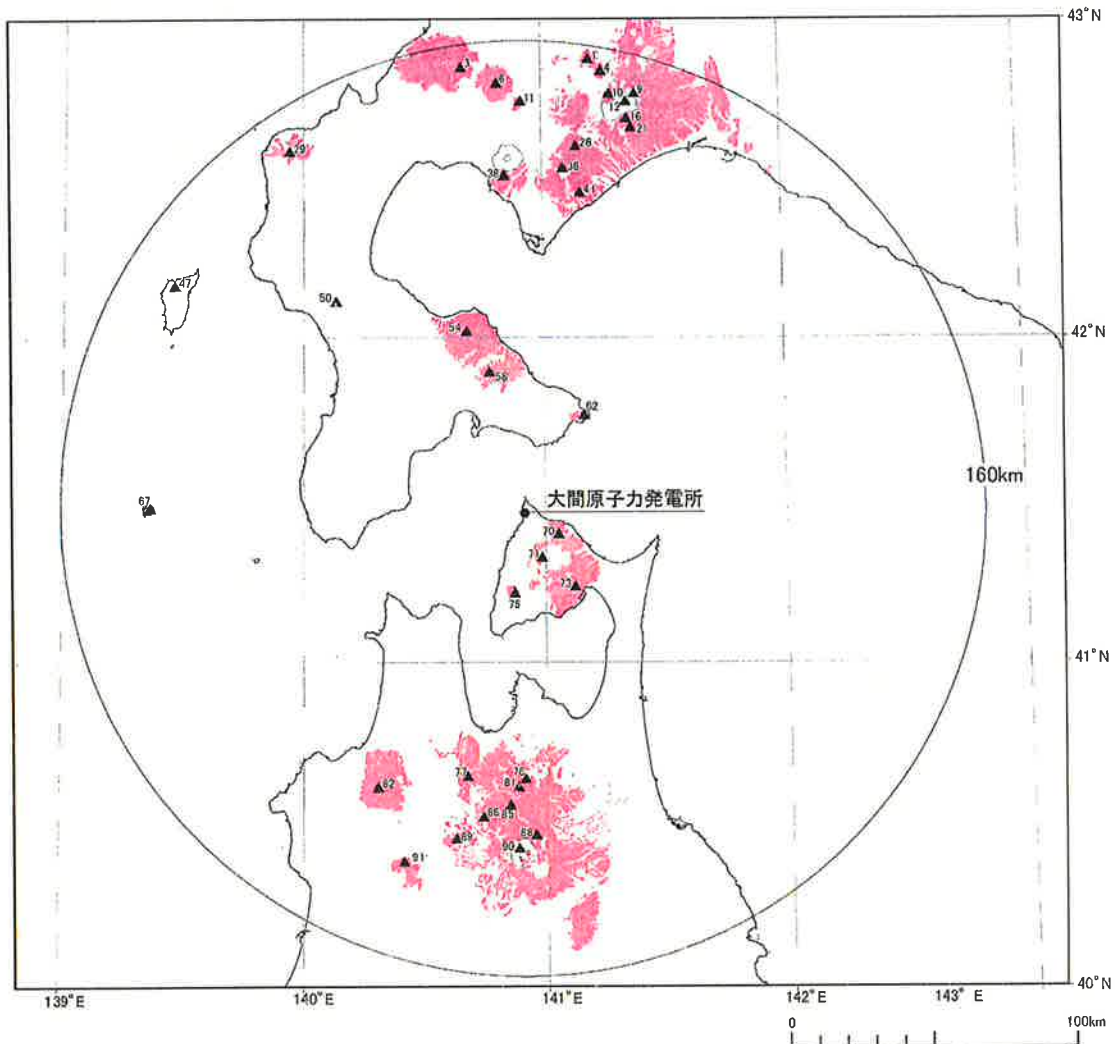
#### (2) 完新世に活動を行っていない火山

地理的領域内の第四紀火山のうち、完新世に活動を行っていない火山について、中野ほか編(2013)「日本の火山(第3版)」等の文献調査等により得られた活動期間、最大休止期間及び最終活動年代により、最後の活動からの経過期間が活動期間内の最大休止期間よりも短い場合等は、将来の活動可能性が否定できない火山とした。

その結果、将来の活動可能性が否定できない火山として、21の火山を抽出した。

#### (3) 将来の活動可能性が否定できない火山の抽出結果

上記(1)及び(2)において述べた図16に示す35火山を、将来の活動可能性が否定できない火山として抽出した。



凡例

- ▲ 将来の活動可能性が否定できない火山
- 各火山からの設計対応が不可能な火山事象の分布域

| 完新世に活動を行った火山(14火山) |           | 完新世に活動を行っていないが、将来の活動可能性が否定できない火山(21火山) |         |     |          |     |         |     |     |
|--------------------|-----------|----------------------------------------|---------|-----|----------|-----|---------|-----|-----|
| No.                | 火山名       | No.                                    | 火山名     | No. | 火山名      | No. | 火山名     | No. | 火山名 |
| 3                  | ニセコ・雷電火山群 | 73                                     | 恐山      | 1   | 札幌岳      | 58  | 横津岳     | 91  | 田代岳 |
| 6                  | 羊蹄山       | 81                                     | 北八甲田火山群 | 4   | 空沼岳      | 70  | 陸奥燧岳    |     |     |
| 10                 | 恵庭岳       | 82                                     | 岩木山     | 9   | 紋別山      | 71  | 大畑カルデラ  |     |     |
| 16                 | 風不死岳      | 90                                     | 十和田     | 11  | 尻別岳      | 75  | 野平カルデラ  |     |     |
| 21                 | 樽前山       |                                        |         | 12  | 支笏カルデラ   | 77  | 細野貫入岩体  |     |     |
| 38                 | 有珠山       |                                        |         | 26  | ホロホロ・徳舜誓 | 78  | 八甲田カルデラ |     |     |
| 41                 | 倶多楽・登別火山群 |                                        |         | 29  | 狩場山      | 85  | 南八甲田火山群 |     |     |
| 54                 | 北海道駒ヶ岳    |                                        |         | 36  | オロフレ・栄馬  | 86  | 沖浦カルデラ  |     |     |
| 62                 | 恵山        |                                        |         | 47  | 勝瀨山      | 88  | 子ノロカルデラ |     |     |
| 67                 | 渡島大島      |                                        |         | 50  | 八雲貫入岩体群  | 89  | 碓ヶ関カルデラ |     |     |

図16 将来の活動可能性が否定できない火山

[丙F第4号証(6-7-19頁)を基に作成した。]

4 本件原子力発電所の供用中に設計対応が不可能な火山事象が本件敷地に到達する可能性に関する個別評価

被告電源開発は、上記3で抽出した将来の活動可能性が否定できない火山(35火山)について、本件原子力発電所の供用中に設計対応が不可能な火山事象(火砕物密度流(注2-4-5)、溶岩流、岩屑なだれ(注2-4-7)、地すべり及び斜面崩壊、新しい火口の開口、地殻変動)が本件敷地に到達する可能性を評価した結果、設計対応が不可能な火山事象は過去に本件敷地に達しておらず(図16)、本件敷地との位置関係、地形等から、既往最大規模の噴火を考慮しても、本件原子力発電所の供用中に設計対応が不可能な火山事象が本件敷地に到達する可能性は十分小さいと評価した。

5 本件原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象の抽出

将来の活動可能性が否定できない火山(35火山)について、本件原子力発電所の供用中における活動可能性と規模を考慮し、設計対応が可能な火山事象(降下火砕物、火山性土石流(注2-4-7)、火山泥流(注2-4-7)及び洪水、火山から発生する飛来物(噴石)(注2-4-8)、火山ガス(注2-4-9)、津波及び静振(注2-4-10)、大気現象(注2-4-11)、火山性地震とこれに関連する事象、熱水系(注2-4-12)及び地下水の異常)の中から、本件原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出した。なお、降下火砕物は噴出源にかかわらず検討対象とした。

(1) 降下火砕物

降下火砕物は、前記1のとおり地理的領域外の火山を噴出源とするものも含めて、本件敷地及び本件敷地近傍において確認された降下火砕物を検討対象とした。

本件敷地及び本件敷地近傍の地質調査並びに文献調査の結果から、本件敷地及び本件敷地近傍において、更新世以降の主な降下火砕物として洞爺火山灰、阿蘇4火山灰及び銭亀女那川<sup>めながわ</sup>火山灰が確認されている。そのうち最も厚い層厚（注2-4-13）を有する降下火砕物は、洞爺火山灰であり、その層厚は調査結果から最大30cm程度である。これらのことから、本件原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象として降下火砕物を抽出し、飛来する降下火砕物の本件原子力発電所への影響として、最大30cm堆積することを想定する。

また、降下火砕物の諸元は、洞爺火山灰を対象とした各種試験結果及び文献調査結果から、粒径は1mm以下を主体とし、乾燥密度（注2-4-14）は0.7g/cm<sup>3</sup>程度、飽和密度（注2-4-14）は1.5g/cm<sup>3</sup>程度としている。

## （2）火山性土石流，火山泥流及び洪水

火山性土石流，火山泥流及びこれらに伴って引き起こされる洪水は，過去に本件敷地に達しておらず，将来の活動可能性が否定できない火山と本件敷地との間には十分な離隔があること，本件敷地付近に流下する大きな河川がないことから，本件原子力発電所への影響は十分小さいと判断した。

## （3）火山ガス

火山ガスは，本件敷地は津軽海峡に面した海成段丘面上に位置し，火山ガスが滞留するような地形ではないことから，本件原子力発電所への影響は十分小さいと判断した。

## （4）火山現象に起因する津波

恵山には急峻な溶岩ドーム（注2-3-10参照）があり，その山体は



海岸近くに位置することから、山体崩壊が発生すれば、岩屑なだれが海域に達して、津波が発生する可能性がある。

また、渡島大島において、寛保元年（1741年）の噴火に伴い山体崩壊が発生しており、山体崩壊が発生した場合には、津波が発生する可能性がある。

これらについて、前記第3の3（4）及び（6）において述べたとおり評価した。

#### （5）その他の火山事象

火山から発生する飛来物（噴石）、静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象、熱水系及び地下水の異常は、将来の活動可能性が否定できない火山と本件敷地との間には十分な離隔があることから、本件原子力発電所への影響は十分小さいと判断した。

#### （6）本件原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象への対応

被告電源開発は、上記（1）ないし（5）のとおり、本件原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象として抽出された降下火砕物（火山灰）に対して本件原子力発電所の安全性が損なわれることがないように、以下の対策を講ずる。

- ① 屋外に開口しており降下火砕物を含む海水の流路となる施設（原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却海水系ストレーナ（注2-4-15））、屋外に開口しており降下火砕物を含む空気の流路となる施設（主排気筒、中央制御室換気空調設備等）、屋外の空気を機器内に取り込む機構を有する施設（非常用ディーゼル発電機）、降下火砕物により重要安全施設に対して波及的影響を及ぼし得る施設（取水口スクリーン

(注2-4-16), 換気空調設備等) について, 降下火砕物による閉塞, 摩耗, 腐食等に対する対策を講ずる。

- ② 重要安全施設を内包し, 降下火砕物から防護する施設 (原子炉建屋, コントロール建屋等) について, 堆積する降下火砕物等の荷重, 腐食等に対して安全機能を損なわないようにするなどの対策を講ずる。

(丙F第5号証8-1. 2-62~70頁)

## 第5 竜巻

被告電源開発は, 本件原子力発電所の供用中に極めてまれではあるが発生する可能性があり, 本件原子力発電所の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻 (以下「基準竜巻」という。) を設定した上で, 基準竜巻に基づいて本件原子力発電所が立地する地域の特性等を考慮した本件原子力発電所の設計に用いられる竜巻 (以下「設計竜巻」という。) を設定し, 本件原子力発電所への設計竜巻による影響を検討して, 本件原子力発電所の安全性が確保されるように設計する。

### 1 基準竜巻・設計竜巻の設定の概要

基準竜巻・設計竜巻について設計上考慮するためには, 各々の竜巻の最大風速を設定しなければならない。

基準竜巻の最大風速の設定に当たっては, 本件原子力発電所の立地する地域との気象条件の類似性及び本件敷地周辺の竜巻発生数等の状況を考慮して竜巻検討地域 (注2-5-1) を設定し, この地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度, 最大風速の年超過確率等を考慮して基準竜巻の最大風速を設定した。

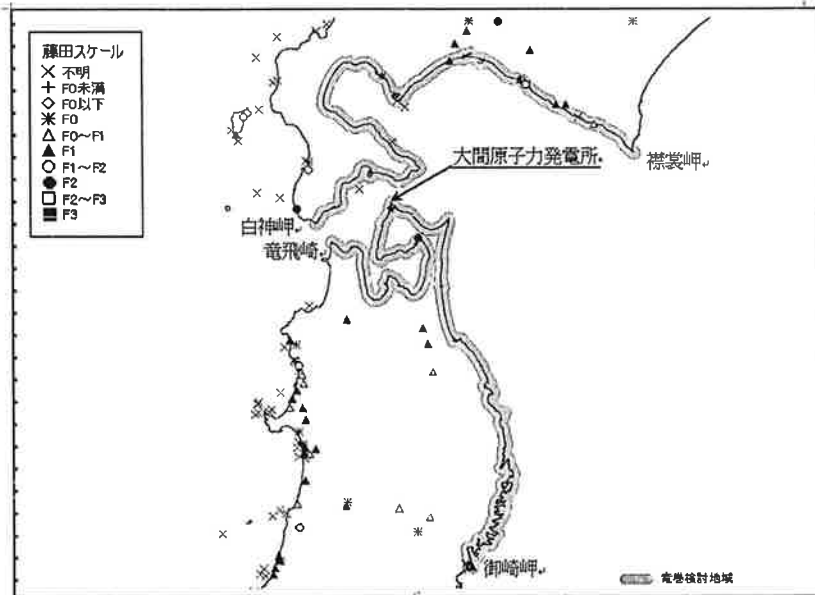
その上で, 本件原子力発電所が立地する地域の特性 (地形効果による竜巻の増幅特性) を考慮して, 設計竜巻の最大風速を設定した。(丙F第4号証



6-8-1~20頁)

## 2 最大風速の設定及び本件原子力発電所の設計上の考慮

被告電源開発は、竜巻検討地域について、下北半島では竜巻の発生数が少ないこと、本件敷地は竜巻集中地域（注2-5-2）に該当しないことなどから、IAEAの安全基準（注2-5-3）等を参考に、図17に示すとおり、北海道の<sup>しらかみ</sup>白神岬から<sup>えりも</sup>襟裳岬及び東北の<sup>たっぴ</sup>竜飛崎（青森県）から<sup>おさき</sup>御崎岬（宮城県）の、海岸線を中心に陸側及び海側それぞれ5kmの範囲に設定した。



**【藤田(F)スケールとは】**

竜巻などの激しい突風をもたらす現象は水平規模が小さく、既存の風速計から風速の実測値を得ることは困難である。このため、1971年にシカゴ大学の藤田哲也博士により、竜巻やダウンバーストなどの突風により発生した被害の状況から風速を大まかに推定する藤田スケール（Fスケール）が考案された。被害が大きいほどFの値が大きく、風速が大きかったことを示す。

|    |                         |                                                                                                           |
|----|-------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| F0 | 17～32m/s<br>(約15秒間の平均)  | テレビのアンテナなどの弱い構造物が倒れる。小枝が折れ、根の浅い木が傾くことがある。非住家が壊れるかもしれない。                                                   |
| F1 | 33～49m/s<br>(約10秒間の平均)  | 屋根瓦が飛び、ガラス窓が割れる。ビニールハウスの被害甚大。根の弱い木は倒れ、強い木は幹が折れたりする。走っている自動車が横風を受けると、道から吹き落とされる。                           |
| F2 | 50～69m/s<br>(約7秒間の平均)   | 住家の屋根がはぎとられ、弱い非住家は倒壊する。大木が倒れたり、ねじ切られる。自動車が道から吹き飛ばされ、汽車が脱線することがある。                                         |
| F3 | 70～92m/s<br>(約5秒間の平均)   | 壁が押し倒され住家が倒壊する。非住家はバラバラになって飛散し、鉄骨づくりでもつぶれる。汽車は転覆し、自動車はもち上げられて飛ばされる。森林の大木でも、大半折れるか倒れるかし、引き抜かれることもある。       |
| F4 | 93～116m/s<br>(約4秒間の平均)  | 住家がバラバラになって辺りに飛散し、弱い非住家は跡形なく吹き飛ばされてしまう。鉄骨づくりでもベシャンコ。列車が吹き飛ばされ、自動車は何十メートルも空中飛行する。1トン以上ある物体が降ってきて、危険この上もない。 |
| F5 | 117～142m/s<br>(約3秒間の平均) | 住家は跡形もなく吹き飛ばされるし、立木の皮がはぎとられてしまったりする。自動車、列車などがもち上げられて飛行し、とんでもないところまで飛ばされる。数トンもある物体がどこからともなく降ってくる。          |

**図 17 竜巻検討地域**

[竜巻検討地域の図は丙F第4号証(6-8-14頁)を基に、藤田(F)スケールの説明は、気象庁ホームページを基に作成した。]

この竜巻検討地域において、昭和36年(1961年)から平成24年(2012年)までの間に発生した竜巻はF2スケール(図17参照 最大風速50m/s～69m/s)以下である。F2スケールの上限である69m/sと、竜巻の最大風速のハザード曲線(注2-5-4)による年超過確率1

0<sup>5</sup>に基づく竜巻の最大風速約60m/sとを比較し、前者が大きいことから最大風速69m/sを基準竜巻の最大風速とした。

そして、本件敷地はなだらかな海岸段丘と平坦地とからなり、竜巻は地形が平坦な海側から侵入する可能性が高く、地形効果による竜巻の増幅を考慮する必要がないことから、基準竜巻の最大風速を設計竜巻の最大風速とした。

この設計竜巻の最大風速により生ずる荷重等により、竜巻防護施設（注2-5-5）、竜巻防護施設を内包する施設（注2-5-6）及び竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設（注2-5-7）が影響を受けて、本件原子力発電所の安全性が損なわれることがないように、以下の対策を講ずる。

- ① 竜巻防護施設は、設計竜巻により生ずる荷重等（設計荷重）に対し構造健全性を維持し、その安全機能を維持する設計とする。
- ② 竜巻防護施設を内包する施設は、設計荷重に対して構造健全性等を維持し、竜巻防護施設の安全機能が損なわれることのない設計とするとともに、竜巻による飛来物の衝突によって壁の貫通等が発生して竜巻防護施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。
- ③ 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設は、設計荷重による倒壊等によって竜巻防護施設の安全機能が損なわれることのない設計とする。

（丙F第5号証8-1. 2-50～61頁，8-1. 2-135～138頁）

なお、被告電源開発は、安全上重要な施設について、念のため、最大風速が100m/sにおいても健全性を損なうことがないことを確認することとした。

### 第3章 本件原子力発電所における通常運転時の被ばく低減に係る安全確保対策

原子力発電所の安全確保の基本は、運転に伴い発生する放射性物質から周辺公衆を守るため、これが周辺環境に放出されることによる危険性を顕在化させないということにある。そのために、本件原子力発電所の通常運転時において、前記第1章で述べた考え方にに基づき、放射性物質を多重の障壁に閉じ込め、それにもかかわらず放射性廃棄物（注1-21）として環境に放出せざるを得ない微量の放射性物質を可能な限り低減させるために所要の安全確保対策を講ずるとともに、その対策の妥当性を被ばく線量評価により確認する。発電所の運転開始後は、環境に放出される放射性物質の量及び放射線量率を厳重に監視し、周辺公衆の被ばく線量が十分低く抑えられていることを確認する。

なお、本章で述べる内容は、本件設置許可に係る設計に基づくものである。本件設置変更許可申請に係る設計においても、その内容は基本的に変更はない。

#### 第1 本件原子力発電所における通常運転時の被ばく低減対策

原子力発電所の運転に際しては、気体及び液体の放射性廃棄物に含まれるごく微量の放射性物質を環境に放出せざるを得ないが、本件原子力発電所においては、環境に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、周辺公衆の被ばく線量を十分低く抑えるため、以下のとおり厳重な対策を採る。

##### 1 放射性物質の冷却材中への出現の抑制及び原子炉冷却設備の系統内への閉じ込め

本件原子力発電所の運転に伴って発生する主な放射性物質には、核分裂生成物及び放射化生成物がある。通常運転時は、前者については燃料ペレット

及び燃料被覆管内に閉じ込め、後者については、冷却材と接する圧力容器内部等に耐食性に優れたステンレス鋼（注3-1-1）等を使用して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するとともに、原子炉冷却材浄化系（注3-1-2）や復水浄化系（注3-1-3）を設けて上記不純物及び放射化生成物を除去するなどの適切な水質管理を行う（丙F第7号証8-4-18～20頁，8-6-6頁）。

これらの対策により、まず、放射性物質が冷却材中に出現すること自体をできる限り抑制する。また、冷却材中に現れた放射性物質については、冷却材の循環する原子炉冷却設備の機器、配管等に十分な強度を持たせ、かつ、これらをできる限り溶接構造として漏えいを防止するなどの対策を採ることによって、可能な限り原子炉冷却設備の系統内に閉じ込める。

## 2 原子炉冷却設備の系統外に現れる放射性物質の放射性廃棄物廃棄施設による処理

原子炉冷却設備の系統外に現れる放射性物質を含んだ廃棄物としては、復水器から抽出される放射性希ガス（注3-1-4）等の気体廃棄物、ポンプ、弁の摺動部やフランジから不可避免的に漏えいしてくる冷却材等の液体廃棄物のほか、上記1で述べた原子炉冷却材浄化系及び復水浄化系での処理に用いられ不要となった樹脂、使用済フィルタ等の固体廃棄物がある。

気体廃棄物は、活性炭の層において長時間保持することによりその放射能を減衰させた後で主排気筒から排出し、液体廃棄物は、イオン交換やろ過によって不純物を取り除く処理を行った後で放水口から放出する。また、固体廃棄物は、その種類に応じて、放射能を減衰させる、減容・固化する等の処理を行った後に容器に詰め、発電所内の専用の貯蔵庫で保管・管理する。

このように、本件原子力発電所においては、原子炉冷却設備の系統外に現れるこれらの放射性廃棄物を気体、液体及び固体の各形態に応じて適切に処理

し得る放射性廃棄物廃棄施設を設け、環境に放出せざるを得ない放射性物質の量をできる限り少なくする。

(丙F第7号証8-10-1~20頁)

## 第2 周辺公衆の被ばく線量評価

本件原子力発電所においては、上記第1で述べた各対策を採ることによって、環境に放出せざるを得ない放射性物質の量を十分低く抑えることとしている。その妥当性を評価するため、被告電源開発は、以下のとおり周辺公衆の被ばく線量評価を行っている。

すなわち、気体廃棄物に含まれる放射性物質による被ばく線量の評価は、まず、①本件原子力発電所から大気中への放出量につき、燃料被覆管から放射性希ガス等の核分裂生成物が定常的に漏えいしているものとした厳しい仮定のもと、先行炉の実測値よりも大きい全希ガス漏えい率(注3-2-1)に基づいて計算した年間の放出量を用いることとした。その結果、気体廃棄物中の希ガスの年間推定放出量は、約 $4.0 \times 10^{14}$  Bq (ベクレル) (注1-6)、よう素の年間推定放出量はやう素131について約 $1.8 \times 10^{10}$  Bq、よう素133について約 $2.6 \times 10^{10}$  Bqとした。そして、②大気中に放出された放射性物質の拡散、希釈の状況については、本件敷地で観測を行って得られた年間の気象資料を用いて解析評価を行うことにより、季節ごとの気象条件の変動を適切に考慮し、また、年間の線量の計算は、③主排気筒を中心として16方位に分割したうちの陸側10方位の周辺監視区域(注3-2-2)境界外(主排気筒から北方向に向かって最短距離約300mに位置する買収除外地を含む。)を考慮の対象とした上で、④放射性希ガスからのガンマ線(注1-6参照)による実効線量(注3-2-3)の計算は、家屋の遮へい効果を考慮せず、最大の線量を与える地点に人が居続けるものとし、⑤放射性よう素の体内摂取に起因する実効線量の計算は、最大

濃度を与える地点に居住するとした人が、吸入や同地点で採れた食物（葉菜及び牛乳）を通じて、放射性よう素を摂取し続けるものとするなど、厳しい仮定のもとで行った。その結果、気体廃棄物中の放射性希ガスからのガンマ線による実効線量は年間約 $0.0032\text{ mSv}$ （シーベルト）（注3-2-3）、気体廃棄物中の放射性よう素を摂取する場合の実効線量は年間約 $0.0014\text{ mSv}$ となった。

液体廃棄物に含まれる放射性物質による被ばく線量の評価においては、まず、①本件原子力発電所から海水中への放出量につき、先行炉の運転実績及び設計運転条件から推定される環境放出量を上回るような年間放出量を用いることとし、液体廃棄物中の放射性物質の年間推定放出量を、トリチウム（注3-2-4）を除く放射性物質につき $3.7 \times 10^9\text{ Bq}$ 、トリチウムにつき $3.7 \times 10^{12}\text{ Bq}$ とした。そして、②放射性物質の拡散、希釈の状況については、復水器冷却水の放水口から海水中に放出された放射性物質は、実際にはその放出後、前面海域において拡散、希釈することによりその濃度が低くなるにもかかわらず、その効果を見せず、放水口における濃度（上記年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した値）をそのまま海水中における濃度として厳しい仮定をおいた。また、年間の線量の計算は、③当該海水中濃度に対し、海藻類等の海産物による濃縮を適切に考慮した上で、④その海産物を人が1年間摂取し続けるものとするなど、厳しい仮定のもとで行った。その結果、液体廃棄物中の放射性よう素を摂取する場合の実効線量は年間約 $0.0000022\text{ mSv}$ 、放射性よう素を除く放射性物質を摂取する場合の実効線量は年間約 $0.0004\text{ mSv}$ となった。

以上のとおり、本件原子力発電所の通常運転に伴う周辺公衆の被ばく線量につき、前記で述べた各種の保守的な条件を設定して評価した場合、周辺監視区域境界外における実効線量の最大評価値（注3-2-5）は、気体廃棄物中の放射性希ガスからのガンマ線による実効線量が年間約 $0.0032\text{ m}$

S v，液体廃棄物中の放射性物質（放射性よう素を除く。）による実効線量が年間約0.0004 mS v，気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量が年間約0.0014 mS v，これらの合計が年間約0.0050 mS vとなった。

（丙F第8号証9-4-1～24頁，9-5-1～32頁）

### 第3 被ばく低減対策の妥当性

本件原子力発電所においては，通常運転に伴って不可避免的に環境に放出されるごく微量の放射性物質について，これによる周辺公衆の被ばく線量を線量告示に規定される線量限度（実効線量で年間1 mS v）以下にする。この線量限度は，国際放射線防護委員会（ICRP）が原子力施設の周辺公衆に対する低線量放射線の影響（注3-3-1）を防止する観点から示したところに基づくものである。現在までの知見では，放射線による発がんのリスクは，100 mS v以下の被ばく線量では，喫煙や飲酒など他の要因による発がんの影響によって隠れてしまうほど小さいとされており（丙C第1号証4頁），0～100 mS vの間に「しきい値」（これ以下の被ばく線量では放射線障害が生じないという線量）が存在するかどうかについては定説はない。こうした状況下において，ICRPは，「しきい値」が存在する可能性を認めながらも，放射線影響には保守的に「しきい値」が存在しないものとして，いかに低い線量でも放射線障害が発生するかもしれない，換言すれば，低線量被ばくと障害発生との間には比例関係が成り立つかもしれないという慎重な仮定（直線しきい値なし仮説（注3-3-1））の上に，放射線による発がんリスクに関する科学的知見を基礎としつつ，自然放射線による被ばく線量が，その高い地域では平均的な値（非常に変動しやすいラドンによる被ばくを除けば年間約1 mS v）より少なくとも年間1 mS v程度高くなっているという事実を踏まえ，社会的に容認できる低い線量である年間1 mS v



を線量限度として示したものである（丙C第2号証190段落、191段落）。さらに、被告電源開発は、これを「合理的に達成できる限り低く保つ」との、いわゆる「as low as reasonably achievable」（注3-3-2）の考え方に立って、線量目標値指針（注3-3-3）に示される線量目標値（実効線量で年間0.05mSv）をも下回るようにする。

本件原子力発電所の周辺公衆の被ばく線量の評価の結果は、上記第2のとおり、周辺監視区域境界外における実効線量の最大評価値で年間約0.0050mSvとなっており、これは、線量告示に規定される線量限度（実効線量で年間1mSv）をはるかに下回ることもちろんのこと、線量目標値指針に示される線量目標値（実効線量で年間0.05mSv）をも大幅に下回る。

上記の実効線量の評価は、本件設置許可に係る安全審査においても妥当であることが確認されているのみならず、その最大評価値は、我が国における大地からの自然放射線による実効線量の地域差（都道府県別の平均値が最も低い神奈川県と最も高い岐阜県との差は年間約0.4mSv）と比べても十分に低い値である（丙C第3号証11頁）。

なお、本件原子力発電所内部から建屋の側壁や天井を通過して放出される直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線（注3-3-4）による被ばくについては、これまで述べてきた気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による被ばくとは異なり、一般に、その線量は敷地から距離が離れるにしたがって急速に減弱するため周辺公衆に対する影響は小さいと考えられているが（丙C第4号証Ⅲ章）、被告電源開発は、それらの放射線による線量が人の居住の可能性のある敷地境界外において十分小さな値（注3-3-5）になることが確実に実現されるように建屋の設計を行った（丙F第7号証8-11-4頁）。

以上のことから、本件原子力発電所において講じた前記第1の被ばく低減

対策は妥当であり、その通常運転時における周辺公衆の安全を十分に確保し得るものである。

#### 第4 環境に放出される放射性物質の量等の放射線監視設備による監視

被告電源開発は、上記第3で述べたとおり、前記第1の被ばく低減対策の妥当性を確認した。発電所の運転開始後は、放射性物質の放出経路に監視設備を適切に配置することなどによって、環境に放出される放射性物質の量及び環境における放射線量率をそれぞれ厳重に監視する。

すなわち、主排気筒及び放水槽（注3-4-1）に放射線モニタを設けることによって、気体廃棄物及び液体廃棄物に含まれる放射性物質の濃度を常に測定・監視し、線量目標値指針に基づいてあらかじめ定める放出管理目標値を超えることのないよう厳重に管理する。さらに、周辺監視区域の境界付近にモニタリングポスト（注3-4-2）などを複数基設けることにより放射線量率を監視する。

#### 第4章 本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策

本件原子力発電所においては、前記第1章で述べた安全確保の考え方に基づき、放射性物質が周辺環境に異常に放出される危険性を顕在化させないため、何らかの異常又は事故が発生した場合であっても、「原子炉の停止」、「炉心の冷却」、「放射性物質の閉じ込め」という安全上重要な機能を有する設備を働かせることにより、燃料ペレット、燃料被覆管、圧力容器（又は原子炉冷却設備）、格納容器、原子炉建屋からなる多重の障壁を維持して放射性物質を閉じ込めるという事故防止に係る安全確保対策を講ずる。安全上重要な機能を有する設備については、前記第2章で述べた自然的立地条件に対する考慮をすることはもちろんのこと、多重性又は多様性及び独立性を持たせ、また、火災、溢水、外部人為事象や、機器の周囲の圧力、温度、放射線量といった環境条件に対して適切な考慮を払うなど、特に高い信頼性を確保する設計とする。このような設計の妥当性については、安全設計評価により確認する。

また、本件原子力発電所においては、ウラン燃料及びMOX燃料の両方の使用が可能であることに加え、全炉心へのMOX燃料の装荷が可能である。ウラン燃料とMOX燃料との間には特性の違いがあるが、被告電源開発は、この違いを適切に考慮して燃料及び炉心の設計を行うことにより、使用するMOX燃料の特性をウラン燃料のそれと大きくは変えず、また、MOX燃料を装荷した炉心の特性も、ウラン燃料のみを装荷した炉心のそれから大きくは変えないこととしている。これらにより、本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策は、全炉心へのMOX燃料の装荷を考慮しても特段の変更を要しないものとなっている。

本章では、まず本件原子力発電所の基本的構造について説明した上で、以上の事故防止に係る安全確保対策について詳細に述べる。その後、原子炉と公衆との離隔の評価について述べる。

なお、本章で述べる内容は、本件設置許可に係る設計に基づくものである。本件設置変更許可申請においても、その内容に基本的に変更はない。福島第一原子力発電所事故及び新規規制基準を含む新知見を踏まえた設計変更による安全確保対策の強化については、第5章で後述する。

## 第1 本件原子力発電所の基本的構造

### 1 核分裂連鎖反応と原子力発電の原理

#### (1) 核分裂と連鎖反応

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。ウランやプルトニウムなどの重い元素の同位体には、中性子を吸収して核分裂を起こしやすい性質を有しているウラン235（注4-1-1）やプルトニウム239（注4-1-2）などがあり、これらを核分裂性核種という。

核分裂性核種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、セシウム137等）と、2ないし3個の速度の速い中性子（高速中性子（注4-1-3））とを生ずる。この中性子の一部が他の核分裂性核種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。

こ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、発電に利用するのが原子力発電である。

核分裂性核種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（注4-1-3））を吸収する場合に大きくなる。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（減速材（注4-1-4））が用いられる。中性子が減速するには中性子と減速材を構成する物質との衝突が必要であり、高速中性子は減速材との衝突を繰

り返して速度を減じて熱中性子となる。減速材としては、軽水（注4-1-5）、重水（注4-1-5参照）、黒鉛などが用いられる。

また、核分裂を安定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（制御材（注4-1-6））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に制御する。

原子炉内で発生する放射性物質のほとんどは核分裂生成物であり、この核分裂生成物には放射能の強い核種が多いことから、万一、核分裂生成物が周辺環境に多量に放出されるような事故が発生した場合、原子力災害をもたらす。したがって、前記第1章で述べたとおり、原子力発電所の公衆に対する安全確保対策としては、この核分裂生成物を発電所内に閉じ込めることが最も肝要であり、本件原子力発電所においても、その観点に立って安全確保対策を講じている。

## （2）原子炉の構成要素

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、蒸気の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）で述べた核分裂連鎖反応を安定に制御しながら持続させ、それにより発生する熱エネルギーを安全かつ有効に取り出し、その熱エネルギー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した高速中性子の速度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（軽水、重水、炭酸ガス、ナトリウム等）、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である。

### (3) 改良型沸騰水型原子炉 (ABWR)

原子炉には、上記(2)で述べた核燃料、減速材及び冷却材の組合せによって幾つかの種類があるが、そのうち、減速材と冷却材との両方の役割を果たすものとして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である水を沸騰させ、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である水に高圧をかけ、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、そこで高温の水の持つ熱エネルギーを別の系統に流れている二次冷却材である水に伝え、この水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、安全性・信頼性及び稼働率の向上並びに放射線業務従事者の被ばく低減を目指し開発された改良型沸騰水型原子炉(ABWR)がある。本件原子力発電所の原子炉は、ABWRであり、その熱出力は392万6000kW(電気出力約138万3000kW)である。ABWRである本件原子力発電所は、従来のBWRと比べて、主に以下の3点の改良がなされている。

- ① 後記2(2)イで述べる原子炉冷却材再循環系について、従来のBWRが圧力容器外部に原子炉冷却材再循環系配管及び再循環ポンプを設けていることを改めて、圧力容器に内蔵される再循環ポンプ(インターナルポンプ)(注4-1-7)を採用し、圧力容器下部に接続される大口径配管である原子炉冷却材再循環系配管をなくし、この配管の破断による事故の発生を考慮する必要がなくなっている。
- ② 後記第2の4(1)で述べる格納容器について、従来のBWRが鋼製格納容器としていることを改めて、原子炉建屋と一体化した鋼製ラ

イナ張り鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（RCCV）（注4-1-8）を採用し、頑健性を増している。

- ③ 後記第2の2（2）アで述べる制御棒駆動系について、従来のBWRが水圧駆動のみの制御棒駆動機構としていることを改めて、通常操作時は電動駆動、緊急停止時は水圧駆動形式とした改良型制御棒駆動機構（注4-1-9）を採用し、運転操作性、安全性を向上させている。（丙F第10号証）

## 2 原子炉の基本的構造

本件原子力発電所における事故防止に係る安全確保対策は、後記第2で詳述するが、それに先立ち、以下本件原子力発電所の原子炉の基本的構造について説明しておく。

### （1）原子炉本体

#### ア 炉心

原子炉の炉心は、出力を担う燃料集合体と、出力調整や停止等を担う制御棒とから構成されており、その形状は、有効高さ（注4-1-10）が約3.7m、等価直径（注4-1-10）が約5.2mの直円柱形である。この炉心に、燃料集合体を適切な間隔で配置するとともに、その間に制御棒を挿入する（図表4-1-1）。

（丙F第7号証8-3-1～3頁）

#### （ア）燃料集合体

本件原子力発電所では、核燃料として燃料集合体を872体使用する。この燃料集合体には、ウラン燃料集合体（注4-1-11）とMOX燃料集合体（注4-1-12）とがある。

燃料集合体は、多数の燃料棒を9行9列や8行8列の正方格子状に配列したものである。燃料棒には、燃料ペレットが燃料被覆管と呼ばれる長さ

約4mのジルカロイ（注4-1-13）製のさやの中に密封されている。

ウラン燃料集合体は、ウラン燃料棒を9行9列の正方格子状に配列したものであり、ジルカロイ製のチャンネルボックスに収納されている（図表4-1-2）。

MOX燃料集合体は、MOX燃料棒48本及びウラン燃料棒12本を8行8列の正方格子状に配列したものであり、ジルカロイ製のチャンネルボックスに収納されている（図表4-1-3）。

ウラン燃料棒は、燃料ペレットとしてウランペレット（注1-8）を使用しており、ウランペレットは、ウランと酸素との化合物である二酸化ウランの粉末を直径、高さとも約1.0cmの円柱状に堅く焼結させたものである。ウランペレットは、核分裂性核種であるウラン235を数%含み、その余は非核分裂性核種であるウラン238で構成されている。

他方、MOX燃料棒は、燃料ペレットとしてMOXペレット（注1-8）を使用しており、MOXペレットは、プルトニウムと酸素との化合物である二酸化プルトニウムの粉末と、二酸化ウランの粉末との混合物を、直径約1.0cm、高さ約1.2cmの円柱状に堅く焼結させたものである。MOXペレットは、核分裂性核種であるウラン235を約1%、プルトニウム239及びプルトニウム241を合計数%含み、その余は非核分裂性核種であるウラン238、プルトニウム240等で構成されている。

燃料ペレット（ウランペレット及びMOXペレット）は、核分裂生成物の大部分をその中に閉じ込め、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閉じ込める障壁となる。

（丙F第7号証8-3-4～10頁，111～115頁）

#### （イ）制御棒

制御棒とは、炉心から出し入れすることによって核分裂を起こす中性子の数を調整し、原子炉の起動、停止や比較的大きな出力変更といった原子



炉の出力制御を行うための機器であり、本件原子力発電所では205本設けられる。

制御棒は、ステンレス鋼製のU字形シース（おおい）の中に中性子吸収材を収め、当該U字形シースを十字形に組み合わせたものであり、中性子吸収材として、ボロンカーバイド粉末を充填したステンレス鋼管を使うボロンカーバイド（注4-1-14）型とハフニウムフラットチューブを使うハフニウム（注4-1-15）型とがある（図表4-1-4）。制御棒は、燃料集合体が収納されるチャンネルボックス4体で取り囲まれた十字形のスペースに挿入される。制御棒のシース上部にチャンネルボックスと直接接触しないようローラが設けられていることから、円滑な挿入・引抜きが可能である。（図表4-1-1，4参照）

なお、本件原子力発電所では、全炉心にMOX燃料を装荷するための設計対応として、ボロンカーバイド型制御棒の一部について高価値制御棒（注4-1-16）を採用し、原子炉の停止能力の余裕を一層大きくしている。

（丙F第7号証8-3-37～43頁，150頁，151頁）

## イ 圧力容器

炉心は、圧力容器の中に収められる。圧力容器は、鉄を主成分とする強度に優れた低合金鋼（注4-1-17）を材料として用い、炉心からの中性子の照射、通常運転時における圧力、温度はもちろん、圧力が上昇するような異常状態や、地震時に生ずる荷重にも耐え得る堅固な構造強度を有する。また、圧力容器は、内部に軽水が入れられることから、その内面には、腐食防止のために、ステンレス鋼（側部）や高ニッケル合金（注4-1-18）（底部）が内張りされる（図表4-1-5）。

圧力容器内部には、炉心を取り囲むような形で、シュラウドというステ

ステンレス鋼製の円筒状の構造物が設置される（図表4-1-6）。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、炉心内の冷却材の流路を確保する機能を有する。また、シュラウドにはステンレス鋼製の上部格子板及び炉心支持板が固定される。これらの構造物が炉心を支持し、地震時にも制御棒の挿入性を確保する。

上部格子板の更に上部には、炉心で発生した蒸気と水との混合した冷却材から乾燥蒸気（注4-1-19）を取り出すための気水分離器及び蒸気乾燥器が設けられる。蒸気と分離された水は、下記（2）アで述べる給水管から給水された冷却材と混合し、シュラウドの外部を下降して流れる。

圧力容器の下部には、下記（2）イで述べるインターナルポンプが取り付けられ、また、底部には、後記第2の2（2）アで述べる制御棒駆動系が設けられる。

なお、圧力容器の過圧を防止するため、下記（2）アで述べる主蒸気管に主蒸気逃がし安全弁（注4-1-20）が設けられる。

（丙F第7号証8-3-1～3頁，29～36頁，8-4-2～17頁，49頁，50頁）

## （2）冷却材の循環

### ア 主たる循環系

主たる循環系は、本件原子力発電所の通常運転時に、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役割を果たすものであり、主蒸気管、タービン、復水器、給水管（注4-1-21）等から構成される。圧力容器から主蒸気管を通じタービンに送られた蒸気は、高圧タービンに流入し、湿分分離加熱器（注4-1-22）を経て3台の低圧タービンに入り、タービンと同軸で直結する主発電機を回転

させ、これにより発電が行われる。その後、タービンを回転させた蒸気は、復水器において海水（循環水（注4-1-23））により冷却・凝縮されて水となり、この水は、復水ポンプ、復水脱塩装置（注4-1-24）、給水ポンプ（注4-1-25）、給水加熱器（注4-1-26）、給水管等を経て圧力容器に戻る（図表4-1-7）。

主たる循環系は、原子炉冷却材浄化系と併せ、本件原子力発電所の通常運転時に、放射性物質をその内部に保持する機能も有している。

（丙F第7号証8-4-1～16頁）

#### イ 原子炉冷却材再循環系

原子炉冷却材再循環系（注4-1-27）は、圧力容器の下部に取り付けられる10台のインターナルポンプにより、圧力容器内のシュラウドの内外で冷却材を循環させ炉心の熱を効率よく冷却材に伝達するとともに、冷却材の循環量を調節することにより炉心内の蒸気の割合を変化させ、核分裂反応すなわち原子炉出力を調整する。

（丙F第7号証8-4-10～12頁，8-7-26頁，28頁，29頁）

#### ウ 原子炉冷却材圧力バウンダリ

主たる循環系において、圧力容器及びインターナルポンプ並び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（注4-1-28）までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリ（注4-1-29）と呼ぶ。原子炉冷却材圧力バウンダリは、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、隔離弁を自動的に閉じることによって隔離され、その内部に冷却材を確保するとともに、放射性物質をその内部に閉じ込める障壁となる。

(図表4-1-8) (丙F第7号証8-4-2~16頁)

## 第2 本件原子力発電所における事故防止に係る安全確保対策

### 1 通常運転時における異常の発生の防止

前述したとおり、本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策の基本は、何らかの異常が発生した場合、さらに事故に至った場合に「原子炉の停止」、「炉心の冷却」、「放射性物質の閉じ込め」という安全上重要な機能を有する設備を働かせることにより多重の障壁を維持して放射性物質を閉じ込めることにあるが、そもそも異常が発生すること自体を未然に防止することは、事故防止の観点からはきわめて重要である。

本件原子力発電所は、異常の発生を未然に防止するため、原子炉の安定した運転を維持するとともに、誤操作により異常が発生することがないように、条件が整わなければ操作ができないようなインターロック（注4-2-1）の仕組みを設ける。また、放射性物質を内包する燃料被覆管及び冷却材を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリ（を構成する機器）については、その損傷を防止すべく、設計において、地震力、内圧、外圧等の荷重や温度、放射線、水質などを考慮した設計条件を保守的に定め、十分な余裕を持たせるとともに、その材料には強度等の特性に優れ、かつ、欠陥のない信頼性の高い品質のものを使用する。

以下では、これらの異常の発生の防止に係る考慮についてまず述べる。

#### (1) 原子炉の安定した運転の維持

##### ア 原子炉の固有の安全性（自己制御性）

本件原子力発電所の原子炉は、制御棒やインターナルポンプにより核分裂反応を安定に制御することの以前に、もともと、核分裂反応が増加した場合に常にそれが自動的に抑制されるという性質（自己制御性）を有し、

固有の安全性を備えており、このことが原子炉を安定に運転する上での前提となっている。すなわち、本件原子力発電所の原子炉は、核燃料としてウラン235を数%しか含まないウラン燃料と、ウラン235、プルトニウム239、プルトニウム241を合計数%しか含まないMOX燃料とを使用し、また、減速材・冷却材として軽水を使用することによって、下記のドップラー効果及びボイド効果を有するようにし、核分裂反応が急激に増加した場合であっても、それが自動的に抑制されることによる固有の安全性を有するようにする。

(丙F第7号証8-3-64~67頁, 163~174頁)

#### ① ドップラー効果

ウラン燃料及びMOX燃料の組成の大部分を占める、非核分裂性核種であるウラン238は、その温度が上昇すると中性子を吸収しやすくなる性質があるので、核分裂反応の増加によって燃料の温度が上昇すると、非核分裂性核種ウラン238に吸収される中性子の割合が高くなり、その分だけ核分裂性核種に吸収される中性子の数が少なくなって、核分裂反応の増加が抑制される。このような効果をドップラー効果という。

このドップラー効果の度合いを定量的に示すものがドップラー係数(注4-2-2)であり、ウラン燃料及びMOX燃料においては常に負の値となる。

#### ② ボイド効果

核分裂反応の増加による燃料の温度の上昇等により、冷却材中の蒸気泡(ボイド)が多くなると、減速材としての水の密度が低下し、水と中性子との衝突が減少するため、中性子が減速されにくくなり熱中性子が減少する。この熱中性子の減少によって、核分裂反応は抑制される。このような効果をボイド効果という。

このボイド効果の度合いを定量的に示すものがボイド係数(注4-2

－ 3) であり、本件原子力発電所では常に負の値となるようにしている。

#### イ 原子炉の制御設備

原子炉を安定して運転するという事は、原子炉の出力、圧力及び水位を安定して制御するという事である。このため、本件原子力発電所では、原子炉制御系（注 4－2－4）として、原子炉出力制御系（注 4－2－5）、圧力制御系（注 4－2－6）及び原子炉給水制御系（注 4－2－7）を設ける。

原子炉出力制御系は、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出し入れを行うことにより、また、日常の軽微な出力制御の際にはインターナルポンプによる冷却材流量の調整を行うことにより、いずれも原子炉の出力を制御するものである。原子炉出力制御系には、制御棒又は制御棒グループが選択されると、それ以外の制御棒が同時に動作することがないようにするインターロックを設け、また、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、それ以上制御棒を引き抜けないようにするインターロックを設ける。

圧力制御系は、タービンの蒸気加減弁（注 4－2－8）及びタービンバイパス弁（注 4－2－9）の開度を自動的に調整して原子炉からタービンに流れる蒸気量を増減することにより、原子炉の圧力をあらかじめ設定した値に維持するものである。

原子炉給水制御系は、給水ポンプの速度制御及び給水調整弁（注 4－2－10）の開度調節により、給水流量を自動的に調整して、原子炉の水位をあらかじめ設定した値に維持するものである。

これらの原子炉制御系の操作については、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をいずれも

中央制御室（注4-2-11）の制御盤に配置する。

（丙F第7号証8-7-24～33頁）

## （2）燃料被覆管の健全性の確保

核分裂生成物の大部分は燃料ペレット内に保持されるが、放射性希ガス等の気体状の核分裂生成物の一部は燃料被覆管内に放出されるため、異常の発生の防止という観点からは、燃料被覆管の健全性を確保することが重要である。燃料被覆管の健全性を確保するためには、①沸騰遷移（注4-2-12）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内圧及び外圧による損傷を防止すること、④冷却材中の不純物に起因する腐食による損傷を防止することなどについて十分な対策を採る必要がある。

本件原子力発電所で使用する燃料被覆管については、以下で述べるように、損傷を防止するために十分な対策を採る。

（丙F第7号証8-3-4～24頁）

### ア 沸騰遷移に対する健全性の確保

燃料被覆管は、通常運転時には周囲の冷却材の温度（約290℃）より多少高い程度で安定して冷却される。しかし、何らかの原因により、燃料棒の熱出力が冷却材による冷却能力を上回り、燃料被覆管を通しての熱の除去が不足するようになると沸騰遷移が生じ、燃料被覆管の表面が蒸気で覆われた状態になる。この状態になると燃料被覆管の温度が上昇して損傷する可能性が生ずる。

燃料集合体の熱出力（以下「燃料集合体出力」という。）がどの程度になった場合に燃料被覆管の表面で沸騰遷移が生じるかを調べた実験結果により、「沸騰遷移を生じさせる燃料集合体出力」に対して、「実際

の燃料集合体出力」が一定量下回っていれば、燃料被覆管に沸騰遷移は生じないことが明らかになっている。

「沸騰遷移を生じさせる燃料集合体出力」を、「実際の燃料集合体出力」で除した値を「限界出力比（C P R : Critical Power Ratio）」

（注4-2-13）といい、それぞれの燃料集合体について算出した限界出力比のうち最も小さな値を「最小限界出力比（M C P R : Minimum Critical Power Ratio）」（注4-2-13）という。

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、ウラン燃料及びMOX燃料のM C P Rの許容限界値を1.09としている。

さらに、上記のM C P Rの許容限界値に対し十分余裕を持たせた運転上の制限値（注4-2-14）を設け、運転に際しては、運転上の制限値に対し十分余裕があるようにM C P Rを維持する。

（丙F第7号証8-3-80～94頁）

#### イ 燃料ペレットの膨張に対する機械的な健全性の確保

燃料ペレットと燃料被覆管の内面との間には間隙（ギャップ）を設けるが、燃料棒の単位長さ当たりの出力（以下「線出力密度」（注4-2-15）という。）が上昇すると燃料ペレットの膨張によって間隙が失われ、線出力密度が更に上昇すると膨張した燃料ペレットによって燃料被覆管が内側から押し広げられ、燃料被覆管に歪みが生ずる。そして、この歪みが過大になると、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生ずる線出力密度を「損傷限界線出力密度」という。

本件原子力発電所では、燃料棒の損傷限界線出力密度は、ウラン燃料



棒の場合には約75 kW/m、MOX燃料棒の場合には約73 kW/mである。そして、本件原子力発電所の線出力密度の運転上の制限値は44 kW/mとしており、これは上記の損傷限界線出力密度に対して十分な余裕がある。運転に際しては、炉心で最も高い線出力密度が運転上の制限値を超えないようにする。

(丙F第7号証8-3-80~94頁)

#### ウ 内圧及び外圧に対する健全性の確保

燃料被覆管には、その内側からは燃料ペレットから放出された核分裂により生ずる放射性希ガス等の気体による圧力（内圧）が加わると同時に、その外側からは冷却材による圧力（外圧）が加わるが、本件原子力発電所の燃料被覆管は、燃料ペレットによる内部からの支持がなくとも外圧によってつぶれることがない自立型設計としている。

本件原子力発電所では、①上記の内圧や外圧に対し十分耐え得るよう機械的特性の優れたジルカロイ製燃料被覆管を使用し、肉厚を半径に対して十分厚くするとともに、②放射性希ガス等の気体の蓄積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。MOX燃料棒においては、MOXペレットからの放射性希ガス等の気体の放出率（注4-2-16）がウランペレットのそれより大きいことを考慮し、プレナム体積をウラン燃料棒のそれより大きくすることにより、内圧の最大値がウラン燃料棒のそれと同等となるようにしている。この結果、燃料被覆管は、炉心内に装荷され燃焼している間に内圧及び外圧により損傷することはない。

なお、温度の上昇による燃料被覆管の膨張については、燃料棒が燃料集合体の内部で縦方向に自由に膨張できるようにしているため、燃料被覆管に過大な力が加わって損傷することはない。

(丙F第7号証8-3-6頁, 16頁, 19頁, 20頁)

#### エ 腐食に対する健全性の確保

燃料被覆管は、冷却材中の不純物による腐食に対しても、その健全性を確保する必要がある。

本件原子力発電所では、①燃料被覆管の材料として耐食性に優れたジルカロイを使用するとともに、②原子炉冷却材浄化系及び復水浄化系により、冷却材中の不純物を除去し冷却材の水質を高純度の状態に維持する。

(丙F第7号証8-3-11頁, 8-4-18~22頁, 8-6-6頁)

#### (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の確保

前記第1の2(2)ウで述べたように、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管には隔離弁を設置している。通常運転中は、蒸気や水を循環させる配管の隔離弁は開いており、原子炉冷却材圧力バウンダリは主蒸気管、給水管を介し、タービン及び復水器と繋がっている。原子炉への給水が停止し原子炉水位が低下するような異常時には後記2(2)で述べる原子炉停止系が働くことにより原子炉は自動的に停止するものの、停止後も燃料から崩壊熱が発生し続けることから、原子炉の水位低下等を検知して隔離弁が自動的に閉じる。こうして、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成している範囲はタービンなどから隔離され、その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリ内部に冷却材は確保される。

このような重要な機能を有する原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保するためには、同バウンダリを構成する機器について、地震等による荷重や最高使用圧力、最高使用温度等の設計条件を適切に定めてこれを設計するとともに、過大な圧力による機械的損傷の防止、冷却材中

の不純物に起因する腐食による損傷の防止，長期的な圧力容器の中性子照射に起因する脆化（注４－２－１７）による損傷の防止等について十分な対策を採る必要がある。

本件原子力発電所では，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器について，前記第２章第２の２（２）で述べたように，耐震設計上の重要度をＳクラスとするとともに，運転圧力及び運転温度に対しそれぞれ余裕を持たせた最高使用圧力及び最高使用温度を定めて設計する。また，上記の機械的損傷等を防止するため，以下で述べるような対策を採る。

（丙F第7号証8－1－56頁，57頁，156頁）

#### ア 機械的な健全性の確保

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の機械的な健全性を確保するためには，①原子炉冷却材圧力バウンダリ内の圧力を過大にしないこと，及び②万一その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それぞれ必要である。

本件原子力発電所では，①前記（１）イで述べた圧力制御系により，原子炉冷却材圧力バウンダリ内の圧力がほぼ一定となり，かつ過大とならないようにし，②原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は，運転圧力（圧力容器を例にとれば，7.07MPa [gage]（注４－２－１８））よりも十分高く定めた最高使用圧力（同8.62MPa [gage]）に対しても損傷しないように設計している。

（丙F第7号証8－1－56頁，57頁，8－4－2～16頁，49頁）

#### イ 腐食に対する健全性の確保

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は，高温，高圧という厳

しい環境下で使用され、その内面で冷却材と接しているため、冷却材中の不純物による腐食に対しても、その健全性を確保する必要がある。

本件原子力発電所では、例えば圧力容器について、その内面に耐食性に優れたステンレス鋼及び高ニッケル合金を内張りする。また、冷却材中の塩素等の不純物を原子炉冷却材浄化系及び復水浄化系により除去するなど、腐食を防止する設計としている。

(丙F第7号証8-4-18~22頁, 49頁, 8-6-6頁)

#### ウ 中性子照射に起因する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4-2-19）及び靱性（注4-2-19）が低下して脆くなる性質（脆性）（注4-2-19）がある。この温度を脆性遷移温度（注4-2-20）という。この脆性遷移温度は、中性子照射によって上昇し、材料は脆性を示しやすくなる。これを中性子照射に起因する脆化という。

そして、材料の脆性遷移温度の初期値及びその上昇の程度は、①材料の種類、②材料中の不純物の含有量、③材料に対する熱処理の方法によって左右される。

本件原子力発電所では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の中で中性子の照射量が高い圧力容器について、中性子照射による脆化に対しその健全性を確保するために、材料として高い靱性を有する低合金鋼を使用（上記①）し、材料中の不純物の含有量を十分低く抑える（上記②）とともに、焼入れ・焼戻し（注4-2-21）の熱処理を施す（上記③）。

また、圧力容器の脆性遷移温度の上昇の程度を確認するため、圧力容器と同一の鋼材から取り出した監視試験片（注4-2-22）をその内部に設置し、定期的に取り出し、シャルピー衝撃試験（注4-2-2

3) 等を実施する。

(丙F第7号証8-4-4頁, 16頁)

## 2 原子炉の停止

本件原子力発電所においては、上記1で述べたように異常を発生させないための種々の考慮を行っている。しかしながら、それにもかかわらず運転中に何らかの異常が発生した場合には、その異常の拡大をできる限り防止するために、①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、②必要に応じて原子炉を停止することが重要である。

このため、以下に述べるように、異常の発生を検知するための計測制御装置及び原子炉の緊急停止を行う原子炉停止系（制御棒及び制御棒駆動系）をそれぞれ設ける。

### (1) 異常発生を検知

#### ア 計測制御装置

本件原子力発電所は、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とれるように、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する。

すなわち、①原子炉の出力、圧力及び水位の各変化が示す異常の兆候は、原子炉核計装系（注4-2-24）並びに原子炉プラントプロセス計装系（注4-2-25）の圧力計及び原子炉水位計によりそれぞれこれを検知する。また、②燃料被覆管からの核分裂生成物の漏えいについては、主蒸気管モニタ（注4-2-26）や空気抽出器排ガスモニタ（注4-2-27）を設け、冷却材の放射線量を測定することによりこれを検知する。さらに、③原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、ドライウェル冷却系の凝縮水量（注4-2-28）、格納容

器内のサンプル水量（注4-2-29）、格納容器内雰囲気中の放射性物質の濃度をそれぞれ測定する装置を設けることにより、これを検知する。このようにして、上記各事象の発生を早期にかつ確実に検知することができる。

（丙F第7号証8-7-34～50頁）

#### イ 中央制御室の制御盤

このように、本件原子力発電所においては、異常の発生を早期にかつ確実に検知することができるとともに、異常の発生を検知した場合にその程度に応じて中央制御室の制御盤に警報を発する装置を設ける。これにより、速やかに原子炉の停止等所要の措置をとることができる。

中央制御室の制御盤は、運転員の配置や運転員の果たす役割等を考慮して、運転操作が円滑に遂行でき、かつ、運転員の誤操作及び誤判断を防止できるように、適切な寸法、形状及び配置にし、また、系統ごとに集中して操作及び監視ができるように複数のフラットディスプレイを設置するとともに、大型の表示盤に重要なプラント情報を表示することにより運転員全員が情報を共有することができるようにするといった配慮を行う。主要なスイッチには、蓋付けや鍵付けなどの誤操作を防止する対策を講ずる。さらに、中央制御室には、運転状態に関する適切な情報を系統ごとに、あるいは集中的に表示できるよう複数の表示装置を設置し、運転員の行う監視、制御を補助する。

（丙F第7号証8-7-15～23頁）

また、運転員は、異常が発生した場合に発電所の状況及び各設備の状態を的確に判断して適切な操作を行えるよう、実機と同様の制御盤を備えた訓練施設を使用した運転訓練を行う。

## (2) 原子炉の緊急停止

上記(1)アの計測制御装置により異常の発生又はその兆候を検知した場合には、必要に応じ、運転員が原子炉の停止操作を行い、制御棒を電動駆動で炉心に挿入して原子炉を停止するが、燃料被覆管や原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性に重大な影響を及ぼすおそれがある異常が発生した場合や、放射性物質の異常放出に至るおそれがある事故が発生した場合には、下記アで述べる制御棒駆動系の制御棒駆動機構(注4-2-30)及び水圧制御ユニット(注4-2-30)が、原子炉停止系として作動し、水圧駆動によりすべての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入して大きな負の反応度(注4-2-31)を加え、原子炉の緊急停止(スクラム)を行う。

なお、個々の制御棒は、その原子炉出力への影響の程度を表す反応度価値(注4-2-31)が、挿入される位置や周辺の燃料の燃焼度(注4-2-32)などの炉心の状態により異なるが、仮に最大の反応度価値を有する制御棒が挿入されなくとも原子炉の停止が可能なよう十分な余裕を持たせた設計としている。

(丙F第7号証8-3-37~41頁, 52~77頁)

### ア 制御棒駆動系

制御棒駆動系は、制御棒駆動機構、水圧制御ユニット等からなる。

制御棒駆動系は、205本のそれぞれの制御棒に個別に設けており、通常運転時は、制御棒駆動機構の電動機により制御棒の炉心への挿入・引抜きを行うが、スクラム時には、水圧制御ユニットを用い制御棒駆動機構内の水圧ピストンを操作して、制御棒を急速に(100%挿入に要する時間の設計値は2.80秒以下)炉心に挿入する設計としている。水圧制御ユニットは制御棒1本又は2本に一つずつ設けているため、仮

に水圧制御ユニットの一つに故障が発生した場合にも、他の動作可能な水圧制御ユニットに接続されている制御棒を炉心に急速に挿入し原子炉を停止することができる。

制御棒駆動機構は、圧力容器底部に設置されるハウジング内に收容される部分と、その下部に取り付けられ、電動機と、中空ピストン、駆動軸その他の荷重を伝達する部品から構成される部分とからなる。制御棒と制御棒駆動機構との結合には、外力による分離が生じにくいバイオネットカップリング（注4-2-33）という構造を採用している。

水圧制御ユニットは、下記イで述べる安全保護系（注4-2-34）のスクラム信号により電磁弁を介しスクラム弁を開閉することで、窒素ガスで加圧する蓄圧器から駆動水を制御棒駆動機構の中空ピストンに送るものである。水圧制御ユニットによる制御棒の挿入は、水圧駆動であり駆動用電源を要しない。

（丙F第7号証8-3-44～47頁，49頁，50頁）

## イ 安全保護系

原子炉停止系は、安全保護系からの信号によって作動する。安全保護系における原子炉緊急停止系作動回路を構成する検出器や作動回路は、前記（1）アで述べた計測制御装置とは分離して別に設け、かつ、確実な作動と誤作動の防止のため、同じ機能を有する四つのトリップチャンネル（注4-2-35）を設け、このうち二つ以上の信号により作動する2 out of 4（注4-2-36）方式のトリップ回路としている。この多重に設けた各機器は、運転状態の変動（例えば、機器に供給される電源の喪失）があっても同時に故障することがないように、かつ、一つの機器に故障が生じて、その影響を受けて他の機器が故障することがないように、独立性を持たせているので、仮に安全保護系を構成する機器の



一つに故障が発生しても、安全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。

原子炉緊急停止系作動回路のトリップチャンネル、継電器及び弁は、駆動源である非常用の直流電源設備（注4-2-37）から供給される直流電源（注4-2-37）又は計装用空気が喪失した場合にも、制御棒が炉心内に挿入され、安全な状態に落ち着くよう、フェイル・セーフ（注4-2-38）の設計としている。

安全保護系は、非常用である4系列の直流電源設備から電力の供給を受ける。

（丙F第7号証8-7-2～14頁）

#### ウ 試験及び検査

原子炉停止系は、その信頼性を常に維持できるように、定期点検時において機能試験を行い、原子炉の運転中にも作動試験を行って、設計どおりの機能・性能が発揮できることを確認する。また、制御棒と制御棒駆動機構とのカップリングは、原子炉起動前に、制御棒を全引抜位置から更に引き抜く操作を行い、引き抜けないことを確認する。

安全保護系は、原子炉の運転中に定期的に試験を行い、その機能及び多重性が喪失していないことを確認する。

（丙F第7号証8-3-50頁，8-7-14頁）

#### エ その他

発電機負荷遮断（注4-2-39）等原子炉の圧力が急上昇し冷却材中のボイドがつぶれることに起因して出力が上昇するような異常時には、上記のスクラムと併せて、再循環ポンプトリップ機能（注4-2-40）により、全10台のうち4台のインターナルポンプを自動的に停止

することによって、冷却材中のボイド（蒸気泡）を増加させ、原子炉の出力を抑制する。

また、制御棒による原子炉停止のバックアップとして、中性子吸収材であるほう素を炉心内の冷却材中に注入するほう酸水注入系を設ける。

（丙F第7号証8-3-47～50頁，8-7-28頁，29頁）

### （3）燃料被覆管及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保

異常の発生により原子炉出力や原子炉圧力が上昇した場合にも、前記1（1）アで述べた原子炉固有の安全性により出力上昇が抑えられるとともに、上記原子炉停止系によるスクラムにより原子炉出力が直ちに低下し、さらに、後記3に述べる原子炉隔離時冷却系等による炉心の冷却を行うことによって、燃料被覆管は、前記1（2）で述べた要因による損傷を防止でき、その健全性を確保できる。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、上記原子炉停止系による出力低下及び後記3に述べる原子炉隔離時冷却系等による炉心の冷却と主蒸気逃がし安全弁による減圧とを行うことで過圧による損傷を防止できる。

## 3 炉心の冷却

### （1）異常発生時の炉心冷却

本件原子力発電所において何らかの異常が発生した場合、上記2の手段で原子炉を停止した後も炉心では崩壊熱が発生し続けているため、前記第1の2（2）アで述べた主たる循環系で炉心を冷却するが、主たる循環系による冷却が行えない場合は、そのままでは冷却材が沸騰して原子炉水位が低下し、炉心を冷却することができなくなる。かかる異常の拡大を防止するためには、圧力容器内への注水を継続的に行い原子炉水位を維持するとともに、炉心で発生する崩壊熱を最終的な熱の逃がし場

(注4-2-41)である海に移送してこれを除去することが必要となる。

本件原子力発電所においては、以下に述べるように、RCICによる注水、並びに主蒸気逃がし安全弁、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系を介しての除熱を行うことにより、異常発生時の炉心冷却を行う。

#### ア 原子炉隔離時冷却系 (RCIC)

原子炉の停止後、通常であれば給水ポンプにより給水管から圧力容器内への注水が行なわれるところ、異常発生を契機とした原子炉隔離時(注4-2-42)には、給水管からの注水ができなくなることから、RCICによる注水を行う。

RCICは、タービン駆動ポンプにより、復水貯蔵タンク(注4-2-43)又はサブプレッションチェンバ(注4-2-44)の水を圧力容器内に注入するものであって、ポンプの容量は原子炉の水位を保つのに十分な約190m<sup>3</sup>/hとしている。タービン駆動ポンプは、炉心の崩壊熱等により発生する蒸気が約1MPa以上の圧力である限り、その蒸気を用いた専用のタービンで駆動するため、RCICによる圧力容器内への注水には、交流電源(注4-2-45)を必要としない。なお、注水の流量制御のための流量調節弁の作動等には非常用の直流電源設備から供給される直流電源を要する。

なお、RCICは、後記(2)で述べるECCSの1系統としての機能(高圧炉心注水系とともに高圧状態の圧力容器内への注水を行う機能)も有する。

(丙F第7号証8-4-30~35頁, 56頁)

## イ 主蒸気逃がし安全弁

本件原子力発電所においては、4本の主蒸気管それぞれに4個ずつ、計16個の主蒸気逃がし安全弁を設けている。

主蒸気逃がし安全弁は、異常が発生した際に開放され、原子炉冷却材圧力バウンダリ内の蒸気をサブプレッションチェンバ内のプール水中に放出することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ内を減圧するとともに、炉心の崩壊熱を同プール水に移送する。

主蒸気逃がし安全弁は、①原子炉圧力高を示す信号により、窒素ガスを供給する電磁弁を開いて窒素ガスの圧力でピストンを駆動し、強制的に弁を開放する逃がし弁機能と、②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（この作動については電源等を必要としない。）とを有している。

主蒸気逃がし安全弁1個あたりの吹き出し容量は、逃がし弁機能の作動時が約420～440 t/h、安全弁機能の作動時が約460～480 t/hとしており、それぞれの場合において、原子炉圧力の上昇に応じ、開放する弁の個数を順次増加させる。

なお、主蒸気逃がし安全弁16個のうちの7個は、後記（2）ウで述べる自動減圧系としての機能も果たす。

（丙F第7号証8-4-9頁，10頁，51頁，52頁）

## ウ 残留熱除去系

残留熱除去系（注4-2-46）は、通常原子炉停止時又は復水器による熱除去ができない原子炉隔離時において、長時間にわたり原子炉停止後の炉心の崩壊熱を除去する役割を果たすものであるが、上記イで述べたとおり、主蒸気逃がし安全弁によって炉心の崩壊熱がサブプレッションチェンバ内のプール水に移送された場合には、残留熱除去系が同プール水を熱

交換器に導き、原子炉補機冷却系（注４－２－４７）の水との間での熱交換を行う。（図表４－２－１）

残留熱除去系は、同一の機能を有する設備を３系統設置するとともに、外部電源が喪失した場合にも、系統ごとに接続された３台の非常用ディーゼル発電機から給電するなどしてその機能を失わないように設計している。

なお、残留熱除去系は、下記（２）で述べるECCSの低圧注水系としての機能を果たすとともに、後記４（２）で述べる原子炉格納容器スプレイ冷却系としての機能も果たす。

（丙F第7号証8－4－23～29頁）

#### エ 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却水系（淡水系）（注４－２－４７）と原子炉補機冷却海水系（注４－２－４７）とから構成され、残留熱除去系により移送された炉心の崩壊熱（及びその他の機器で発生する熱）を淡水系で除去し、熱交換器を介して海水系により最終的な熱の逃がし場である海へ移送する。

原子炉補機冷却系は、同一の機能を有する設備を３系統設置するとともに、外部電源が喪失した場合にも、非常用ディーゼル発電機から給電するなどしてその機能を失わないように設計している。

（丙F第7号証8－4－44～48頁）

#### （２）原子炉冷却材喪失（LOCA）時の炉心冷却

本件原子力発電所においては、何らかの原因で原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破損等により圧力容器内の冷却材が流出して炉心の冷却能力が大幅に低下する、原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）（注４－２－４８）のような事象の発生をも想定し、かかる場合に

も炉心を冷却するための設備として、ECCSを設ける。具体的には、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成するいかなる配管の破断等を想定しても炉心の重大な損傷を防止するに十分な量の冷却材を圧力容器内に注入することができるように、それぞれ1系列で機能を果たす①RCIC1系列及び高圧炉心注水系2系列、②低圧注水系3系列を設け、さらに、③自動減圧系を設ける。(図表4-2-2)

ECCSは、LOCA時に後記カで述べる工学的安全施設作動回路からの原子炉水位低、格納容器(ドライウエル)(注4-2-49)圧力高などの信号によって自動的に起動する。原子炉が高圧の状態においては、RCIC及び高圧炉心注水系により圧力容器内への注水を行う。また、自動減圧系の作動により原子炉を速やかに減圧する。原子炉が低圧の状態になった後は低圧注水系により圧力容器内への注水を行う。

(丙F第7号証8-4-36~43頁, 57頁)

#### ア 高圧炉心注水系

高圧炉心注水系は、電動機駆動ポンプ、弁、配管等からなり、2系列設ける。高圧炉心注水系は、復水貯蔵タンク等の水を炉心上部に取り付けた高圧炉心注水スパージャのノズルから燃料集合体上に注入することによって、原子炉が高圧の状態でも原子炉水位を回復し、炉心を冷却する。高圧炉心注水系及びRCICは、1系列のみでその機能を果たす。

高圧炉心注水系のポンプは、原子炉圧力が約8MPaから約1MPaまでの範囲で注水でき、その注水量は、炉心の冠水を維持するに十分な約180~約730m<sup>3</sup>/hとしている。

(丙F第7号証8-4-36~43頁, 57頁)

## イ 低圧注水系

低圧注水系は、電動機駆動ポンプ、弁、配管等からなり、3系列設ける。低圧注水系は、サプレッションチェンバのプール水を圧力容器内のシュラウドの外側に注入することによって、炉心を冷却する。原子炉水位が回復した後の原子炉水位の維持には、低圧注水系1系列で十分である。

低圧注水系のポンプは、原子炉圧力が約1 MPa以下に低下した場合において注水でき、その注水量は、炉心の冠水を維持するのに十分な約950 m<sup>3</sup>/hとしている。

(丙F第7号証8-4-36~43頁, 57頁)

## ウ 自動減圧系

自動減圧系は、主蒸気管に設けた主蒸気逃がし安全弁16個のうちの7個からなり、LOCAの検出信号を受けた後30秒の時間遅れを持って作動信号が発信して作動し、圧力容器内の蒸気をサ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、原子炉の圧力を低下させて低圧注水系による注水を可能とする設計としている。

(丙F第7号証8-4-36~43頁, 57頁)

## エ ECCSの多重性又は多様性及び独立性

このように、ECCSは、複数の系統・系列を有し、多重性又は多様性及び独立性を有していることから、「単一故障」(注4-2-50)を仮定しても炉心の冷却機能を確保できる。また、外部電源喪失時にもその機能を失うことがないように、ECCSの各機器は、3区分の系列ごとに、それぞれ接続された非常用ディーゼル発電機から給電できるようにするとともに、それぞれ独立した原子炉補機冷却系で冷却する。

また、3区分のECCSのポンプ等の各機器は、火災や溢水により同時

に機能喪失することのないように隔壁で分離した区画に設置する。

(丙F第7号証8-4-36~43頁, 57頁)

#### オ ECCSの試験及び検査

ECCSは、その信頼性を常に維持できるように、定期点検時に総合的な機能・性能試験を行うのみならず、RCIC、高圧炉心注水系及び低圧注水系については、原子炉の運転中にテストラインを用いた作動試験を行って、設計どおりの機能・性能を発揮できることを確認する。また、自動減圧系は、定期的に機能試験を行うことによって、同様の確認を行う。

(丙F第7号証8-4-43頁)

#### カ 工学的安全施設の信頼性

ECCSは、後記4で述べる原子炉格納施設とともに、工学的安全施設(注4-2-51)と呼称する。工学的安全施設は、緊急を要する場合に対応する設備であるため、その作動に関しては、高い信頼性が必要である。このため、同施設の設計に当たっては使用条件等に対して十分な安全余裕を持たせるとともに、施設を構成する系統のうち緊急に作動を必要とするものは、運転員の操作を待たずに自動的に作動するものとしている。そして、動的機器(注4-2-52)を有する系統については、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、同時に機能を喪失しないように配慮している。また、外部電源喪失時にも機能を失うことがないように、系統ごとに非常用ディーゼル発電機に接続している。そして、火災や溢水により同時に機能を喪失することがないようにその配置を考慮するとともに、事故時における周囲の圧力や温度等の環境条件で作動するように考慮している。

工学的安全施設を作動させる工学的安全施設作動回路(注4-2-5



1) についても、前記2(2)で述べた安全保護系の原子炉緊急停止系作動回路と同様に、これを構成する検出器や作動回路は、計測制御装置とは分離して別に設け、かつ、確実な作動及び誤作動の防止のため、検出器及び作動回路は、2 out of 4方式とし、ECCSの作動回路は二重に設け、多重性及び独立性を確保し、非常用の4系列の直流電源設備から電力を供給する。

工学的安全施設及び工学的安全施設作動回路は、その信頼性を常に維持できるように、定期点検時の総合的な機能・性能試験だけでなく、原子炉の運転中に作動試験を行うことによってその機能を確認する。

(丙F第7号証8-5-1頁, 8-7-2~4頁, 8~14頁)

#### 4 放射性物質の閉じ込め

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、前記2及び3で述べた手段により原子炉の停止及び炉心の冷却を行うことによって、放射性物質は燃料ペレット及び燃料被覆管内に閉じ込められる。また、仮に燃料被覆管が破損して放射性物質が漏出するような事故が生じて、燃料被覆管の外側の障壁である原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれなければ、放射性物質は原子炉冷却材圧力バウンダリ内に閉じ込められる。

しかしながら、LOCAのように原子炉冷却材圧力バウンダリの障壁としての機能が期待できない事故が発生した場合には、以下に述べるとおり、放射性物質を同バウンダリの外側の障壁である格納容器及び原子炉建屋に閉じ込める。

## (1) 格納容器

本件原子力発電所では、万一、LOCAのような事故が発生し原子炉冷却材圧力バウンダリから放射性物質を含む冷却材が放出しても、放射性物質が発電所外部に異常に放出されることのないよう、気密性及び耐圧性に優れた鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)を設け、この格納容器に放射性物質の閉じ込め機能を持たせる。格納容器は、鋼製ライナ(約6.4mm厚)を内張りした鉄筋コンクリート製(約2m厚)であり、炉心から放出される放射線に対する遮蔽及び放射性物質の漏えい防止機能を有する。また、格納容器と原子炉建屋とを一体化し耐震性に優れた構造とするとともに、事象発生時にドライウェルに放出された蒸気と水との混合物を下部のサブプレッションチェンバのプール水中に導き、そこで冷却・凝縮することによって格納容器の内圧上昇を抑制できる設計としている。格納容器の最高使用圧力は310kPa [gage]、最高使用温度は、ドライウェルが171℃、サブプレッションチェンバが104℃としている。(図表4-2-3)

格納容器は、定期的に全体漏えい率試験(注4-2-53)を行い、必要な時に貫通部及び出入口の漏えい試験(注4-2-53)を行う。また、格納容器の隔離弁は定期的に作動試験を行い、その機能を確認する。

なお、格納容器、下記(2)で述べる格納容器附属設備、後記(3)で述べる原子炉建屋(原子炉区域)及び非常用ガス処理系を併せて、原子炉格納施設と呼称する。

(丙F第7号証8-5-1~10頁、15頁、16頁、18頁、19頁、23頁)

## (2) 格納容器附属設備

事故発生時の格納容器内の圧力・温度の上昇及び可燃性ガスの発生に

よる燃焼・爆発から格納容器を守り、放射性物質の閉じ込め機能を損なわせないため、格納容器附属設備として、以下に述べるとおり、原子炉格納容器スプレイ冷却系及び格納容器内ガス濃度制御系を設置する。これらの系統及び後記（３）で述べる非常用ガス処理系は、それぞれ独立した２系列で構成するとともに、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、系列ごとに独立した非常用ディーゼル発電機に接続し、多重性及び独立性を備えた設計としている。

（丙F第7号証8-5-10～13頁）

#### ア 原子炉格納容器スプレイ冷却系

格納容器は、LOCAのような事故が発生した際には、工学的安全施設作動回路から発せられた信号により自動的に隔離弁が閉止し、外部と隔離される。そして、ドライウェル内に放出された蒸気と水との混合物は、格納容器に設けるドライウェルとサブプレッションチェンバとを連絡している鋼製のベント管（注4-2-54）を通してサブプレッションチェンバ内のプール水中に導かれ、そこで冷却・凝縮される。

このような基本的機能に加え、必要な場合には、原子炉格納容器スプレイ冷却系を作動させて、サブプレッションチェンバ内のプール水を格納容器（主にドライウェル）内にスプレイし、格納容器内の温度及び圧力を低減させることができる。ドライウェルにスプレイされた水は、ベント管を通過してサブプレッションチェンバに戻り、残留熱除去系によって冷却された後、再びスプレイされる。このような方法によって、事故発生後の格納容器内の圧力及び温度を低下させ、その健全性を確保するとともに、格納容器内に浮遊している放射性物質をスプレイ水によって洗い落とす。

（丙F第7号証8-5-12頁，13頁）

#### イ 可燃性ガス濃度制御系

本件原子力発電所は、LOCA時に、燃料被覆管におけるジルコニウム-水反応（注4-2-55）により発生する水素、並びに水の放射線分解により発生する水素及び酸素が格納容器内に放出された場合に、可燃性ガスである水素が酸素により燃焼することを防止するため、あらかじめ格納容器内の空気を窒素ガスに置換して格納容器内の酸素濃度を低く保っている。さらに、可燃性ガス濃度制御系を設け、ドライウェル内のガスを吸気・加熱し、再結合器（注4-2-56）でガス中の水素と酸素とを再結合させ、これにより生じた水蒸気を冷却器で冷却・凝縮した後、サプレッションチェンバに戻すことにより、格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界（水素濃度4%又は酸素濃度5%）以下に保つ。

（丙F第7号証8-5-10～12頁）

#### ウ 格納容器附属設備の試験及び検査

原子炉格納容器スプレイ冷却系は、テストラインを用いた同系ポンプの作動試験及び注入弁の作動試験を行い、その機能を確認する。また、可燃性ガス濃度制御系は、定期的に作動試験を行い、その機能を確認する。

（丙F第7号証8-5-16頁）

### （3）原子炉建屋

前記（1）及び（2）で述べた手段により、格納容器の障壁としての機能は確保されるが、格納容器の外側の障壁である原子炉建屋（原子炉区域）も、機器搬出入口や所員用エアロックを電氣的にインターロックされた二重ドアとし、その他の貫通部も十分にシールすることによって、気密性の高い設計としている。また、原子炉建屋の内部は負圧に保つとともに、非常用ガス処理系（注4-2-57）を設け、外部への放射性

物質の漏えいを防止するための閉じ込め機能を持たせている。この系統は、排風機（注4-2-58）、高性能粒子フィルタ（注4-2-59）、よう素用チャコールフィルタ（注4-2-60）などから構成され、万一放射性物質が格納容器から原子炉建屋内に漏れ出た場合においても、建屋内の空気を吸引し、フィルタを通して放射性物質を除去する。その際、高性能フィルタは、粒子状の放射性物質を99.9%以上、よう素用チャコールフィルタは、放射性よう素を99.99%以上それぞれ除去できる性能を持たせている。

非常用ガス処理系は、非常用ディーゼル発電機から給電することができ、また、定期的に作動試験及びフィルタ効率試験を行える設計としている。

（丙F第7号証8-5-14～16頁，22頁）

## 5 深層防護と多重障壁

以上述べてきたとおり、本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策の基本は、施設に多量に内蔵される放射性物質から周辺公衆を守るため、燃料ペレット、燃料被覆管、圧力容器（又は原子炉冷却材圧力バウンダリ）、格納容器及び原子炉建屋からなる多重の障壁により、放射性物質を確実に発電所内に「閉じ込める」ことにある。そして、異常が発生し、又はこれが拡大して事故に至った場合には、放射性物質の環境への大規模放出を防止するため、原子炉の核分裂反応を停止してそこで発生する熱エネルギーを低減させる（原子炉を「止める」）とともに、その後も発生し続ける崩壊熱を継続的に冷却する（炉心を「冷やす」）ことにより、炉心の著しい損傷を防止して上記障壁を維持することが重要である。

このような事故防止に係る安全確保対策を講ずるに当たって、通常運転時における「（i）異常の発生（通常運転からの逸脱）の防止」、異常発

生時における「(ii) 異常の拡大の防止」、異常が拡大して事故に至った段階における「(iii) 放射性物質の異常放出の防止」の3段階の防護策を用意し、それぞれの段階について、後続の段階に期待せず、当該段階で異常の発生等を防止するという深層防護の考え方を採用している。

前記1で述べたように、通常運転時には、上記(i)の対策により、核分裂生成物の大部分は燃料ペレット内に、一部の気体状の核分裂生成物は燃料被覆管内にそれぞれ保持される。また、この時は、当然、他の障壁(圧力容器、格納容器、原子炉建屋)の健全性も維持されている。

異常発生時には、前記「2 原子炉の停止」及び前記「3 炉心の冷却」で述べた上記(ii)の対策により、燃料被覆管の健全性が維持されるため、通常運転時と同様に、核分裂生成物の大部分は燃料ペレット内に、一部の気体状の核分裂生成物は燃料被覆管内にそれぞれ保持される。また、他の障壁(圧力容器、格納容器、原子炉建屋)の健全性も維持される。

異常が拡大して事故に至った段階では、一部の燃料被覆管は損傷する可能性があるものの、前記「2 原子炉の停止」及び前記「3 炉心の冷却」で述べた上記(iii)の対策により、大部分の核分裂生成物は燃料ペレット、燃料被覆管及び圧力容器(又は原子炉冷却材圧力バウンダリ)内に保持され、また、LOCAのように一部の核分裂生成物が原子炉冷却材圧力バウンダリ外に流出した場合でも、これを前記「4 放射性物質の閉じ込め」で述べた対策により、格納容器及び原子炉建屋内に閉じ込めることで、放射性物質の周辺環境への異常な放出は防止される。

このように、本件原子力発電所は、「原子炉の停止」、「炉心の冷却」及び「放射性物質の閉じ込め」という安全上重要な機能を有する設備を働かせることにより、多重に設けられた障壁を維持し、放射性物質の周辺環境への異常な放出を防止する。

## 6 安全設計評価

被告電源開発は、本件原子力発電所の安全上重要な機能を有する設備についてその設計の妥当性を総合的に確認し、よって上記の事故防止に係る安全確保対策の妥当性を確認するため、安全評価審査指針（注4-2-61）に基づき、異常及び事故を代表する安全評価上の想定事象として、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故（各種事故）」を想定し、それぞれ、同指針に示される各判断基準に関して結果が最も厳しくなる事象を対象に解析評価を行って、その結果が各判断基準を満足することを確認している。

「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障（単一の原因によって従属的に発生する多重の故障を含む。）若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象をいい、「事故（各種事故）」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な事態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象をいう。以下、これらの解析評価について述べる。（丙F第11号証2頁）

解析に当たっては、異常の発生前の原子炉の状態について、原子炉出力につき厳しい初期状態を選定し、また、MOX燃料の装荷により、ボイド係数、ドップラー係数の炉心特性が変化することを適切に考慮し、判断基準に照らして保守的な評価となるよう解析条件を設定している。

### (1) 「運転時の異常な過渡変化」の解析評価

「運転時の異常な過渡変化」の解析評価は、同事象が発生したものと想定した場合でも、炉心損傷に至ることなく当該事象が収束することを

確認することによって、安全上重要な機能を有する設備（原子炉停止系、安全保護系等）の設計の妥当性を総合的に確認するものである。

以下では、代表例として、燃料被覆管や原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性に最も厳しい影響を与える事象である「負荷の喪失」に係る解析及びその結果を示す。

#### ア 解析の対象

この解析の対象として想定したのは、原子炉の出力運転中に送電系統の故障等によって発電機の負荷が遮断され、これによるタービン発電機のオーバースピードを防止するため、タービンの蒸気加減弁が急速に閉止されて、原子炉の圧力が上昇するという事象である。すなわち、圧力容器内の圧力が上昇し、ボイドがつぶれる結果、燃料の核分裂反応が増加し、燃料棒が過熱して燃料被覆管に損傷のおそれが生ずるとともに、圧力容器内の圧力の上昇によって原子炉冷却材圧力バウンダリに損傷のおそれが生ずることを想定して、解析の対象としたものである。

#### イ 解析の条件

上記の解析評価に当たっては、①原子炉の初期条件としては、燃料棒の熱的条件を厳しく評価するため、出力を定格出力の値とせず、その約102%とし、炉心流量を定格流量とせず、その95%とし、MCPRの初期値及び最大線出力密度は運転上の制限値とし（なお、前記1（2）ア及びイで述べたとおり、本件原子力発電所の実際の運転に際しては、運転上の制限値に対し十分余裕があるようにMCPRを維持するなどしている。）、また、ボイド減少の影響を大きく評価するためボイド係数を全炉心にMOX燃料を装荷した炉心における値（これが最も負となる。）の1.25倍とし、さらに、ドップラー効果を小さく評価す



るためドップラー係数を全炉心に9×9ウラン燃料を装荷した炉心の値（これが負の値の絶対値が最も小さくなる。）の0.9倍するとした上で、②タービンバイパス配管（タービンを通さずに主蒸気を直接復水器に導くための配管）に設けられたタービンバイパス弁がすべて作動しないことを仮定する（本件原子力発電所では、本来、発電機の負荷が遮断された時にはタービンバイパス弁が自動的に開き、圧力容器内の圧力の上昇を抑制できるが、そのタービンバイパス弁すべてが閉じている状態を仮定する。）厳しい条件を設定した。

#### ウ 解析の結果

発電機の負荷が遮断されると、上記アで述べたとおり、蒸気加減弁が急速閉止して圧力容器内の圧力が上昇し、炉心のボイドがつぶれるため、燃料の核分裂反応が増加し出力が上昇するが、蒸気加減弁の急速閉止信号の発信によりスクラムすることで出力は速やかに（主蒸気逃がし安全弁の作動よりも前に）低下する。他方、圧力容器内の圧力は、主蒸気逃がし安全弁が自動作動することにより上昇が抑えられ、出力低下による蒸気発生量の減少に伴い低下する。このような変化の中、MCPRは、出力の上昇により一時的に減少するが、スクラムによる出力低下に伴って回復し、事象は収束する。

安全評価審査指針に示される判断基準である「最小限界出力比が許容限界値以上であること」について、上記解析の結果により、MCPRが本件原子力発電所の許容限界値1.09を下回ることがないことを確認している。また、同指針に示される判断基準である「原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍以下であること」について、上記解析の結果により、原子炉冷却材圧力バウンダリ内の最大圧力は全炉心にMOX燃料を装荷した場合の約8.49MPa [gage]

であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍である  
9.48MPa [gage]を超えないことを確認している。

(丙F第9号証10-2-58~60頁)

## (2) 「事故（各種事故）」の解析評価

「事故（各種事故）」の解析評価は、同事象が発生したものと想定した場合でも、放射性物質の環境への異常な放出が防止されることを確認することによって、安全上重要な機能を有する設備（工学的安全施設等）の設計の妥当性を総合的に確認する。

以下では、代表例として、原子炉冷却材圧力バウンダリの放射性物質を閉じ込める障壁としての機能が喪失する事故であるLOCAに係る解析及びその結果を示し、①炉心の著しい損傷防止及び十分な冷却並びに格納容器の耐圧性や、②周辺公衆の放射線被ばくのリスクの点で、安全評価審査指針に示される判断基準が充足されていることを示す。

### ア 炉心の著しい損傷防止及び冷却並びに格納容器の耐圧性

#### (ア) 解析の対象

LOCAが発生した場合、冷却水の補給ができないと、燃料被覆管の過熱及びジルコニウム-水反応による燃料被覆管の酸化によって、燃料被覆管が大きく損傷するおそれや大量の水素が発生するおそれが生ずる。また、配管の破損箇所からの冷却材の流出によって、格納容器内の圧力が上昇し、格納容器が損傷するおそれが生ずる。

上記のLOCAの解析評価に当たっては、原子炉が定格出力の約102%で運転している状態において、圧力容器に接続されている配管のうち破断した場合に結果が厳しくなる配管1本の瞬時両端破断（配管が瞬時に分断され二つの破断口ができる破断）が生ずることを想定する。す

なわち、燃料被覆管温度が最も高くなる結果をもたらす事象としては高圧炉心注水系配管 1 本の瞬時両端破断を、格納容器にかかる圧力が最も高くなる結果をもたらす事象としては給水管（格納容器内）1 本の瞬時両端破断をそれぞれ想定して、解析の対象とする。

#### (イ) 解析の条件

解析に当たっては、より保守的な解析となるように、事象に対処するために必要な系統、機器について、原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定する。

すなわち、高圧炉心注水系配管 1 本の瞬時両端破断については、炉心冷却機能上、その故障の発生が最も厳しい条件となるよう、配管破断を想定していない他の高圧炉心注水系に給電する非常用ディーゼル発電機が故障することを仮定する。この単一故障を仮定することにより、2 系列ある高圧炉心注水系すべての機能が喪失し、炉心の冷却に使用可能な ECCS は、RCIC、低圧注入系 2 系列及び自動減圧系のみとなる。さらに、事故発生と同時に外部電源の喪失を仮定して解析する。

給水管 1 本の瞬時両端破断については、放射性物質閉じ込めの観点から最も厳しい条件となるよう、原子炉格納容器スプレイ冷却系 1 系統の動的機器が故障することを仮定する。

単一故障の仮定以外の主な解析条件は、次のとおりである。

##### ① 高圧炉心注水系配管 1 本の瞬時両端破断

原子炉は、事象発生の直前まで、炉心の熱的条件を厳しくするため出力が定格出力 100% ではなく約 102% で、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を厳しくするため原子炉圧力が通常運転圧力の 7.07 MPa [gage] ではなく 7.17 MPa [gage] で運転していたものとする。

燃料棒の熱的条件を厳しくするために、その最大線出力密度は、通常運転時の運転上の制限値  $44 \text{ kW/m}$  の  $102\%$  とする。

炉心流量の減少を厳しくするために、事故発生と同時に外部電源が喪失し、インターナルポンプは即時に停止するものとする。

## ② 給水管 1 本の瞬時両端破断

原子炉は、事象発生の前まで、炉心の熱的条件を厳しくするため出力が定格出力  $100\%$  ではなく約  $102\%$  で、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を厳しくするため原子炉圧力が通常運転圧力の  $7.07 \text{ MPa [gage]}$  ではなく  $7.17 \text{ MPa [gage]}$  で運転していたものとする。

## (ウ) 解析の結果

上記の各条件のもとで LOCA の解析評価を行った結果は、以下のとおりである。

### ① 高圧炉心注水系配管 1 本の瞬時両端破断の場合

高圧炉心注水系配管 1 本が瞬時に両端破断すると同時に、上記 (イ) ① で述べたとおり、外部電源が喪失し、インターナルポンプが即時に停止することを仮定する。このため、炉心流量が急激に低下して沸騰遷移が起こり燃料被覆管温度が上昇する。ただし、原子炉はスクラムにより停止し出力が速やかに低下することで燃料被覆管温度の上昇は短時間で収まる。原子炉水位は破断口からの冷却材の流出により低下するが、原子炉水位低の信号により R C I C が自動的に起動して圧力容器内への注水が開始され、原子炉水位の低下が抑えられている間に、自動減圧系の作動により原子炉圧力が低下し低圧注水系が注水を開始することで、原子炉水位は有効燃料棒上端 (注 4-2-6 2) を下回ることなく回復する結果、炉心の冠水が維持され、事象は収束する。

安全評価審査指針における判断基準である「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること」の具体的な判断基準は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）（ECCS性能評価指針）（注4-2-63）において、燃料被覆管温度の最高値は1200℃以下であること、及び燃料被覆管の化学量論的酸化量（注4-2-64）は被覆管厚さの15%以下であることとされている。これについて、上記解析の結果は、燃料被覆管温度の最高値は全炉心にMOX燃料を装荷した場合の約611℃であって、上記1200℃を十分に下回っている。また、燃料被覆管の化学量論的酸化量は、被覆管の酸化がごくわずかであって被覆管厚さの15%を十分に下回っている。このように、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることを確認している。（丙F第9号証10-3-21頁）

## ② 給水管1本の瞬時両端破断の場合

給水管1本が瞬時に両端破断すると、原子炉側及びタービン側から冷却材が格納容器内に流入し、格納容器圧力は上昇する。事象発生後10分で、作動中の低圧注水系を原子炉格納容器スプレイ冷却系の作動へと切り替えるために手動による弁の切り替えを開始し、事象発生後15分より格納容器へのスプレイ注水を開始して格納容器圧力を低下させる。以降、原子炉格納容器スプレイ冷却系により、格納容器圧力を大気圧まで減圧できるので、事象は収束する。

安全評価審査指針における判断基準である「原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力以下であること」について、上記解析の結果は、破断した給水管から格納容器内に流出する冷却材により格納容器内の圧力が上昇するものの、その最高圧力は約250 kPa [gage]であって、格納容器の最高使用圧力310 kPa [gage]を下回っている

(丙F第9号証10-3-112頁)。したがって、格納容器の健全性が損なわれることはないことを確認している。

## イ 周辺公衆の放射線被ばくのリスク

### (ア) 解析の対象及び解析の条件

この評価では、運転中の原子炉において、大口径配管が破断し冷却材が格納容器に放出される直前まで、定格出力の約102%で運転されていたものと仮定する。この際放出される放射性物質は、冷却材に含まれるよう素（なお、濃度については、運転上許容される最大濃度を想定する。）に加え、事故発生後の急激な減圧によって燃料被覆管から追加で漏えいしてくる希ガス及びよう素が対象となる。格納容器に放出され、格納容器内部を浮遊する放射性物質のうち、水溶性である無機よう素は、その後、格納容器内壁に沈着したり、原子炉格納容器スプレイ冷却系によってその一部がサプレッションチェンバに移行したりするが、残りの無機よう素並びに希ガス及び有機よう素は、格納容器の内圧上昇に伴い、原子炉建屋へ漏えいし、その後、非常用ガス処理系のフィルタ（よう素除去効率99.9%以上）により大部分が除去された上で、主排気筒内部に設けられた排出管から環境に放出される。また、原子炉建屋内を浮遊する放射性物質からは、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が放出される。

### (イ) 解析の結果

上記（ア）の条件に従った解析の結果は、放射性物質の放出量が、希ガス約 $3.5 \times 10^{11}$  Bq、よう素約 $6.4 \times 10^6$  Bqである。線量については、主排気筒を中心として16方位に分割したうちの陸側10方位の周辺監視区域境界外（主排気筒から北方向に向かって最短約300mに位置する買収除外地を含む。）を考慮の対象とした上で、本件敷地において観測を行って得られた年間の気象資料を用い、1年間の各時刻に事故が発

生したと仮定した場合の線量を計算し、厳しくなる線量を方位ごとに算出した。その結果は、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線を含めた周辺公衆の被ばく線量が、約0.00021mSvである。

(丙F第9号証10-3-95~100頁, 135頁)

安全評価審査指針に示される判断基準である「周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」の具体的な判断基準は、発生事故当たり5mSvとされている。これは、ICRPの1990年勧告が、公衆に対する通常時の年間の線量限度を1mSvと勧告している一方で、「5年間にわたる平均が年あたり1mSvを超えなければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもありうる」(丙C第2号証192段落)としていることに鑑み、これを発生頻度が低い「事故(各種事故)」にも適用することとし、発生事故あたり5mSvを超えなければリスクは小さいとする考え方に基づくものである(丙F第11号証10頁)。上記の周辺公衆の被ばく線量は、この判断基準(5mSv)を十分に下回っており、周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

## 7 まとめ

被告電源開発は、本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策において、前記1ないし5で述べたとおり、「原子炉の停止」、「炉心の冷却」及び「放射性物質の閉じ込め」という安全上重要な機能を有する設備を設けるなどし、放射性物質を多重の障壁内に閉じ込める。また、上記6で述べたとおりの安全設計評価を行い、これらの設備の設計の妥当性を確認し、よって事故防止に係る安全確保対策の妥当性を確認している。

さらに、本件原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策は、本件設置許可に係る安全審査においても、その基本設計ないし基本的設計方針が妥当であり、また、安全設計評価も妥当であると判断されている(丙F第1

2号証79～84頁，92～135頁，142～204頁，同第13号証51頁，52頁，60～82頁，83～88頁）。

### 第3 公衆との離隔の妥当性の確認

本件原子力発電所は，原子炉の公衆との離隔の妥当性も本件設置許可に係る安全審査において確認されている。

すなわち，立地審査指針は，万一の事故に備え公衆の安全を確保するためには，原子炉がその安全防護施設（工学的安全施設）との関連（注4-3-1）において十分に公衆から離れていることが必要であるとし，それを確認するために，「重大事故」及び「仮想事故」という2種類の事故を段階的に想定した上で，①「重大事故」の発生を仮定した場合に，そこに人が居続けるならばその人に放射線障害を与えるかもしれないと判断される距離までの範囲内が非居住区域（注4-3-2）となっていること，②「仮想事故」の発生を仮定した場合に，何らかの措置を講じなければその範囲内に居る公衆に著しい放射線災害を与えるかもしれないと判断される範囲内であって上記非居住区域の外側の地帯が低人口地帯（注4-3-2）となっていること，③「仮想事故」の発生を仮定した場合に，全身線量の積算値（集団中の一人一人の全身線量の総和）が集団線量（注4-3-3）の見地から十分受け入れられる程度に小さい値になるような距離だけ原子炉敷地が人口密集地帯から離れていることを，それぞれ解析評価により確認することを求めている。被告電源開発は，放射性物質が環境に放出される可能性のある事故として，安全評価審査指針に基づきLOCA及び主蒸気管破断を取り上げ，それぞれについて，「重大事故」及び「仮想事故」における放射性物質の放出量を仮想した上で，周辺監視区域の境界外の全域（炉心の中心から最短距離約300mに位置する買収除外地を含み，人が居住し得ない海域等を除く。）を対象とした公衆の線量（全身に



対する線量，甲状腺に対する線量及び全身線量の積算値）の解析評価を行った。なお，各線量評価値が，周辺監視区域境界外のいかなる場所においても，立地審査指針に定められた判断のめやすとなる線量を超えることがなければ，非居住区域であるべき範囲及び低人口地帯であるべき範囲は，いずれも人の居住が禁止される周辺監視区域内に包含されることになり，上記①及び②の判断基準への適合性が確認される。

上記解析評価によれば，結果がより厳しくなるLOCAにおいても，「重大事故」を想定した場合に，周辺監視区域境界外における公衆の線量の最大値は，小児の甲状腺に対する線量がめやす値の1.5 Svに対し約0.0013 Sv，全身に対する線量がめやす値の0.25 Svに対し約0.00030 Svであること（丙F第9号証10-4-2～8頁），また，「仮想事故」を想定した場合に，同区域境界外における公衆の線量の最大値は，成人の甲状腺に対する線量がめやす値の3 Svに対し約0.034 Sv，全身に対する実効線量がめやす値の0.25 Svに対し約0.015 Svとそれぞれ評価された。さらに，全身線量の積算値については，めやす値である2万人Svに対して，平成12年（2000年）の人口に対しては約0.13万人Sv，平成62年（2050年）の推定人口に対しては約0.11万人Svとそれぞれ評価された（丙F第9号証10-4-19～21頁）。

以上のとおり，本件原子力発電所は，その立地上，原子炉の公衆との離隔が確保されており，かかる公衆との離隔の妥当性は，本件設置許可に係る安全審査においても確認されている（丙F第12号証211頁，212頁，同第13号証88～90頁）。

#### 第4 まとめ

以上述べたとおり，本件原子力発電所は，事故防止に係る安全確保対策

として、多重の障壁により放射性物質を閉じ込め、放射性物質が周辺環境に異常に放出されるような事故のリスクから周辺公衆を守ることとし、その実現のために「原子炉の停止」、「炉心の冷却」及び「放射性物質の閉じ込め」という安全上重要な機能を有する設備を設け、これらについて、多重性又は多様性及び独立性を持たせるなど特に高い信頼性が確保されるように設計しており、この設計の妥当性を安全設計評価により確認している。これとは別に、万一の事故に備え、原子炉がその工学的安全施設との関連において十分に公衆から離れていること（公衆との離隔）の妥当性も確認している。

上記で述べた基本設計ないし基本的設計方針における安全確保対策は、本件設置許可に係る安全審査において妥当であると判断され、安全設計評価その他の評価も妥当であると判断されている。

## 第5章 福島第一原子力発電所事故の発生と同事故を踏まえた本件原子力発電所の安全確保対策の強化

本件原子力発電所の建設工事の途上、東北地方太平洋沖地震に伴い発生した福島第一原子力発電所事故は、地震発生後直ちに原子炉は停止したものの、その後の津波により非常用電源及び非常時の炉心冷却機能がすべて喪失して、事故防止に係る安全確保対策が奏功せず、炉心の著しい損傷が生じ、その結果格納容器も損傷し放射性物質の閉じ込めに失敗したものである。そして、同事故をきっかけにして制定された新規制基準は、このような同事故の原因及び態様に鑑み、複数の安全上重要な機能を有する設備がその機能を喪失するような共通要因故障の原因となり得る事象への考慮を手厚くするという観点から、地震、津波、火山等の自然現象の想定や火災、溢水等に対する考慮をより厳格にすること、さらに、複数の安全上重要な機能を有する設備がその機能を喪失した場合をも想定し、炉心損傷及び格納容器破損を防止する対策を講ずること、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対策を講ずることを求めている。

被告電源開発は、前記第2章で述べたように、本件設置許可申請を行った以降も継続してきた自然的立地条件に係る調査・観測及び検討の結果に、東北地方太平洋沖地震及び福島第一原子力発電所事故の発生とこれを受けて制定された新規制基準その他の最新の知見を加えて本件原子力発電所の設計を一部見直した結果、従前以上に保守的に地震、津波等の自然現象の想定をし、これに対して安全性を確保している。その上で、緊急時の電源確保のための設備を増強するほか、共通要因故障の原因となり得る事象であって自然現象以外のものである火災、溢水等に対する考慮をより手厚くするなどして事故防止に係る安全確保対策を強化し、炉心の著しい損傷を確実に防止する。さらに念のため、複数の安全上重要な機能を有する設備がその機能を喪失した場合にも炉心損傷及び格納容器破損を防止する対策を講ずるとともに、故意

による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対策を講ずる。以下、これらについて述べる。

## 第1 福島第一原子力発電所事故の発生と同事故をきっかけにした新規制基準の制定

福島第一原子力発電所においては、平成23年3月11日に発生した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った同発電所1号機ないし3号機は、いずれも制御棒が挿入され、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、それぞれの号機の非常用ディーゼル発電機が自動起動し、炉心の冷却等に必要な機器の作動により冷却機能は確保された。しかしながら、その後、津波の襲来により非常用電源盤・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全台停止して、全交流電源喪失（注5-1-1）に至るとともに、海水系ポンプが浸水して海水冷却機能喪失（注5-1-2）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、同発電所1号機ないし3号機は、ECCS等の非常時において炉心冷却機能を担う設備の機能が喪失する中、交流電源を必要としない非常用復水器（アイソレーションコンデンサ（注5-1-3））、RCIC及びタービン駆動の高圧注入系により圧力容器内への注水が行われたが、直流電源設備の機能喪失や蓄電池の枯渇により全電源喪失に至り、これらの設備もその機能を喪失した。消火設備を用いた原子炉への注水が行われ、水源が枯渇した後には海水注入も行われたが、いずれも功を奏せず炉心が大きく損傷するに至り、さらに、放射性物質を閉じ込める格納容器の破損や、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、放射性物質が周辺環境に多量に放出された。（丙F第14号証）

福島第一原子力発電所事故をきっかけにして、平成24年6月、原子力規

制委員会設置法（平成24年法律第47号）が制定され、同法の規定により原子炉等規制法が改正された。同改正後の原子炉等規制法の委任に基づいて原子炉の設置許可及び設置変更許可の基準である設置許可基準規則、工事計画の認可等の基準である技術基準規則その他の規則及び告示の制定又は改正が行われるとともに、これらに関連する内規が定められた。これらの規則や内規等が総称して新規制基準と呼称されている。

新規制基準の制定に当たって、原子力規制委員会は、「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」、「発電用原子炉施設の新安全規制の制度整備に関する検討チーム」及び「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる新規制基準に関する検討チーム」を設置して検討を行った。各チームの会合では、それぞれ約8カ月間、12回ないし23回にわたって議論が重ねられ、原子力規制委員会委員や外部専門家らが出席して検討をした。また、設置許可基準規則その他の規則及び告示や、前記の内規のうち規則の解釈を示すものなどの制定に当たっては、行政手続法39条1項に基づく意見公募手続がとられ、その他の内規についてもその制定に当たって同様の手続の行われたものがある。このように、新規制基準は、原子力規制委員会において、専門分野を有する学識経験者等が最新の科学的、専門技術的知見を踏まえ相当期間、多数回にわたって行った検討を経て、制定されたものである。

設置許可基準規則は、東北地方太平洋沖地震に伴い発生した福島第一原子力発電所事故の原因及び態様に鑑みるとともに、国内外からの指摘を踏まえ、複数の安全上重要な機能を有する設備がその機能を喪失するという共通要因故障の原因となり得る事象への考慮を手厚くして、「原子炉の停止」、「炉心の冷却」、「放射性物質の閉じ込め」の各機能をより強化し、炉心の著しい損傷を確実に防止して、周辺公衆に対する安全確保をより確実なものとするという観点から、地震、津波、火山等の自然現象の想定や火災、溢水などに対する考慮をより厳格にすることを求めている。また、複数の安全上重要

な機能を有する設備の機能喪失によりもたらされる事態も想定し、これにより生ずる炉心の著しい損傷、格納容器破損等に対処する施設を設置すること、さらに、海外の知見に基づき、故意による大型航空機の衝突等のテロリズムにより生ずる事態を想定しても発電所外への放射性物質の大規模な放出を抑制する特定重大事故等対処施設（注5-1-4）を設けることも規定している。

改正後の原子炉等規制法は、同改正前に設置許可を受けた原子炉施設についても設置許可基準規則等に適合することを要求し、それを前提として同法43条の3の2第1項においていわゆる適合命令の制度を設けており、本件原子力発電所もその対象となる。

被告電源開発は、本件設置許可申請を行った以降も継続してきた調査・観測等の結果に、東北地方太平洋沖地震及び福島第一原子力発電所事故の発生、新規制基準の制定その他の最新の知見を加えて、本件原子力発電所の設計の一部を見直し、それに係る変更について、平成26年12月16日原子力規制委員会に対し本件設置変更許可申請及び工事計画認可の申請をした。なお、特定重大事故等対処施設等は、設置許可基準規則附則2項の規定により、平成30年7月7日まで設置の猶予が認められているが、被告電源開発は、特定重大事故等対処施設等の設置に係る変更も、本件設置変更許可申請の内容に含めている。

## 第2 事故防止に係る安全確保対策の強化

上記第1で述べたとおり、東北地方太平洋沖地震に伴い発生した福島第一原子力発電所事故は、非常用電源や非常時の炉心冷却機能を担う設備が機能喪失したために生じたものである。同事故に鑑み、従前以上に保守的に行った地震、津波等の自然的立地条件の想定及びこれに対する対応は、前記第2章で述べたとおりである。以下では、同事故を踏まえ、複数の安全上重要な

機能を有する設備の機能喪失を防止すべく被告電源開発が行う、電源設備の強化並びに共通要因故障の原因となり得る事象であつて自然現象以外のものである火災、溢水及び外部人為事象に対する対策の強化について述べる。

## 1 電源設備の強化

本件原子力発電所の安全上重要な機能を有する設備に対しては、外部電源又は非常用電源設備により電力を供給するが、外部電源である500kV送電線2回線及び66kV送電線1回線による電力の供給については、送電経路の分離や碍子の耐震性強化等により、電力供給の信頼性が向上している。

また、直流電源設備については、蓄電池及び充電器を追加設置し、全交流電源喪失時にR C I C及び監視・制御装置に給電可能な容量（時間）を8時間から24時間へと増強している。

（丙F第15号証24頁，40頁，同第5号証8-1. 4-110～113頁）

## 2 火災に対する考慮

本件原子力発電所においては、従前から火災の発生防止、火災の感知及び消火、並びに火災の影響の軽減の3方策について、可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する、火災感知設備及び消火設備を設置する、必要な個所に耐火壁、隔壁を設ける又は適切な間隔をとるなどの対策を講ずることとしていたが、火災により「原子炉の停止」，「炉心の冷却」，「放射性物質の閉じ込め」という安全上重要な機能を有する防護対象設備が機能喪失することのないように、火災に対する考慮をより手厚くするという観点から次のような火災防護対策を講ずる（図表5-2-1）。

### ① 火災を発生させない対策

安全上重要な機能を有する設備の機器及び配管の主要材料は不燃性材料を使用し、ケーブルは原則として難燃性材料を使用する。このほか、換気空調設備のフィルタ、保温材、建屋内建材等は、原則として不燃性材料又は難燃性材料を使用する。発火性又は引火性の液体又は気体を内包する系統は、溶接構造の採用により同系統からの漏えいを極力防止するとともに、堰の設置により漏えいの拡大を防止する。可燃性の気体又は微粉が滞留するおそれのある場所では、それらを屋外に排出する。火花を発生する設備や高温の設備等の発火源となる設備は原則として設置しない。

また、電気系統の地絡、短絡に起因する過電流による過熱防止のため、保護継電器（注5-2-1）及び遮断器（注5-2-2）の組み合わせにより、故障回路の早期遮断を行う。さらに、水素に関連した設備については、水素の蓄積を防止するために配管等を適切に配置するとともに、配管等から水素が漏えいした場合にも燃焼限界濃度（注5-2-3）以下となるよう換気空調設備を設置する措置を講ずる。加えて、落雷による火災発生を防止するため、避雷設備を設ける対策を講ずる。

## ② 火災が発生しても早期に感知し消火する対策

温度、湿度、放射線等の環境条件を考慮し、適切な、かつ、多重性又は多様性を有した火災感知設備（煙感知器、熱感知器）及び消火設備（盤内消火設備、泡消火設備）を設け、早期に感知及び消火を行えるための措置を講ずる。

なお、火災感知設備及び消火設備は、外部電源喪失時においても機能を喪失しないように必要な容量の電源を確保するとともに、地震や落雷等の自然現象によっても、その性能が著しく阻害されることがないように設計する。

## ③ 火災による影響を軽減するための対策

原子炉を停止し停止状態を維持するために必要な設備は、3時間以上の



耐火能力を有するコンクリート等の耐火壁又はボード壁の設置，十分な隔離の確保等により，多重化した設備の系統分離を徹底する。換気空調設備には必要な個所に防火ダンパを設置する等の対策を講ずる。

これらの対策により，安全上重要な機能を有する防護対象設備が火災によりすべて機能を喪失することは考えられない。

(丙F第15号証22頁，23頁，同第5号証8-1. 4-28頁，29頁)

### 3 内部溢水に対する考慮

福島第一原子力発電所事故においては，津波により屋外の海水系ポンプや屋内の非常用電源設備が被水しその機能を喪失したため，炉心の冷却が行えなくなった（津波対策及びその強化については，前記第2章第3の3（8）で既に述べた。）。津波以外にも，原子炉建屋内に設置された機器及び配管の破損といった原因により溢水が発生し，安全上重要な機能を有する設備が被水することも想定される。

被告電源開発は，従来から，3区分のECCSのポンプを設置する原子炉建屋地下階の部屋をそれぞれ隔壁で区分するといった溢水対策を講ずることとしていたが，溢水に対する考慮をより手厚くするという観点から，原子炉建屋内に設置された機器及び配管の破損による保有水の流出，消火設備の作動による放水，使用済燃料プールのスロッシング（注5-2-4）によるプール水の流出といった原因により発生する溢水を想定し，これに対して，「原子炉の停止」，「炉心の冷却」，「放射性物質の閉じ込め」という安全上重要な機能を有する防護対象設備の機能が喪失することのないように，多重性又は多様性を考慮し複数設けられた安全上重要な機能を有する設備の系列ごとの別区画への設置，溢水経路に対する止水対策（扉の防水構造化，機器・配管の床・壁貫通部のシール），堰の設置とい

った対策を講ずる（図表5-2-2）。これらの対策により、安全上重要な機能を有する防護対象設備が溢水によりすべて機能を喪失することは考えられない。

（丙F第15号証21頁，同第5号証8-1. 4-30頁，31頁）

#### 4 外部人為事象に対する考慮

本件原子力発電所においては、従前から人の不法な侵入による妨害破壊行為等の外部人為事象に対しても考慮していたが、これをより手厚くした次のような対策を講ずる。

- ① 安全上重要な機能を有する設備を含む区域を設定し、それを取り囲む物理的障壁を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、入退城管理を行う。

また、探知施設を設け、警報、映像監視によって集中監視を行うとともに、外部との通信設備を設ける。

- ② 爆発性又は易燃性を有する等、人に危害を与え又は設備を損傷するおそれがある物品が不正に持ち込まれることがないように、持込検査を行う。

- ③ 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）に対し、これを未然に防止するため、安全上重要な設備等の操作に係る情報システムは、電気通信回路を通じて妨害行為又は破壊行為を受けることがないように、電気通信回路を通じた同システムに対する外部からのアクセスを遮断する。

これらの対策により、安全上重要な機能を有する設備が外部人為事象により機能を喪失することは考えられない。

（丙F第5号証8-1. 4-26頁，27頁）

## 5 まとめ

被告電源開発は、福島第一原子力発電所事故の発生と新規規制基準の制定とを踏まえ、前記第2章で述べたとおり地震、津波等の自然的立地条件について従前以上に保守的に想定し、それに係る安全性を確保したうえ、上記のとおり、緊急時の電源確保のための設備を増強するとともに、火災、溢水、外部人為事象に対する考慮をより手厚くするなどして、前記第4章で述べた事故防止に係る安全確保対策をより確実なものとするとしており、これにより多重の障壁が維持される。したがって、本件原子力発電所において、放射性物質が周辺環境に異常に放出されるような事態に至ることはおよそ考えがたい。

## 第3 更なる対策

被告電源開発は、前記第4章及び上記第2に述べた事故防止に係る安全確保対策が奏功しなかった場合をも考慮した念のための措置として、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策といった更なる対策を用意する。以下に、これらの対策について述べる。

### 1 炉心損傷防止対策

#### (1) 全電源喪失、海水冷却機能喪失等への対策

前記第1で述べたように、福島第一原子力発電所事故では全交流電源喪失及び海水冷却機能喪失から全電源喪失に至り、その結果、すべての炉心冷却機能が喪失したものである。

本件原子力発電所においては、前記第2で述べたように、電源設備強化対策等を講じ、同様の事故が発生することを防止しているが、さらに念のために、以下に述べるとおり、電源喪失、海水冷却機能喪失及び水源の枯渇に関する更なる対策を用意することにより、原子炉停止、炉心冷却及び

放射性物質閉じ込めという安全上重要な機能を有する設備（後記（２）ないし（４）で述べる設備を含む。）がより確実に働くようにしている。

#### ア 全電源喪失対策

緊急時に安全上重要な機能を有する設備に電源を供給する非常用電源設備は、耐震性及び高い信頼性を有するよう設計しており、また、原子炉建屋内に設置される非常用電源盤、コントロール建屋内に設置される直流電源設備を設置する機器室の扉、貫通部等の水密性の向上措置といった津波対策を講ずることから、これらの設備がすべて機能を喪失するといった事態は考えがたいが、念のための備えとして、次のような対策を講ずる。

##### ① 交流電源設備

津波の影響を受けないよう本件敷地内の高台（T. P. + 20 m以上）に、非常用ディーゼル発電機（3台）とは独立し、かつ、海水冷却機能を必要としない空冷式ディーゼル発電機（注5-3-1）を設けるとともに、空冷式ディーゼル発電機が機能しない場合であっても交流電源が失われることのないよう可搬型設備として交流電源車（注5-3-2）を配備する。これらの設備のいずれによっても必要な容量の電力を供給することが可能である。交流電源車は、あらかじめ各建屋に接続口を複数設けておくことによって、電源切替えを速やかに行えるようにする。さらに、後記第4で述べるガスタービン発電機（注5-3-3）によっても交流電源を供給することができる。これらの設備により、30日以上は外部電源によることなく電源の供給が可能である。

（丙F第15号証39頁，同第5号証8-1. 4-170頁，171頁）

## ② 直流電源設備

前記第2の1で述べたとおり、蓄電池の追加設置により、RCIC等に給電可能な容量を8時間から24時間へと増強しているが、これに加えて、代替直流電源設備（注5-3-4）として、24時間給電可能な容量の直流電源設備（蓄電池及び充電器）を新たに設けるとともに、これが機能しない場合でも直流電源が失われることのないよう可搬型設備として直流電源車を3台配備する。可搬型設備は、高台（T. P. +20m以上）に配置する（図表5-3-1）。なお、これらとは別に、後記第4で述べる設備のために用いられる直流電源設備（蓄電池及び充電器）を設ける。蓄電池は、上記の交流電源設備等から充電することで継続的に給電することが可能となる。

（丙F第15号証40頁，同第5号証8-1. 4-170頁，171頁）

## イ 海水冷却機能喪失対策

通常運転時、異常時及び事故時において炉心で発生し残留熱除去系により移送される熱及びその他の機器で発生する熱は、原子炉補機冷却系で除去し、最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンク（注4-2-41））である海へ移送する。本件原子力発電所は、これまでに述べたように、地震、津波等の自然現象に対する対策や、火災、溢水等の自然現象以外の事象に対する対策を講じており原子炉補機冷却系が機能を喪失しないための対策を講じているが、原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合においても、最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備として、代替原子炉補機冷却系（注5-3-5）を設ける。代替原子炉補機冷却系は、高台に配備した可搬型の熱交換器、ポンプ等からなる設備である。これにより、残留熱除去系のような原子炉補機冷却系を介し炉心の残留

熱を冷却する設備やその他の原子炉補機冷却系を必要とする設備が機能を喪失することは考えられない。

主蒸気逃がし安全弁が作動しサプレッションチェンバに蒸気が放出されたり、LOCA時に破断口から冷却材が流出した場合、炉心の残留熱は格納容器内に移行する。全交流電源喪失等により残留熱除去系が使用できない場合にも、格納容器内に移行した残留熱を海以外の最終ヒートシンクである大気へ移送できるように耐圧強化ベント系（注5-3-6）を設けている。この耐圧強化ベント系が確実に機能するよう、同系の空気作動弁を作動させるための窒素ガスポンペを当該弁の近傍に配備し、現場で窒素ガスを直接供給することで、当該弁を速やかに開くことができるようにする。

なお、後記2（2）で述べる第一原子炉格納容器フィルタベント系（注5-3-7）及び後記第4で述べる第二原子炉格納容器フィルタベント系（注5-3-8）にも同等の機能を持たせる。

（丙F第15号証30頁，同第5号証8-1. 4-152頁，153頁）

#### ウ 水源の枯渇への対策

炉心の著しい損傷に至るおそれのある事象の収束に必要な淡水源としては、サプレッションチェンバ及び復水貯蔵タンクがあるが、この他に、代替淡水源として、鉄筋コンクリート製の貯水槽を設ける。これらの水源により原子炉の水位維持など、事象の収束に必要な水量を確保できる。

復水貯蔵タンクへの水の補給については、貯水槽及び海水を水源とし、復水貯蔵タンクへの接続口からの可搬型大容量ポンプによる補給を可能とする。貯水槽への水の補給については、海水を水源とし、可搬型大容量ポンプによる補給を可能とする。

(丙F第15号証38頁, 同第5号証8-1. 4-168頁)

## (2) 原子炉停止の手段

原子炉運転中に何らかの異常が発生した時に、制御棒が作動せず原子炉の緊急停止ができないという万一の場合においても原子炉を停止するため、制御棒駆動系を作動させる信号(スクラム信号)を出す前記第4章第2の2(2)イで述べた安全保護系の故障に対しこれをバックアップする手段として、代替制御棒挿入機能(注5-3-9)を設ける。また、制御棒以外の原子炉出力抑制の手段として、前記第4章第2の2(2)エで述べた再循環ポンプトリップ機能をバックアップする代替再循環ポンプトリップ機能(注5-3-10)を設ける。

さらに、制御棒挿入に失敗した場合においても原子炉を停止するための手段として、ほう酸水注入系を使用する。

(丙F第15号証 26頁, 同第5号証8-1. 4-145頁, 146頁)

## (3) 炉心冷却の手段

### ア 原子炉高圧時における炉心の冷却

原子炉が高圧の状態において、原子炉に注水するための設備としては、RCIC1系列及び高圧炉心注水系2系列があり、これらの設備は、1系列によってその機能を達成でき、かつ、安全上重要な機能を有する設備として高い信頼性を有するよう設計しているが、これらの設備がすべて機能を喪失する万一の事態に対する備えとして、次の対策を講ずる。

- ① 電源喪失を要因とする場合は、RCICのポンプは、その駆動のために交流電源を必要とせず、流量調節弁を作動させる直流電源のみを必要とするところ、直流電源設備は、蓄電池等で構成され動的機器が

ないため、機能喪失は生じにくいですが、万一これが喪失した場合の手段として、前記（１）アで述べた代替直流電源設備を使用するとともに、現場での手動操作によっても上記流量調節弁を作動できるようにする。

また、R C I Cが作動しなかった場合にも高圧炉心注水系により原子炉に注水できるよう、全交流電源喪失が生じた場合には、前記（１）アで述べた空冷式ディーゼル発電機から同系に交流電源を供給することができるようにする。

- ② 電源喪失以外の要因によりR C I C及び高圧炉心注水系が機能喪失する場合の対策として、代替高圧注水系（注５－３－１１）を新たに設ける。同系に対しても、空冷式ディーゼル発電機からの交流電源供給を可能とする（図表５－３－２）。

（丙F第15号証 27頁，同第5号証8－1．4－147頁）

#### イ 原子炉の減圧及び原子炉低圧時における炉心の冷却

異常や事故が発生した場合、原子炉停止直後の圧力容器内が高圧（運転圧力）の状態での冷却に引き続き、原子炉を減圧し、原子炉が低圧の状態での炉心冷却に移行する必要があるため、原子炉の減圧のために自動減圧系等を用いる。

- ① 自動減圧系の主蒸気逃がし安全弁については、原子炉圧力が一定の値に達した場合に、自動的に窒素ガス供給ラインの制御用電磁弁（直流電動弁）に信号が発せられて同電磁弁が開き、窒素ガスが主蒸気逃がし安全弁のシリンダー部に供給され、その圧力で主蒸気逃がし安全弁が開くが、この作動信号系のバックアップとして、代替自動減圧系（注５－３－１２）を設ける。

直流電源設備から上記電磁弁への給電ができない場合にも、上記電磁弁を作動させることができるよう、代替直流電源設備からの給電を可能



とする。

窒素ガス供給のバックアップとして、高圧窒素ガス供給系（注5-3-13）に予備の窒素ガスポンプ等を配備する。

後記第4で述べる設備である後備高圧窒素ガス供給系（注5-3-14）によっても、主蒸気逃がし安全弁のシリンダー部への窒素ガスの供給を可能とする（図表5-3-3）。

- ② 事故時に原子炉が低圧の状態において原子炉を冷却するための設備としては、1系列で機能を達成できる低圧注水系が3系列あるが、それらのすべての機能が喪失する万一の事態においても、前記アで述べた代替高圧注水系による圧力容器内への注水が可能である。

これに加え、新たに常設の代替低圧注水系（注5-3-15）を設ける。常設の代替低圧注水系は、空冷式ディーゼル発電機からの給電によって、復水移送ポンプ（注5-3-16）を駆動させ、圧力容器内への注水を行う。

上記常設系が機能しない場合であっても圧力容器内への注水ができるように、可搬型の代替低圧注水系（可搬型大容量ポンプ、ホース等）を設ける。同系は、予備を含め、津波の影響を受けないよう本件敷地内の高台（T. P. +20m以上）に配備し、あらかじめ原子炉建屋に2カ所の接続口を設けておくことで速やかな圧力容器内への注水ができるようにする。

後記第4で述べる設備である後備低圧注水系（注5-3-17）を設け、上記の各系統がすべて作動しない場合でも代替注水ができるようにする（図表5-3-4）。

（丙F第15号証28頁，29頁，同第5号証8-1. 4-148～151頁）

#### (4) 放射性物質閉じ込め的手段

LOCA時に破断口からドライウエルに流出する冷却材により格納容器内の温度及び圧力が上昇する場合において、格納容器内を冷却する設備としては、前記第4章第2の4(2)で述べた原子炉格納容器スプレイ冷却系を設けているが、万一その機能が喪失した場合の備えとして、常設の代替原子炉格納容器スプレイ冷却系(注5-3-18)を設けるとともに、かかる常設の設備が機能しない場合でも格納容器内を冷却できるように、可搬型の代替原子炉格納容器スプレイ冷却系も設ける。常設の代替原子炉格納容器スプレイ冷却系は、空冷式ディーゼル発電機からの給電によって復水移送ポンプを駆動させ、格納容器内への注水を行う。可搬型の代替原子炉格納容器スプレイ冷却系は、津波の影響を受けないよう本件敷地内の高台(T. P. +20m以上)に配備し、あらかじめ原子炉建屋に2カ所の接続口を設けておくことで速やかな格納容器内への注水を行えるようにする。

また、後記第4で述べる設備である後備低圧注水系によっても、格納容器内への注水を行えるようにする(図表5-3-5)。

以上の対策とともに耐圧強化ベント系又は後記2(2)で述べる第一原子炉格納容器フィルタベント系により、ドライウエル及びサプレッションチェンバ格納容器内の除熱を行う。

(丙F第15号証31頁, 同第5号証8-1. 4-154頁, 155頁)

#### (5) まとめ

以上の対策により、例えば、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生し、かつスクラムしないといった厳しい事態を想定しても、代替制御棒挿入機能により制御棒を挿入させることができる。さらに代替制御棒挿入機能によ

る制御棒挿入にも失敗することを仮定しても、代替再循環ポンプトリップ機能により再循環ポンプ4台が停止し冷却材中のボイドが増加することで原子炉出力の上昇が抑制され、その後、ほう酸水注入系を起動し炉心へのほう酸水注入を行うことにより45分程度で原子炉停止に至る。この間、RCIC及び高圧炉心注水系により炉心は冷却され、その後は、残留熱除去系による除熱を継続することで、炉心の著しい損傷に至ることとはなく、原子炉の安定停止状態を維持することができる。

(丙F第6号証10-7-59~69頁)

また、炉心の冷却機能が喪失する事象として、給水ポンプの全台停止時に、圧力容器内への注水を行う設備(RCIC、高圧炉心注水系及び低圧注水系)のすべてが機能喪失するという厳しい事態を想定した場合にも、代替高圧注水系による圧力容器内への注水を開始することで原子炉の水位は回復し、炉心冠水は維持され、原子炉の圧力は、主蒸気逃がし安全弁の作動により抑えられる。主蒸気逃がし安全弁からサブプレッションチェンバに蒸気が流入することによって格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替原子炉格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器スプレイにより、格納容器の圧力及び温度の上昇は緩和される。その後、耐圧強化ベント系又は第一原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを行うことで格納容器の圧力及び温度は低下する。

このように、(1)から(4)で述べた対策により、前記第4章及び上記第2に述べた事故防止に係る安全確保対策が奏功しなかった場合にも、炉心の著しい損傷を確実に防止できる。

(丙F第6号証10-7-2~12頁)

上記の対策を講ずるに当たって、事故の状況並びに炉心及び諸設備の状

態の把握，可搬型設備の運搬，接続，操作など，体制及び要員に依拠する部分に関しては，今後策定する保安規定及び手順書類に基づき，的確に対応できる体制を整備するとともに，要員が必要な手順を確実に実行できるように，十分な教育・訓練を行う。

## 2 格納容器の破損防止対策

### (1) 格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段

万一炉心の著しい損傷が発生した場合に，格納容器内を冷却して格納容器内の圧力及び温度を低下させて格納容器の破損を防止するための設備として，前記1（4）で述べた常設及び可搬型の代替原子炉格納容器スプレイ冷却系を使用する。

また，後記第4で述べる設備である後備低圧注水系によっても，格納容器内への注水を行えるようにする（図表5-3-5）。

（丙F第15号証31頁，同第5号証8-1. 4-154頁，155頁）

### (2) 格納容器の過圧破損を防止するための手段

万一炉心の著しい損傷が発生した場合に，格納容器内の圧力及び温度を低下させて格納容器の破損を防止するための設備として，第一原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。同系は，格納容器（ドライウエル及びサプレッションチェンバ）内の高圧の蒸気及び非凝縮性ガス（注5-3-19）をタンクに導き，放射性物質を低減した後，排気筒から放出する設備であり，炉心損傷等により発生した水素が格納容器内へ漏えいした場合でも，水素等の非凝縮性ガスを含む蒸気を放出し，水素爆発を防止する機能も有する。

この第一原子炉格納容器フィルタベント系により，万一炉心の著しい

損傷が発生した場合においても格納容器の過圧破損を防止することが可能であるが、さらに、後記第4で述べる設備である第二原子炉格納容器フィルタベント系にも同等の機能を持たせ、第一原子炉格納容器フィルタベント系のバックアップとする（図表5-3-6）。

（丙F第15号証32頁，同第5号証8-1. 4-156頁，157頁）

### （3）格納容器下部の溶融炉心を冷却し格納容器の破損を防止するための手段

万一炉心の著しい損傷が発生し、炉心が溶融し格納容器下部に落下した場合において、格納容器の破損を防止するため落下した溶融炉心（注5-3-20）を冷却する設備として、常設の原子炉格納容器下部注水系（注5-3-21）を設けるとともに、常設系が機能しない場合でも格納容器下部を冷却できるように可搬型の原子炉格納容器下部注水系を設ける。

また、後記第4で述べる設備である後備低圧注水系にも常設原子炉格納容器下部注水系と同等の機能を持たせる（図表5-3-7）。

（丙F第15号証33頁，同第5号証8-1. 4-158頁，159頁）

### （4）水素爆発による格納容器の破損を防止するための手段

万一炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備として、前記（2）で述べた第一原子炉格納容器フィルタベント系及び原子炉格納容器内水素濃度測定装置（注5-3-22）を設ける。

また、後記第4で述べる設備である第二原子炉格納容器フィルタベント系にも、第一原子炉格納容器フィルタベント系と同等の機能を持たせる。

（丙F第15号証34頁，同第5号証8-1. 4-160頁，161頁）

#### (5) 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手段

万一炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための設備として、常設の原子炉ウェル注水系（注5-3-23）を設け、これにより格納容器頂部の冷却を行うことで、格納容器頂部の過温による気密性の低下を防止し、格納容器から原子炉建屋への水素の漏えいを低減する。また、常設系が機能しない場合でも格納容器頂部を冷却できるように可搬型の原子炉ウェル注水系を設ける。

後記第4で述べる設備である後備低圧注水系によっても格納容器頂部の冷却が行えるようにする。

原子炉建屋に漏えいした水素ガスの低減については、静的触媒式水素再結合装置（注5-3-24）及び原子炉建屋水素ガス放出装置（注5-3-25）を設ける。

（丙F第15号証35頁，同第5号証8-1. 4-162頁，163頁）

上記（1）から（5）に述べた対策により、万一炉心の著しい損傷が生じたとしても、格納容器の破損及び原子炉建屋の損傷を確実に防止できる。

### 3 緊急時対策所の強化

被告電源開発は、事故等の緊急事態が発生した際の本件原子力発電所における対応活動の拠点となる緊急時対策所（注5-3-26）を本件敷地内に設置することとしているが、この緊急時対策所は、津波の影響を受けない高台（T. P. +20m以上）に設ける高い耐震性を有する建物内に配備する。また、専用の電源設備（ガスタービン発電機及び交流電源車）を設けるとともに放射線遮蔽設計を強化するなど万全の対策を講ずる。

(丙F第15号証44頁, 同第5号証8-1. 4-176~177頁)

#### 第4 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対策

本件原子力発電所においては、万一、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷に至るおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合にも、格納容器の破損による放射性物質の本件敷地外への大規模な放出を抑制するための設備を設ける。

すなわち、被告電源開発は、上記事態により炉心が損傷した場合を想定し、溶融した炉心を冷却するとともに格納容器の過圧等による破損を防止し、事故の影響を緩和するための設備を設ける。これらの設備は、前記第2及び第3で述べた各設備に対して可能な限り多重性又は多様性及び独立性を有し、かつ、位置的分散を図る。これらの設備は、計装設備、通信連絡設備を有する緊急時制御室(注5-4-1)、電源設備としてのガスタービン発電機、圧力容器内の溶融炉心の冷却機能、格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能、格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能を有する後備低圧注水系、格納容器の過圧破損防止機能及び水素爆発による格納容器の破損防止機能を有する第二原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉の減圧操作機能を有する後備高圧窒素ガス供給系等により構成する。

緊急時制御室、ガスタービン発電機、後備低圧注水系に係る機器等は、原子炉建屋から適切な離隔距離を確保して設置する。また、第二原子炉格納容器フィルタベント系は、基本的な構造は第一原子炉格納容器フィルタベント系と同様であるが、地下に設置し、蒸気を専用の排気口から大気に放出する。

(丙F第15号証47頁, 同第5号証8-1. 4-135~138頁)

## 第6章 原子力防災

原子力防災は、原子力災害対策特別措置法等に基づき、原子力発電所の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で外部へ放出される事態（原子力緊急事態）によって、国民の生命、身体又は財産に被害が生ずること（原子力災害）を未然に防止し、原子力災害が発生した場合においてはその被害の拡大を防ぐとともに災害の復旧を図るものである。同法は、原子力災害予防に関する原子力事業者の義務、原子力災害対策本部の設置等について特別の措置を定めることにより、原子力災害対策の強化を図り、原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的としており（同法1条）、同法3条以下において、原子力災害の予防、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策に関して、国、地方公共団体及び原子力事業者が講じなければならない措置等について規定している。また、同法6条の2は、原子力規制委員会が、災害対策基本法34条に基づき中央防災会議の作成した防災基本計画に適合して、原子力災害対策指針、すなわち、原子力事業者、指定行政機関の長及び指定地方行政機関の長、地方公共団体、指定公共機関及び指定地方公共機関その他の者による原子力災害対策の円滑な実施を確保するための指針を定めなければならないものとしている。これに従って原子力規制委員会は、平成24年10月、原子力災害対策指針を策定し、原子力災害対策を重点的に実施すべき区域の範囲、緊急事態の区分と対応する防護措置等、原子力防災対策に係る専門的・技術的事項について定めた。

被告電源開発においても、原子力災害対策特別措置法等に基づき、本件原子力発電所に燃料が搬入・装荷されるまでに原子力事業者防災業務計画を策定するとともに、関係機関（国、青森県等の地方公共団体等）への通報及び関係機関との情報共有を確実にを行うために必要な体制の整備、放射線測定設備の設置等を行う。被告電源開発は、上記防災業務計画において、



本件敷地境界付近であらかじめ定めた基準以上の放射線量が測定されるなど一定の事象の発生を認識した場合には、関係機関に対して、被告電源開発がこれを認識した時から15分以内を目途に当該事象の発生を通報することなどを定めることとしている。

また、本件原子力発電所の近辺には、万一の緊急事態の発生に備え、国、地方公共団体、被告電源開発等が一堂に会し、防災対策の実行の要となる施設であるオフサイトセンター（注6-1）が設置され、原子力緊急事態が発生した際には、オフサイトセンターに情報を集中し、本件原子力発電所周辺の住民に対して、事故状況に関する情報の提供や避難、屋内退避等の指示を行うこととなっている。

被告電源開発においては、これらの体制が確実に機能するよう、前記防災業務計画に定める防災訓練を一定の頻度で実施するとともに、国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練に参加し、その実効性を高めることとしている。

## 第7章 結語

以上のとおり、本件原子力発電所においては、その運転に伴って発生する放射性物質の有する潜在的危険性から公衆を守るという観点に立って、安全確保対策を講じている。被告電源開発は、本件設置変更許可申請に係る適合性審査の状況を踏まえ、今後、必要な検討を行い更なる主張を行うことがある。

なお、被告電源開発は、準備書面2第2の1及び3で述べたとおり、設置変更許可申請から設置変更許可を受けるまで原子力規制委員会による1年程度の審査期間を見込んだ上で、重大事故等対処施設等の設置工事の開始時期を平成27年11月、同設置工事の終了時期を平成32年12月と想定したが（丙F第2号証，同第3号証），これまでの原子力規制委員会による本件設置変更許可申請に係る審査状況等を考慮すると更に1年程度の審査期間を要すると考えざるを得ない状況であり、現時点では、同設置工事の開始時期は平成28年11月頃、同設置工事の終了時期は現在から6年後の平成33年12月頃になると見込んでいる（丙F第16号証）。被告電源開発は、同設置工事の終了後に燃料を本件原子炉に装荷し、その後、試運転等を経て本件原子力発電所の営業運転を開始することとなる。

以上