令和３年３月１８日判決言渡　同日原本領収　裁判所書記官　清　弘　祐　介

平成２４年（行ウ）第１５号　東海第二原子力発電所運転差止等請求事件

口頭弁論終結日　令和２年７月２日

判　　決

当事者の表示　別紙１当事者目録１及び別紙２当事者目録２記載のとおり

主　　文

１　被告は，別紙１当事者目録１記載の番号１ないし７９の各原告との関係で，茨城県那珂郡東海村大字白方１番の１において，東海第二発電所の原子炉を運転してはならない。

２　その余の原告らの請求をいずれも棄却する。

３　訴訟費用は，第１項記載の原告らに生じた費用の全部と被告に生じた費用の２２４分の７９を被告の負担とし，その余の原告らに生じた費用の全部と被告に生じたその余の費用を同原告らの負担とする。

事　実　及　び　理　由

目　　次

第１章　請求 16
第２章　事案の概要 16
第１　前提事実 16
１　当事者 16
(1)　原告ら 16
(2)　被告 16
２　本件発電所の概要等 17
３　原子力発電の仕組み等 18
(1)　核分裂と連鎖反応 18
(2)　原子力発電の仕組みと原子炉を構成する基本的な要素 19
(3)　放射性物質の人体への影響について 21

4　本件発電所の基本的安全対策設備 22
5　主な自然現象（地震，津波，火山）について 24
(1)　地震 24
(2)　津波 24
(3)　火山 25
6　福島第一発電所事故の発生 27
(1)　福島第一発電所事故の概要 27
(2)　福島第一発電所事故による被害の概要 30
7　原子力関連法令の改正及び新規制基準の策定等 31
(1)　原子力基本法及び原子炉等規制法の改正 31
(2)　原子力規制委員会の設置 34
(3)　新規制基準の策定（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・５１～５７頁） 35
(4)　新規制基準の概要 36
(5)　新規制基準策定後の原子炉等規制法の改正（検査制度） 38
8　深層防護の考え方 39
9　原子力規制委員会の新規制基準の考え方（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）） 42
(1)　安全性に対する考え方について（「新規制基準の考え方」１－２参照） 42
(2)　深層防護との関係について（「新規制基準の考え方」２－４，２－５参照） 43
１０　本件発電所の現在の許認可等の状況 44
第２　争点 46
第３章　当事者の主張 48
第１　争点１（原子炉等規制法が違憲無効であることを理由とする差止請求の可否）について 48
（原告らの主張） 48
（被告の主張） 51

第２　争点２（人格権に基づく原子炉運転差止請求における要件・主張立証責任等）について 52
１　争点２－１（人格権に基づく原子炉運転差止請求の要件）について 52
（原告らの主張） 52
（被告の主張） 56
２　争点２－２（人格権に基づく原子炉運転差止請求の主張立証責任等）について 58
（原告らの主張） 58
（被告の主張） 60
第３　争点３（地震に対する安全確保対策（基準地震動の策定））について 61
１　争点３－１（新規制基準における基準地震動の意義）について 61
（原告らの主張） 61
（被告の主張） 63
２　争点３－２（「震源を特定して策定する地震動」）について 64
(1)　争点３－２－１（応答スペクトルに基づく地震動評価）について 64
（原告らの主張） 64
（被告の主張） 68
(2)　争点３－２－２（断層モデルを用いた手法による地震動評価（ＳＭＧＡモデル関係））について 72
（原告らの主張） 72
（被告の主張） 77
(3)　争点３－２－３（断層モデルを用いた手法による地震動評価（不確かさの考慮等））について 86
（原告らの主張） 86
（被告の主張） 89
３　争点３－３（「震源を特定せず策定する地震動」）について 93

（原告らの主張）……93
（被告の主張）……98
第４　争点４（地震に対する安全確保対策（耐震安全性））について……107
１　争点４－１（耐震安全性に関する新規制基準の合理性）について……107
（原告らの主張）……107
（被告の主張）……107
２　争点４－２（圧力容器スタビライザ・ロッドの耐震安全性）について……110
（原告らの主張）……110
（被告の主張）……114
３　争点４－３（格納容器の耐震安全性）について……125
（原告らの主張）……125
（被告の主張）……128
第５　争点５（津波に対する安全確保対策）について……133
１　争点５－１（基準津波策定）について……133
（原告らの主張）……133
（被告の主張）……137
２　争点５－２（津波対策）について……142
（原告らの主張）……142
（被告の主張）……146
第６　争点６（火山（気中降下火砕物）に対する安全確保対策）について……150
１　争点６－１（気中降下火砕物に係る保安規定変更認可申請前の司法審査の在り方等）について……150
（原告らの主張）……150
（被告の主張）……152
２　争点６－２（気中降下火砕物濃度の推定手法についての火山影響評価ガイドの規定の合理性）について……155

（原告らの主張）……156
（被告の主張）……159
3　争点６－３（被告による気中降下火砕物濃度の評価）について……163
（原告らの主張）……163
（被告の主張）……167
第７　争点７（事故防止に係る安全確保対策及びその実効性を確保するための対応）について……172
1　争点７－１（内部火災対策）について……172
（原告らの主張）……173
（被告の主張）……176
2　争点７－２（重大事故等対策（シビアアクシデント対策））について……182
（原告らの主張）……182
（被告の主張）……195
3　争点７－３（本件発電所の維持管理）について……210
（原告らの主張）……210
（被告の主張）……217
第８　争点８（立地審査及び避難計画）について……224
1　争点８－１（立地審査）について……224
（原告らの主張）……224
（被告の主張）……226
2　争点８－２（避難計画）について……229
（原告らの主張）……229
（被告の主張）……234
第９　争点９（東海再処理施設との複合災害の危険性）について……238
（原告らの主張）……238
（被告の主張）……240

第１０　争点１０（経理的基礎の要件の範囲及びその有無等）……244
（原告らの主張）……244
（被告の主張）……247
第４章　当裁判所の判断……252
第１　争点１（原子炉等規制法が違憲無効であることを理由とする差止請求の可否）について……252
第２　争点２（人格権に基づく原子炉運転差止請求における要件・主張立証責任等）について……253
１　争点２－１（人格権に基づく原子炉運転差止請求の要件）について……253
(1)　人格権に基づく差止請求……253
(2)　発電用原子炉施設の原子炉運転差止請求に係る具体的危険……254
(3)　原子力規制委員会の許認可と具体的危険について……257
２　争点２－２（人格権に基づく原子炉運転差止請求の主張立証責任等）について……260
第３　争点３（地震に対する安全確保対策（基準地震動の策定））について……261
１　認定事実１（新規制基準以前の原子力発電所の地震対策に係る規制及び大規模地震の発生について）……261
(1)　昭和４５年安全設計審査指針（本件発電所設計・運転開始時）……262
(2)　旧耐震設計審査指針の策定……262
(3)　１９９５年兵庫県南部地震……263
(4)　旧耐震設計審査指針に基づくバックチェック……266
(5)　２００５年宮城県沖地震……267
(6)　新耐震設計審査指針への改訂（乙Ｂイ１，丙Ｄ１４）……267
(7)　２００７年能登半島地震（丙Ｄ７４，７５）……269
(8)　２００７年新潟県中越沖地震……270
(9)　新耐震設計審査指針に基づくバックチェックの実施（甲Ｄ３，７６）……271

⑽　東北地方太平洋沖地震 271
2　認定事実２（新規制基準の内容・地震動評価の手法等について） 278
(1)　新規制基準の内容 278
(2)　地震動評価の手法その１（応答スペクトルに基づく地震動評価手法） ... 298
(3)　地震動評価の手法その２（断層モデルを用いた地震動評価手法） 301
(4)　他の分野における地震動評価 315
3　認定事実３（新規制基準下における本件発電所の基準地震動策定等について）
..... 319
(1)　地震に関する各種調査 319
(2)　「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」（内陸地殻内地震） 320
(3)　「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」（プレート間地震） 326
(4)　「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」（海洋プレート内地震） . 332
(5)　「震源を特定せず策定する地震動」 332
(6)　基準地震動Ｓｓの策定 336
(7)　原子力規制委員会による適合性判断等 338
(8)　新規制基準策定後の事情 339
4　争点３－１（新規制基準における基準地震動の意義）について 340
(1)　新規制基準における基準地震動 340
(2)　検討 341
5　争点３－２－１（応答スペクトルに基づく地震動評価）について 344
(1)　応答スペクトルに基づく手法における補正の在り方 344
(2)　内陸地殻内地震について 345
(3)　プレート間地震について 346
(4)　小括 347
6　争点３－２－２（断層モデルを用いた手法による地震動評価（ＳＭＧＡモデル関係））について 347

(1) 問題の所在 347
(2) 東北地方太平洋沖地震を検討用地震とする基準地震動の策定において周期１～２秒の強震動パルスを考慮することについて 347
(3) 被告がＳＰＧＡモデル又は不均質なＳＭＧＡモデルによらず，標準的なＳＭＧＡモデルにより地震動評価を行ったことについて 353
7 争点３－２－３（断層モデルを用いた手法による地震動評価（不確かさの考慮等））について 356
(1) 内陸地殻内地震における不確かさの考慮等 356
(2) プレート間地震における不確かさの考慮 358
(3) 小括 359
8 争点３－３（「震源を特定せず策定する地震動」）について 359
(1) 加藤ほか（２００４）について 359
(2) 震源の規模が推定できない地震（Ｍｗ６．５以上）について 360
(3) 震源の位置も規模も推定できない地震（Ｍｗ６．５未満）について 363
(4) 地震動審査ガイドの見直しの議論について 365
(5) 鉄道構造物との比較 366
(6) 湾岸構造物との比較 368
(7) 小括 368
9 争点３（基準地震動の策定）についての総括 369
第４ 争点４（地震に対する安全確保対策（耐震安全性））について 369
1 認定事実４（耐震安全性に係る規制の内容等） 369
(1) 新規制基準以前における耐震設計について 369
(2) 新規制基準における耐震設計規制（原子炉設置（変更）許可段階） 374
(3) 地震動審査ガイド（Ⅱ．耐震設計方針） 383
(4) 新規制基準における耐震設計規制（工事計画認可段階） 390
(5) 工認審査ガイド（丙ＢＡ２０） 392

(6) 設計用の規格類 405
(7) 加圧試験等の知見 413
(8) 安全率について 415
2 認定事実５（本件発電所の耐震安全性について） 415
(1) 本件発電所の基本的な構造（丙Ｄ１５９・４１，４２頁） 415
(2) 本件発電所の耐震安全性評価 417
(3) 圧力容器スタビライザ 420
(4) 格納容器 425
(5) 原子力規制委員会による適合性判断 431
3 争点４－１（耐震安全性に関する新規制基準の合理性）について 431
(1) 新規制基準における耐震安全性の体系について 431
(2) 原告らの主張について 432
4 争点４－２（圧力容器スタビライザ・ロッドの耐震安全性）について 433
(1) 本件発生値について 433
(2) 本件許容値について 436
(3) 小括 440
5 争点４－３（格納容器の耐震安全性）について 441
(1) 座屈について 441
(2) 座屈以外について 445
6 争点４（耐震安全性）についての総括 446
第５ 争点５（津波に対する安全確保対策）について 446
1 認定事実６（津波対策に係る規制等） 446
(1) 東北地方太平洋沖地震による津波被害 447
(2) 設置許可基準規則・同解釈 450
(3) 津波審査ガイド（Ⅰ．基準津波） 456
(4) 津波審査ガイド（Ⅱ．耐津波設計方針） 462

(5) 技術基準規則・同解釈 465
(6) 耐津波設計に係る工認審査ガイド（丙Ｂア２１） 466
(7) 船舶の緊急退避又は係留避泊について 467
2 認定事実７（本件発電所における基準津波の策定について） 469
(1) 津波に関する各種調査 469
(2) プレート間地震に起因する津波の評価（丙Ｄ１５９・５７～６４頁） 472
(3) プレート間地震以外の地震に起因する津波の評価 476
(4) 地震以外に起因する津波の評価 476
(5) 基準津波の策定 477
(6) 原子力規制委員会による適合性判断 478
(7) 基準津波策定後の事情（巨大地震モデル検討会概要報告の公表） 478
3 認定事実８（本件発電所の津波対策について） 483
(1) 本件発電所における津波対策 483
(2) 基準津波に対する耐津波安全性の確認 485
(3) 津波に伴う漂流物について 486
(4) 設計を超える事象（津波が敷地内に遡上又は流入する事象）に対する対策 494
(5) 原子力規制委員会による適合性判断 495
4 争点５－１（基準津波策定）について 495
(1) 基準津波の意義について 495
(2) 津波審査ガイドについて 498
(3) 巨大地震モデル検討会概要報告について 499
(4) 小括 500
5 争点５－２（津波対策）について 500
(1) 津波波源及び流向の想定について 500
(2) 大型船舶を津波に伴う漂流物として想定することの要否について 502

6　争点５（津波に対する安全確保対策）についての総括 505
第６　争点６（火山（気中降下火砕物）に対する安全確保対策）について 505
1　認定事実９（火山に対する規制等について） 505
(1)　設置許可基準規則・解釈（甲ＢＡ５） 506
(2)　技術基準規則・解釈 508
(3)　火山影響評価ガイドの策定（甲Ｄ５７） 508
(4)　平成２９年実用炉規則等の改正 510
(5)　令和元年火山影響評価ガイド（甲Ｄ２０２，丙ＢＡ３８，丙Ｄ２０１） 523
(6)　降下火砕物のシミュレーションソフト（Tephra2）について 523
2　認定事実１０（本件発電所の敷地周辺の火山に関する評価について） 526
(1)　本件発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出 526
(2)　本件１３火山についての設計対応が不可能な火山事象に係る個別評価 527
(3)　本件発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象の抽出及びその影響評価 527
3　認定事実１１（降下火砕物への対策等について） 527
(1)　直接的影響とその対策 527
(2)　間接的影響とその対策 531
(3)　原子力規制委員会による適合性判断 531
4　争点６－１（気中降下火砕物に係る保安規定変更認可申請前の司法審査の在り方等）について 531
(1)　「相当の根拠，資料に基づく主張立証」について 531
(2)　気中降下火砕物濃度の推定等を保安規定変更認可申請において審査することの合理性 533
5　争点６－２（気中降下火砕物濃度の推定手法についての火山影響評価ガイドの規定の合理性）について 535
(1)　大きな不確実さを有することについて 535

(2)　３．１の手法について……536
(3)　３．１の手法と３．２の手法を選択的に用いることについて……538
(4)　小括……539
6　争点６－３（被告による気中降下火砕物濃度の評価）について……539
7　争点６（気中降下火砕物）についての総括……539
第７　争点７（事故防止に係る安全確保対策及びその実効性を確保するための対応）について……539
1　認定事実１２（原子力発電所の内部火災対策規制とケーブルについて）…540
(1)　ブラウンズフェリー火災事故……540
(2)　旧火災防護審査指針（甲Ｃ２４）……540
(3)　設置許可基準規則（甲ＢＡ５，丙ＢＡ９）……540
(4)　火災防護審査基準（丙ＢＡ１１）……541
(5)　電気学会推奨案（丙Ｃ１２）……544
(6)　ＡＣＡガイド（丙Ｃ１３）……544
(7)　一般用ケーブルの耐用年数について……545
(8)　本件発電所のケーブルについて……546
(9)　ＯＦケーブル火災事例（甲Ｃ１０５，丙Ｃ１５）……546
2　認定事実１３（重大事故等対策に係る規制等について）……547
(1)　新規制基準策定以前の重大事故等対策に係る規制等……547
(2)　新規制基準における重大事故等対策に係る規制の概要……550
(3)　重大事故等対策の有効性評価に係る設置許可基準規則・同解釈の定め…555
(4)　有効性評価ガイド……561
(5)　ＰＲＡについて……564
(6)　水素爆発について……568
(7)　水蒸気爆発について……570
(8)　大規模損壊対策について……577

3　認定事実１４（原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策の実効性を確保するための規制について）……578
(1)　高経年化対策実施ガイド（丙Ｂア２３）……578
(2)　延長審査基準及び延長ガイド……579
(3)　「亀裂その他の欠陥の解釈」及び維持規格……580
4　認定事実１５（本件発電所の事故防止に係る安全確保対策について）……581
(1)　異常発生防止対策……581
(2)　異常拡大防止対策……587
(3)　放射性物質異常放出防止対策……589
(4)　福島第一発電所事故を踏まえた安全確保対策の強化……593
(5)　原子力規制委員会による適合性判断……621
(6)　本件意見公募手続における回答……622
5　認定事実１６（本件発電所の事故防止に係る安全確保対策の実効性を確保するための対応について）……623
(1)　本件発電所における維持管理に係る対応の概要……624
(2)　具体的な維持管理に係る対応……624
(3)　運転期間の延長に係る対応……629
(4)　本件発電所における損傷等の事例……640
(5)　原子力規制委員会による適合性判断……644
6　争点７－１（内部火災対策）について……644
(1)　火災防護審査基準が安全系ケーブルに限り難燃ケーブルの使用を要求していることについて……644
(2)　難燃ケーブルに代えて複合体を用いることについて……646
(3)　内部火災対策についての小括……650
7　争点７－２（重大事故等対策（シビアアクシデント対策））について……651
(1)　重大事故等対策の有効性評価について……651

(2) 水素爆発対策について……663
(3) 水蒸気爆発対策について……667
(4) 大規模損壊対策について……672
8 争点７－３（本件発電所の維持管理）について……672
(1) 老朽化（中性子脆化を除く）について……672
(2) 中性子照射脆化について……674
(3) 小括……675
9 争点７（事故防止に係る安全確保対策及びその実効性を確保するための対応）についての総括……675
第８ 争点８（立地審査及び避難計画）について……676
1 認定事実１７（立地審査指針）……676
(1) 立地審査指針について（甲Ｇ６３，乙Ｂイ９，１９）……676
(2) 新規制基準において立地審査指針を採用しない原子力規制委員会の考え方（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３８５～４０２頁）……681
2 認定事実１８（原子力災害対策法制及び本件発電所周辺の地方自治体における避難計画の策定状況等）……685
(1) 原子力災害対策に係る法的枠組み等……685
(2) 本件発電所周辺地方自治体における避難計画の策定状況等……703
(3) 避難時間シミュレーション……716
(4) 屋内退避及び避難について……716
3 争点８－１（立地審査）について……718
(1) 立地審査指針を採用していないことについて……718
(2) 原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１（非居住区域）について……718
(3) 原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２（低人口地帯）について……719
(4) 原則的立地条件(3)・基本的目標ｃ・指針３について……720
(5) 立地審査の必要性について……720

4　争点８－２（避難計画）について 721
(1)　新規制基準の合理性について 722
(2)　避難計画について 722
5　争点８（立地審査及び避難計画）についての総括 729
第９　争点９（東海再処理施設との複合災害の危険性）について 730
1　認定事実１９（東海再処理施設等について） 730
(1)　周辺施設の影響審査に係る設置許可基準規則・同解釈の定め 730
(2)　近接原子力施設からの影響審査について 730
(3)　東海再処理施設について 731
2　争点９（東海再処理施設との複合災害の危険性）について 738
(1)　東海再処理施設の事故等を設置許可基準規則６条３項の事象として考慮していないことについて 738
(2)　審査基準の合理性について 739
(3)　小括 740
第１０　争点１０（経理的基礎の要件の範囲及びその有無等）について 740
1　認定事実２０（被告の経理的基礎について） 740
(1)　被告の事業等 740
(2)　本件設置変更許可申請時 741
(3)　本件設置変更許可後の事情 742
2　争点１０（経理的基礎の要件の範囲及びその有無等）について 743
(1)　本件設置変更許可申請に係る原子炉等規制法４３条の３の６第１項２号の経理的基礎の要件該当性について 743
(2)　維持管理に係る経理的基礎について 745
(3)　小括 746
第１１　結論 746

第１章　請求

被告は，茨城県那珂郡東海村大字白方１番の１において，東海第二発電所の原子炉を運転してはならない。

第２章　事案の概要

本件は，茨城県外１都１府８県に居住する原告らが，被告に対し，被告が茨城県東海村内に設置する東海第二発電所（以下「本件発電所」という。）の原子炉の運転により，原告らの人格権が侵害される具体的危険性があるとして，人格権に基づく妨害予防請求として，本件発電所の原子炉の運転の差止めを求める事案である。

なお，原告らは，本件と併せて国を被告とする本件発電所の原子炉設置許可処分の無効確認の訴え及び本件発電所使用停止命令の義務付けの訴えを併合提起したものの，これらの訴えを取り下げた。

第１　前提事実

当事者間に争いのない事実，当裁判所に顕著な事実並びに掲記の証拠（なお，証拠番号に枝番号があるものについては，特記しない限り，枝番号を全て含む。以下同じ。）及び弁論の全趣旨により容易に認められる事実は，以下のとおりである。また，本件では，改正経緯，用語の説明又は本件発電所の安全対策等との対応関係を分かりやすくするため，法令等の定めについても，前提事実又は認定事実の項目の下で摘示した。

１　当事者

(1)　原告ら

原告らは，別紙１当事者目録１記載の住所地に居住する者である。原告らの居住地と本件発電所との距離は，同別紙の「距離」欄に記載のとおりであり，最も近い者で１．６９ｋｍ（茨城県那珂郡東海村内），最も遠い者で１０７３．５３ｋｍ（鹿児島県鹿児島市内）である。（弁論の全趣旨）

(2)　被告

被告は，昭和３２年１１月１日に設立され，原子力発電の開拓企業化のために，原子力発電所の建設，運転操作及びこれに伴う電気の供給並びにこれに付帯関連する事

業を営むことを主たる目的とする株式会社であり，本件発電所を設置している（丙Ｇ２）。

２　本件発電所の概要等

本件発電所は，茨城県那珂郡東海村大字白方１番の１に所在する。同所は，東京の北方約１３０ｋｍ，水戸市の東北約１５ｋｍの地点にあって，太平洋に面している。本件発電所には，商業発電用の原子炉が１基設置されている（以下「本件原子炉」という。）。本件原子炉は，電気出力１１０万ｋＷの沸騰水型原子炉（ＢＷＲ）である。（丙Ｈ３本文１～３頁，同添付書類二・２－１頁）

被告は，昭和４６年１２月２１日，内閣総理大臣に対し，昭和５２年法律第８０号による改正前の核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下，改正の前後を問わずこの法律を「原子炉等規制法」という。）２３条に基づき，本件発電所の原子炉設置許可申請を行った（乙Ｃ１，２。なお，被告は，昭和４７年１１月１５日付けで上記申請の内容の一部を訂正している（乙Ｃ３）。）。

内閣総理大臣は，昭和４６年１２月２３日，原子力委員会に対して，上記申請について，上記改正前の原子炉等規制法２４条１項各号についての意見を求め（乙Ｃ４），原子力委員会委員長は，同日，原子炉安全専門審査会に対して本件発電所の安全性についての調査審議をするよう指示し（乙Ｃ５，６の１），それ以外の事項は直接審議した。原子炉安全専門審査会は，調査審議の結果，昭和４７年１１月１７日，原子力委員会委員長に対して本件発電所の設置に係る安全性は十分確保し得るものと認めるとの報告をした（乙Ｃ８の５・４頁，乙Ｃ１０・１頁，乙Ｃ１１・８頁）。なお，原子炉安全専門審査会は，当時の原子力委員会設置法１４条の２に基づき，原子力委員会委員長の指示により，原子炉に係る安全性に関する事項を調査・審議する機関であり，昭和４７年当時，原子力工学，機械工学等の専門家である審査委員２９名と調査委員１０名により構成されていた（乙Ｃ７・１０，１１枚目）。原子力委員会は，上記報告を踏まえて調査審議し，同年１２月２２日，内閣総理大臣に対し，被告による許可申請が上記改正前の原子炉等規制法所定の許可要件に適合しているものと認める旨を

答申した（乙Ｃ１２，６の２）。

内閣総理大臣は，昭和４７年１２月２３日，被告に対し，上記改正前の原子炉等規制法２３条１項に基づき，本件発電所の本件原子炉の設置を許可した（乙Ｃ１３）。

被告は，その後，本件発電所を建設し，昭和５３年１１月２８日，本件発電所は営業運転を開始した（丙Ｇ２）。

３　原子力発電の仕組み等

(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。中性子を吸収して核分裂を起こしやすいのは，ウランやプルトニウムなどの重い元素の同位体のうち，ウラン２３５やプルトニウム２３９などであり，これらを核分裂性核種という（丙Ａ１・２３頁，丙Ｃ４０・６８頁）。

核分裂性核種の原子核は，核外から中性子を吸収すると複数の原子核に分裂しやすい性質を有している。核分裂性核種の原子核が中性子を吸収して核分裂すると，大きなエネルギーを発生させるとともに，放射性物質である核分裂生成物（ヨウ素１３１，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）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する現象を核分裂連鎖反応という。核分裂連鎖反応によって持続的に生じ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。（丙Ａ１・２３頁，丙Ｃ４０・６８頁）

核分裂により生じた核分裂生成物は，放射線を出しながら別の原子核に変化していくが（放射性崩壊），その際に放出されるエネルギーが周辺の物質に吸収されて最終的に熱になったものを崩壊熱という。使用済燃料からは崩壊熱及び放射線が発生しているが，崩壊熱は，時間とともに減少する。例えば，ウラン燃料では，原子力発電所が発電をしている定格出力時に発生する熱と比べると，崩壊熱は原子炉の停止直後に約７％，２４時間後に１％未満になる。しかし，崩壊熱の減衰は時間が経つにつれて緩やかとなるため，原子炉の停止から１年後でも約０．２％は残る。そして，原子炉

の熱出力は非常に大きいため，長期にわたり冷却を続けなければ，炉心溶融を起こす。（甲Ｃ７６の１・６頁，甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・１９６，１９７頁）

放射性物質の放射能は，時間が経つにつれて弱まる（減衰する）性質があり，放射能が半分に減るまでにかかる時間を半減期というところ，ヨウ素１３１の半減期は８日と短いが，セシウム１３７の半減期は３０．２年と長く，プルトニウム２３９の半減期に至っては２．４万年と非常に長期に及ぶ（丙Ａ１・４４頁）。

⑵　原子力発電の仕組みと原子炉を構成する基本的な要素

原子力発電の仕組みと原子炉を構成する基本的な要素は，以下のとおりである（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２９～３６頁，丙Ａ１・２５～２７頁，丙Ｃ４０・付属資料３頁）。

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同じである。

原子炉は，上記⑴の核分裂連鎖反応を安定的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，核分裂を起こして熱エネルギーを発生させる燃料，核分裂によって発生する高速中性子を次の核分裂を起こしやすい熱中性子の速度にまで減速させるための減速材，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，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的に制御するための制御材である。

原子炉にはいくつかの種類があるが，そのうち，減速材及び冷却材の両者の役割を果たすものとして軽水（普通の水）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，そこで高温の水のも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に用いる核燃料には，ウラン２３５を３～５％含む二酸化ウランを円柱状に焼き固めた燃料ペレットが使用されており，この燃料ペレットを金属（中性子吸収が少ないという特徴を持つジルコニウム合金であるジルカロイ）製の燃料被覆管の中に縦に積み重ね，両端を密封したものが燃料棒である。この燃料棒は，数十本ごとにまとめられて一つの燃料集合体を形成しており，数百体で炉心を構成している。また，制御材としては，その内部に中性子吸収材（炭化ほう素等）が詰められているステンレス鋼管数十本を十字型に配列してステンレス鋼板で覆った制御棒などが使用されており，この制御棒を炉心の下部から出し入れすることによって炉心に存在する中性子の数を増減させ，核分裂反応を調整し，出力を制御している。

これらの燃料集合体及び制御棒は，鋼鉄製の原子炉圧力容器（以下，単に「圧力容器」という。）に収められている。圧力容器には，高温（約２９０℃：冷却材出口温度），高圧（約７０気圧）の冷却材と減速材を兼ねる水（原子炉冷却材）が入れられており，この水は，核分裂反応によって生じた熱によって沸騰し，高温，高圧の蒸気が作られる。この蒸気は圧力容器から主蒸気管を通ってタービンに送られ，タービンにおいて，その熱エネルギーの一部が機械的回転エネルギーに変換され，タービンに結合された発電機により発電を行う。タービンを回転させた蒸気は，復水器で冷却水（海水）により冷却されて水となり，この水は給水管を通って圧力容器内に戻される（なお，復水器において，放射性物質を含んだ原子炉冷却材（蒸気）とその冷却に使用する冷却材（海水）とは，復水器内の伝熱管を通じて熱交換を行っていることから，これらが接触することはない。）。

また，ＢＷＲでは，圧力容器に，原子炉冷却材再循環系配管，再循環ポンプ等から成る原子炉冷却材再循環系設備を接続して，圧力容器内の沸騰水（水蒸気の泡（ボイド）を含む。）の循環量を調整している。上記のとおり，ＢＷＲにおいては，水が冷却

材及び減速材の役割を果たしているため，減速材としての沸騰水の再循環量を調整することで炉心内の減速材の量が変化し，これにより出力を調整することができる。このようにＢＷＲにおいては，制御棒とともに再循環の流量により出力を調整することができる。

圧力容器内で発生した蒸気がタービン，復水器を経て水になり，再び圧力容器に戻ってくる水の循環経路を構成する設備及び上記原子炉冷却材再循環系設備などを原子炉冷却系統設備という。

(3)　放射性物質の人体への影響について

放射性物質の人体への影響については，以下のとおりである（甲Ｃ７６の１・６頁，丙Ａ１・４７～４８頁）。

ア　人体が放射線を受けることを被ばくといい，放射性物質などの放射線の発生源（線源）が体の外にあり，体外から放射線を受けることを外部被ばくという。一方，呼吸や飲食によって放射性物質を体内に取り込んだり，皮膚に付着した放射性物質が傷口から体に入ったりすることによって，体の中に取り込まれた線源から放射線を受けることを内部被ばくという。

また，瞬時若しくは短時間に放射線を被ばくすることを急性被ばくといい，長期間にわたって繰り返し，あるいは連続的に少しずつ放射線を被ばくすることを慢性被ばくという。

イ　放射線による健康影響には，確定的影響（組織反応）と確率的影響の２種類がある。

（ア）確定的影響（組織反応）

ある一定の線量以上の放射線による被ばくをしたときに現れる影響を確定的影響（組織反応）といい，高い線量の放射線によって多数の細胞が死ぬことにより，組織や臓器が傷つけられ，不妊，脱毛，紅斑，白血球減少などの症状が現われ，受けた放射線量が高いほど，症状が重篤になる。

平成１１年９月３０日に茨城県那珂郡東海村にある株式会社ＪＣＯの核燃料加工

施設で発生した臨界事故においては，作業員３名が多量の被ばくをし，うち２名が死亡した（甲Ａ２２）。

（イ）確率的影響

確率的影響とは，高い線量でも低い線量でも被ばくから数年以上経ってから現れる可能性がある，発がんと遺伝性影響を指す。

発がんに至るまでには放射線による遺伝子の傷が完全に修復されないまま細胞が生き続け，何段階にもわたる変異が重なることなどによって細胞のがん化が起きる。そのため，発がんは，ある確率で発生し，受けた放射線量が多いほど発がんの確率が高くなる。発がんリスクについては，１００ｍＳｖを超える線量域においては線量の増加と発がんのリスクが正の相関関係にあることが広島・長崎の原子爆弾被爆者の疫学調査の結果から証明されているが，１００ｍＳｖ以下の線量域では，放射線による発がんの影響は，仮にネガティブな影響が存在したとしても喫煙や飲酒など他の要因による影響に隠れてしまうほど小さいことや，低線量では不確実性が大きいことから，統計上有意な結果が得られておらず，そのリスクは未だ解明されていない（乙Ａ１２・４頁）。

遺伝性影響は，放射線によって精子や卵子などの生殖細胞の遺伝子が傷つき，子供や孫に異常が現れるものである。

ウ　被ばくによる人体への影響を身体的影響と遺伝性影響とに分類すると，身体的影響については，被ばく後発症までの期間により急性障害と晩発障害とに分けられ，晩発障害の例が発がんである。

４　本件発電所の基本的安全対策設備

本件発電所の基本的な安全対策は，以下のとおりである（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３７～４０頁，丙Ｃ４０・３頁，同付属資料１１～１６頁，丙Ｈ３・添付書類八・８－９－１～３７頁）。

原子力発電所の安全確保対策の基本は，異常を検知した場合には原子炉を緊急停止して核分裂反応を止めること（「止める」），原子炉停止後も発生する崩壊熱を，冷却水

によって除去し，冷やすこと（「冷やす」），放射性物質を内部に閉じ込め，その異常な放出を防止すること（「閉じ込める」）にある。

まず，原子炉を「止める」ための設備としては，制御棒があり，原子炉の運転中に異常が発生した場合に原子炉を緊急停止（スクラム）する必要がある場合には，原子炉緊急停止系が起動し，全制御棒が炉心に急速に挿入され，原子炉は緊急停止される設計となっている。

次に，原子炉を緊急停止した後も発生する崩壊熱を除去するため，炉心を「冷やす」設備として，例えば，給水系や配管の破断等が生じた場合には非常用炉心冷却系と呼ばれる設備等があり，これにより，圧力容器への注水等を行うことができる。

最後に，放射性物質の異常な放出を防止する「閉じ込める」ための設備として，例えば，原子炉格納容器（以下，単に「格納容器」ともいう。）等がある。本件発電所における格納容器は，圧力容器及び原子炉冷却材再循環系を取り囲むドライウェル，サプレッション・チェンバ及び鉄筋コンクリート基礎盤から構成されており，ドライウェルとサプレッション・チェンバはベント管で繋がれている。冷却材喪失時には，原子炉水位低等の信号により自動的に隔離弁を閉止し，外部と隔離する。そして，ドライウェル内に放出された放射性物質を含む蒸気と水との混合物は，ベント管を通ってサプレッション・チェンバ内のプール水中に導かれる。ここで蒸気がプール水で冷却され，凝縮することによって，ドライウェル内圧の上昇が抑制され，ドライウェル内に放出された放射性物質を格納容器内に閉じ込める。

「閉じ込める」設備として，上記の格納容器に加え，燃料ペレット，燃料被覆管，圧力容器（接続される配管，弁とともに圧力バウンダリを形成し，異常発生時には隔離弁閉止により圧力バウンダリが隔離される。）及び原子炉建屋（格納容器を収納した気密の建屋）を指して五重の壁と称することもある。

なお，使用済燃料は，前記３(1)のとおり崩壊熱を有することから，本件発電所では，原子炉建屋内に設けた使用済燃料プール内又は乾式貯蔵建屋内の乾式貯蔵設備内に貯蔵して崩壊熱を除去することとしている。

５　主な自然現象（地震，津波，火山）について

原子力発電所の安全確保の上で，主として問題となる自然現象（地震，津波，火山）の基本的性質等は，以下のとおりである（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２４７～２４８頁，３２１～３２３頁，３２８～３３０頁，３３２頁，丙Ｄ１２，１３・１～１５頁，丙Ｄ１５９・５４頁，同付属資料１５５頁）。

(1)　地震

本件発電所が位置する茨城県周辺においては，陸側のプレート（「北米プレート」ともいわれる。），太平洋プレート，フィリピン海プレートの３つのプレートが重なっており，敷地東方においては陸側のプレートの下に太平洋プレートが沈み込み，敷地南方においては陸側のプレートの下に相模トラフから北西方向にフィリピン海プレートが沈み込み，フィリピン海プレートの下部では，日本海溝から西向きに太平洋プレートが沈み込んでいる。各プレートは異なる方向に動いており，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おり，このような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，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）を境としてずれる現象，すなわち「地震」が生じる。

「地震」が生じると震源断層面からエネルギー（地震波）が放出されて，地震波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。

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」）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，地震波の伝播速度が大きい深い地盤内を伝わり（「伝播経路特性」），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こと（「地盤増幅特性」）が知られており，これらの特徴には地域性がある。

(2)　津波

津波には，地震による津波とそれ以外の要因（地すべり，斜面崩壊等）による津波

とがあるところ，地震による津波とは，沖合で発生した地震による海底の地殻変動に伴い海面変位が発生し，それが沿岸に伝播していく現象であり，地震以外の要因による津波も，海面変位が発生して沿岸に伝播していくという点では同じである。

津波は，水深が深いほど速く進み，陸地に近づき水深が浅くなるほど速度が遅くなる一方で，波高が沖合よりも高くなるという性質を有している。

津波の波長は，沖合で数十ｋｍから数百ｋｍにもなるが，波高は海底の上下方向の地殻変動に応じて最大でも数mという大変緩やかな水面の傾きしかないため，波として認識することはできない。しかし，沿岸に近づいて水深が浅くなるにつれて波長は短くなり，逆に波高は高くなるのでここで初めて波として認識できるようになる。

海岸に到達した津波の一部は陸上に遡上し，一部は反射されて沖合に戻っていく。発生したときは比較的単純な波形の津波であっても海底地形や海岸線の形状などにより津波の波高は変化するため，１０m離れただけで，津波の高さが全く異なる場合もある。また，反射を繰り返すことで複雑な波となるため，何回も押し寄せてくることになり，第一波よりも高い津波が来る場合もある。海岸線の形状による変化については，例えば，岬の突端とその周辺地域においては，岬付近の水深の変化によって津波が屈折し，岬付近の海岸にエネルギーが集中して津波が高くなり，Ｖ字型の湾では湾奥ほど波が集中し，平坦な海岸よりも海面の上昇が大きくなる。

また，地震による津波のうち，プレート間地震による津波についてみると，固着していた断層面がすべり，戻る際に海水を押し上げることによって津波が発生するため，断層面の「すべり量」が大きいと，押し上げる海水の量が多くなり，大きな津波となる。

さらに，津波によって流されてきたものを津波に伴う漂流物といい，この漂流物が建物・建築物に衝突することで，外壁に大きな開口を生じるなど損傷を与えることがある。船舶や車両，材木等が漂流物になりやすいとされており，一般的な建物における津波被害の原因の一つとなっている。

(3)　火山

世界には，火山が広く分布しており，その多くは，プレート境界に沿って形成される火山弧で，火山島や火山を含む山々の連鎖である。我が国には５つの火山弧（千島，東北日本，伊豆―小笠原，西南日本及び琉球）がある。

火山の噴火は，地下で生成されたマグマが地表に噴出することによって生じるものである。

一般に，火山弧の活動はプレートの沈み込みとテクトニクス場（主に岩石圏の動きによる地殻の応力場）に関連すると考えられている。太平洋プレートが沈み込む際，プレート上部の海洋地殻には多くの水（含水鉱物）が含まれており，これらが脱水する温度・圧力条件まで沈み込むと水を放出する。放水された水はマントル内を上昇し，水の介在により融点が降下するため，岩石を溶解する温度・圧力条件を満たす領域でマグマが生成されると考えられている。そして，マグマ（液体）は周囲（固体）との密度差から上昇し，周囲の密度差が釣り合うところで，マグマ溜まりを形成する。このため，プレート境界に沿って火山弧が形成されると考えられている。一方，上昇したマグマが地表に到達する際には，浅部地殻の構造とテクトニクス場が影響すると考えられている。

このような火山弧の活動は，我が国において１億年以上継続していると考えられるが，現在のテクトニクス場が成立した時期は，おおむね鮮新世（約５００万年前から２５８万年前まで）から第四紀更新世（約２５８万年前から約１万年前まで）の間であると考えられ，地殻変動の傾向や火山活動の場は数十万年から数百万年にわたって変化がないと考えられている。

火山事象には，火砕物密度流（火山噴火で生じた火山ガス，火砕物の混合物が斜面を流れ下る現象の総称），溶岩流（溶岩はマグマが地表に流体として流れ出る現象であり，溶岩の粘性が低いため斜面を流れ下る現象を溶岩流という。）等の原子力発電所の施設や設備での対応（設計対応）が不可能なものと，降下火砕物（大きさ，形状，組成又は形成方法に関係なく，火山から噴出されたあらゆる種類の火山砕屑物で降下する物を指す。）等の設計対応が可能なものとがある。降下火砕物のうち，特に火山灰

（爆発性破砕の様々なプロセスによって生じる平均直径２mm未満の火山岩の破片）は，上空の風によって風下側に運ばれ，一般的に，火口から近くなる程，その粒径は粗くなり，堆積厚も厚くなるのに対し，火口から遠くなる程，粒径は細かくなり，堆積厚も薄くなる（甲Ｄ１４２）。

６　福島第一発電所事故の発生

⑴　福島第一発電所事故の概要

福島第一発電所事故の概要は，以下のとおりである（甲Ｅ１，甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・４２～４４頁，丙Ｄ８１・２～７頁・別紙図表集２頁）。

２０１１年東北地方太平洋沖地震（以下「東北地方太平洋沖地震」という。）は，平成２３年３月１１日午後２時４６分，宮城県牡鹿半島の東南東１３０ｋｍ（三陸沖）の深さ約２４ｋｍを震源として発生したMw（モーメント・マグニチュード：地震の際に放出するエネルギーを対数で表現したものをマグニチュード(M)というところ，Mwは，地震を起こした断層運動に基づき算出されるマグニチュードをいい，断層運動としての地震の規模の大きさを表す量である地震モーメントを従来から用いられてきた気象庁マグニチュード（Ｍｊ）等の尺度と比較可能なように対数表記したものである。）９．０の地震である（丙Ｄ３５・３頁，３６）。この時，東京電力株式会社福島第一原子力発電所（以下「福島第一発電所」という。）の１～３号機は原子炉運転中であったが，地震動を検知して直ちに全ての制御棒が挿入され，正常に自動停止した。地震による送電鉄塔の倒壊等により同発電所の外部電源が失われたことから直ちに，炉心冷却機能を有する施設に電源を供給する各号機の非常用ディーゼル発電機が作動した。ところが，同発電所では，敷地前面の検潮所における最大上昇水位Ｏ．Ｐ．（小名浜港工事基準面。工事基準面とは，地域ごとの潮位を基に定められた工事用の基準となる水位のことであり，ほぼこれ以上水面が低くならない海水面をいう。Ｏ．Ｐ．は，東京湾平均海面（Ｔ．Ｐ．）の下方０．７２７ｍである。（丙Ｄ８１・５頁））＋６．１ｍの津波を想定して対策していたところ，地震発生から約５０分後にこの想定を大幅に超える津波（測定範囲－７．５ｍ～＋７．５ｍの波高計が損傷し，敷地前

面で観測された波高記録では最大O．P．＋７．４５ｍを記録しているが，その後計測不能となっている。（丙Ｄ８１・４頁））が襲来し，主要建屋設置敷地のほぼ全域が広範囲にわたって冠水し，１～４号機側の津波の遡上高（敷地への津波の浸入痕の高さ）は，O．P．約＋１１．５ｍ～約＋１５．５ｍ（南西部では局所的にO．P．約＋１６～１７ｍ），浸水深は約１．５～約５．５ｍであり（南西部では局所的に約６～７ｍ），５，６号機側の津波の遡上高は，O．P．約＋１３ｍから約＋１４．５ｍ，浸水深は約１．５ｍ以下であった。福島第一発電所の１～５号機においては，非常用ディーゼル発電機，配電盤，蓄電池等の電気設備の多くが海に近いタービン建屋の１階及び地下階に設置されていたため，これらが建屋の浸水とほとんど同時に水没又は被水して機能を喪失したため，全交流動力電源喪失（ＳＢＯ）となり，交流電源を駆動電源として作動するポンプ等の注水・冷却設備が使用できない状態となった。加えて，監視，制御等に用いられる直流電源も津波によりそのほとんどを喪失し，直流電源が残った３号機についても，最終的にはバッテリーが枯渇したため，非常用ディーゼル発電機が水没を免れかつ接続先の非常用電源盤も健全であった６号機から電力の融通ができた５号機を除く１～４号機において完全電源喪失の状態となった。また，海側に設置されていた冷却用のポンプ類（海水ポンプ）も，津波により機能喪失したため，海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能を喪失（海水冷却機能喪失）した。

この結果，地震発生時に運転中であった同発電所１～３号機においては，炉心の冷却機能を失って圧力容器へ注水できない事態が一定時間継続し，原子炉の水位が低下して燃料が露出することで熱的影響により燃料被覆管が損傷し，最終的には炉心溶融に至り，溶融した炉心は格納容器の下部に落下した。その過程で，燃料被覆管に含まれるジルコニウムと水とが反応することなどにより大量の水素が発生し，その水素が格納容器の外の原子炉建屋内に漏えいし，同月１２日午後３時３６分，１号機の原子炉建屋で水素爆発が発生し，同月１４日午前１１時０１分，３号機の原子炉建屋で水素爆発が発生した。また，３号機で発生した水素が４号機の原子炉建屋内に流入し，

同月１５日午前６時頃，同号機の原子炉建屋においても水素爆発が発生した（なお，同２号機の原子炉建屋では，ブローアウトパネルが開いたことから水素爆発には至らなかった。）。これらの結果，原子炉内の放射性物質が管理放出によることなく環境中に異常放出され，周辺環境を汚染することとなった。この間，臨機の対応として，電源車による電源供給や消防車による注水も試みられたが，実際にそれらの設備によって電源供給や注水を行うまでには時間を要するなどし，放射性物質の環境中の異常放出を防ぐには至らなかった。

以上の福島第一発電所における事故（以下「福島第一発電所事故」という。）については，事故原因の究明や対応の検証を目的として様々な機関により調査・検討が行われ，平成２３年６月には，政府が原子力安全に関する国際原子力機関（International Atomic Energy Agency （以下「ＩＡＥＡ」という。））閣僚会議に対する報告書を取りまとめ，平成２４年には，国会，政府，民間，東京電力株式会社（当時。以下，「東京電力」という。）にそれぞれ設置された４つの事故調査委員会が事故調査報告書を取りまとめた。また，原子力安全・保安院も事故分析を行い，同年３月に「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」と題する報告書を取りまとめた。

これらの報告書のうち，東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（国会事故調）による報告書は，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いえず，津波以外の原因による全交流電源喪失の可能性がある旨の判断をしている（甲Ｅ１・６３～８０頁，１９６～２１５頁）が，その余の報告書は，いずれも，地震動によって福島第一発電所の重要機器に機能を損なうような破損が生じたことは確認できず，津波によって全交流電源及び直流電源を喪失し，原子炉を安定的に冷却する機能が失われたことが事故の直接的原因であるとしている（丙Ｃ８）。これらの検討結果を踏まえながら，平成２６年３月に一般社団法人日本原子力学会（以下「日本原子力学会」という。）が取りまとめた最終報告書においても，東北地方太平洋沖地震の地震動による安全機能に深刻な影響を与える損傷はなかったと判断されるとしている（丙Ｃ９，

丙Ｅ９）。

原子力規制委員会は，福島第一発電所事故について中長期にわたっての継続的検討に着手し，「国会事故調査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」について，現地調査やデータ解析等を行い，平成２６年１０月に中間報告書を取りまとめた。同報告書によると，原子力規制委員会は，国会事故調が配管の微小な貫通亀裂から冷却材が噴出する小規模の冷却材喪失事故（ＬＯＣＡ）の可能性を指摘した点については，地震発生から津波到達までの間には，原子炉圧力バウンダリから漏えいが発生したことを示すプラントデータは見いだせず，また，仮に，漏えいが発生した場合であっても，少なくとも保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率と同程度の原子炉冷却材の漏えいを超えるものではなかったと判断されるとし，また，国会事故調が１号機Ａ系の電源喪失の原因は津波ではないと考えられるとした点については，過渡現象記録装置のデータから，Ａ系非常用交流電源系統が機能喪失した時刻は，午後３時３５分５９秒から午後３時３６分５９秒までの間であり，その原因は，津波による浸水によりＭ／Ｃ１Ｃの下部に配置された接点が通電し，Ｄ／ＧＩＡ受電遮断器が開放する回路が動作して開放したためであり，Ｍ／Ｃ１Ｃが電圧喪失した時刻は１号機タービン建屋付近が津波で浸水したと考えられる時刻とおおむね一致していることなどから，Ａ系非常用交流電源系統が機能喪失した原因は津波による浸水であると判断されるとするなど，福島第一発電所１号機での非常用交流電源系統の機能喪失等は，津波の影響によるものであるとしている（丙Ｃ１０，丙Ｅ１０，１１）。

以上のとおり，福島第一発電所事故が発生した直接的原因は，地震によって外部電源が失われる中，同発電所における想定を大幅に超える津波によって，安全上重要な設備である非常用電源設備や炉心冷却機能を有する施設が複数同時に機能喪失したことにあるというのが大方の分析結果である。

(2)　福島第一発電所事故による被害の概要

福島第一発電所事故の結果，大気中に放射性物質が放出され，その量は，ヨウ素換

算（国際原子力指標尺度（ＩＮＥＳ評価））にして約９００ＰＢｑ（ヨウ素：５００ＰＢｑ，セシウム１３７：１０ＰＢｑ）とされている。年間５ｍＳｖ，２０ｍＳｖ以上の空間線量となる可能性のある土地の面積は，それぞれ福島県内の１７７８ｋｍ²，５１５ｋｍ²である。避難者数は，平成２３年８月２９日時点において，警戒区域（福島第一発電所から半径２０ｋｍ圏）で約７万８０００人，計画的避難区域（２０ｋｍ以遠で年間積算線量が２０ｍＳｖに達するおそれがある地域）で約１万００１０人，緊急時避難準備区域（半径２０～３０ｋｍ圏で計画的避難区域及び屋内避難指示が解除された地域を除く地域）で約５万８５１０人，合計で約１４万６５２０人に達する。（甲Ｅ１・３２９～３３１頁）

令和２年３月１０日時点においても帰還困難地域は７市町村にわたり（甲Ｇ１０６），復興庁が公表した同年４月９日現在の東日本大震災による避難者数は，全国で約４万４０００人であるところ，そのうち自県外への避難者数は，福島県から３万０２１１人，宮城県から３８６７人，岩手県から９６１人となっている（甲Ｇ１０５）。

復興庁が公表した平成３０年９月３０日現在調査結果による東日本大震災における震災関連死の死者数は，１都９県で合計３７０１人（いずれも同年３月１０日まで（震災から７年以内）の死亡である。）に達しているところ，そのうち，福島県が２２５０人と全体の６割を占め最も多く，次いで宮城県が９２８人，その次は岩手県の４６７人である（甲Ａ５）。

７　原子力関連法令の改正及び新規制基準の策定等

(1)　原子力基本法及び原子炉等規制法の改正

ア　福島第一発電所事故に対する反省と教訓を踏まえ，原子力規制体制及び原子力安全対策は改めて見直すこととされ，平成２４年６月２７日，原子力規制委員会設置法（平成２４年法律第４７号，以下「設置法」という。）が成立し，原子力規制委員会設置法附則（以下「設置法附則」という。）１２条により，原子力基本法が改正され，設置法附則１５条～１８条により，原子炉等規制法が改正された（以下，同改正を「平成２４年改正」という。）。

イ　前記アの改正により，原子力基本法において，原子力の研究，開発及び利用（以下「原子力利用」という。）は安全の確保を旨として行うものとする旨を定める２条に新たに第２項が設けられ，上記安全の確保については，確立された国際的な基準を踏まえ，国民の生命，健康及び財産の保護，環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として行うものと規定された。

ウ　平成２４年改正により，原子炉等規制法１条が定める目的に，「原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質，核燃料物質及び原子炉による」災害を防止すること，原子炉の設置及び運転等に関し，「大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行う」こと，「国民の生命，健康及び財産の保護，環境の保全並びに我が国の安全保障に資すること」が追加された。

平成２４年改正により，原子炉等規制法において，原子力規制委員会が発電用原子炉の設置許可基準に係る規則を定めること（同法４３条の３の６第１項４号），保安措置に重大事故等対策を含めること（同法４３条の３の２２第１項等），発電用原子炉設置者は，発電用原子炉施設を原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するように維持しなければならず（同法４３条の３の１４），原子力規制委員会は，発電用原子炉施設が当該基準や同法４３条の３の６第１項４号の設置許可基準に適合していないと認めるときは，発電用原子炉設置者に対して，当該発電用原子炉施設の使用の停止等の措置を命ずることができること（同法４３条の３の２３第１項）（いわゆるバックフィット），発電用原子炉に４０年の運転期間の制限の原則を設けること（同法４３条の３の３２）などが新たに定められた。

そして，原子炉等規制法は，「発電用原子炉を設置しようとする者は，政令で定めるところにより，原子力規制委員会の許可を受けなければならない。」（同法４３条の３の５第１項）と規定し（以下，同許可を「原子炉設置許可」という。），また，原子炉設置許可を受けた者（以下「発電用原子炉設置者」という。）は，発電用原子炉施設の

位置，構造及び設備等の事項を変更しようとするときは，軽微な変更を除き，「政令で定めるところにより，原子力規制委員会の許可を受けなければならない。」（同法４３条の３の８第１項）と規定している（以下，同許可を「原子炉設置変更許可」といい，原子炉設置許可を併せて「原子炉設置（変更）許可」という。）。

原子力規制委員会は，同法４３条の３の６第１項各号のいずれにも適合していると認めるときでなければ，原子炉設置（変更）許可をしてはならないところ（同法４３条の３の６第１項，４３条の３の８第２項），同法４３条の３の６第１項４号は，原子炉設置（変更）許可の基準の一つとして，「発電用原子炉施設の位置，構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。」を規定している（以下「４号要件」ともいう。）。

また，平成２９年法律第１５号による改正前の原子炉等規制法４３条の３の９第１項本文では，「発電用原子炉施設の設置又は変更の工事（中略）をしようとする発電用原子炉設置者は，原子力規制委員会規則で定めるところにより，当該工事に着手する前に，その工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならない。」（以下，同認可を「工事計画認可」という。）とされている（なお，同改正後は，同項の認可の対象が「工事の計画」から「設計及び工事の方法その他の工事の計画」へと改められ，同改正は令和２年４月１日から施行されている。）。

さらに，平成２９年法律第１５号による改正前の原子炉等規制法４３条の３の１１第１項では，工事計画認可に係る設置又は変更の工事をする発電用原子炉施設は，「その工事について原子力規制委員会規則で定めるところにより原子力規制委員会の検査を受け，これに合格した後でなければ，これを使用してはならない。」（以下，同検査を「使用前検査」という。）とされている（同改正後の検査については(5)で後述する。）。

加えて，平成２９年法律第１５号による改正前の原子炉等規制法４３条の３の２４第１項では，「発電用原子炉設置者は，原子力規制委員会規則で定めるところにより，

保安規定（中略）を定め，発電用原子炉の運転開始前に，原子力規制委員会の認可を受けなければならない。これを変更しようとするときも，同様とする。」（以下，同変更に係る認可を「保安規定変更認可」という。）とされている（なお，同改正後は，同項の認可を受けるべき時期は，「発電用原子炉の運転開始前」から「発電用原子炉施設の設置の工事に着手する前」へと改められ，同改正は令和２年４月１日から施行されている。）。

なお，原子炉等規制法の平成２４年改正のうち，上記各規定の改正部分は，平成２５年７月８日までに施行された。また，設置法では，経過措置が設けられ，同法の施行前に国の機関がした許可，認可等は，同法の施行後は，改正後の相当の規定に基づいて，相当の国の機関がした許可，認可等とみなすこととされたため（附則３条１項），平成２４年改正前の原子炉等規制法に基づき原子炉設置許可を受けていた発電用原子炉施設について，同改正後の原子炉等規制法４３条の３の８第１項所定の変更をする場合には，原子炉設置変更許可が必要となる。

(2) 原子力規制委員会の設置

設置法は，福島第一発電所事故を契機に明らかとなった原子力利用に関する政策に係る縦割り行政の弊害を除去し，並びに一つの行政組織が原子力利用の推進及び規制の両方の機能を担うことにより生ずる問題を解消するため，原子力利用における事故の発生を常に想定し，その防止に最善かつ最大の努力をしなければならないという認識に立って，確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図るため必要な施策を策定し，又は実施する事務を一元的につかさどるとともに，その委員長及び委員が専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使する原子力規制委員会を設置し，もって国民の生命，健康及び財産の保護，環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とするものである（同法１条）。

原子力規制委員会は，設置法に基づいて設置された機関であって，国家行政組織法３条２項の規定に基づく環境省の外局として位置付けられる（設置法２条）。そして，原子力規制委員会は，国民の生命，健康及び財産の保護，環境の保全並びに我が国の

安全保障に資するため，原子力利用における安全の確保を図ることを任務とし（同法３条），同任務を達成するために原子力利用における安全の確保に関することなどの事務をつかさどる（同法４条）。その組織は，委員長及び委員４名からなり（同法６条１項），独立してその職権を行うこととされているところ（同法５条），委員長及び委員は，人格が高潔であって，原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから，両議院の同意を得て，内閣総理大臣が任命し（同法７条１項），原子力事業者等及びその団体の役員・従業者等である者は委員長又は委員となることができないものとされている（同条７項３号，４号）。また，原子力規制委員会は，その所掌事務について，法律若しくは政令を実施するため，又は法律若しくは政令の特別の委任に基づいて，原子力規制委員会規則を制定することができる（同法２６条）。

原子力規制委員会には，その事務を処理させるため，事務局として原子力規制庁が置かれ，原子力規制庁長官は，原子力規制委員会委員長の命を受けて庁務を掌理する（同法２７条）。なお，原子力規制庁の職員は，原子力利用における安全の確保のための規制の独立性を確保する観点から，幹部職員のみならず，それ以外の職員についても，原子力利用の推進に係る事務を所掌する行政組織への配置転換を認めないこととされている（いわゆる「ノーリターンルール」。設置法附則６条２項）。

(3) 新規制基準の策定（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・５１～５７頁）

原子力規制委員会は，原子力安全委員会が設置法により平成２４年９月に廃止され（設置法附則１３条），過去に原子力安全委員会が策定した原子炉設置許可における基準等に代わる新しい基準等を原子力規制委員会規則等として定めることが必要になったため（原子炉等規制法４３条の３の６第１項４号参照），同委員会の下に「発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム」（その後，「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」と改称），「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる新安全設計基準に関する検討チーム」等を置き，検討を行った。

原子力規制委員会は，原子炉等規制法４３条の３の６第１項４号に規定する「原子

力規制委員会規則」として，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（平成２５年原子力規制委員会規則第５号。以下「設置許可基準規則」という。）を制定するとともに，設置許可基準規則の解釈を示した「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「設置許可基準規則解釈」という。甲Ｂア５（ただし，平成３１年３月１３日原子力規制委員会決定（原規技発第１９０３１３２号）までの改正を経たもの））を制定し，同規則は平成２５年７月８日に施行された。

⑷　新規制基準の概要

ア　上記⑴～⑶の原子炉等規制法の改正や原子力規制委員会規則の制定により定められた新たな規制基準の概要は，以下のとおりである。

設置許可基準規則は，原子力規制委員会が，原子炉等規制法４３条の３の６第１項４号の発電用原子炉施設の位置，構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして定める基準であり，原子力規制委員会は，原子炉設置（変更）許可申請に係る発電用原子炉施設の基本設計ないし基本設計方針がこれに適合するか否かを審査する。

設置許可基準規則は，「第一章　総則」，「第二章　設計基準対象施設」，「第三章　重大事故等対処施設」から成る。「設計基準対象施設」とは，発電用原子炉施設のうち，運転時の異常な過渡変化（通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって，当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう（同規則２条２項３号）。）又は設計基準事故（発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって，当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう（同項４号）。）の発生を防止し，又はこれらの拡大を防止するために必要となるものをいい（同項７

号），設計基準対象施設に係る第二章の規定（同規則３条～３６条）により，通常運転時の対策や事故防止対策について定めている。なお，設計基準対象施設のうち，地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいものを「耐震重要施設」という（同規則３条１項）。

また，「重大事故等対処施設」とは，重大事故（発電用原子炉の炉心の著しい損傷又は核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体若しくは使用済燃料の著しい損傷をいう。原子炉等規制法４３条の３の６第１項３号，実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）４条）に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）に対処するための機能を有する施設をいい（設置許可基準規則２条２項１１号），重大事故等対処施設に係る第三章の規定（同規則３７条～６２条）により，設計基準事故防止対策が機能を喪失するような万一の事態における重大事故の発生防止及び拡大防止のための安全確保対策について定めている。

そして，前記のとおり，設置許可基準規則の解釈を示したものが設置許可基準規則解釈であるが，これに加え，原子力規制委員会は，適合性の審査に活用するために様々な内規を制定している。内規としては，例えば，基準地震動及び耐震設計方針に係るものとして，基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（以下「地震動審査ガイド」という。甲Ｂア７，甲Ｄ１７，乙Ｂア５１）が，火山による影響評価に係るものとして，原子力発電所の火山影響評価ガイド（以下「火山影響評価ガイド」という。甲Ｄ５７，５９，２０２，丙Ｂア１６，３８）が，津波による損傷の防止に係るものとして，基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（以下「津波審査ガイド」という。甲Ｂア１，８，乙Ｂア５８）が挙げられる（以下，実用発電用原子炉の適合性審査に係る設置許可基準規則等の原子力規制委員会規則及び内規を総称して「新規制基準」という。）。

なお，原子力規制委員会は，原子力安全委員会等が策定した指針類を引き続き用いる場合には，設置許可基準規則解釈で当該指針類を引用している。例えば，安全施設

に関する規定（設置許可基準規則１２条）に関しては，「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成２年８月３０日原子力安全委員会決定）（以下「重要度分類指針」という。）を，設計基準対象施設に関する規定（設置許可基準規則１３条）に関しては，「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）（以下「安全評価審査指針」という。）を引用している（設置許可基準規則解釈１２条１項，１３条１項，甲Ｂア５，丙Ｂア９）。

イ　原子力規制委員会は，設置許可基準規則において「原子炉立地審査指針」及び「原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的判断のめやす」（昭和３９年５月２７日原子力委員会決定，平成元年３月２７日一部改定原子力安全委員会。甲Ｇ６３，乙Ｂイ９，１９。以下併せて「立地審査指針」という。）を採用しておらず，設置許可基準解釈において立地審査指針を引用していない（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３８５頁，甲Ｂア５，丙Ｂア９）。

(5)　新規制基準策定後の原子炉等規制法の改正（検査制度）

平成２９年法律第１５号による改正前の原子炉等規制法においては，発電用原子炉施設に対する検査制度について，建設段階では，原子力施設そのものの安全性を確保するための検査として，原子力規制委員会の行う使用前検査（同法４３条の３の１１）が，運転段階では，原子力事業者の行う定期事業者検査（同法４３条の３の１６），原子力規制委員会の行う施設定期検査（同法４３条の３の１５），保安規定の遵守状況に係る定期検査（同法４３条の３の２４第５項）等が定められていた。

現在では，原子力利用を取り巻く国内外の動向等を踏まえて一層高い安全水準を確保することを目指し，原子力事業者及び規制機関双方の取組みを強化すべく，平成２９年法律第１５号が成立し，令和２年４月１日を施行日として原子炉等規制法の定める検査制度が改正された（丙Ｃ３４，３６，３７，５７）。同改正後の原子炉等規制法の下では，原子力事業者等に対してその施設の網羅的な検査の実施を求める事業者検査制度（使用前事業者検査及び定期事業者検査）を新たに導入するとともに（同法４

３条の３の１１第１項，同条２項，４３条の３の１６第１項及び同条２項），これと対を成す仕組みとして原子力規制委員会による原子力規制検査を新たに導入し（同法６１条の２の２各項），使用前事業者検査及び定期事業者検査の実施状況，発電用原子炉施設の維持に係る技術上の基準の遵守状況，保安規定に従って講ずべき措置の実施状況等を原子力規制委員会が包括的に検査することとされた（これに伴い，原子力規制委員会が従来実施してきた各種検査は，原子力規制検査に統合される。）。原子力規制検査に当たっては，原子力規制委員会の指定する当該職員は，原子力規制委員会規則の定めるところにより①事務所又は工場若しくは事業所への立入り，②帳簿，書類その他必要な物件の検査，③関係者に対する質問，④核原料物質，核燃料物質その他の必要な試料の提出をさせることができ，また，当該職員が原子力事業者が行う検査に立ち会うこと，当該職員が自ら原子力施設に立ち入って検査を行うことその他の方法により，効果的かつ効率的な原子力規制検査の実施に努めるものとされている（同法６１条の２の２第３項，同条第６項）。そして，原子力規制委員会は，原子力規制検査の結果に基づいて検査対象事項についての総合的な評定を行い，原子力規制検査及び評定の結果を原子力事業者等に通知するとともに，公表する（同法６１条の２の２第７項，同条９項）。また，原子力規制委員会に原子力検査官を置き，原子力検査官は，原子力規制検査等に関する事務に従事する（同法６７条の２第１項，同条第２項）。

８　深層防護の考え方

原子力発電所において用いられる深層防護の考え方は，以下のとおりである（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・６４～８０頁，乙Ｂア６１）。

(1)　前記７(1)イのとおり，原子力基本法２条２項は，原子力利用の安全確保については，確立された国際的な基準を踏まえ，国民の生命，健康及び財産の保護，環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として，行うものとしている。

国際原子力機関（ＩＡＥＡ）は，国際原子力機関憲章に基づき設立された国際機関であり，我が国も加盟国であるところ，ＩＡＥＡは，その最上位の安全基準である「基本安全原則」（ＳＦ―１）において，原子力発電所において事故を防止し，かつ，発生

時の事故の影響を緩和する主要な手段は，深層防護の考え方を適用することであるとしている。

ここに深層防護とは，一般に，安全に対する脅威から人を守ることを目的として，ある目標を持った幾つかの障壁（防護レベル）を用意して，各々の障壁が独立して有効に機能することを求めるものである。

原子力発電所は，炉心に大量の放射性物質を内蔵しており，人と環境に対して大きなリスク源が存在し，かつ，どのようなリスクが顕在化するかの不確かさも大きいという点で，不確実さに対処しつつリスクの顕在化を着実に防ぐため，従来から深層防護の考え方を適用することが有効とされている。この深層防護は，複数の連続かつ独立したレベルの防護の組合せによって主に実現され，ひとつの防護レベル又は障壁が万一機能しなくても，次の防護レベル又は障壁が機能するとされ，各防護レベルが独立して有効に機能することが，深層防護の不可欠な要素であるとされている（基本安全原則３．３１）。すなわち，ある防護レベルの安全対策を講ずるに当たって，その前に存在する防護レベルの対策を前提とせず（前段否定），また，その後に存在する防護レベルの対策にも期待しない（後段否定）ことが求められる。

(2)　ＩＡＥＡ安全基準の一つである「原子力発電所の安全：設計」（ＳＳＲ－２／１（Ｒｅｖ．１））は，深層防護の考え方を採用している。

ＩＡＥＡが採用する深層防護は，５層の防護レベルから成り，その内容は次のとおりである。

第１の防護レベルは，通常運転状態からの逸脱と安全上重要な機器等の故障を防止することを目的として，品質管理及び適切で実証された工学的手法に従って，発電所が健全でかつ保守的に立地，設計，建設，保守及び運転されることを要求するものである。

第２の防護レベルは，発電所で運転期間中に予期される事象（設計上考慮することが適切な，原子炉施設の運転寿命までの間に，少なくとも一度は発生することが予想される，通常の運転状態から逸脱した操作手順が発生する事象，この事象は，安全上

重要な機器に重大な損傷を引き起こしたり，事故に至るおそれのないものをいう。設置許可基準規則では「運転時の異常な過渡変化」と定義している。）が事故状態に拡大することを防止するために，通常運転状態からの逸脱を検知し，管理することを目的として，設計で特定の系統と仕組みを備えること，それらの有効性を安全解析により確認すること，更に運転期間中に予期される事象を発生させる起因事象を防止するか，さもなければその影響を最小に留め，発電所を安全な状態に戻す運転手順の確立を要求するものである。

第３の防護レベルは，運転期間中に予期される事象又は想定起因事象が拡大して前段のレベルで制御できず，また，設計基準事故に進展した場合において，固有の安全性及び工学的な安全の仕組み又はその一方並びに手順により，事故を超える状態に拡大すること（原子炉の炉心への損傷又は所外防護措置を必要とする放射能放出）を防止するとともに発電所を安全な状態に戻すことができることを要求するものである。

第４の防護レベルは，第３の防護レベルでの対策が失敗した場合を想定し，事故の拡大を防止し，重大事故の影響を緩和することを要求するものである。重大事故等に対する安全上の目的は，時間的にも適用範囲においても限られた防護措置のみで対処可能とするとともに，所外の汚染を回避又は最小化することである。また，早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を引き起こす事故シーケンスの発生が，物理的に不可能であること又は極めて発生しにくいことが高いレベルの信頼度で考えられることによって，実質的に排除されることを要求するものである。

第５の防護レベルは，重大事故に起因して発生しうる放射性物質の放出による影響を緩和することを目的として，十分な装備を備えた緊急時対応施設の整備と，所内と所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画と緊急時手順の整備が必要であるというものである。

(3)　ＩＡＥＡ安全基準は，加盟国を法的に拘束するものではなく，加盟各国がそれぞれの判断により国の規制に取り入れるべきものであるところ，原子炉等規制法に基づく設置許可基準規則は，深層防護の考え方を踏まえ，設計基準対象施設に係る同規

則第２章において，第１から第３までの防護レベルに相当する事項を，重大事故等対処施設に係る同規則第３章において，第４の防護レベルに相当する事項をそれぞれ規定している。

これに対し，避難計画等の第５の防護レベルに相当する事項については，我が国の法制度上，「災害」の一形態としての「原子力災害」に対し，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法によって措置がされ，国，地方公共団体，原子力事業者等がそれぞれの責務を果たすものとされている。

９　原子力規制委員会の新規制基準の考え方（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５））

原子力規制委員会は，「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」（平成２８年６月２９日策定，平成３０年１２月１９日最終改訂）（以下「新規制基準の考え方」という。）において，その考え方を明らかにしており，そのうち，安全性及び設置許可基準規則等と深層防護の関係についての考え方の要旨は次のとおりである。

(1)　安全性に対する考え方について（「新規制基準の考え方」１－２参照）

ア　発電用原子炉施設は，発電の用に供する，核燃料物質を燃料として使用する装置であり，その運転により，内部に多量の人体に有害な放射性物質を発生させるものであって，発電用原子炉施設の安全性が確保されないときは，当該発電用原子炉施設の従業員やその周辺住民等の生命，身体に重大な危害を及ぼし，周辺環境を放射能によって汚染するなど，深刻な災害を引き起こすおそれがある。このような災害が発生する可能性を極めて低くするため，原子力規制委員会において，発電用原子炉の設置の許可の段階で，申請に係る発電用原子炉施設の位置，構造及び設備の安全性につき，独立した立場で，科学的，専門技術的見地から，発電用原子炉の設置許可基準への適合性に関する十分な審査を行う必要がある。

イ　一般に，科学技術の分野においては，絶対的に災害発生の危険がないといった絶対的な安全性というものは達成することも要求することもできない。

科学技術を利用した各種の機械，装置等は絶対に安全というものではなく，常に何らかの程度の事故発生等の危険性を伴っているものであるが，その危険性が社会通念

上容認できる水準以下であると考えられる場合に，又はその危険性の相当程度が人間によって管理できると考えられる場合に，その危険性の程度と科学技術の利用により得られる利益の大きさとの比較衡量の上で，これを一応安全なものであるとして利用しているのであり，このような相対的安全性の考え方が従来から行われてきた安全性の一般的な考え方である。

ウ　原子力発電は，原子炉内で核分裂をさせた際に発生する熱を利用して発電するものであり，科学技術を利用する点において他の科学技術と異なるところはないことから，発電用原子炉施設についても前記イのような相対的安全性の考え方が当てはまる。

したがって，原子炉等規制法４３条の３の６第１項４号にいう「災害の防止上支障がないもの」とは，どのような異常事態が生じても，発電用原子炉施設内の放射性物質が外部の環境に放出されることは絶対にないといった達成不可能な安全性をいうものではなく，発電用原子炉施設の位置，構造及び設備が相対的安全性を前提とした安全性を備えていることをいうものと解するのが相当である。

この安全性を具体的水準として捉えようとするならば，原子力規制委員会が，時々の最新の科学技術水準に従い，かつ，社会がどの程度の危険までを容認するかなどの事情をも見定めて，専門技術的裁量により選び取るほかはなく，原子炉等規制法は，設置許可に係る審査につき原子力規制委員会に専門技術的裁量を付与するに当たり，この選択をも委ねたものと解すべきである。

(2)　深層防護との関係について（「新規制基準の考え方」２－４，２－５参照）

ア　設置許可基準規則は，深層防護の考え方を踏まえて作成されたものであること

設置許可基準規則は，深層防護の考え方を踏まえ，設計基準対象施設（同規則第２章）と重大事故等対処施設（同規則第３章）を明確に区別している。これをＩＡＥＡの安全基準との関係でおおむね整理すれば，同規則第２章には「設計基準対象施設」として第１から第３の防護レベルに相当する事項を，同規則第３章には「重大事故等対処施設」として主に第４の防護レベルに相当する事項をそれぞれ規定している。

イ　深層防護の第５の防護レベルについて

（ア）第５の防護レベルに関する事項については，我が国の法制度上，災害の一形態としての原子力災害に対し，国，地方公共団体，原子力事業者等がそれぞれの責務を果たすこととされており，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法によって措置されている。

（イ）避難計画に関する事項等は，ＩＡＥＡの安全基準である「原子力発電所の安全：設計」における第５の防護レベルに関する事項に含まれている。もっとも，ＩＡＥＡの深層防護の考え方においては，第１から第５の防護レベルに係る全ての対応を設置許可基準規則等の原子力事業者に対する規制に規定することは求められていない。

我が国の法制度上，避難計画等，第５の防護レベルに関する事項については，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法に基づいて措置が採られることとされており，設置許可基準規則に避難計画に関する事項が含まれていないことのみをもって，設置許可基準規則がＩＡＥＡの安全基準に抵触するものではない。

緊急事態に対する準備等における役割と責任については，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法において，国，地方公共団体，原子力事業者等にそれぞれ割り当てられている。

以上に加え，法制度面のみならず，実態面でも，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法を始めとする関係法令等に基づき，国，地方公共団体，原子力事業者等が実効的な避難計画等の策定や，訓練を通じた検証等を行っており，この点からも，第５の防護レベルにおいて求められている措置は担保されており，ＩＡＥＡの安全基準に抵触するものではない。

１０　本件発電所の現在の許認可等の状況

被告は，新規制基準に本件発電所の原子炉施設が適合するよう所要の検討を行い，平成２６年５月，原子力規制委員会に対して，本件発電所に係る原子炉設置変更許可申請（以下「本件設置変更許可申請」という。），工事計画認可申請（以下「本件工認申請」という。）及び保安規定変更認可申請（以下「本件保安規定変更認可申請」とい

う。）をそれぞれ行った。また，本件発電所が平成２９年１１月２７日をもって最初に使用前検査に合格した日から起算して３９年を経過する前に，特別点検を実施するとともに，その結果を踏まえた高経年化技術評価の実施や長期保守管理方針の策定を行った上で，同月，原子力規制委員会に対し，本件発電所の運転期間の２０年の延長を内容とする運転期間延長認可申請（以下「本件運転期間延長認可申請」という。）及び長期保守管理方針の策定等に伴う保安規定変更認可申請を行った。（丙Ｈ１～３，７，１１，１２，弁論の全趣旨）

原子力規制委員会は，本件設置変更許可申請について，申請者である被告に発電用原子炉を設置変更するために必要な技術的能力及び経理的基礎があるか否か（原子炉等規制法４３条の３の８第２項において準用する同法４３条の３の６第１項２号），被告に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があるか（同項３号），本件発電所の原子炉施設の位置，構造及び設備が災害の防止上支障がないものとして設置許可基準規則に適合するものであるか（同項４号）などを審査した（丙Ｈ５）。また，本件工認申請については，本件発電所の発電用原子炉施設が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（原子力規制委員会規則第６号（以下「技術基準規則」ともいう。））で定める技術上の基準に適合するものであるか（同法４３条の３の９第３項２号，４３条の３の１４）などが審査された（丙Ｈ８）。本件保安規定変更認可申請については，同発電所の原子炉による災害の防止上十分なものか否か（同法４３条の３の２４第２項）などが審査されており，まだ審査中である。（弁論の全趣旨）

また，本件運転期間延長認可申請及び上記長期保守管理方針の策定等に伴う保安規定変更認可申請に係る審査では，本件発電所の原子炉施設が，長期間の運転に伴い生ずる経年劣化の状況を踏まえ，延長しようとする期間において上記技術基準規則に定める基準に適合するものであるか否かなどが審査された（同法４３条の３の３２第５項，実用炉規則（ただし，令和２年原子力規制委員会規則第３号による改正前のもの）

９２条１項２５号，１１４条）（丙Ｈ１０，１３）。

そして，被告の行った上記各申請について，原子力規制委員会において，多数回の審査会合及びヒアリングが行われるなどして審査がされ（同審査の資料の一部は公開されている。），原子力規制委員会は，平成３０年９月２６日に本件設置変更許可申請に対する許可（以下「本件設置変更許可」という。）を，同年１０月１８日に本件工認申請に対する認可（以下「本件工事計画認可」という。）を，同年１１月７日に本件運転期間延長認可申請に対する認可（以下「本件運転期間延長認可」という。）及び上記長期保守管理方針の策定等に伴う保安規定変更認可申請に対する認可を，それぞれ行った。本件設置変更許可については，原子力規制委員会の作成した本件設置変更許可申請に関する審査書案に対する科学的・技術的意見の公募手続（パブリックコメント）が平成３０年７月５日から同年８月３日まで実施され，同年９月２６日に開催された原子力規制委員会において，本件設置変更許可申請書に関する審査書案が付議，了承され，許可に至った。（丙Ｈ４，６，７，９，１２，弁論の全趣旨）

また，被告は，猶予期間の定められている特定重大事故等対処施設に係る規定（設置許可基準規則４２条）及び常設直流電源設備に係る規定（同規則５７条２項）について，本件発電所の原子炉施設が適合するよう検討を行い，令和元年９月２４日に原子炉設置変更許可申請を行った。これにより，原子力規制委員会において当該申請に係る審査が行われる。被告は，これらの特定重大事故等対処施設等に係る工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請についても，今後行う予定である。（弁論の全趣旨）

第２　争点

１　原子炉等規制法が違憲無効であることを理由とする差止請求の可否（争点１）

２　人格権に基づく原子炉運転差止請求における要件・主張立証責任等（争点２）

(1)　人格権に基づく原子炉運転差止請求の要件（争点２－１）

(2)　人格権に基づく原子炉運転差止請求の主張立証責任等（争点２－２）

３　地震に対する安全確保対策（基準地震動の策定）（争点３）

(1)　新規制基準における基準地震動の意義（争点３－１）

(2) 「震源を特定して策定する地震動」（争点３－２）

ア 応答スペクトルに基づく地震動評価（争点３－２－１）

イ 断層モデルを用いた手法による地震動評価（ＳＭＧＡモデル関係）（争点３－２－２）

ウ 断層モデルを用いた手法による地震動評価（不確かさの考慮等）（争点３－２－３）

(3) 「震源を特定せず策定する地震動」（争点３－３）

4 地震に対する安全確保対策（耐震安全性）（争点４）

(1) 耐震安全性に関する新規制基準の合理性（争点４－１）

(2) 圧力容器スタビライザ・ロッドの耐震安全性（争点４－２）

(3) 格納容器の耐震安全性（争点４－３）

5 津波に対する安全確保対策（争点５）

(1) 基準津波策定（争点５－１）

(2) 津波対策（争点５－２）

6 火山（気中降下火砕物）に対する安全確保対策（争点６）

(1) 気中降下火砕物に係る保安規定変更認可申請前の司法審査の在り方等（争点６－１）

(2) 気中降下火砕物濃度の推定手法についての火山影響評価ガイドの規定の合理性（争点６－２）

(3) 被告による気中降下火砕物濃度の評価（争点６－３）

7 事故防止に係る安全確保対策及びその実効性を確保するための対応（争点７）

(1) 内部火災対策（争点７－１）

(2) 重大事故等対策（シビアアクシデント対策）（争点７－２）

(3) 本件発電所の維持管理（争点７－３）

8 立地審査及び避難計画（争点８）

(1) 立地審査（争点８－１）

(2) 避難計画（争点８－２）

９　東海再処理施設との複合災害の危険性（争点９）

１０　経理的基礎の要件の範囲及びその有無等（争点１０）

第３章　当事者の主張

第１　争点１（原子炉等規制法が違憲無効であることを理由とする差止請求の可否）について

（原告らの主張）

原子力発電所が過酷事故を絶対に起こさないという絶対的安全性を備えない限り，原子力発電所の設置及び運転は憲法上許されず，その運転は差し止められるべきである。この主張は，争点２及びこれに基づく争点３ないし争点１０に係る原告らの主張との関係では，選択的な主張である。

１　福島第一発電所事故の被害について

福島第一発電所事故によって大気中に放出された放射性物質の総量は，ヨウ素換算で約９００ＰＢｑ（９０京Ｂｑ），放射性セシウムで計算すると広島に投下された原子力爆弾の１６８発分に相当するものであるが，その７～８割は偏西風に乗って太平洋に流れ，日本国土に深刻な被害をもたらした放射性物質は福島第一発電所から放出された放射性物質の２～３割といわれている。それでも，年間５ｍＳｖ以上の空間線量となる可能性のある土地の面積は１７７８ｋｍ^2，年間２０ｍＳｖ以上の空間線量となる可能性のある土地の面積は５１５ｋｍ^{2}にも及ぶこととなり，政府により避難指示が出された地域は平成２５年８月において１１５０ｋｍ^{2}であり，一部避難指示解除がされた後の平成２９年４月においても３７０ｋｍ^{2}の土地に避難指示が出されている。避難者は，平成２３年８月２９日時点で合計１４万６５２０人（警戒区域約７万８０００人，計画的避難区域約１万００１０人，緊急時避難準備区域約５万８５１０人）であり，令和２年４月９日時点でも約４万４０００人が避難をしており，７市町村が帰還困難区域とされ，事故から９年を経過しても被害は続いている。政府は，避難指示解除基準の条件の１つとして，年間累積放射線量２０ｍＳｖ以下となること

が確実となることとしているが，これは原子力発電所の事故（以下「原発事故」ともいう。）前の公衆被ばく限度１ｍＳｖ／年の２０倍であり，国連の自由権規約委員会による勧告などで国際的に批判されている。福島第一発電所事故のために多くの生命が失われており，震災関連死者数は平成３０年９月３０日には３７０１人に達している。低線量被ばくによる健康被害は多くが晩発性であり，避難生活は，健康不安，家族との別離，失職，収入減少等々，精神的にも経済的にも過酷なものであるところ，東京電力による賠償は全く不十分なものとなっている。

２　原子力発電所の設置及び運転が憲法上許容されないこと

(1)　過酷事故が国家を崩壊させること

世界で発生するマグニチュード６以上の地震の約２割が世界の陸地面積の僅か０．２５％を占めるにすぎない日本付近で発生しており，日本は地震大国である。

日本の原子力発電所が過酷事故を起こす契機となる可能性が最も大きいのは，地震，津波，火山，竜巻等の自然現象であるところ，科学技術が進んでも人類はこれらの自然現象について僅かな知識しか持ち合わせておらず，これらを完全に予知し備えることなど不可能である。さらに，現代社会においてはテロリズムやミサイル攻撃の危険性を無視することができず，その場合，原子力発電所は核兵器と化すのである。ゆえに，原子力発電所の過酷事故の可能性を０にすることはできず，今後も日本において原子力発電所を設置し運転するとなれば，過酷事故の発生を覚悟しなければならない。甚大な被害をもたらした福島第一発電所事故でさえ，最悪のシナリオの一歩手前であったことに加え，放出された放射性物質は，偏西風の影響を受けたことにより，陸地に拡散したのは全体の２～３割にすぎなかったのであるから，原子力発電所で過酷事故が起こった場合には，更に計り知れない大惨事となる。原子力発電所の過酷事故により，日本の国土の相当部分が居住できなくなり，膨大な数の日本人が難民となり，国家の３要素（領域，人民，主権）が毀損されて日本国の崩壊に等しい状態となることも想定されるのであり，国家の最高法規たる憲法が，国家が事実上崩壊しかねない事態を容認しているとは考えられない。

(2) 基本的人権の侵害が苛烈であること

原子力発電所の過酷事故が起こった場合，原告らの生命・身体は危険に晒され，避難を余儀なくされ，住まい，職業，地域社会等を失うことになるのであるから，憲法１３条，２５条，２２条，２６条，２７条，２９条等の国民の基本的人権を著しく侵害することは明らかである。原子力発電所は過酷事故を起こすことがあり得るため過疎地に設置されるが，そのことは構造的に憲法１４条違反をもたらしている。

また，原子力発電所を運転することにより発生する使用済燃料は，極めて高い放射能毒性を帯び，かつ長期間にわたり崩壊熱を発し続けるが，安全な最終処分制度は確立されておらず，原子力発電事業としていまだ完結されていない。これらの使用済燃料等の放射性廃棄物は，原告らの生命・身体に対する具体的危険を生じさせるものであるばかりか，放射性廃棄物の処理の現実的目処のないまま，原子力発電所の運転を行うことは，その巨大な環境リスクと膨大な費用負担を次の世代に押し付けることにほかならず，憲法１１条，９７条が保障する将来の国民の権利，原告らの人格権の一つである命をつなぐ権利をも侵害するものである。

(3) 社会的有益性がないこと

前記のとおり原子力発電所がもたらす人権侵害は，その深刻さ，広範性，永続性において，他の科学技術とは比較にならないほど深刻である。他方において，火力発電に必要なＬＮＧや石炭の輸入元は政情が安定しており，また，再生可能エネルギーを拡大することにより電力の安定供給に支障はないから，原子力発電は必要ない。

(4) 立法事実が失われていること

原子力基本法は昭和３０年に制定された。原子力発電は，戦後の人口増加や産業の進展に伴うエネルギー需要の増大に対応するエネルギー資源を確保するという理由で，原子力をコントロール可能な夢のエネルギーであるとし，諸外国に追いつこうと急きょ取り入れられたものであり，使用済燃料の処理方法は，その開発の見通しも示されないまま無責任に今後の研究に委ねていた。しかし，国内外の度重なる原子力発電所の事故により原子力がコントロール困難であることが判明し，安全対策の強化が

求められるようになって原子力発電は高コストなものとなり，利用効率や安全性を高めるための技術は進展せず，放射性廃棄物の処理も停滞する一方で，自然エネルギーの導入が拡大し，諸外国においても原子力発電所の撤廃が進んでいる。福島第一発電所事故後，国民の意識は大きく変わり，国民の半数以上が原子力発電所の再稼働に反対している。このように原子力発電導入当時の立法事実は失われている。

3　以上によれば，憲法が原子力発電所の運転を容認する場合があるとすれば，過酷事故を起こさないという絶対的安全性を備えた場合のみである。原子炉等規制法43条の3の6第1項4号にいう「災害の防止上支障がない」とは，過酷事故を起こさないという絶対的安全性を意味するものと解すべきであり，過酷事故発生について一定の可能性を容認する趣旨であれば，同法自体が憲法13条，25条，22条等に違反し無効というべきである。そうすると，本件発電所は，違憲な法制に基づく施設であり，行政上の規制がないことになるから，そのこと自体で原発事故による人格権侵害の具体的危険がある。被害が深刻な場合には発生確率がまれであってもリスクがあるというべきである。

よって，違憲違法で巨大な被害をもたらす原子力発電所は，人格権侵害の具体的危険があるものとして，差止請求が認められるべきである。

（被告の主張）

原告らの主張は，原子力発電所には過酷事故を絶対に起こさないという意味での絶対的安全性が要求されるという見解を前提とするものであるところ，科学技術の分野において，絶対的安全性は達成することも要求することもできないといわれており，原告らの主張は，現代社会における科学技術の利用そのものを否定する独自の見解である。原子力発電所が放射性物質を原子炉に内蔵することによって有する危険性は，原子炉を安全に管理する技術と安全管理のための法令等の規制手段があれば，顕在化することはなく潜在的なものにとどまるのであり，原子炉等規制法及びその関連法令は右の技術が存在することの確認を含む安全管理のための規制を行っているから，原子力発電所の設置・運転により当然に周辺住民の生命，身体の安全が害されるという

ことはできない。憲法上，原子力発電所の設置・運転を一律禁止されていると解するべき根拠はなく，原告らの主張する抽象的・潜在的な危険の存在のみをもって原子力発電所の設置・運転が原告らの基本的人権を侵害しているということもできないし，原告らの挙げる憲法上の権利をみても，いかなる内容の権利がどのように侵害されたといえるのかが不明である。

第２　争点２（人格権に基づく原子炉運転差止請求における要件・主張立証責任等）について

１　争点２－１（人格権に基づく原子炉運転差止請求の要件）について

（原告らの主張）

(1)　原子力発電所の利用によって生じる危険の特殊性

ア　被害の甚大性

原子力発電所は，その稼働により大量の放射性物質を生成し，これが外部に放出され広範囲に拡散されることによって生じる被害は，①生命及び身体に対する被害の不可逆性及び重大性，②生活基盤全体の破壊，③広範囲性，④長期継続性において，他の科学技術の利用に伴う被害とは質的にも量的にも異なる甚大で特異なものである。

①について，放射線は生物の細胞にある遺伝子を傷つけるため，細胞の修復機能に障害をもたらし，がんや遺伝的障害を発生させる。体細胞被ばくは被ばく者本人にのみ障害が生じるが，生殖細胞や胎児への被ばくは生まれてくる子供達にも影響を及ぼす。また，被ばくによる障害には被ばくから３箇月以内に発症する急性障害と半年から１年以降に発症する晩発障害とがあり，被ばく者は，生命及び身体に深刻かつ不可逆的な損傷を受け，それががんや遺伝的障害としてすぐには発現しなかったとしても，いつ発現するとも分からない状態におかれるのである。②及び③について，福島第一発電所事故においては，広島型原子爆弾の約１６８発分に相当する大量の放射性物質がまき散らされ，約１８００ｋｍ²の土地が従来の法律では一般人の立ち入ることのできない放射線管理区域に相当する積算線量（年間５ｍＳｖ以上）となった。避難者は合計約１４万６５２０人に達し，事故発生から９年が経過した令和２年４月９日時

点においてもなお約４万４０００人もの人々が避難を継続しており，事故前の自身の生活環境を奪われた。また，避難しなかった者，避難を短期間で終えた人々も，例えば田畑や牧場が放射線によって汚染され使用できなくなるなど，生活基盤を失った。そして，福島第一発電所事故の最悪のシナリオは，４号機の使用済燃料プールにおいて燃料が破損し放射性物質の放出が起き，続いて他の号機のプールにおいても大量の放射性物質の放出が起きるというもので，その場合には最大で強制移転地域が半径１７０ｋｍ以遠まで，自主避難地域が半径２５０ｋｍ以遠まで広がる可能性が指摘されていた。本件発電所は，首都東京に最も近い原子力発電所であり，本件発電所で同種の事故が起これば，首都圏はほぼ全域が人の住めない地域となり，首都機能は崩壊する。④について，放射性物質の中には半減期が長期間にわたるものも多く，特に，燃料棒の反応によって生じるプルトニウム２３９は，２万４０００年という極めて長期間の半減期を持つ。そのため，放射能によって汚染された地域そのものは半永久的に消滅する。

イ　安全確保の困難性

一般的な科学技術の利用に伴う事故の場合には，運転を停止することによってそれ以上の被害を食い止めることができるが，①原子力発電所で発出されるエネルギーが膨大である上，②非常事態において運転を停止するだけでは被害の拡大を食い止めることができないという点において極めて特異であり，安全確保が困難であるという特性を有する。①について，原子力発電所は，核分裂による巨大なエネルギーを制御しながら利用するものであるところ，核分裂反応の制御に失敗した場合に放出されるエネルギーは材料強度に対して無限大であり，核燃料が高温になって溶解した場合には厚さ約１５ｃｍの鉄鋼製の圧力容器でさえも短時間で溶融貫通してしまう。②について，非常事態において，燃料集合体の間に制御棒を挿入することで核分裂反応を止めること（運転の停止）ができたとしても，その後も核燃料は崩壊熱を発し続けるため，閉じ込めかつ冷却し続けることができなければ，炉心溶融（メルトダウン）などの大事故に至る危険を除去することができない。

そのため，原子力発電所では，核分裂反応を止め，核燃料を冷やし，放射性物質を閉じ込めるという安全上重要な機能を有する装置（安全装置）を用いて，事故防止に係る安全確保対策を講ずるのであるが，この安全装置は事業者の想定を超えた事象に対しては極めて脆弱であり，そのことを如実に示したのが福島第一発電所事故である。

すなわち，福島第一発電所事故では，燃料集合体の間に制御棒を挿入することで原子炉の核分裂反応を停止することには成功したものの，事業者の想定を超えた津波により，核燃料の冷却に不可欠な電源設備及び冷却水を注入するポンプが同時に損傷し，核燃料を冷やすことに失敗し，溶解した核燃料が圧力容器から格納容器内に落下し，格納容器が過温，過圧となり，放射性物質を伴った水素が格納容器のフランジ部等から漏れ出して水素爆発を起こし，放射性物質を閉じ込めることにも失敗したのである。

(2)　人格権に基づく原子炉運転差止請求における具体的危険

ア　原告らは，生命及び身体の安全並びに平穏な生活（生活基盤）等が脅かされない権利としての人格権に基づき，本件発電所を再稼働させることにより原告らの人格権を侵害する具体的危険があることから，妨害予防請求として本件発電所の差止めを求めるものである。

原子力発電所は，核分裂による巨大なエネルギーを制御しながら利用し，その際に放射性物質を発生させるものであって，前記(1)のとおり被害の甚大性や安全確保の困難性において，他の科学技術の利用に伴う危険性とは本質的に異なる高度の危険性を内包した施設であり，リスクとは発生頻度のみならず被害の性質及び大きさとの相関関係を考慮する必要があること（発生頻度が低くとも，一たび発生すれば，広範囲の社会に対し長期間にわたり甚大な被害を及ぼすものは，社会通念上無視することなどできない。），原子炉等規制法及び関連法令は，福島第一発電所事故のような深刻な事故を二度と起こさないという大前提に立ち，計画的利用を前提とせずに安全の確保を第一とし事故発生防止に最善かつ最大の努力をすべきものとしていること，原子力発電所の設置運用については国際的にも高度な安全性が求められていることに照らせば，原子力発電所の設置・運転には，福島第一発電所事故のような深刻な被害を二度

と起こさないようにするための極めて高度な安全性の確保が求められているのであり，当該原子力発電所について，上記の高度な安全性が確保されていると法的に評価できない場合には，人格権侵害の具体的危険があるというべきである。

そして，高度な安全が確保されていると法的に評価できるか否かの判断に当たっては，確立された国際基準たる深層防護の考え方が重視されるべきである。すなわち，第１から第５の各防護レベルの一部が存在しない場合はもとより，各防護レベルの安全確保対策が不十分で，前段否定及び後段否定の考え方が徹底されていると評価できない場合には，人格権侵害の具体的危険があるというべきである。

イ　原子力規制委員会は，原子炉等規制法４３条の３の６に定める原子炉設置許可基準への適合性判断のために内部的基準として，新規制基準その他の具体的審査基準を策定しているところ，当該具体的審査基準及び同基準に適合するとの同委員会の判断が合理的であることは，当該原子力発電所が高度な安全性を確保していることの間接事実の一つと位置付けられる。

被告は，原子力規制委員会の科学的，専門技術的判断が尊重されるべきであると主張する。しかし，科学的知見には不確実性や多義性（以下併せて「不定性」という。）が内在しており，原子力発電所に高度な安全が確保されているかの評価は，純粋な科学的評価ではなく，科学的評価を踏まえた規範的・法的評価である。そして，原子炉等規制法は，福島第一発電所事故の教訓と反省を踏まえ，同事故のような深刻な災害を二度と起こさないという大前提に立ち，国民の生命及び健康並びに財産等の安全を第一とすることを要請しているのであるから，原子力規制委員会の裁量の範囲は非常に狭いものであり，科学的知見の不定性に照らすと，科学的に確実といえるだけの知見を持ち合わせていない場合には不確実な部分を想定外として考慮しないことは許されず，疑わしきは安全のためにという基本方針の下，科学の不定性をカバーし得るだけの保守的な想定をする必要があり，原子力発電所にはそのような安全性が求められている。上記の基本方針を踏まえると，具体的審査基準の策定及び基準適合判断の各過程において，①原子力規制委員会及び被告がその時点において利用可能で信頼さ

れるデータ・情報の全てを検討すること，②採用された調査・分析及び予測方法の適切性・信頼性が認められること，③同委員会及び被告がその選択・判断のプロセスを意思決定の理由と共に明確に示していること，④全体を通じて恣意性，不合理な契機のないことが求められ，これらの全てが肯定されない限り，具体的審査基準及び基準適合判断の合理性は認められない。

また，具体的審査基準には原子力発電所の維持管理に関する経理的基礎や実効的な避難計画の策定は定められていないから，具体的審査基準及び同基準適合判断が合理的であることのみをもって，人格権侵害の具体的危険の不存在に関する主張立証が尽くされたと評価することはできない。

（被告の主張）

(1) 人格権に基づく差止請求の要件

人格権は，これを直接定めた明文の規定はなく，その概念内容は抽象的であるから，その法的解釈は厳格にされなければならない。人格権に基づく差止請求が認められるためには，一般に①人格権侵害による被害の危険が切迫し，②その侵害により回復し難い重大な損害が生ずることが明らかであって，③その損害が相手方（侵害者）の被る不利益よりもはるかに大きな場合で，④他に代替手段がなく，差止めが唯一の最終手段であることを要すると解するのが相当であり，将来発生するか否か不確実な侵害の予測に基づいて相手方の権利行使を制約する妨害予防請求において，①の被害の危険とは，具体的危険性であることを要する。したがって，原告らが人格権に基づき本件発電所の運転差止めを求める以上，本件発電所の運転に伴い，いかなる機序でどのような人格権の侵害の具体的危険性が生じ，これにより，いずれの原告にどのような被害が生じるのかが具体的に明らかにされなければならない。

(2) 人格権に基づく原子炉運転差止請求における具体的危険

およそ科学技術を利用した現代文明の利器は多かれ少なかれ危険発生の可能性を内包するものである。科学技術の利用には，危険が内在していることを当然の前提として，その内在する危険が顕在化しないように適切に管理できるかが重要であり，原

子力発電についても，科学技術を利用する点において他と異なるところはない。原子炉等規制法は，原子炉設置許可要件の一つとして，重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を求めるなど，原子力発電に一定の危険が内在することを前提として，そのような危険が具体的に顕在化しないように管理することを念頭に置いた枠組みを設けている。このような観点から，原子力発電所の運転差止請求訴訟において，具体的危険性の有無は，原子力発電に内在する潜在的危険を適切に管理できるかどうかによって判断されるべきである。

次に，上記判断に当たっては，原子力発電には，その安全性を確保するために高度な科学的，専門技術的知見が用いられていることから，このような科学的，専門技術的知見が考慮されなければならない。そして，福島第一発電所事故の教訓と反省とを踏まえ，高い専門性と独立性を持った原子力規制委員会が設置され（原子力規制委員会設置法１，２，５，７条），原子炉等規制法が，同委員会に対して，原子力発電所の安全性を確保するための基準の策定及びその適合性の判断を一義的に委ねている（同法４３条の３の６第１項２号，３号及び４号等）のは，原子力発電所の安全性審査には，当該原子炉そのものの工学的安全性や周辺住民及び周辺環境への放射線の影響等を，当該発電所の地形，地質，気象等の自然的条件等との関連において多角的，総合的見地から検討することを要し，将来の予測に係る事項も含まれ，原子力工学はもとより多方面にわたる極めて高度な最新の科学的，専門技術的知見に基づく総合的判断を必要とすることから，同委員会の科学的，専門技術的知見に基づく合理的な判断に委ねる趣旨である。そうすると，具体的危険性の有無の判断においては，同委員会の科学的，専門技術的知見に基づく判断が客観性を有するものとして尊重されるべきである。

以上は原子力規制委員会における基準適合性の判断がされている場合であるが，震源を特定せず策定する地震動に係る標準応答スペクトルの導入に向けた同委員会の検討のように設置許可基準規則等の改正がいまだされていないものや，気中降下火砕物濃度に係る平成２９年１２月実用炉規則等の改正のように被告における検討ない

し評価が終了していないものについても，その対策の具体的内容は同委員会による許認可により定まっていくものである。したがって，このような事項について原告らが人格権侵害の具体的危険性があると主張するのであれば，原告らにおいて，いかなる機序でどのような人格権の侵害の具体的危険性が生じ，これにより，いずれの原告にどのような被害が生ずるのかを具体的に明らかにしなければならないが，原告らの人格権侵害の具体的危険性の有無を判断する上で前提となる本件発電所における安全確保対策が定まっていない以上，これらが明らかになるものではない。

2　争点２－２（人格権に基づく原子炉運転差止請求の主張立証責任等）について

（原告らの主張）

(1)　人格権に基づく差止訴訟の一般原則によれば，本件発電所の稼働による人格権侵害の具体的危険については，これを主張する原告らに主張立証責任がある。

しかしながら，①原子力発電所は他の科学技術の利用とは比較にならないほどの事故による被害の甚大性及び安全確保の困難性を有する施設であるために，高度の安全性の確保が要求され，高度の安全性が確保されない場合には人格権侵害の具体的危険があるというべきところ（争点２－１の原告らの主張），上記の主張立証責任の原則を貫徹すると，ノン・リケットの場合，高度の安全性が確保されたとはいえないにもかかわらず，差止めが認められないことになり不合理である。②また，原子炉等規制法が原子炉施設の設置稼働について許可制を採用した趣旨は，最高裁平成４年１０月２９日第一小法廷判決・民集４６巻７号１１７４頁（以下「伊方最高裁判決」という。）において明らかにされたとおり，原子炉施設の安全性が確保されないときには，当該原子炉施設の従業員やその周辺住民等の生命，身体に重大な危害を及ぼし，周辺の環境を放射能によって汚染するなど，深刻な災害を引き起こすおそれがあることに鑑み，右災害が万が一にも起こらないようにするため，原子炉設置許可の段階で安全性につき，科学的，専門技術的見地から十分に審査を行わせることにあり，この趣旨に照らせば，原子炉施設の民事差止訴訟においては，当事者の公平や正義の観点から，少なくとも事実上の主張立証の負担を適切に分配し，主張立証命題についても一定の修正

を行うべきである。③さらに，本件発電所の設置者である被告は，重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の原子力発電所の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があるとされ（原子炉等規制法４３条の３の６第１項３号），本件発電所の安全性について自ら評価をし，その結果を原子力規制委員会に届け出ることが義務付けられており，本件発電所の安全に関する専門技術的知見及び資料を十分に保持しているのに対し，原告らには本件発電所の安全に関する専門的技術的知見及び資料が十分にあるとはいえず，原告らと被告との間には証拠の偏在がある。このことは，原告らが本件訴訟において被告に求めた本件発電所の敷地における地震観測記録等の被告が保有するデータの開示を被告が拒否したことからも明らかである。また，敦賀発電所２号機の新規制基準に基づく審査において，原子炉建屋の直下に活断層があるか否かの判断に必要な調査資料の記述を被告が書き換えていたことが原子力規制委員会の指摘で発覚したとの報道がされたが，被告の内部事情を把握し精査できない原告らにはそのようなことを発見することは不可能に近い。このような証拠の偏在を踏まえれば，上記主張立証責任の原則論を形式的に当てはめて原告らに人格権侵害の具体的危険が存在することの主張立証の負担を課することは，要証事実の事実的態様と立証の難易の観点から著しく不公平である。

以上によれば，上記主張立証責任の原則を修正し，被告において，人格権侵害の具体的危険の不存在を事実上主張立証する必要があり，これが尽くされない場合には，人格権侵害の具体的危険が事実上推定されるというべきである。

(2) このように被告は人格権侵害の具体的危険の不存在を主張立証すべきであるところ，人格権侵害の具体的危険の不存在とは，国際基準に従って深層防護の各層において高度の安全性が確保されていることである（争点２－１の原告らの主張）。したがって，被告は，深層防護の各層において高度の安全性が確保されていることを主張立証しなければならず，これが尽くされない場合には，人格権侵害の具体的危険の存在が事実上推定される。

例えば，地震については，原告らが低頻度の巨大事象に備える十分に余裕を持った

地震動想定になっていないことや，より厳しい地震動評価をもたらす一応の科学的合理性を有する見解につき具体的な指摘をしている場合には，被告において，当該想定が十分な余裕を持った想定になっていること，一応の科学的合理性を有する見解について恣意的に排除することなく正当に評価したことを立証する必要があるというべきである。

（被告の主張）

本件訴訟が民事訴訟である以上，民事訴訟における主張立証責任の一般原則に従い，差止請求が認められるための要件については，原告らにおいて，その主張立証責任を負担すべきである。原子力発電所に関する裁判においても，この理を変更すべき理由はなく，従来の原子力発電所の運転差止めを求める訴訟においても，そのような変更をした最高裁判所判例がないのはもちろんのこと，主張立証責任の所在そのものを転換した裁判例は存在しない。

伊方最高裁判決は，原子炉設置許可処分の取消訴訟において，被告行政庁がした判断に不合理な点があることの主張立証責任は，本来原告が負うべきものであるとした上で，当該原子炉の安全審査に関する資料を全て被告行政庁の側が保持していることなどの点を考慮すると，被告行政庁の側において，まず，その依拠した具体的審査基準並びに調査審議及び判断の過程等，被告行政庁の判断に不合理な点のないことを相当の根拠，資料に基づき主張，立証する必要があり，被告行政庁が右主張，立証を尽くさない場合には，被告行政庁がした右判断に不合理な点があることが事実上推認されるというべきものであるとしているが，ここにいう主張立証する必要とは，主張立証責任ないしその転換のことではなく，訴訟の進行状況につれて裁判所の心証が不利に傾くことにより事実上主張立証が必要となるというにすぎないものである。また，伊方最高裁判決のいう資料の所在についても，被告は新規制基準に適合するように所要の検討を行い，原子炉設置変更許可，工事計画認可，保安規定変更認可及び運転期間延長認可の各申請を原子力規制委員会に行い，許認可がなされたものであるところ，これらの審査に係る会合については，原則として全ての配布資料が議事録とともに同

委員会のウェブサイトにおいて常時公開されており，原告らにおいても同委員会のウェブサイトから本件発電所の安全管理に関する情報を入手することができ，現にかかる情報に基づいた主張を行っており，伊方最高裁判決が示すような主張立証を被告に求めるべき事情もない。

第３　争点３（地震に対する安全確保対策（基準地震動の策定））について

１　争点３－１（新規制基準における基準地震動の意義）について

（原告らの主張）

設置許可基準規則４条は「設計基準対象施設は，地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。」（１項），「耐震重要施設は，その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」（３項）と規定し，設置許可基準規則解釈は，「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，それぞれ基準地震動として策定することを要求しているところ，地震動審査ガイドは，「Ⅰ．基準地震動」の「２．基本方針(4)」において，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考慮することによって，敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として策定されていることを要求している。これは，発電用原子炉施設が極めて危険な施設であることから，敷地で発生する可能性のある全ての地震動に対して安全であることを求めるものである。このことは，「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。以下，同決定後の耐震設計審査指針を「旧耐震設計審査指針」という。）が，「発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなければならない。」と規定しており，平成１８年９月１９日原子力安全委員会決定による改訂後の耐震設計審査指針（以下，同決定後の耐震設計審査指針を「新耐震設計審査指針」という。）もこの基本方針を継承し，これが地震動審査ガイドに引き継がれたとみら

れることからも明らかである。

また，新規制基準は，事故が発生した場合の「重大事故等対処施設」についても，「基準地震動による地震力に対して」「重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない」ことを求めている（設置許可基準規則３９条１項１，３，４号）。重大事故等対処施設は，過酷事故が発生したときにこれに対処するための施設であり，過酷事故は，耐震重要施設が，基準地震動を超える地震力に対して安全機能が損なわれて発生することも考えられるから，重大事故等対処施設については，耐震重要施設の基準地震動の何倍かに耐えられるようにすることを求めることもあり得たが，基準地震動に耐えられることを求めるにとどまっている。

このように，基準地震動は，新規制基準において，耐震設計及び過酷事故対策の要であり，「最新の科学的・技術的知見を踏まえ，敷地及び敷地周辺の地質・地質構造，地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切な」ものとすることが求められているところ，新規制基準は，福島第一発電所事故を踏まえて，地震が耐震重要施設や重大事故等対処施設を同時に多数箇所で破壊することによる深刻な災害を万が一にも生じさせないことを目的とするものであることに照らすと，基準地震動は，当該発電用原子炉施設を襲う可能性がある地震動をカバーすること（言い換えれば，基準地震動を超える地震動が当該発電用原子炉施設を襲うことはまずないといえるものであること）を要するというべきである。それは，強震動研究の専門家である証人野津厚（以下「証人野津」という。）の言葉を借りれば，確実に否定できるシナリオ以外のあらゆるシナリオを考慮することであり，東京大学地震研究所の纐纈一起教授の言葉を借りれば，日本最大か世界最大に備えることともいえる。

しかし，本件発電所の基準地震動の想定は，これを満たすものではなく，設置許可基準規則４条及び３９条に反するのであって，原子力規制委員会の適合性判断には誤りがある。

仮に，新規制基準は，基準地震動が当該発電用原子炉施設を襲う可能性がある地震

動をカバーすることまでは求めていないとすれば，そのような新規制基準自体が不合理であるから，原子力規制委員会による適合性判断に際して調査審議に用いられた具体的審査基準に不合理な点があるというべきである。

（被告の主張）

科学技術の利用について絶対的な安全というものはなく，内包する危険性が社会通念上容認できる水準以下である場合には安全なものとして利用されているところ，原子炉等規制法もこのような相対的安全性を前提とするものと解され，また，同法が最新の科学的・技術的知見を踏まえ，地震によって発電用原子炉の安全機能が損なわれることがないようその設計を求めるとともに，福島第一発電所事故を踏まえ，万一，想定外の事象が発生した場合に備えて，重大事故等対策をも講じるよう要求していることに鑑みれば，同法は，発電用原子炉の設置許可に際して，最新の科学的・技術的知見を踏まえて合理的に想定される規模の地震等の自然災害を想定した安全性の確保を求めるものと解される。

そして，設置許可基準規則４条は，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，当該施設の設置位置周辺で認められる活断層などの特定の震源を考慮して策定する「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に加えて，地震の規模が小さいために地表にまでずれが及ばずに活断層が確認できない場所でも地震が発生し得ることから，敷地近傍の断層への配慮に万全を期すという観点から，相補的に，「震源を特定せず策定する地震動」も検討対象とし，各種の不確かさや地域的特性も考慮して，保守的な基準地震動を策定することを要求するとともに，施設の耐震設計上の重要度に応じて耐震設計を行うことや，安全余裕をみた耐震設計を行うことを要求することにより，主に耐震重要施設の安全機能の喪失を防止し，地震を起因として周辺公衆に対して放射線被ばくの危険を与えることがないように設計することを要求するものであって，同条の規制には，十分な合理性が認められる。

したがって，およそ当該原子炉施設において，最新の科学的・技術的知見に基づいても合理的に想定しえないような地震を基準にその耐震性を要求することは，原子炉

等規制法の要求しないところであり，原告らの主張は，信頼性の高い最新の科学的・技術的知見に基づかない，抽象的な危惧感を述べているものにすぎないというべきであるから，理由がない。

2　争点３－２（「震源を特定して策定する地震動」）について

(1)　争点３－２－１（応答スペクトルに基づく地震動評価）について

（原告らの主張）

ア　総論

「応答スペクトルに基づく地震動評価」とは，距離減衰式により地震動の応答スペクトルを評価する方法をいうところ，距離減衰式とは，地震動には地震により放出されるエネルギーが大きいほど，また，震源に近いほど大きくなる性質があることに基づき，過去に発生した地震のデータを統計的に処理して経験的に設定された回帰式であり，地震の規模や震源からの距離等のパラメータを入力すると，地震の規模と震源からの距離の関係により，想定される地震動の強さ，最大加速度，応答スペクトルを求めることができる。距離減衰式は，データを積み重ねた事実に基づいているため信頼性が高い。

被告が応答スペクトルに基づく地震動評価において用いている Noda et al.（２００２）（以下，執筆者・作成機関及び執筆年等で示した参考文献等の詳細については，別紙３文献等目録記載のとおり）は，耐専スペクトルともいわれ，過去の地震動の実観測記録を統計処理して，実現象の平均像を忠実に再現しようとするものであるが，原子力発電所は極めて危険な施設であるから，その耐震設計に用いる地震動想定は，平均値ではなく，地震動の想定可能な最大値を求める必要がある。

また，当該地域の観測記録による地震動データが多数ある場合，地域特性を踏まえた地震動想定をするためには，当該地域での地震動が全体として全国平均と比べてどれだけ大きいかをみた上で，当該地域でのデータのばらつきを考慮する必要がある。そのばらつきの中でどの大きさの値を採用するかを決めるのが補正係数であり，補正係数を決めるには，本件発電所の敷地周辺で発生した地震の地震動の応答スペクトル

が，全国のデータによるNoda et al.（２００２）の値に比べてどの程度異なるかを考慮することになり，その際，応答スペクトル比（敷地の観測記録（解放基盤表面）の応答スペクトルをNoda et al.（２００２）の方法により地震規模及び等価震源距離を用いて評価した平均的な地震動の応答スペクトルにより除した値）が用いられる。

応答スペクトル比のばらつきの程度は，標準偏差σ（シグマ）（平均値と各値との差（偏差）を二乗し，それを合算した和をデータの数で割り，それをルートした値。値のばらつきをみる指標となる。）で表現される。

原告らは，上記のデータのばらつきも，現に発生した地震動を基礎としているものであり，原発事故の被害の甚大さに鑑みれば，観測された全ての地震動を包絡するよう補正係数を設定すべきであると考えるが，少なくとも原子力規制委員会に設置された「震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム」（以下「特定せずの地震動検討チーム」という。）が新たに採用しようとしている＋２σ（カバー率９７．７％）のレベルとなるようにする必要があるというべきである。

イ　内陸地殻内地震について

（ア）補正が不足していること

被告は，内陸地殻内地震の検討用地震（敷地に大きな影響を与えると予想される地震をいう。以下同じ。）の選定及び応答スペクトルによる地震動評価に当たり，福島県と茨城県の県境付近で発生した内陸地殻内地震（以下「県境付近の内陸地殻内地震」ともいう。）については，応答スペクトル比が大きいとして，短周期側で２倍の補正係数を設定した一方で，福島県と茨城県の県境付近を除く地域で発生した内陸地殻内地震（以下「県境付近外の内陸地殻内地震」ともいう。）については，各地震の応答スペクトル比の平均はほぼ１倍であることを理由に補正を行わないこととした。その結果，被告は，Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（県境付近の内陸地殻内地震に相当する。）について，補正係数を２倍として応答スペクトルの数値を６００ガルと評価し，これを内陸地殻内地震の検討用地震として選定し評価した。しかし，県境付近外の内陸地殻内地震応答スペクトル比のデータは，県境付近の内陸地殻

内地震の応答スペクトル比のデータよりも相当大きなばらつきがある上，県境付近の内陸地殻内地震のデータについても，データ数自体が少ないためばらつきが大きくならなかった可能性があるとみるべきである。

そこで，応答スペクトル比のデータのばらつきについて，前記アのとおり，少なくとも＋２σ（カバー率９７．７％）のレベルとなるように補正すると，県境付近の内陸地殻内地震については４倍の補正係数を設定すべきことになり，１２００ガルの地震動を想定する必要がある（被告が２倍の補正係数を設定して評価した地震動６００ガルの２倍である。）。また，県境付近外の内陸地殻内地震については，＋２σ（カバー率９７．７％）となるように補正すると補正係数は５倍強となり；更に＋２．３３σの値（カバー率９９％）となるように補正するならば補正係数はほぼ７倍となる。検討用地震の候補の一つであったＦ８断層の地震は，福島県と茨城県の県境付近を除く地域の活断層による地震であるところ，周期０．０２秒付近で約２３３ガルであるから，これに７倍の補正係数を設定するならば，想定すべき地震動は，少なくとも１６３０ガルとなる（２３３ガル×７（補正係数））。

それにもかかわらず，被告は，上記のとおり，県境付近の内陸地殻内地震については短周期側で２倍（＝＋σのレベルであり，カバー率は約８４％程度にすぎない。）の補正係数を設定し，県境外の内陸地殻内地震については補正をせず，対象となる断層について Noda et al.（２００２）による平均的地震動そのままの値で耐震設計を行おうとしており，被告による地震動評価は過小というべきである。

（イ）震源モデルの設定について

被告は，地震動評価に用いる震源モデルの設定に当たって，断層の長さを約５８ｋｍ，断層傾斜角を西傾斜６０°とする基本震源モデルを設定した上で，更に傾斜角を４５°とするとの不確かさを考慮し，アスペリティ位置についても，震源断層モデルの鉛直方向の上端，水平方向の南端に設定して，地震規模を算出する際の断層の長さを保守的に考慮し，等価震源距離についても傾斜角及びアスペリティの位置について敷地に与える影響が大きくなるようにして，距離減衰式の特質を踏まえ，適切に応答

スペクトルに基づく地震動評価をしたなどと主張する。

しかし，断層長さは，断層が連動する可能性がある以上長い断層を想定すべきであるから保守的に設定したとはいえず，また，断層が長くなればマグニチュードは大きくなる一方で，（等価）震源距離も大きくなる場合もあるため，かえって地震動評価が小さくなることも起こり得るのであり，断層の長さを長くすることによる応答スペクトル手法の地震動評価への影響は限定的である。また，傾斜角やアスペリティ位置は（等価）震源距離に影響するものの，（等価）震源距離は，面である震源を１点の点震源と仮定したときの距離であることなどから，応答スペクトルによる評価方法では，その影響の程度は限定的である。したがって，被告が震源モデルを保守的に設定していると主張する点は，被告の補正係数が大幅に過小であるという問題を何ら解消するものではない。

ウ　プレート間地震について

被告は，プレート間地震に係る検討用地震の選定に当たって，東北地方太平洋地震の本震と余震については観測記録そのものを用い，その他の地震については，Noda et al.（２００２）の方法により評価を行ったが，その際，鹿島灘付近で発生したプレート間地震については，短周期側で応答スペクトル比が４倍程度大きいとして，短周期側で４倍の補正係数を考慮した。被告は，その結果，これらの中で最も大きい東北地方太平洋沖地震の本震を検討用地震として選定している。

しかし，鹿島灘付近で発生したプレート間地震については，上記補正後においても，平均的値よりいくぶんか上乗せされた値を示すにとどまる。仮に＋σ程度の地震をカバーするのであれば，平均的値の５～６倍程度の地震を考慮しなければならず，更に，＋σでもカバーし切れない観測記録が１６％程度あるから，これをカバーするとすれば，平均的値の１０倍程度の地震を考慮する必要がある。

１８９６年鹿島灘地震（補正係数４倍で３５０ガル程度）の短周期の値をNoda et al.（２００２）による応答スペクトルの１０倍の値とした場合，９００ガルほどになるから，東北地方太平洋沖地震の地震動の大きさである６００ガル弱を大きく上回る。

被告の想定は不十分である。

（被告の主張）

ア　総論

Noda et al.（２００２）の方法に限らず距離減衰式は，地震規模が等しければ，震源からの距離が離れるほど，その揺れの大きさは小さくなるとの一般的な関係を基に，地震規模や震源距離といった比較的少ないパラメータでもって観測記録を処理し提案されているものである。距離減衰式は，多数の観測記録に基づく標準的な地震動レベルが得られるという大きな長所があり，広く実務に用いられている。他方で，個々の観測記録の基となる地震を距離減衰式に適用した場合，観測記録と，その基である地震を距離減衰式に適用することにより得られる標準的な地震動レベルとの間には自ずとばらつきを伴う。これに関しては，マグニチュードと震源距離とがそれぞれ等しい２地震を同一地点で観測した加速度の観測記録のペアをみても，周期によっては約４～４分の１の範囲にあるなど，ばらつきを伴うこと自体は避けられず，短周期成分に与える影響の大きい震源特性の要因として，距離減衰式においては一般に考慮されないパラメータである応力降下量や破壊伝播方向の違いを挙げることができる。この点について，本件発電所では，「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，これら応力降下量や破壊伝播効果を保守的に設定することにより，地震動評価が過小となることがないよう適切に対処しており，観測記録のばらつきに含まれるこれらパラメータの影響を「応答スペクトルに基づく地震動評価」に反映すべき合理的根拠はない。

また，距離減衰式は，その考案に当たり，複数の地点の多くの地震観測記録をデータベースとしていることから，地域性の反映に資するよう，本件発電所の敷地（以下「本件敷地」という。）において得られた内陸地殻内地震の観測記録を踏まえた補正を行うことが有用である。この際，翠川・大竹（２００３）において，マグニチュードが大きくなるほど，距離が小さくなるほど，振幅が大きくなるほど，ばらつきが小さくなる傾向がみられたことが確認されているように，そもそも，地震規模や距離が

様々な観測記録の中から，ばらつきが最大限ないしこれに匹敵するものを抽出し，これをもって補正しなければ不合理であるなどということはできない。本件発電所の地震動評価に即して述べれば，補正の前提となるNoda et al.（２００２）の方法自体が多数の観測記録を踏まえた標準的なレベルを提案するものであることから，その補正についても平均に着目することが合理的であると判断でき，他方，保守的に断層の同時活動を肯定した結果からＭ７．８という大きな振幅レベルをもたらす検討用地震を想定している中で，その想定する地震の領域で発生していない地震や，想定する断層の数十分の一といったスケールの断層面積しかもたない地震の観測記録のばらつきの最大限をみるといった，前提とするNoda et al.（２００２）の方法の提案する標準的なレベルと大きく異なる地震動を評価するような検討を行う理由もない。ほかに，海域で発生した地震については，その震源を決定するに当たり，陸域で発生した地震とは異なり，震源を取り囲むような複数の観測記録による検討がなされていないなどの震源位置の精度上の課題もあり，ばらつきの最大ないしこれに匹敵するような観測記録のみを取り上げることは適切でない。

被告は，松田式（松田時彦東京大学地震研究所助教授が「活断層から発生する地震の規模と周期について」の論文で提案した，地震のマグニチュードMと活断層の長さL（ｋｍ）との関係を表す経験式（logL＝０．６×M－２．９））により地震規模を算出するに当たり，敷地に与える影響が大きくなるよう断層長さを保守的に考慮し，また，等価震源距離についても，傾斜角及びアスペリティ（震源断層面において固着の強さが特に大きい領域のことをいう。アスペリティからは，振幅の比較的大きな地震波が放出されることが知られている。また，アスペリティの領域における地震時のすべり量（地震により破壊した震源断層面のずれの量）は周りよりも相対的に大きくなる。）の位置につき敷地に与える影響が大きくなるように考慮した上で，距離減衰式の特質を踏まえた「応答スペクトルに基づく地震動評価」を適切に行っており，その合理性が原告らの主張により否定されることはない。

イ　内陸地殻内地震について

（ア）適切な補正係数を設定したこと

被告は，内陸地殻内地震について，本件敷地に与える影響が最も大きいものを検討用地震として選定するため，各観測記録の傾向を把握すべく，各観測記録の解放基盤表面の応答スペクトルを，Noda et al.（２００２）の方法により地震規模及び等価震源距離を用いて評価した平均的な地震動により除して，その値（応答スペクトル比）について各観測記録の基である地震の震央位置とともに検討した。

各断層の位置と各観測記録の基である地震の震央位置との関係をみると，福島県と茨城県との県境付近における領域にある「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層」を含む各断層については，この領域で発生した観測記録の基である地震が分布している。これらの観測記録の傾向として，Noda et al.（２００２）の方法の平均的な地震動に比べて，短周期側では平均で水平方向で１．４倍程度，鉛直方向で１．７倍程度であることを確認し，短周期帯をおおむね包絡するように短周期側に２倍の補正係数を設定した。他方，上記以外の各断層については，Noda et al.（２００２）の方法の平均的な地震動と同程度であったことから，観測記録を用いた補正を行っていない。

このようにして，検討用地震の選定の候補とする地震の地震動を比較した結果，「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」（Ｍ７．８，等価震源距離３１ｋｍ）を検討用地震として選定した。「応答スペクトルに基づく地震動評価」に当たっても，福島県と茨城県との県境付近における領域において発生した内陸地殻内地震の観測記録の傾向を踏まえ，短周期帯をおおむね包絡するように短周期側で２倍の補正係数を設定して行った。なお，上記の補正係数の設定に当たっては，本件敷地で得られた観測記録を踏まえた検討を行っており，一般社団法人日本電気協会（以下「日本電気協会」という。）による原子力発電所耐震設計技術指針ＪＥＡＧ４６０１－２０１５（以下，同指針を作成年度で特定して単に「ＪＥＡＧ４６０１－２０１５」などという。）に示されている内陸地殻内地震の補正係数を採用していない。

（イ）震源モデルの設定段階でも保守的な検討を重ねていること

加えて，地震動評価に用いる震源モデルの設定に当たっても，以下のとおり，詳細に地域性を踏まえつつ保守的な検討を重ねている。

すなわち，詳細な各種調査の結果によれば，Ｆ１断層については後期更新世以降の活動が否定されるとも考えることができ，加えて，塩ノ平地震断層については今後５０年における活動可能性が事実上無いと考えられるにもかかわらず，これらの同時活動を考慮するとの保守的な検討を行っている。基本震源モデルの設定に当たっても，これら同時活動を評価した位置に，地質調査による断層の形状に沿うよう，Ｆ１断層に相当する位置と北方陸域の断層・塩ノ平地震断層に相当する位置とに区分して，約５８ｋｍに及ぶ断層長さの震源断層面を設定している。

震源断層の傾斜（傾斜角）については，基本震源モデルにおいて，Ｆ１断層における海上音波探査により得られたデータからは高角であると考えられるところを，敷地に与える影響が大きくなるように西傾斜６０°と保守的に設定し，震源断層の幅については，上記の保守的に設定した傾斜角（西傾斜６０°）を用いて算出した１７．３ｋｍと設定している。その上で更に，震源断層の傾斜角を４５°とするとの不確かさを考慮した震源モデルについても検討している。

アスペリティの位置については，基本震源モデルにおいて，敷地に与える影響が大きくなるように，鉛直方向については震源断層モデルの上端に一致するように設定するとともに，水平方向については敷地に近い位置に設定した。その上で更に，アスペリティ位置の水平方向につき，より敷地に近い位置となるよう，モデルの南端にアスペリティを配置する震源モデルについても検討した。この設定は，震源断層面の領域の端部のアスペリティ領域において大きなすべりが生じる一方，アスペリティ領域に隣接する片側の領域ではすべりが一切生じないという物理的に考え難い断層運動をモデル化したものである。

以上のとおりであるから，被告は，本件発電所において得られている豊富な内陸地殻内地震の観測記録の傾向を踏まえ，検討用地震の選定を行った上で，詳細に地域性を踏まえつつ保守的な条件設定を重ねた震源モデルの下で，距離減衰式の特質を踏ま

えた「応答スペクトルに基づく地震動評価」を適切に行っており，これを踏まえることなく，全周期帯にわたるばらつきの最大の考慮を求める原告らの主張に理由はない。

ウ　プレート間地震について

原告らは，鹿島灘付近で発生した地震の応答スペクトル比による補正係数が過小であると主張するが，被告は，１８９６年鹿島灘の地震について，過去に実際に発生した被害地震の一つとして検討用地震の候補とするにとどまり，検討用地震に選定していない。そして，応答スペクトルに基づく地震動評価としては，検討用地震とした「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の観測記録から解放基盤波を評価し，これを包絡する応答スペクトルを採用しているところ，このような手法は保守的なものである上，同地震波には鹿島灘付近からの地震波も含まれるのであるから，あえて地震規模がＭ７．３と小さく，東北地方太平洋沖地震（Ｍｗ９．０）に震源域も包含される１８９６年鹿島灘の地震を評価する必要はなく，原告らの主張に理由はない。

⑵　争点３－２－２（断層モデルを用いた手法による地震動評価（ＳＭＧＡモデル関係））について

（原告らの主張）

以下のとおり，東北地方太平洋沖地震の際，第二波群の先頭に構造物にとって脅威となる周期２秒程度のパルス波が含まれていたが，被告が東北地方太平洋沖地震を基に行った地震動の想定は，このようなパルス波を表現することができない手法によるものであり，かつ大振幅のパルス波を生じさせる強い破壊が茨城県沖に生じる可能性を考慮しておらず，過小なものである。

ア　強震動パルスを再現する必要性

（ア）強震動パルスの脅威について

強震動パルスとは，工学上重要な周期帯域に現れるパルスをいう。中でも，周期が１～２秒程度のパルス状の地震波は，加速度及び速度が共に大きくなりやすいという特徴があり，大加速度かつ大速度の大振幅のパルスは構造物に大被害をもたらす。内陸地殻内地震である１９９５年兵庫県南部地震（Ｍｊ７．３）及び１９９４年にアメ

リカ合衆国（以下「米国」という。）カリフォルニア州で発生したノースリッジ地震（Ｍｊ６．８）は，いずれも構造物に大きな被害をもたらしたが，その原因は，周期１～２秒程度の大振幅の強震動パルスであった。震源断層の近傍の観測点において，断層面を伝播するすべり破壊が近づいてくる場合，断層各点から発生するパルス状の強震動が建設的に重なり合うことによって，指向性パルスは発生する。上記１９９５年兵庫県南部地震（Ｍｊ７．３）の際，神戸市では六甲断層帯の走向に直交する方向に多くの建物をなぎ倒すような強烈な地震動が観測されたが，指向性パルスがその成因の一つと考えられており，その破壊力からキラーパルスとも呼ばれた。

原子炉施設についても強震動パルスを考慮すべきとの考え方については，原子炉施設の主要設備の固有周期は０．５秒以下の短周期であるとの反論があり得るが，固有周期は，地震動の周期が構造物の固有周期と合うときに共振という現象を介して構造物に作用する加速度が大きくなることから意味を持つものであるところ，周期１～２秒の大振幅の強震動パルスによる破壊は，共振という現象を介さずとも，加速度及び速度が共に大きな地震動が１ないし数回対象物に作用することによって対象物が破壊される現象であるため，本件発電所の固有周期が周期１～２秒よりも短周期であるとしても，本件発電所にとって危険であることに変わりない。また，固有周期の短い構造物であっても，大きな加速度を受けることにより塑性化する可能性があり，一旦塑性化すれば元の固有周期は意味をなさない。

（イ）東北地方太平洋沖地震の際に観測された強震動パルスの再現を考慮すべきこと

海溝型巨大地震である東北地方太平洋沖地震の際，第二波群先頭に強震動パルスが含まれていた。この時観測された強震動パルスは，パルスの形状や周期特性という点で内陸地殻内地震による強震動パルスとよく似ており，振幅が大きければ，構造物にとって脅威となる。なお，海溝型巨大地震における強震動パルスの振幅が地盤条件によって大きく変化することは内陸地殻内地震の場合と同じであり，宮城県内の観測点であるＭＹＧＨ１２の最大速度は２０カイン（ｃｍ／ｓ）であるが，ＭＹＧ０１３では７３カイン（ｃｍ／ｓ）であり，仙台市内の七郷中学校のＣＣＨＧ観測点では，Ｎ

Ｓ成分で１１４カイン（ｃｍ／ｓ）に達している。

東北地方太平洋沖地震の際，東北電力株式会社女川原子力発電所（以下「女川発電所」という。）においても，周期２秒程度のパルス状の地震波が観測され，これが最大加速度の値を大きくした原因となった。もっとも，東北地方太平洋沖地震の際は，強震動パルスをもたらした強い破壊の領域が，宮城県沖の，仙台市からみて１５０ｋｍ，牡鹿半島からみても１００ｋｍほど沖合にあったため，大被害をもたらすには至らなかったが，このような強い破壊は必ず沖合で生じるというものではなく陸地に近いところで生じることもあり，また，今回は宮城県沖であったが，茨城県沖で生じる可能性もある。

上記東北地方太平洋沖地震に加え，２００３年十勝沖地震，１９７８年宮城県沖地震，１９６８年十勝沖地震などの強震記録の取得されているものでは強震動パルスの生成が確認されており，海溝型巨大地震（プレート間地震）においても，強震動パルスの生成は普遍的な現象である。

イ　被告が東北地方太平洋沖地震を基に行った断層モデルを用いた手法による地震動評価は，強震動パルスを表現できない手法によるものであり，かつ想定が不十分なため過小評価となること

（ア）ＳＭＧＡモデルについて

被告は，東北地方太平洋沖地震の地震動について地震調査研究推進本部（地震調査委員会）による「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。）を適用し，標準的なＳＭＧＡモデル（ＳＭＧＡとは，Strong Motion Generation Areas の略称であり，震度分布を評価するための断層モデルに使用する用語で，断層面の中で特に強い地震波（強震動）を発生させる領域（強震動生成域）をいう。なお，断層面のその他の領域は，強震動生成域の背景領域という。本判決において，ＳＭＧＡモデルとは，東北地方太平洋沖地震のような海溝型巨大地震について，一辺が数十ｋｍの広い領域（ＳＭＧＡ）を設定して評価する震源モデルをいい，ＳＭＧＡモデルのうち，各ＳＭＧＡから地震波がまんべんなく生成されると考えるモ

デルを「標準的なＳＭＧＡモデル」という。）に基づいて地震動評価を行っている。

しかし，標準的なＳＭＧＡモデルを採用する各研究者による東北地方太平洋沖地震の震源モデル化（佐藤（２０１２）（甲Ｄ８２，丙Ｄ５１），Asano and Iwata（２０１２）（甲Ｄ８３），川辺・釜江（２０１３）（甲Ｄ８４，丙Ｄ４５））においては，東北地方太平洋沖地震の際の第二波群の先頭のパルス波を再現することができない。これを再現できるのは，ＳＭＧＡモデルを基本としつつＳＭＧＡ内の小さなサブエリア内でより高い応力パラメータを設定するモデル（以下「不均質なＳＭＧＡモデル」という。）を提案するKurahashi and Irikura（２０１３）（甲Ｄ１２３）と，後記（イ）のＳＰＧＡモデルのみである。このことは，標準的なＳＭＧＡモデルに限界があることを示している。なお，被告は，不均質なＳＭＧＡモデルに関し，Kurahashi and Irikura（２０１３）の執筆者である入倉孝次郎（以下「入倉教授」という。）及び倉橋奨は，別の論文において，応力降下量ではなくライズタイムの違いとして考慮したと主張するが，当該論文を証拠提出しない。

被告は，東北地方太平洋沖地震につき，標準的なＳＭＧＡモデルを適用できる根拠として諸井ほか（２０１３）を挙げるが，諸井ほか（２０１３）では，東北地方太平洋沖地震の強震動パルスを再現できていないことに加え，同地震の時刻歴波形では２つの波群がみられたにもかかわらず，諸井ほか（２０１３）では一つ目の波群しか再現できていない。また，同地震の女川地点について短周期レベルをかさ上げし再現性が高まったとするがなお十分に過小であって再現できていない。被告は，諸井ほか（２０１３）が東北地方太平洋沖地震の観測値を再現できていない点に関し，本件発電所における地震動評価のように，地震動を保守的に評価するとの観点からは，対象地点に破壊が向かってくる位置に破壊開始点を設定することで対処できるなどと主張するが，諸井ほか（２０１３）は，女川地点でより振幅が大きくなるように，実際に起きた現象とは異なり，沖合側のＳＭＧＡを先に破壊させ，陸側のＳＭＧＡを後から破壊させているにもかかわらず，過小評価となっていることからすると，破壊開始点の設定によって対処し得る問題ではない。

したがって，標準的なＳＭＧＡモデルは，東北地方太平洋沖地震の観測記録を再現することができないモデルであり，これを用いた本件発電所の地震動評価は，本件発電所を襲う可能性がある地震動をカバーしているとはいえない。

（イ）ＳＰＧＡモデルについて

ＳＰＧＡモデル（ＳＰＧＡとは，Strong - motion Pulse Generation Area の略称である。）は，海溝型巨大地震の強震動予測のために提案され，一辺が数ｋｍの狭い領域（ＳＰＧＡ）から地震波が集中的に生成されると考えるモデルであるところ，ＳＰＧＡモデルによれば，東北地方太平洋沖地震の強震動パルス（波形）を再現することができる。そして，本件発電所は，プレート境界の近傍に立地しており，パルス波の波源（ＳＰＧＡ，又は不均質なＳＭＧＡの中の局所的に応力降下量の高い部分）が本件発電所の近傍に存在するという可能性も否定できないため，これを考慮することができるＳＰＧＡモデル又は不均質なＳＭＧＡモデルを用いて地震動を評価する必要がある。

証人野津が，ＳＰＧＡモデルを用い，東北地方太平洋沖地震の際に特に強い地震波を放出した宮城県沖のＳＰＧＡにおいて発生した強い破壊が本件発電所近傍の茨城県沖のＳＰＧＡで発生したと仮定して評価を行った結果，本件敷地における地震動は最大加速度２０００ガル程度，最大速度２００カイン程度となり，被告の策定した基準地震動を大幅に上回った。また，証人野津が不均質なＳＭＧＡモデルを用い，Kurahashi and Irikura（２０１３）の宮城県沖のＳＭＧＡ３内のサブエリアで発生した強い破壊が本件発電所近傍の茨城県沖合のＳＭＧＡで発生したと仮定して評価を行った結果も，被告の策定した基準地震動を大きく上回った。

したがって，標準的なＳＭＧＡモデルを用いて策定された本件発電所の基準地震動は過小評価である。

被告は，ＳＰＧＡモデルが規制に取り入れるだけの科学的・技術的熟度に至っていないと主張するが，同モデルは，港湾の施設を建設，改良，維持する際に適用する基準として，「港湾の施設の技術上の基準」において既に採用されているモデルである。

福島第一発電所事故は，東京電力が津波に対する長期評価を科学的・技術的熟度に至っていないことを理由に軽視した結果招いたものであることを忘れてはならない。

（被告の主張）

ア　強震動パルスについて

（ア）１９９５年兵庫県南部地震のパルス波について

１９９５年兵庫県南部地震（Ｍｊ７．３）は，内陸の活断層である六甲断層系を震源とする地震であり，震災の帯に沿って木造家屋などに大きな被害が生じた。被害を引き起こした強震動は周期１秒程度のキラーパルスで，破壊の進行方向に大きな波を生じる指向性と生成された波が盆地端部で大きく増幅される地盤特性との相乗効果によって形成されたと考えられる。しかし，この地震におけるキラーパルスは，接合部に補強金物を使用していない多くの古い軸組仕様の木造家屋に倒壊等の被害をもたらした一方，壁式構築物（枠組壁構法住宅や壁式ＲＣ造構築物）にはほとんど被害が生じなかった。特に高い水平剛性と大きな水平強度を有する箱形の構造形式である壁式ＲＣ造建築物は，同地震のほか，１９６８年十勝沖地震，１９７８年宮城県沖地震も含め，過去の被害地震における被害状況は極めて小さく，その耐震性は他の構造形式の構築物に比べて十分高いとされている。その上，原子力発電所の耐震上重要な施設は，静的地震力として建築基準法の定める地震力の３倍の地震力及び弾性設計用地震動による地震力のいずれか大きい方に対し弾性設計を要求されているなど，一般の壁式ＲＣ造建築物よりも高い耐震性が要求されている。

本件発電所を始めとする原子炉施設の主要設備の固有周期は０．５秒以下であるところ，原告らは，大振幅のパルスによって構造物が塑性化すれば弾性時固有振動数は意味を持たなくなるとも主張するが，その論拠とする論文である川瀬（１９９８）（甲Ｄ９０）によれば，被害に直結する地震動特性の卓越すべき周波数帯域は１秒を中心とする狭い範囲（おおむね２秒～２Ｈｚ）に限定されており，この範囲は，短周期側の０．５秒以下のものがほとんどの原子炉施設の主要施設の固有周期と異なる。その上，同論文が検討の対象としている一般構造物においてすら，塑性率応答スペクトル

は，降伏震度が大きい場合（k＝１．０）には弾性時固有周期にかかわらず，被害は軽微なものにとどまることを示しており，新耐震基準以前のものであっても低層の壁式ＲＣ構造物などには大きな被害が出なかったことと対応しているとしている。

（イ）本件発電所の東北地方太平洋沖地震を検討用地震とする地震動評価において強震動パルスの再現を考慮する必要がないことについて

ａ　東北地方太平洋沖地震の宮城県内の観測記録について

証人野津は，東北地方太平洋沖地震の際の宮城県内の観測点における周期１～５秒の帯域の速度波形を検討し，構造物に危険な強震動パルスが含まれていたとするが，証人野津が野津（２０１２）（甲Ｄ７８，丙Ｄ１６３）で検討対象とした宮城県内の観測点ＭＹＧ００１，ＭＹＧ００４，ＭＹＧＨ１０，ＭＹＧ０１１，ＭＹＧＨ１２，仙台Ｇの観測記録について，周期１～５秒のバンドパスフィルタをかけて１～５秒の周期成分だけにしたものと，バンドパスフィルタをかけていないものとを比較すると，これらの観測点の前者の最大加速度及び最大速度は後者の最大加速度及び最大速度よりも小さく，各観測点の最大加速度及び最大速度が周期１～５秒の周期帯によって決まっているとはいえない。

ＭＹＧ００４は，東北地方太平洋沖地震において最も大きな加速度を示したＫ－ＮＥＴ築館の観測点であり，その観測記録は，最大加速度２７００ガル，最大速度１０５カインであるが，周期１～５秒の周期成分は，最大加速度９５ガル，最大速度２８カインであり，この最大加速度及び最大速度に対する周期１～５秒の成分の寄与は極めて小さい。証人野津の論文である野津（２０１２）（甲Ｄ７８，丙Ｄ１６３）も同観測点の周期１秒から５秒の速度波形を示しているが，２０カインを少し超える程度であり，同観測点の大振幅加速度かつ大振幅速度の地震波は，周期１～５秒のパルスによるものでないし，そもそも周期１～５秒のパルスが観測されたともいえない。このＭＹＧ００４の大振幅記録は，極表層地盤の非線形挙動や，崖地形による増幅が要因として指摘されている。

証人野津の意見書（甲Ｄ１９４・６～７頁）に大振幅のパルスの例として挙げられ

ている仙台市内の七郷中学校のＣＣＨＧ観測点においては，最大加速度１１４８ガル，最大速度１４２カインという大振幅加速度かつ大振幅速度波形が観測されているところ，このような地震動の増幅は局所的にみられ，同地点の表層地盤の増幅特性及び非線形の影響を受けたものであるとされ，また，周期１秒付近に鋭いピークがみられたものの，被害は顕著にみられておらず，同地点の強震動はこの地域の揺れを代表するものでないとされている。仙台市内の観測記録は，地表近傍の表層地盤が地震動の強さに影響を与え，地震動特性は位置により大きく変化することが指摘されている。

次に，東北地方太平洋沖地震の際の女川発電所の観測点であるＯＮＧ１２８の観測記録の加速度波形及び速度波形について，周期１～５秒と周期１秒までの波形とを取り出したところ，全周期帯では最大加速度４２０ガル，周期１～５秒では６６ガル，周期１秒以下では３８６ガルとあるように，周期２秒程度のパルスが最大加速度を決めているということは全くなく，同地点の最大加速度は１秒以下の短周期の地震波で決まっている。倉橋・入倉（２０１７）（甲Ｄ１７７）は，東北地方太平洋沖地震の観測記録のうち２～１０秒の長周期地震動が五つのＳＭＧＡによって再現できることを示した論文であるが，Kurahashi and Irikura（２０１３）が検討対象としたＯＮＧ１２８やMYGH12の加速度波形にみられたパルス波を約０．５秒であるとしており（３頁），上記野津意見書にある「周期２秒程度のパルス」とは明白に相違がある。そして，証人野津によれば，１秒から２秒以外の周期のパルス波は構造物に大きな影響はない。以上のとおり，証人野津の見解の根幹を成すというべき東北地方太平洋沖地震において宮城県に構造物に危険な周期１～５秒のパルス波が観測されたとする点やその代表例として女川発電所では周期２秒程度のパルスが最大加速度を大きくした原因であるとする点は，いずれも観測波形の分析，表層地盤等の増幅要因及び被害の状況を踏まえたものではなく，証人野津の見解は，前提を欠くものである。

ｂ　東北地方太平洋沖地震の茨城県沖の観測記録について

東北地方太平洋沖地震の際，本件発電所の観測記録にパルス波はみられていない。

証人野津の論文である野津ほか（２０１２）（甲Ｄ７９，丙Ｄ１６４）では，茨城県

内の観測点であるＩＢＲ００７の周期１～５秒の速度波形を示して明瞭なパルスであると指摘するが，ＩＢＲ００７の最大加速度及び最大速度のフィルタ無しと周期１～５秒をバンドパスフィルタで抜き出したものを比べると，最大加速度及び最大速度に対する１～５秒の周期の波の寄与は小さく，周期ごとに抜き出さないと分からないようなそれほど大きなパルスではないものを，周期１～５秒のバンドパスフィルタで抜き出して，１５カインのパルスがあるとして再現を試みたにすぎない。なお，この観測点は，表層地盤の非線形性の影響を受けている。

加えて，証人野津の別の論文である野津（２０１２）（甲Ｄ７８，丙Ｄ１６３）では，周期１～５秒の速度波形のパルスの再現を目的として，茨城県内の観測点であるＩＢＲ００２，ＩＢＲ００３，ＩＢＲ０１８の周期１～５秒の速度波形を示しているが，いずれも最大加速度及び最大速度に対する周期１～５秒の周期帯の波の寄与は小さくて目立たないものである。ＩＢＲ００３は，本件発電所の北方１４．４ｋｍに位置する茨城県日立市立助川小学校の敷地内の観測点であるが，東北地方太平洋沖地震のＫ－ＮＥＴの観測点の中では３番目に大きい大加速度が観測されているところ，表層地盤の地盤増幅特性によって同観測点の近傍数ｍの範囲で局所的に地震動が大きくなっていることが明らかとされている。一方，同観測点の周期１～５秒の速度波形はＥＷ成分６カイン，ＮＳ成分１１カイン程度の小さなものであり，明瞭なパルスとか，構造物にとって脅威となるパルスなどは存在しない。観測点ＩＢＲ０１８については，パルスはもちろんのこと，パルス状のものがあるということもできない。

したがって，茨城県内の地震観測記録から茨城県沖にパルス波生成の震源特性を結論付けることはできないし，茨城県沖の震源特性をＳＰＧＡによって説明する合理的根拠も見いだせない。

ｃ　海溝型巨大地震において強震動パルスが普遍的とはいえないこと

１９７８年宮城県沖地震のパルス波は，断層破壊がＳ波の伝播速度に近い速度で伝播することにより，破壊の進行方向で地震波が重なり合い，振幅が大きくなるディレクティビティ（指向性）効果によるものであって，地震調査研究推進本部（２００５）

は，宮城県沖に７３ＭＰａのアスペリティ（ＳＭＧＡと同じ）を置くことによって特徴的なパルスを含めて観測地震波形を再現している（丙Ｄ１６１・（説明）１８頁）。そのほか，証人野津の論文（野津ほか（２０１２）（甲Ｄ７９（丙Ｄ１６４））の２１８頁の表１，丙Ｄ１６５・１４頁の表－３．１）記載の２００５年宮城県沖地震（Ｍ７．２）について，釜江ほか（２００６）（丙Ｄ２２１）は，海溝側に９０ＭＰａのアスペリティを設定した断層モデルと経験的グリーン関数法により観測記録のパルス波を再現し，更に，釜江ほか（２００７）（丙Ｄ２２２）は，同地震の断層モデルを再評価し，海溝側に８０ＭＰａのアスペリティを設定し，レシピによる再現が可能であることを明らかにしている。そして，佐藤（２０１０）①（丙Ｄ１８８）は，昭和５３年（１９７８年）から平成１７年（２００５年）までの日本のプレート間地震のうち，応力降下量は，２００５年宮城県沖地震が最大で１９７８年宮城県沖地震が２番目に大きいと整理し，アスペリティ（ＳＭＧＡ）の応力降下量によって宮城県沖の震源特性の地域性を明らかにしている。

このように，宮城県沖のプレート間地震の応力降下量ないし短周期レベルが他の地域より大きいことは，多くの研究結果が示しており，宮城県沖のこれらの地域性を含めて，その地震像がレシピやＳＭＧＡモデルによって説明されている。

また，証人野津が挙げる十勝沖地震については，例えば，１９６８年十勝沖地震であれば，証人野津も，青森港，八戸港は堆積層の影響を受けていてパルスだけが目立つ波形となっていないとするものであるが，地震調査研究推進本部（２００４）（丙Ｄ２２３）は，三陸沖北部の地震についてレシピに基づく強震動評価を行うに当たり，第三アスペリティの応力降下量を８５．０ＭＰａとするなどして１９６８年十勝沖地震の観測記録と最も調和的となった値を採用したとしており，アスペリティ（ＳＭＧＡと同じ）によって評価を行っている。２００３年十勝沖地震については，釜江・川辺（２００４）（丙Ｄ２２４）が，レシピの手法に着目して，３つのアスペリティからなる震源モデルと，余震記録を要素地震として伝播経路特性と地盤増幅特性を反映した経験的グリーン関数法により，各観測点でみられる特徴的なパルス状の波形と各ア

スペリティから生成される波形との一致度から最適モデルを構築し，観測記録を再現している。

したがって，原告らが挙げる海溝型巨大地震の例は，あくまでも宮城県沖や三陸沖北部の震源域の地域性と，堆積層の影響を含めた観測点の地盤増幅特性によって説明されるのであって，海溝型巨大地震においてパルスが発生するのが普遍的であるとはいえない。

イ　被告が東北地方太平洋沖地震を基に行った標準的なＳＭＧＡモデルによる地震動評価は適切であること

（ア）ＳＭＧＡモデルについて

ａ　被告が本件発電所のプレート間地震の地震動評価に用いたＳＭＧＡモデルは，１９９５年兵庫県南部地震を契機に著しく発展し，不均質な断層面をモデル化することにより，地震動を精緻に評価する手法として開発が進められてきたものであり，その代表的手法であるレシピは，複数の観測記録によって検証されているなど，信頼性は高く，多くの場面で実用されている実績のある手法である。近時の例として，内閣府に設置された南海トラフ検討会は，「あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を検討していくべきである」との考え方に従い，東北地方太平洋沖地震で得られたデータを含め，現時点の科学的知見に基づき，南海トラフ沿いにおいて発生し得る最大クラスの地震・津波を検討し公表しているところ，その地震動評価において採用したモデルもＳＭＧＡモデルである。

このように，ＳＭＧＡモデルについては，豊富な知見や評価事例が既に蓄積されており，国による防災の施策でも活用され，原子力規制委員会も，各設置者の行うプレート間地震の地震動評価について，対象地点における観測記録等を踏まえつつ，地震動評価に与える影響の大きいＳＭＧＡの位置及び短周期レベル等のパラメータについて保守的に検討されているかなどを審査し，その妥当性を判断している。特に，本件発電所においては，本件発電所で得られた東北地方太平洋沖地震の観測記録と，地震調査研究推進本部のレシピに沿って設定したＳＭＧＡモデルを用いた地震動評価

結果とを比較し，当該地震動評価により原子炉建屋等の主要施設の固有周期である０．５秒以下の短周期領域において特に良く再現できることを確認しているという点でも，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」についてＳＭＧＡモデルを用いることが合理的である。

b　諸井ほか（２０１３）の研究は，レシピが，これまで地震の発生様式を問わず，様々なタイプの地震の地震動評価に十分な効果を発揮してきたものの，我が国観測史上最大規模の東北地方太平洋沖地震にまで，レシピの考え方が適用可能かどうかを検討することを目的とするものである。その目的ゆえに，東北地方太平洋沖地震発生後に得られた同地震の詳細なデータ等を活用するのではなく，Ｍｗ９．０を前提条件とした上で，地震前の先験情報に基づく標準的な強震動レシピを用いて震源のモデル化を行い，統計的グリーン関数法により，女川発電所，福島第一発電所（当時），本件発電所の各地点における露頭岩盤上の強震動を評価し，その結果と各地点における観測記録（はぎとり波）とを比較して，再現を試みるとの検討方針が採用されている。この検討方針の下，強震動に直接影響を与えるパラメータとして，ＳＭＧＡの位置については過去に発生した地震の震源域を考慮して，ＳＭＧＡの応力降下量については標準的な強震動レシピに基づき，それぞれ設定するなどの先験情報を活用したものであるが，その地震動評価の結果は，地震動レベルの評価の点で観測記録をよく捉えており，海洋プレート間巨大地震に対する標準的強震動レシピの有効性を十分に示すものである。

他方で，先験情報に基づくゆえの制約ないし限界もあり，この点については，諸井ほか（２０１３）においては，①「加速度記録の経時特性は説明できておらず，その再現には先験情報のみでは不十分であり，断層破壊伝播の解明等が必要と思われる」，②「地震動レベルの観測記録との整合性を地点ごとにみると，東海地点に比較して女川地点の解析結果はやや過小評価となっている」と適切に記述されている。

ただし，これら各点をもって，Ｍｗ９クラスの巨大プレート間地震に対してレシピを適用することが不合理とすることはできない。

すなわち，①については，震源断層面において，いかなる破壊開始点から破壊が始まるかは分からず，それゆえ，先験情報のみでは加速度記録の経時特性を説明することは困難であるものの，本件発電所における地震動評価のように，地震動を保守的に評価するとの観点からは，対象地点に破壊が向かってくる位置に破壊開始点を設定することで対処できる事項である。

②については，そもそも，女川地点の評価結果に関するものであり，本件発電所の評価結果は観測記録とよく整合しているが，この点を措いても，宮城県沖については，東北地方太平洋沖地震発生前から，昭和５３年（１９７８年）から平成１７年（２００５年）までのＭｗ５．５以上の日本のプレート境界地震の中で，応力降下量について，２００５年宮城県沖地震が最大，１９７８年宮城県沖地震が２番目に大きいとされているなどの地域性が知られている。もとより，標準的なレシピの適用を前提としながら，対象地点における地域性を考慮することができ，むしろ，原子力発電所における地震動評価では，そのような地域性を考慮した地震動評価が求められるところ，諸井ほか（２０１３）においても，１９７８年宮城県沖地震を参考に，宮城県沖の短周期レベルをかさ上げすることで，震源の地域性の影響の取り込んだ評価を示し，再現性が有意に高まったことを示している。更に，東北電力株式会社は，女川発電所について，新規制基準を踏まえてプレート間地震の検討ないし評価を行うに当たり，諸井ほか（２０１３）による強震動シミュレーションと東北地方太平洋沖地震の観測記録との整合性に関し，諸井ほか（２０１３）の断層モデルから，応力降下量を１９７８年宮城県沖地震のレベルに見直し，放射特性を地震調査研究推進本部（２００５）に見直すと，観測記録とよく整合する評価結果を得たなどとしている。

以上のとおりであるから，原告らの挙げる諸井ほか（２０１３）の記述内容をもって，本件発電所におけるプレート間地震の地震動評価の合理性を否定することはできない。

（イ）ＳＰＧＡモデルについて

証人野津らは，野津ほか（２０１２）（甲Ｄ７９（丙Ｄ１６４））等の論文において，

港湾の分野では岸壁に対して最も影響を及ぼしやすい周波数帯域は０．３～１Ｈｚであるとされていることなどを挙げて，主に１．０秒～５．０秒の周期帯（０．２～１Ｈｚの周波数帯域）における強震動の特性に着目した検討を行っているが，ＳＰＧＡモデルによる強震動予測は岸壁などの港湾の土木構造物を除き，実用されていないのが実情である。ＳＰＧＡモデルにはＳＰＧＡをどのように配置すべきかという強震動予測上の課題もあり，その基本的事項も確立されていない。また，ＳＰＧＡモデルについては物理モデルとしての妥当性に問題があり，学術的な議論が必要である。

原子力規制委員会も，本件設置変更許可に係る意見公募手続（以下「本件意見公募手続」という。）において，標準的なＳＭＧＡモデルでは，２０１１年東北地方太平洋沖地震の２波（女川沖）３波（茨城沖）と続いた小さな破壊域から発生した強震動パルスが再現できないところ，原子炉施設の耐震設計では震度を計算するのが目的ではなく，耐震検討用の地震動計算が目的である以上，強震動パルスが再現できるＳＰＧＡモデルによる強震動パルス生成域を置いて計算するべきであるとの意見に対し，震源断層の詳細な調査結果を用いてレシピを用いる方法以外の方法によって基準地震動を策定するというアプローチについては，どのように保守性を確保していくかに関し妥当な方法が現時点で明らかになっているとはいえず，規制において要求又は推奨すべきアプローチとして位置付けるまでの科学的・技術的な熟度には至っておらず，ＳＰＧＡモデルは，２０１１年東北地方太平洋沖地震等の観測地震動を説明するための再現モデルの一つであるが，予測問題に適用する場合においては，提案者も論文で示すようにＳＰＧＡの位置設定等が今後の課題とされており，強震動予測のパッケージとして確立していないと考えられ，ＳＰＧＡモデルの適用も含め，地震動の計算方法の高度化については，まずは，地震調査研究推進本部のような場で議論されるものであり，そこでの検討結果も含め，新たな知見が得られれば，原子力発電所の規制にどのように取り入れるかについて，規制委員会として適切に判断していく旨回答している。

また，本件発電所を含む原子力施設における主要設備の固有周期は０．５秒以下で

あり，証人野津らが研究対象とする周期帯とは異なる。

これらのことから，原子力施設に想定する地震動評価においてＳＰＧＡモデルを想定しなければならない必然性はない。

⑶　争点３－２－３（断層モデルを用いた手法による地震動評価（不確かさの考慮等））について

（原告らの主張）

ア　不確かさの考慮の不足（内陸地殻内地震）

（ア）地震動審査ガイド違反（基本震源モデル設定時に行うべき短周期レベルの設定を不確かさの考慮として行っていること）

被告は，地震動の想定にレシピを用いているところ，レシピは，特定の震源断層を前提に，最もあり得る地震動と強震動（地震動の平均像）を評価するための方法論であり，地震動の平均像を示したものである。

被告は，内陸地殻内地震の検討用地震として選定したＦ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震について，基本震源モデルを設定した。その断層パラメータは，断層の長さが約５８ｋｍ，地震のタイプは正断層，断層傾斜角は西傾斜６０度，断層上端深さ３ｋｍ，下端深さ１８ｋｍ，断層幅は１７．３ｋｍ，平均応力降下量は断層全体として３．１ＭＰａ，アスペリティの応力降下量は２つとも１４．０９ＭＰａ，背景領域の実効応力は２．８２ＭＰａとされている。その上で，被告は，上記パラメータについて，断層傾斜角を西傾斜４５度にする，短周期レベルをレシピの１．５倍とする，アスペリティの位置を敷地に近い位置ではなく断層端部にするという不確かさの考慮をしたところ，このうち，敷地の地震動の大きさに最も影響を及ぼすのは，短周期レベルを１．５倍とした点である。これは，２００７年新潟県中越沖地震の知見に基づくものであるが，地震動審査ガイドでは，「震源モデルの設定」の項において「アスペリティの応力降下量（短周期レベル）については，新潟県中越沖地震を踏まえて設定されていることを確認する。」（３．３．２⑷①２））と規定されており，同地震の知見は「３．３．３不確かさの考慮」を行う前に基本震源モデルの設定段階

において考慮し，その上で更に不確かさの考慮を行うことが求められている。

そもそも，応力降下量がレシピによる平均的値の１．５倍になるような地震は決して珍しいものではなく，科学的想像力を発揮した十分な不確かさの考慮をするなら，平均的値の４倍ですらすまないのであり，平均的値の１．５倍程度では安全性は確保することができないことは明らかである。

したがって，被告が不確かさの考慮として短周期レベルをレシピの１．５倍とした点は，地震動審査ガイドに反するものであり，不確かさの考慮としても十分ではないというべきである。

（イ）応答スペクトル比等に照らしても不確かさの考慮が不十分であること

被告が検討用地震に選定したＦ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震は，被告自身，応答スペクトル比が短周期側で大きくなる傾向があるとする福島県と茨城県の県境付近の内陸地殻内地震である。そうであれば，その断層モデルを用いた地震動評価においても，地震動が短周期側で大きくなるということを考えない理由はないから，少なくとも平均応力降下量は被告が採用した補正係数である２倍をした６．２ＭＰａとすることが必要である。

さらに，入倉・三宅（２００１）（丙Ｄ２０）の断層面積と地震モーメント（Ｍｏ）の関係に係るスケーリング則において，Mo の平均的値の２倍が標準偏差ほぼ＋σの領域にあり，Ｍｏの平均的値の４倍となるデータも存在することからすると，補正係数を２倍にしたとしても＋σ程度の値でしかなく，応答スペクトルに基づくのと同様に４倍程度の補正係数を設定することが必要であって，短周期レベルをレシピの１．５倍とするだけでは不確かさの考慮が不十分である。

また，被告は，検討用地震（Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震）について，基本震源モデルとして，２つのアスペリティの応力降下量をいずれも１４．０９ＭＰａとしているが，２００７年能登半島地震や新潟県中越沖地震では複数のアスペリティの応力降下量は異なるものと解析されており，複数のアスペリティの応力降下量が異なることはごく普通に起こり得る。そうであれば，少なくとも不確

かさの考慮として，基本震源モデルの２つのアスペリティの応力降下量についても異なる値を設定することが必要である。基本震源モデルにおいて，本件発電所に近い南側のアスペリティの応力降下量が北側のものよりも大きい場合が本件発電所への影響が大きくなるから，少なくとも南側のアスペリティの応力降下量を北側の２倍に設定すべきである。加えて，福島県と茨城県の県境付近で発生する地震として，断層全体の応力降下量を平均的値の４倍にすべきだとすれば，南側のアスペリティの応力降下量は，被告の設定値の少なくとも８倍の１１３ＭＰａをとることが必要となる。

（ウ）小括

被告は，短周期レベルの不確かさを考慮したケースで約９００ガルの地震動評価をしているが，前記（ア）のとおり，短周期レベルについてレシピの１．５倍の考慮では不足しており，これを２倍とすれば１２００ガル，４倍とすれば２４００ガルとなり，更に前記（イ）のとおり南側のアスペリティについて平均的値の８倍を考慮すれば，４８００ガルの地震動を想定すべきこととなる。

イ　不確かさの考慮の不足（プレート間地震）

被告は，断層モデルを用いた地震動評価に当たり，茨城沖のＳＭＧＡを本件敷地からの距離が最短となるように近づけるとともに，短周期レベルを強震動予測レシピの１．５倍にするという不確かさを考慮したと主張するが，前者については，プレート境界は沖合から陸に向かって潜り込んでいるためＳＭＧＡは陸に近づけるに連れて深くなり，深いところにＳＭＧＡを置くほど破壊伝播の影響が本件敷地に働きにくくなるため，保守的な地震動想定とはならない。

そして，後者については，応答スペクトルに基づく地震動評価においては鹿島灘で発生した地震の応答スペクトル比には短周期側で４倍程度になる傾向がみられるとして短周期側で４倍の補正係数を設定しているのであり，そうであれば，鹿島灘付近に設定するＳＭＧＡの平均応力降下量も平均的値の４倍程度とすべきである。さらに，標準偏差＋σ程度の値を考慮するなら，平均的値の６～７倍の値とする必要があるというべきであり，不十分である。なお，被告は，複数のアスペリティが存在する場合

に全て同じ応力降下量とするが，現実には複数のアスペリティ間でも応力降下量が異なることはしばしばあるから，そのような想定は不合理である。

被告は，プレート間地震（水平動での地震）の評価において，断層モデルを用いた手法の基本震源モデルで５９４ガル，ＳＭＧＡ位置の不確かさと短周期レベルの不確かさを重畳的に考慮したモデルでは１００９ガルと評価しているが，本件発電所に直近のＳＭＧＡの応力降下量の設定をレシピの１．５倍ではなく６倍とするなら，４０３６ガルを想定すべき（１００９ガル÷１．５×６＝４０３５．９９）こととなる。

（被告の主張）

ア　不確かさの考慮について（内陸地殻内地震）

（ア）被告は地震動審査ガイドに従い不確かさの考慮を行っていること

原告らは，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の地震動評価における新潟県中越沖地震の知見の考慮に関し，地震動審査ガイドの「３．３．２　断層モデルを用いた手法による地震動評価」の⑷①２）が「３．３．３ 不確かさの考慮」の前にあることなどを挙げて，内陸地殻内地震の地震動評価につき，短周期レベルの１．５倍を考慮することは基本震源モデルの設定の際に行うべきであり，１．５倍にとどめるのも不十分であると主張する。

しかしながら，そもそも，設置許可基準規則やその解釈はもちろんのこと，内規である地震動審査ガイドにおいても，「アスペリティの応力降下量（短周期レベル）については，新潟県中越沖地震を踏まえて設定されていることを確認する」（同ガイドⅠ．３．３．２⑷①の２））と記載されているのみであって，必ずしもアスペリティの応力降下量ないし短周期レベルを１．５倍にすべきとの規制基準が存在するものではない。あくまで，新潟県中越沖地震の結果等を踏まえて，個々の事案において，検討用地震の特性等を検討の上，短周期レベルを含む各種の不確かさが考慮されるべきものであり，本件発電所においても，このような考えから原子力規制委員会による審査がなされて，被告の検討ないし評価を妥当とする判断がなされているといえる。

また，同ガイドの「アスペリティの応力降下量（短周期レベル）については，新潟

県中越沖地震を踏まえて設定されていることを確認する」との記述が「3．3．3　不確かさの考慮」の前の「3．3．2」にあることについては，同ガイドの「3．3．2」は，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に係る様々な内容を記述しており，地震動評価のために設定する震源モデルのうちの基本震源モデルに限ったものとは解されない。

（イ）不確かさの考慮を十分行っていること

原告らは，「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」の「断層モデルを用いた手法による地震動評価」についても，平均応力降下量につき４倍程度の補正でも足りず，南側のアスペリティの応力降下量につき少なくとも８倍をとることが必要であるなどとして，被告の地震動評価が過小であるかのように主張する。

しかしながら，原告らの上記主張は，「応答スペクトルに基づく地震動評価」と「断層モデルを用いた手法による地震動評価」とでは，地震動の諸特性に係る地域性を地震動評価に反映する方法が異なるにもかかわらず，これらの方法の差異を区別していない。また，被告は，「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」の「断層モデルを用いた手法による地震動評価」において，同地震と同じ発生様式の地震の観測記録が敷地で得られていることから，これを要素地震とした経験的グリーン関数法を適用しているところ，この要素地震は福島県と茨城県との県境付近で発生した地震であり，原告らの主張するような地震の特性を地震動評価に反映済みである。これらのことから，原告らの主張は，前提を欠くものである。

被告が，「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」の震源モデルの設定に当たり，詳細な各種調査を行い，地域性を踏まえつつ敷地に与える影響が大きくなるよう保守的な検討を重ねていることは，「応答スペクトルに基づく地震動評価」と同じであり，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」においても，基本震源モデル，震源断層の傾斜角の不確かさを考慮したモデル，アスペリティ位置の不確かさを考慮したモデルを地震動評価に用いている。これらに加えて，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」においては，短周期レベルについて，平成２３年４月

１１日に発生した福島県浜通りの地震の短周期レベルは既往の関係式に照らし特異な値ではないところを，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，短周期の地震動に直接影響を与える応力降下量を基本震源モデルで設定した値の１．５倍とした場合の震源モデルを設定している。これらの震源モデルの設定に際しては，敷地に与える影響が大きくなるよう破壊開始点の不確かさをも考慮している。

以上のとおりであるから，原告らの主張には，理由がない。

イ　不確かさの考慮について（プレート間地震）

（ア）原告らは，被告の作成した審査資料において「鹿島灘付近で発生した地震の応答スペクトル比には，短周期側で４倍程度となる傾向が見られる」と記述されていることを挙げ，地震による大きなばらつきがあるから平均的値の６～７倍の値とすることが求められるとし，プレート間地震の検討用地震である「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」について，その「断層モデルを用いた手法による地震動評価」の結果を６～７倍した想定をすべきであるとし，被告の地震動評価が過小であるかのように主張する。

しかしながら，原告らの主張は，「応答スペクトルに基づく地震動評価」と「断層モデルを用いた手法による地震動評価」とでは，地震動の諸特性に係る地域性を地震動評価に反映する方法が異なるにもかかわらず，これらの方法の差異を区別していないなど前提を欠き，理由がない。

「応答スペクトルに基づく地震動評価」は，過去の多くの地震観測記録を収集し統計的に処理することにより求めた距離減衰式を用いて，地震動の応答スペクトルの平均像を経験的に評価する方法である。距離減衰式に用いられるパラメータは，一般に，地震規模や震源からの距離等に限られるものの，このような少ないパラメータにより評価した地震動を，対象地点において得られた観測記録に基づき補正するなどして，「震源特性」，「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性及び地盤増幅特性）」に係る地域性を地震動評価に反映することができる。

距離減衰式の一つであるNoda et al.（２００２）の方法も，地震規模及び等価震源距離を用いて評価した平均的な地震動について，対象地点における観測記録等で補正する手法を提案する。例えば，敷地周辺で発生したプレート間地震の観測記録の応答スペクトルと，これら地震の地震規模及び等価震源距離を用いて評価したNoda et al.（２００２）の方法による応答スペクトルとを比較した残差（比）によって補正することができる。そして，敷地において地震観測記録が多数得られている場合には，その平均的な諸特性を考慮することとされている。

他方，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」は，震源断層の形状，ＳＭＧＡないし背景領域の短周期レベルないし応力降下量，破壊開始点といった多くのパラメータの設定を通じて震源近傍における地震動の特性をより詳細に評価できる方法である。このうち，経験的グリーン関数法は，実際に発生した適切な中小地震の観測記録があれば，その地点に固有の「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）」の影響を，地震動評価に反映することができる。

被告は，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の地震規模がNoda et al.（２００２）の方法の適用条件を超えることから，同方法を用いた応答スペクトルに基づく地震動評価は行わず，同地震の観測記録から解放基盤波を評価し，これを包絡する応答スペクトルをもって「応答スペクトルに基づく地震動評価」とした。一方，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の「断層モデルを用いた手法による地震動評価」において，同地震と同じ発生様式の地震の観測記録が敷地で得られていることから，震源断層の北部と南部の領域のそれぞれについて選定した要素地震による経験的グリーン関数法を適用し，「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）」の影響を地震動評価に反映した。南部の領域に選定した要素地震は，鹿島灘付近で発生したプレート間地震であり，原告らが主張する鹿島灘付近で発生した地震の特性は反映済みである。

これらのことから，原告らの主張は，前提を欠くものであって，理由がない。

（イ）加えて，被告は，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の「断層モデルを用い

た手法による地震動評価」において，基本震源モデルにおける敷地に最も近い茨城県沖のＳＭＧＡの短周期レベルを保守的に設定し，更に，その位置及び茨城県沖のＳＭＧＡを含む五つのＳＭＧＡの全てについて短周期レベルの不確かさを考慮するなど，保守的な条件設定を重ねている。原告らの主張は，この被告による「断層モデルを用いた手法による地震動評価」の結果を平均的値のように述べる点でも誤りである。

３　争点３－３（「震源を特定せず策定する地震動」）について

（原告らの主張）

(1)　加藤ほか（２００４）について

被告は，「震源を特定せず策定する地震動」の評価に当たって，加藤ほか（２００４）（丙Ｄ５３）の応答スペクトルを検討したとするが，これは，平成１６年以前の地震の観測記録に基づくものであり，合計９地震，１５記録，３０水平成分によるものである。その後，加藤ほか（２００４）を超える地震はいくつも観測されていることから，加藤ほか（２００４）は，原子力発電所の基準地震動策定において最低ラインとして考慮されるべきものではない。

(2)　地震動審査ガイドが挙げる地震等の検討（Ｍｗ６．５以上）

ア　地震動審査ガイドの例示について

地震動審査ガイドは，震源を特定せず策定する地震動の評価に当たり，観測記録を収集することを求めており，検討対象地震の選定のために収集対象となる内陸地殻内の地震として１６地震（別紙４のとおり）を例示しているが，被告は，そのうち，Ｍｗ６．５以上の地震である２００８年岩手・宮城内陸地震（Ｍｗ６．９）及び２０００年鳥取県西部地震（Ｍｗ６．６）のいずれについても，その震源域と本件発電所における地質・地質構造等を整理した結果，地域の特徴が大きく異なるとしてこれらの地震の観測記録は収集対象外とした。このような考え方は，本件発電所の敷地周辺以外で発生した地震は考慮しなくて良いという考え方につながるもので安全側の考え方ではない。地域の特徴が異なるからといって，異なる地域で発生した地震と同じ性質の地震が本件発電所付近で発生しないことを担保するものではなく，地震動審査ガ

イド違反である。

イ　２０１８年北海道胆振東部地震（Ｍｊ６．７）

平成３０年９月６日，北海道胆振地方を中心としてＭｊ６．７（Ｍｗ６．６）の地震が発生したが，この地震は，ＨＫＤ１２７（Ｋ－ＮＥＴ追分）で，南北成分１００４ガル，上下成分１５９１ガル，３成分合成値で１７９６ガルを観測した上，加速度応答スペクトルは周期０．５秒付近で６０００ガルと大きな地震であり，震源を特定せず策定する地震動の検討対象として収集されなければならない。この地震の断層破壊領域は地震発生層の内部に留まっているから，Ｍｗ６．５以上の地震は地表付近に一部痕跡が確認されることを前提とする地震動審査ガイドに修正を迫るものといえる。

(3)　地震動審査ガイドが挙げる地震の検討（Ｍｗ６．５未満）

ア　留萌支庁南部地震以外の地震を考慮していないこと

被告は，震源を特定せず策定する地震動の策定に当たって，地震動審査ガイドが検討対象地震の選定のために収集対象となる内陸地殻内の地震の例として挙げるＭｗ６．５未満の１４地震のうち，２００４年北海道留萌支庁南部地震（以下「留萌支庁南部地震」という。）の観測記録については，信頼性のある基盤地震動が評価できたとしてこれのみを考慮することとした。他方で，２０１１年茨城県北部地震，２０１３年栃木県北部地震，２０１１年和歌山県北部地震の観測記録については，信頼性のある地盤モデルが構築できず，はぎとり解析による基盤地震動の評価は困難であると考えられるため，今後も継続的に知見の収集，はぎとり解析などの検討が必要であるとして採用せず，また，２０１１年長野県北部地震の観測記録については，地盤情報が乏しく，はぎとり解析による基盤地震動の算定が困難であるため，今後，各種調査により地盤情報の取得が必要であるとして採用しなかった。残りの９地震については，観測記録が，加藤ほか（２００４）による応答スペクトルを超えないとして全く無視している。

上記４地震について，被告や各電力会社，一般財団法人電力中央研究所（以下「電

力中央研究所」という。）は，詳細な探査などを実施すれば，信頼性ある地盤モデルの構築も可能と思われるのに，現在に至るまで観測点近くでの新たなボーリング掘削をした上での探査や試験をせずに放置しているのであり，留萌支庁南部地震のみで済まそうとすること自体が不十分というほかない。地震動審査ガイドは，例示した１６地震全てについて，十分な検討をすることを求めていると解され，少なくとも地震動審査ガイドに挙げられた１６地震全てについて，その地震の最大地震動はどれだけか検討する必要がある。

そもそも，留萌支庁南部地震は，Ｍｗ５．７の地震でしかない。地震動審査ガイドは，Ｍｗ６．５未満の地震は事前に分かっていない直下の断層で起こる可能性があるとしていることから，留萌支庁南部地震を超える地震が，本件発電所の敷地直下の隠れた断層で発生する可能性を想定する必要があるが，被告はそのような検討は一切行っていない。被告が策定した「震源を特定せずに策定する地震動」は，地震動審査ガイドにも反する不十分なものでしかない。

イ　留萌支庁南部地震の観測記録の検討も不十分であること

被告は，結局留萌支庁南部地震しか検討していない上，同地震についても，ＨＫＤ０２０観測点での観測記録のはぎとり波をほぼそのまま用いて地震動を策定している。しかし，観測点が異なれば更に大きな地震動が観測された可能性が高いことから，少なくとも当該地震で発生した可能性のある最大の地震動程度は想定する必要があり，観測点でたまたま観測された地震動に若干上乗せする程度の不確かさの考慮では全く不十分である。

地震動審査ガイドにおいて，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は，敷地周辺の状況等を十分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地震の全てを事前に評価し得るとはいい切れないことから，敷地近傍における詳細な調査の結果にかかわらず，全ての敷地（対象サイト）において共通的に考慮すべき地震動であると意味付けた地震動であり，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考

慮することによって，敷地で発生する可能性のある地震動全てを考慮した地震動として策定することが求められる。

したがって，「震源を特定せず策定する地震動」も重要な地震動であり，十分に安全側に大きく想定しなければ，原子力発電所の安全性は確保できない。

しかし，以上みたとおり，被告の策定した「震源を特定せず策定する地震動」は，地震動審査ガイドに反する不十分なものといわざるを得ない。

(4) 新規制基準の見直しについて

地震動審査ガイドの「震源を特定せず策定する地震動」の評価手法については，現在，原子力規制委員会において基準の見直しが進められており，標準応答スペクトルの策定を要求することが検討されている。標準応答スペクトルは，非超過確率９７．７％（平均＋２σ）のスペクトルに基づいて設定することとされている。原発事故の被害の甚大性に鑑みれば，最低限，現に発生した地震動は全て完全に包絡した地震動を策定すべきであり，標準応答スペクトルが２．３％の非超過確率を許容している点は許されないが，少なくともこれまでの「震源を特定せず策定する地震動」が不十分であったことは明らかになったというべきである。

(5) 他の分野（鉄道構造物・港湾構造物）の耐震設計との比較

ア 鉄道構造物について

鉄道構造物の耐震設計では，平成７年（１９９５年）～平成１９年（２００７年）までのＭｗ６．４以上の比較的規模の大きな地震の観測記録を収集し，これらの地震の規模と距離を補正して，Ｍｗ７．０の内陸活断層による地震が直下で発生することを想定し（標準Ｌ２地震動のうち，スペクトルⅡの方法），鉄道構造物における耐震設計上の基盤面（Ｖｓ＝４００ｍ／ｓ）程度の地盤において最大９４４ガルの地震動を想定し，更に，地震基盤が１０００ｍよりも浅い場合（本件発電所の地震基盤はＥ．Ｌ．－６７７ｍ）は，短周期成分が卓抜する可能性があるとして，最大１２６６ガルの地震動を想定している。このように，鉄道構造物の方が本件発電所よりも安全側の耐震設計がされている。なお，鉄道構造物の上記想定においても非超過確率は９０％

とされる。

鉄道構造物のＬ２地震動においては，内陸活断層について，活断層の調査及び対象地震の選定とは無関係に，一律にＭｗ７．０の内陸活断層による地震が直下（３ｋｍ）で発生した場合を考慮している点，そのような地震による地震動を策定する上では，その想定している地震像と近い地震として，Ｍｗ６．４以上の比較的規模の大きな７つの地震の観測記録を選んで収集し地震規模や距離の補正を行うことによって，これらの地震より小さい地震の観測記録を含めることによって生じる補正による誤差を相対的に減らしている点が重要である。

１９９５年兵庫県南部地震を契機として我が国で全国的に強震観測網が整備されるようになってから僅か２０年程度の期間の限られた地震動のデータのみでは，将来，本件発電所を襲うおそれのある地震動の全てをカバーできないことは明らかであるから，被告のように，加藤ほか（２００４）のスペクトルや確かなデータのある留萌支庁南部地震だけで評価をするのではなく，上記のような手法が採られるべきである（ただし，原発事故の被害の甚大さを考慮すれば，非超過確率は鉄道構造物よりも大きくすべきである。）。

したがって，本件発電所において策定された「震源を特定せず策定する地震動」は過小である。

イ　港湾構造物について

港湾の施設の技術上の基準・同解説（甲Ｄ１９８。以下「港湾施設技術基準」という。）では，活断層として認識されていない震源で発生する内陸地殻内地震に対応するため，Ｍ６．５の地震が港湾の直下で発生するものと考え，断層モデルにより対象港湾での地震動を計算するものとされている。その際，安全側の地震動を設定するため，アスペリティの破壊は，港湾に向かって伝播するものとする。また，地点毎のサイト増幅特性を考慮する。

そこで，被告が用いている留萌支庁南部地震の際のＨＫＤ０２１（Ｋ－ＮＥＴ留萌）で観測された地震動をＧ．Ｌ．－４１ｍまで引き戻した地震動と，証人野津において，

港湾のレベル２地震動の下限値として算出した地震動（ＨＫＤ０２１の直下でＭ６．５の地震が発生すると考え，ＨＫＤ０２１におけるサイト増幅特性を考慮して，地表での地盤線形応答時の地震動を算定し，佐藤ほか（２０１３）（丙Ｄ５３）の地盤モデルでＧ．Ｌ．－４１ｍまで引き戻したもの）と比較すると，周期０．１秒付近では上記の証人野津の算出した地震動の方が上回り，最大加速度は被告の用いている地震動が６０９ガル，上記の証人野津の算出した地震動が６１９ガルとなる。活断層と認識されていない震源で発生する内陸地殻内地震に対応するため，一般の土木構造物でも相当保守的な地震動を考慮しているとはいえ，はるかに危険性の高い原子力発電所が，周期によっては一般土木構造物を下回る地震動しか考慮していないのは不十分である。

（被告の主張）

(1) 加藤ほか（２００４）の検討

加藤ほか（２００４）（丙Ｄ５３）は，我が国及び米国カリフォルニア州における震源近傍で得られた観測記録を収集し，詳細な地質学的調査によっても震源位置と地震規模を事前に特定できない２地震及び比較的規模が小さいながらも震源を特定できた可能性がある７地震を対象として，これら震源近傍の硬質地盤における観測記録（計１５記録，３０水平成分）をおおむね包絡する水平方向の地震動の上限レベルの応答スペクトル（最大加速度４５０ガル）を提案している。

被告は，上記の加藤ほか（２００４）による水平方向の応答スペクトルに対し，ＪＥＡＧ４６０１－２００８に基づき，Noda et al.（２００２）の方法により求められる地盤増幅特性を用いて評価した，水平方向及び鉛直方向の応答スペクトル（以下「加藤ほか（２００４）による応答スペクトル」という。）を，震源を特定せず策定する地震動の候補として選定した。

(2) 地震動審査ガイドが挙げる地震等の検討（Ｍｗ６．５以上）

ア 地震動審査ガイドの例示について

地震動審査ガイドにおいては，「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域

において発生し，地表付近に一部の痕跡が確認された地震」，すなわち，震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているものの，地表地震断層としてその全容を表すまでには至っていない地震（震源の規模が推定できない地震（Ｍｗ６．５以上の地震））について，２００８年岩手・宮城内陸地震及び２０００年鳥取県西部地震が観測記録の収集対象の例とされている。

被告は，地表における痕跡の出現に関しては，地域によって活断層の成熟度が異なることや，上部に軟岩や火山岩，堆積層が厚く分布する場合や地質体の違いがあるなどの地域差による影響があることから，上記各地震の震源域における活断層及び地表地震断層の出現要因に係る検討を行い，収集対象とするか否かの判断を行った。

まず，２００８年岩手・宮城内陸地震について，同地震は平成２０年６月１４日に発生したＭ７．２の地震であり，震源近傍のＫｉＫ－ｎｅｔ関西観測点において大きな加速度が観測された。２００８年岩手・宮城内陸地震の震源域近傍は，新第三紀以降の火山岩及び堆積岩が厚く堆積し，顕著な褶曲又は撓曲の構造が発達する。地質構造としては，カルデラが密集しており複雑である。震源域は山間部に位置し，指標となる地形が少なく，大規模地すべりを含めた地すべりが密集していることから，震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である。また，２００８年岩手・宮城内陸地震の震源域は火山フロントに近接し，地震地体構造区分としては東北日本弧内帯（８Ｃ），応力場としてはひずみ集中帯にあり，東西圧縮型の逆断層が卓越する。

一方，本件発電所の敷地近傍には，中新統の堆積岩，鮮新統の堆積岩，更新統の段丘堆積物等，完新統の沖積層及び砂丘砂層が分布し，地質が類似する点があるが，敷地近傍に広く分布する鮮新統（久米層）及びこれを不整合に覆う上部更新統はほぼ水平に分布しており，地質構造は異なり，敷地近傍にカルデラも分布しない。敷地近傍陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が分布していること，地すべりが認められないこと，海域には堆積層から成る鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布していることから，変動地形等が認識しやすい地域である。

また，本件発電所は火山フロントの遠方に位置し，地震地体構造区分は東北日本弧

外帯（８Ｂ）とされていて，応力場としてひずみ集中帯にあると指摘している文献はない。また，敷地周辺の茨城県北部では南西－北東引張の正断層が卓越する。

以上のことから，２００８年岩手・宮城内陸地震の震源域は，本件敷地近傍とは地域の特徴が異なることから，観測記録収集対象外とした。

次に，２０００年鳥取県西部地震について，同地震は平成１２年１０月６日に発生したＭ７．３の地震である。２０００年鳥取県西部地震の震源域近傍は，主に古第三系の花崗岩及び中新統の安山岩～玄武岩の岩脈が分布する。第四紀中期以降に新たに断層面を形成して，断層が発達しつつあり，活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にあることから，変動地形等の認識が難しい地域である。

また，２０００年鳥取県西部地震の震源域は火山フロントに近接し，地震地体構造区分としては中国山地・瀬戸内海（１０Ｃ５），応力場としてはひずみ集中帯にあり，東西圧縮の横ずれ断層型が卓越する。

一方，本件発電所の敷地近傍の地質・地質構造等の特徴は前述のとおりであり，２０００年鳥取県西部地震の震源域は，本件敷地近傍とは地域の特徴が異なることから，観測記録収集対象外とした。

イ　２０１８年北海道胆振東部地震（Ｍ６．７）

なお，原告らは，平成３０年９月６日に発生した２０１８年北海道胆振東部地震（Ｍ６．７）の観測記録について，震源を特定せず策定する地震動の検討対象として収集されなければならないとも主張するが，同地震についても，被告は，知見の蓄積等を踏まえて信頼性の高いデータを用いた検討を適切に行う考えである。

(3)　地震動審査ガイドが挙げる地震の検討（Ｍｗ６．５未満）

ア　留萌支庁南部地震以外の地震について

地震動審査ガイドにおいては，「地表地震断層が出現しない地震」，すなわち，断層破壊領域が地震発生層内部に留まり，国内においてどこでも発生すると考えられる地震で，震源の位置も規模も分からない地震として地震学的検討から全国共通で考慮すべき地震（震源の位置も規模も推定できない地震（Ｍｗ６．５未満の地震））につ

いて，１４地震が観測記録の収集対象の例とされている。

被告は，これらの１４地震について，震源近傍の観測記録を収集して，その地震動レベルを整理した。その結果，留萌支庁南部地震について，震源近傍のＨＫＤ０２０（Ｋ－ＮＥＴ港町）において加藤ほか(２００４)による応答スペクトルを上回る地震観測記録が得られていることから，同地震を用いることとした。

被告は，原告らの挙げる４地震（２０１１年茨城県北部地震，２０１３年栃木県北部地震，２０１１年和歌山県北部地震及び２０１１年長野県北部地震の観測記録）について，被告を含む事業者全体の取組みとする調査・試験が進められていることを踏まえ，この検討の取りまとめの後にその成果を適切に考慮し，また，その他の地震についても，今後とも，知見の蓄積等を踏まえて検討を適切に行う考えであるから，検討を「放置」しているわけではない。近時の状況を例に述べれば，被告を含む原子力施設設置者１２社は，「震源を特定せず策定する地震動」に関する取り組み状況について，原子力規制委員会の設定した特定せずの地震動検討チームの第５回会合（平成３０年１０月４日）において，上記４地震に対する検討状況を説明し，同検討チームにおいては，地震動審査ガイドにおいて観測記録の収集対象の例とされている１６地震以外の地震についても検討がなされている。

原告らは，設置者自ら又は電力中央研究所が直ちに探査や調査をすれば良いだけであるなどとし，既に発生した地震について行われる「震源を特定せず策定する地震動」に係る検討が技術的に容易であるかのように述べるが，地盤モデル（物理モデル）を用いて信頼性の高いはぎとり解析結果を得るためには，①物理モデルによるサイト特性評価に必要な数値解析手法の開発，②数値解析に必要な地盤定数の測定・収集，③モデルの更正に必要な観測記録の収集・分析の三つの作業が一体として求められることから，精度の高い地盤モデルを作成することに多くの作業が必要になり，容易なものではない。実際，留萌支庁南部地震をみても，平成１６年に発生して以降，精度良く行うはぎとり解析を行うべく，ボーリング調査，ＰＳ検層，地盤試料の室内試験を行うなどして詳細な地盤に係るデータを得る，当該データを用いた検討により妥当性

のある地盤モデルを構築する，当該地盤モデルを用いたはぎとり解析を行って基盤地震動の応答スペクトルを得るなどの相応の作業を要するプロセスを経て，佐藤ほか（２０１３）（丙Ｄ５４）が取りまとめられている。

以上のことから，「震源を特定せず策定する地震動」における観測記録の収集に係る取組みが不十分であるかのように述べる原告らの主張には，理由がない。

イ　留萌支庁南部地震の評価を適切に行ったことについて

留萌支庁南部地震は，平成１６年１２月１４日に発生した地震である。震源近傍の地表のＨＫＤ０２０（Ｋ－ＮＥＴ港町）において，最大加速度１１２７ガル（水平方向）という大きな加速度が観測されているところ，この地表の観測記録については，佐藤ほか（２０１３）（丙Ｄ５４）において，同地震の観測記録からはぎとり解析を行い，解放基盤表面と評価できる固さを有する基盤面（Ｇ．Ｌ．－４１ｍ）での地震動（以下「基盤地震動」という。）の推計がなされ，その最大加速度（水平方向）は５８５ガルであり，地表観測記録の約２分の１である。

被告は，佐藤ほか（２０１３）における基盤地震動を得るためのはぎとり解析に関し，佐藤ほか（２０１３）の報告時点以降に得られた室内試験結果を用いて評価を行うなどして，「震源を特定せず策定する地震動」に係る不確かさを考慮した。

次に，ＨＫＤ０２０における基盤面のＳ波速度は９３８ｍ／ｓであるところ，このＳ波速度に相当する本件発電所の敷地での位置（標高－６５５ｍ）は解放基盤表面位置（標高－３７０ｍ）よりも深いことから，これら二つの位置にわたる領域の地盤特性の影響を考慮することとし，上記の不確かさを考慮して評価した基盤地震動を標高－６５５ｍの位置に入力して，本件発電所の敷地における地盤モデルを用いた解析を行い，その結果を解放基盤表面における地震動として評価した。

(4)　新規制基準の見直しについて

原子力規制委員会は，平成２９年１１月，地震動審査ガイドにおいて「地表地震断層が出現しない地震」の観測記録の収集対象の例とされている１４地震について，「地震学的検討から全国共通に考慮すべき地震と位置づけられており，共通に適用できる

地震動の策定方法（標準応答スペクトルの提示も含む。）を明確にすることが望ましいと考えられる」として，「震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム」（以下，「特定せずの地震動検討チーム」という。）を設置した。

特定せずの地震動検討チームにおいては，平成３０年１月から令和元年８月まで計１１回の会合が実施され，同月７日の第１１回会合において，「全国共通に考慮すべき『震源を特定せず策定する地震動』に関する検討報告書」の取りまとめがなされた。

原子力規制庁は，令和元年度第２４回原子力規制委員会（同年８月２８日）において，「全国共通に考慮すべき『震源を特定せず策定する地震動』に関する検討報告書」を報告し，原子力規制委員会は，当該報告書の内容を規制に反映することを了承するとともに，原子力規制庁に対し，標準応答スペクトルについての規制への取り入れ方を検討するよう指示した。原子力規制庁は，上記の指示を受けて，「『震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム』の検討結果を受けた規制上の対応について」と題する文書を取りまとめ，これを，令和元年度第２８回原子力規制委員会（同年９月１１日）に報告し，その内容が同委員会により了承されている。当該文書は，①標準応答スペクトルについて，地域的な特徴を極力低減させた普遍的な地震動レベルを設定するために所要の検討を行い，留萌支庁南部地震も含めた既知の多数の観測記録に所要の補正を加えて，統計処理した地震基盤相当面における標準応答スペクトル（Ｍｗ５．０～６．５程度の地震動の非超過確率９７．７％の応答スペクトルを基に設定）を策定したこと，②継続的改善を図る観点から，標準応答スペクトルを基に基準地震動を策定する手法を基準地震動の策定プロセスにおいて用いるべきことを要求するよう基準を改正し，留萌地震を基に基準地震動を策定した既許可の原子力施設を含め，事業者に対してこの手法による評価を求めることが適切と考えられるが，特定せずの地震動検討チームの検討結果は，今回策定した標準応答スペクトルと留萌支庁南部地震の応答スペクトルとの間に大きな差はないことから，これまでの留萌支庁南部地震を基にした基準地震動を用いた審査を否定するものではなく，また，今回の規制への取り入れに当たっての考え方は，基準地震動の策定プロセスを改善するものであり，

新しい標準応答スペクトルによる手法で評価を行った結果，基準地震動が見直される可能性はあるものの，施設・設備に対する要求レベルそのものを変更するものではないこと，これらを踏まえ，留萌支庁南部地震を基に基準地震動を策定した原子力施設に対して，現時点で直ちに使用の停止や標準応答スペクトルの審査・検査での適用を求める必要はないと考えることなどを説明している。

被告は，本件発電所について，原子力規制委員会における「震源を特定せず策定する地震動」に係る上記の検討に関し，適切に対応する考えであることに変わりはなく，地震動審査ガイド等の改正がなされた後に，原子力規制委員会に対して，原子炉設置変更許可申請等を行うことがある。

(5) 鉄道構造物・港湾施設の耐震設計との比較に係る主張について

ア 鉄道構造物について

鉄道標準においては，全国の様々な場所で数多く設置される鉄道構造物に対して一律に詳細な検討を求めることは経済合理性に反することから，詳細な検討が省略できる例外的な場合が認められている。これに対し，原子力発電所においては，特定地点に立地し，耐震設計上重要な機能を担う施設が安全確保の対象として明確であることなどから，敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な活断層に関する各種調査を実施することができ，新規制基準においても，かかる詳細な調査を必ず実施することを求めた上で，内陸地殻内地震について，その調査結果等を踏まえた「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と，かかる調査を行ってもなお，敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内地震の全てを事前に評価し得るとはいい切れないことから，全ての敷地において共通的に考慮すべき地震動であると意味付けた「震源を特定せず策定する地震動」との双方を考慮することを求めるとの相補的な体系を採用している。

それゆえ，詳細な検討ないし調査を省略することを前提とするスペクトルⅡ及びそれを前提に短周期成分が卓越するように修正したスペクトルと，敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査の実施を求め，それでもなお考慮することを求める原子力発電所における「震源を特定せず策定する地震動」とは，そもそも全く異なる体系にあ

るものであって，これらを比較すること自体が不合理であり，鉄道標準にある設計地震動のうちのＬ２地震動が原子力発電所の基準地震動における「震源を特定せず策定する地震動」に該当するとしている点で，原告らの主張の前提には誤りがある。

なお，被告としては，上記のとおり鉄道標準と原子力発電所における新規制基準とでは，地震動評価に係る体系が異なるが，公益社団法人土木学会（以下「土木学会」という。）の提言における「レベル２地震動」に相当する鉄道標準の「Ｌ２地震動」を原子力発電所における新規制基準に照らしてみたとき，過去の地震に関する情報や活断層に関する情報を総合的に考慮するなどの詳細な検討を行い策定することを原則とし，詳細な検討を必要としない場合には，これに代わるものとして，「簡易な手法」により算定してもよいとされていることから，このような「簡易な手法」によるＬ２地震動は，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に相当するものであると認識している。

イ　港湾施設について

証人野津は，その意見書において，本件発電所における「震源を特定せず策定する地震動」について，留萌支庁南部地震の際のＨＫＤ０２１（Ｋ－ＮＥＴ留萌）の観測記録をＧ．Ｌ．－４１ｍまで引き戻した地震動を用いているとし，これと港湾のレベル２地震動の下限値であるＭ６．５の直下地震の地震動をＨＫＤ０２１で求めてＧ．Ｌ．－４１ｍに引き戻した計算結果と比較して，０．１秒付近では港湾の地震動が上回っており，原子力発電所の震源を特定せず策定する地震動の想定に不備があるとする。

しかしながら，被告は，本件発電所における「震源を特定せず策定する地震動」の検討ないし評価を行うに当たり，留萌支庁南部地震について，ＨＫＤ０２０（Ｋ－ＮＥＴ港町）の地表観測記録（最大加速度１１２７ガル）をＳ波速度７００ｍ／ｓ以上となる地下－４１ｍまで引き戻した，はぎとり波による地震動を用いたものであって，ＨＫＤ０２０から２０ｋｍ以上離れたＨＫＤ０２１の地震動を用いたものではない。

また，港湾施設技術基準にあるレベル２地震動の下限値としてのＭ６．５の直下地

震による地震動は，Ｍ６．５から地震モーメントを求め，アスペリティの上端を深さ６．９５ｋｍ（横ずれ断層）又は７．８４ｋｍ（逆断層）に設定して，地表の経験的サイト増幅特性を用いて断層モデルの手法により計算し，工学的基盤に引き戻して求めるものであるから，ＨＫＤ０２０であるか，ＨＫＤ０２１であるかにかかわらず，対象地点（本件では本件発電所）以外の地点の経験的サイト増幅特性を用いた地震動が，対象地点の直下地震の地震動となるはずもなく，証人野津も，当該地点のサイト特性によって地震動のレベルは全く変わることを認めている。そして，常陸那珂－Ｕでは，常陸那珂－Ｕの経験的サイト増幅特性を用いてＭ６．５の直下地震による地震動を評価していることも認めている。ＨＫＤ０２１とＨＫＤ０２０の経験的サイト増幅特性をみると，短周期側の増幅率は，前者では約４０倍，後者では約５０から６０倍程度にも及んでおり，常陸那珂－Ｕの短周期側の増幅率３～４倍程度と比べても著しく大きい。

したがって，港湾施設技術基準の中のＭ６．５の直下地震の地震動は，評価地点のサイト増幅特性によって全く変わるものであり，これをＨＫＤ０２１で求めて本件発電所における「震源を特定せず策定する地震動」の評価結果と比較することに，技術的根拠はない。

さらに，港湾施設技術基準によるＭ６．５の直下地震は，サイト増幅特性の影響を重視するものであるが，そのような影響を考慮しない地震基盤相当での応答加速度（０．１Ｈｚ～１０Ｈｚ，すなわち０．１秒～１０秒）を求めたところ，０．１秒から２秒の間では数十ガルから１００ガルを超える程度，２秒から４秒の間では１０～５０ガル程度，４秒以上では１０ガル以下となっている。一方，原子力規制委員会が検討している「震源を特定せず策定する地震動」の標準応答スペクトル（地震基盤相当で定義される。）の応答加速度は，０．１秒から２秒の間では２００ガルから１０００ガル超，２秒から４秒で１００ガルから２００ガル，４秒から５秒で５０ガル以上から１００ガルであり，港湾施設技術基準のＭ６．５直下地震の方がはるかに小さい。

以上のとおりであるから，港湾施設技術基準によるＭ６．５の直下地震と比較して，

本件発電所における「震源を特定せず策定する地震動」に不備があるとする証人野津の見解は，何ら理由がない。

第４　争点４（地震に対する安全確保対策（耐震安全性））について

１　争点４－１（耐震安全性に関する新規制基準の合理性）について

（原告らの主張）

本件発電所において，基準地震動Ｓｓを超える地震動が到来する可能性のあることは，前記第３争点３の原告らの主張のとおりであり，例えば，構造物にとって脅威となる大振幅の強震動パルス波の波源が本件発電所の近傍に存在する場合，証人野津の計算によれば，最大加速度が２０００ガル，最大速度が２００カイン程度という本件発電所の基準地震動Ｓｓの２倍相当の大きな地震動が本件発電所を襲う危険がある。そして，被告も本件発電所において基準地震動Ｓｓを超える地震が発生する可能性を否定していない。

また，地震は共通要因故障の起因事象となり得るものであるところ，想定する地震力の限界が設計基準対象施設と重大事故等対処施設とで同じであれば，設計基準対象施設が機能喪失する際には重大事故等対処施設も機能喪失することが想定される。

しかしながら，設置許可基準規則は，基準地震動Ｓｓを超える地震動が発電用原子炉施設に到来する可能性について全く言及しておらず，また，重大事故等対処施設についても基準地震動による地震力に対して必要な機能が損なわれないことが要求されている（同３９条１項）など，重大事故等対処施設と設計基準対象施設のうちの耐震重要施設のそれぞれが想定する地震力の限界は同じ基準地震動とされている。

このように，新規制基準は，耐震設計において，想定すべき地震動を想定しておらず，審査基準として不合理である。

（被告の主張）

(1)　新規制基準においては，耐震重要施設に係る設置許可基準規則４条３項の定めなどから示されるとおり，原子力発電所の耐震安全性に関し，基準地震動を適切に策定し，この地震動を前提とした耐震設計を行うことにより，主に耐震重要施設の安全

機能の喪失を防止し，地震を起因として周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくの危険を与えないようにするとの基本的考え方が採用されている。

原子力発電所の耐震安全性の確保の上では，基準地震動に対する耐震重要施設の安全機能の喪失を防止することが何より重要である一方で，新規制基準においては，重大事故等対策における有効性評価において地震ＰＲＡ（ＰＲＡ（Probabilistic Risk Assessment）とは，「確率論的リスク評価」のことをいう。原子力施設等で発生し得る事故を対象として，その発生頻度と発生時の影響を定量評価することにより，施設の安全性のレベルを定量評価するとともに，相対的弱点を明確化する手法である。）を行う場合や，安全性向上評価の中で安全裕度評価を行う場合において，基準地震動を上回る地震動を検討することが求められるのである。

(2)　設計基準対象施設に係る設置許可基準規則４条及び重大事故等対処施設に係る同規則３９条において，いずれも基準地震動に対する機能維持が設計要求事項とされていることは，以下のとおりの地震の特質を踏まえた基準地震動の策定手法等に照らして，何ら不合理なものではない。

すなわち，新規制基準においては，「基準地震動」を，「最新の科学的・技術的知見を踏まえ，敷地及び敷地周辺の地質・地質構造，地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なもの」とし，「『敷地ごとに震源を特定して策定する地震動』及び『震源を特定せず策定する地震動』について，解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定すること」が求められる（設置許可基準規則解釈の別記２・５項柱書き及び１号）。そして，発電用原子炉施設の敷地及び敷地周辺の地盤等によって地域性が異なるゆえ，地質調査，地震観測及び地震探査等により，地域的な特性についても十分調査する必要があるとの観点から，設置許可基準規則４条３項は，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の地震動評価に当たっては，地域的な特性を含めて地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮することを要求するなど，地域性の考慮が求められる（設置許可基準規則解釈の別記２・５項２号④柱書き）。また，検討用地震の地震動評価のうち，「応答ス

ペクトルに基づく地震動評価」を行うに当たっては，敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で，必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することとされ（同⑤），また，「断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価」を行うに当たっては，各種の不確かさ（震源断層の長さ，地震発生層の上端深さ・下端深さ，断層傾斜角，アスペリティの位置・大きさ，応力降下量，破壊開始点等）について，敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で，必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することとされているなど（同⑤），不確かさを考慮することが求められる。

したがって，各設置者が新規制基準に基づき策定した基準地震動は，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，当該発電用原子炉施設の立地する地点における地域性に加えて保守性をも考慮したものであることから，これを安全上重要な機能を持つ施設の耐震設計に用いることは，当該発電用原子炉施設の地震に対する安全性を確保するという目的に照らし，もとより合理的である。そして，実際の地震の際には，設計基準対象施設であるか重大事故等対処施設であるかにかかわらず，地震動が作用し地震力の影響を受けることなどを踏まえれば，最新の科学的・技術的知見を踏まえて地域性及び保守性を考慮した基準地震動により，耐震設計を行うことも規制要求として何ら不合理なものではない。

このような新規制基準における耐震安全性に係る規制要求を前提としても，重大事故等対策では可搬型設備による対策を基本としていることから，これにより耐震安全性の観点でも信頼性の向上が図られる。すなわち，可搬型設備は，常設設備に比べると経験則的に耐震上優れた特性が認められるところ，設置許可基準規則解釈では，時間的余裕，設備の大きさなどを考慮し，圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（４５条の解釈），原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設備（４６条の解釈），原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（４７条の解釈），車載代替の最終ヒートシンクシステム（４８条の解釈），電源設

備（５７条の解釈）について，可搬型設備を要求している。加えて，事故発生の早い段階で機能することが必要と考えられる圧力バウンダリ低圧時の冷却設備，電源設備には，常設代替設備も要求するなどにより，可搬型設備を基本としながらも，常設設備を組み合わせることで，信頼性の向上を図っている。更に，可搬型重大事故等対処設備については，地震，津波等の条件を考慮した上で，常設重大事故等対処設備とは異なる保管場所に保管することが求められている（設置許可基準規則４３条３項５号）。

その上で，実用炉規則８３条等により，大規模損壊対策として，地震に限らず，想定を大幅に上回る大規模な自然災害により，原子炉施設の一定の範囲が著しく損壊するような大規模損壊という極限的な状態を想定し，施設や設備を柔軟に用いることができるよう手順等を準備するとともに，原子力発電所外への放射性物質の放出を低減するために有効な設備が一切機能しないことにならないようにすることが求められる。

以上のとおりであるから，最新の科学的・技術的知見を踏まえて地域性及び保守性を考慮した基準地震動により，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能維持に係る要求事項を定めることは，何ら不合理なものではなく，原告らの主張には理由がない。

２　争点４－２（圧力容器スタビライザ・ロッドの耐震安全性）について

（原告らの主張）

(1)　本件ロッドの耐震裕度は１．０７倍しかないこと

被告は，本件工認申請において，基準地震動Ｓｓの１００９ガルによって原子炉圧力容器（以下「圧力容器」ともいう。）スタビライザ・ロッド（以下「本件ロッド」という。）に発生する応力を４１０ＭＰａと評価しており（以下「本件発生値」という。），許容値とした４４０ＭＰａ（以下「本件許容値」という。）に対する裕度は１．０７倍しかない。

したがって，本件発電所に基準地震動Ｓｓを超える地震動が到来したときには，本

件ロッドが破損することが想定され，また，実構造物の耐震評価においては算出された数値に誤差の生ずることが避けられないため，基準地震動Ｓｓと同程度又はこれを若干下回る程度の地震動によっても本件ロッドが破損する危険があり，本件発電所の適合性判断には誤りがある。

これに対し，被告は，本件工認申請の際の本件ロッドの耐震評価には，応力の発生値及び許容値のいずれにおいても余裕が含まれているなどと主張するが，以下の理由から認められない。

(2)　本件発生値について

ア　圧力容器スタビライザの構造について

被告は，圧力容器スタビライザについて，地震の際の荷重がバランス良く分散されて伝達されるよう耐震性に配慮した構造としたなどと主張するが，圧力容器スタビライザは，荷重を圧力容器から遮蔽壁へと伝達するもので，荷重は，その後格納容器スタビライザ，格納容器を経た上で，シアラグを介して原子炉建屋に伝達する仕組みとなっており，圧力容器側シアラグと建屋側シアラグは，圧力容器スタビライザと同数，すなわち各８個が取り付けられ，各シアラグにはそれぞれ隙間が設けられているところ，製作精度，設置状況，稼働後の熱又は地震動の影響などによりシアラグの間の隙間の大きさに差が生じ，あるいはシアラグが脱落することがある。この場合，地震動がもたらす水平方向の荷重の伝達状況に偏りが生じ，８個ある圧力容器スタビライザの一部に荷重が集中することによって，応力の発生値が許容値を超えることがあり得る。

圧力容器スタビライザの部材間の荷重伝達状況は複雑であって，８個ある圧力容器スタビライザそれぞれの剛性にばらつきが生じることから，地震力による荷重が一部に集中して応力の発生値が大きくなることもあり得る。

イ　地震応答解析モデルによる過小評価の可能性

被告は，地震応答解析モデルを用いて耐震評価を実施したとするが，被告が用いたモデルは，大型の三次元構造物である圧力容器等を，それぞれ１本の柱にモデル化し

た一次元の質点系モデル（物体の質量を１点に集中して，その点の位置・運動によって物体の位置・運動を代表させるとき，その点を質点といい，質点系モデルとは，振動を解析するためのモデルであり，剛性を表すばねと減衰を表すダッシュポット（振動を減衰させる機構）で質点を連結したモデルである。）であり，三次元モデルでなければ表すことのできない変位（真円とのずれなど）や面外振動（想定する面と直交方向に発生する振動）などは考慮されていない上，質量の配分や剛性の評価の仕方によっては固有周期の計算結果に影響を及ぼすおそれがあるなど，算出された発生値（基準地震動Ｓｓにより生ずる応力値１６３ＭＰａ）の正確性が保証されているとはいえず，過小評価の可能性がある。被告は，地震動解析に当たり，固有周期の地震動スペクトルを１０％拡幅して誤差を吸収しようとしているが，一次元モデルにおいて三次元的な影響がどこまで正しく反映されているのか明らかでなく，１０％の拡幅によって全ての誤差を解消するのは難しい。

ウ　初期締付荷重が増加する可能性

被告は，基準地震動Ｓｓによる発生値とした４１０ＭＰａのうち，２４７ＭＰａはディスクスプリングの初期締付荷重による応力値であって，基準地震動Ｓｓにより生ずる応力値は１６３ＭＰａにすぎないなどと主張するが，上記初期締付荷重は，本件ロッドを差し込んだナットの回転力の管理が適切に行われていることを前提にしたものである。しかしながら，初期締付荷重の応力値が２４７ＭＰａとなるように管理したつもりであっても，実際の応力値は更に増大している可能性が高い。なぜなら，本件発電所の稼働期間が長くなれば，個々の機器のネジ部に緩みが発生することが予想され，これを回避すべくナットの増し締めが行われる可能性が高く，増し締めが行われると，ナットの移動量δに比例してディスクスプリングの圧縮力Ｆｃが増大し，その値はそのままロッドの引張力Ｆｔの増加分となる結果，初期締付荷重による応力値が２４７ＭＰａを超えることになるからである。

エ　静的解析等について

基準地震動Ｓｓを超える地震が発生するおそれがあり，被告の想定が保守的といえ

ないことは前記１争点４－１の原告らの主張のとおりである上，被告は，実際は時々刻々と変化する地震動を，設計上は静的な力に置き換えて耐震裕度の解析をして本件発生値を設定しており，この仮定により余裕があるとも主張するが，地震による揺れは一定ではなく不規則に変化し複雑であり，何らかの理由で地震力が大きくなることや同じ地震力でも衝撃的な波の場合には発生値が大きくなることもあるため，静的解析だから余裕があるとはいえない。

(3)　本件許容値に余裕があるとする被告の主張について

ア　Ｓｕとの比較によって本件許容値に余裕があるとはいえないこと

被告は，本件許容値は，設計・建設規格（２００７）の評価式（１．５×ｍｉｎ（１．２Ｓｙ，０．７Ｓｕ）÷２）における０．７Ｓｕを用いて算定したものであることから，損傷に至るＳｕまでに更なる余裕があると主張するが，設計における許容値の算定に０．７Ｓｕが用いられるのは，鋼材の製品や施工の精度のばらつき，使用環境による腐食といった不安定要素が存在し，鋼材の強度が低下するおそれがあるためであり，実験においてたまたま算出されたＳｕを用いて評価することは許されない。

イ　ミルシート値との比較によって本件許容値に余裕があるとはいえないこと

被告は，本件ロッドと同じ素材を用いた材料試験から得られた引張強さ（ミルシート値）は，設計・建設規格（２００７）に基づく設計引張強さ（Ｓｕ値）よりも大きく余裕があるとの主張をするが，製造品には物性のばらつきがあることから，設計においては材質ごとに品質が規格化されているＪＩＳ規格を用いることが一般的である。

また，そもそも被告が提出するミルシートは，作成者等がマスキングされているため真正に疑義がある上，仮に真正なものであったとしても，昭和４９年９月１７日のメーカー納入時点のものであり，その後４０年の運転期間の間に疲労等が蓄積して現時点でのＳｕ値が大幅に低下している可能性がある。

ウ　延性破壊以外の破損モードを考慮すべきこと

被告は，圧力容器スタビライザが破損する経過を延性破壊だけで説明しているが，

金属材料の破損モードは延性破壊に限られず，脆性破壊，疲労破壊，座屈等の様々な態様があり，材料に形成された応力が当該材料の降伏点（Ｓｙ）に達する以前に破損をもたらす可能性がある。例えば，本件発電所の圧力容器スタビライザについては，建設時に設置されたものが交換されることなく使用され続けている可能性があり，稼働中に発生した熱や地震動を原因とする疲労が相当程度蓄積されていると推測されるため，降伏点（Ｓｙ＝６７９ＭＰａ）を下回る応力状態で疲労破壊により降伏又は破断に至る可能性がある。さらには，被告がＪＥＡＧ４６０１－１９８４を用いて算出した許容値（４４０ＭＰａ）よりも低い応力状態で疲労破壊が生じることも想定すべきである。

エ　設計と実構造物との違いを考慮すべきこと

被告が主張する降伏点（Ｓｙ：６７９ＭＰａ）や引張強さ（Ｓｕ：８３９ＭＰａ）は，丸棒の形状で，かつひずみや応力集中のない均質な引張試験片を用意し，実験室で引張試験片に左右方向から引張荷重を加えるという手順で実施された破壊試験によって導き出された理想的な値にすぎない。実構造物では，引張荷重が単軸方向に加えて垂直方向にも働くことがあるし，応力が降伏点を超えて引張強さに達する前の段階で過大な塑性成変形が生じ，崩壊あるいは機能喪失を来すこともある。また，実構造物は，金属を切断して部材に加工した上，溶接するあるいはボルト等で締め付けるといった工程を経ていることから，部材自体にひずみが生じたり，構造物の形状による応力集中部が形成されることがあり，更に製造過程での不純物の混入や長期使用による劣化による欠陥が発生することもある。このようなことから，付与した荷重が小さくても材料が降伏又は破断に至ることがあり得るのであって，破壊試験での上記降伏点（Ｓｙ）及び引張強さ（Ｓｕ）をそのまま実構造物に適用することは不適切であり，これらの数値が引き下げられる可能性を踏まえた上で，構造計算及びその評価がされるべきである。

（被告の主張）

(1)　本件工認申請における発生値と許容値

被告は，本件工認申請における耐震性評価を行うに当たり，詳細な各種調査結果ないし国内外の知見を踏まえた地震動評価に基づく基準地震動の策定，基準地震動を用いた地震応答解析等による対象施設に生ずる応力等の発生値の算出，発生値が許容値を下回ることの確認といった手順のそれぞれにおいて保守的な条件設定を重ねているのであって，以下のとおり，本件発生値及び本件許容値のいずれについても余裕が内在している。これらの具体的内容を検討することなく単純に，本件工認申請における発生値と設計上の許容値との差分によって，対象施設の耐震上の余裕を明らかにすることはできない。原告らの主張は，そもそも前提に誤りがあり，理由がない。

(2) 発生値の算出に係る余裕

ア 圧力容器スタビライザの基本的な構造

被告は，本件発電所において，①原子炉建屋等の重要施設は，敷地の地盤を２０ｍ以上掘り下げて露出させた基礎地盤の久米層に直接設置するなどして岩盤に支持させる，②安全上重要な建物・構築物及び機器・配管について，剛性を高めることにより地震力による施設の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き，原則として剛構造とする，③安全上重要な建物・構築物につき，その一部に力が集中することなく全体で地震に抵抗するよう，全体の構造バランスに配慮するとともに，地震力に抵抗する構造部材をバランスよく配置するとの構造計画を採用している。

被告は，本件発電所における耐震性を十分考慮した上記の構造計画の下で本件発電所の各施設を設置しつつ，特に圧力容器については，その内部に燃料集合体等を収納しているため，その安全機能が喪失した場合における公衆への影響が特に大きい施設として，耐震重要度分類で最も上位のクラスであるＳクラスの施設に属するものとし，以下のとおり，高い耐震性を確保している。

地震時の挙動から述べれば，地震時には，震源で発生した地震波は本件敷地に到来し，敷地から２０ｍ以上掘り下げた位置にある岩盤上の原子炉建屋基礎盤を揺らし，そして，原子炉建屋ないしその内部にある圧力容器を含む施設に地震力が作用する。この際，岩盤に支持させた原子炉建屋を含む全体で，一部に力が集中することなく地

震に抵抗することができるよう，原子炉建屋においては，主な耐震壁として，円錐状で鋼製の格納容器を原子炉建屋中央部に設置し，その外側にある四角形の原子炉建屋外壁を平面内及び高さ方向にバランスよく配置するとともに，圧力容器については，その水平方向に作用する荷重を，圧力容器スタビライザ，原子炉遮蔽，格納容器スタビライザ，シアラグ，原子炉建屋に順次伝わる構造とするなど，構造バランスに配慮している。

圧力容器の地震時における水平方向の荷重に対して支持機能を担う圧力容器スタビライザは，圧力容器と同じくＳクラスに属し，スタビライザブラケットを介して圧力容器を支持している。具体的には，円形を成す圧力容器には，４５度の等間隔でもって合計８箇所に，凸部のスタビライザブラケットが設けられている。これらの圧力容器と一体を成すスタビライザブラケットは，圧力容器スタビライザの中央部にある空間部分にはめ込まれ，ディスクスプリングによる締付けを行ったロッド（本件ロッド）により，両側面から支持される。このように，圧力容器スタビライザは，スタビライザブラケットを介して圧力容器を支持する構造にあることから，圧力容器と近接した位置における設置を要するところ，本件発電所では，同発電所に勤務する被告従業員の被ばく線量の低減を行うべく，圧力容器に近接した位置に原子炉遮蔽を設置していることから，これを活用することとし，その原子炉遮蔽の上部に溶接したベースプレートに，圧力容器スタビライザを設置した。原子炉遮蔽は，その遮蔽効果が十分なものとなるよう，コンクリート壁の内側と外側とに鋼板を巻き，鋼板を含む厚さを約６６０ｍｍと分厚くすることにより，十分な耐震性を備えた構造ともなっており，基準地震動Ｓｓを用いた解析評価により，隣接する圧力容器に対して，波及的影響を及ぼさないことを確認できている。

なお，原告らは，格納容器スタビライザとシアラグ（上部のシアラグである。）との間でなされる地震荷重の伝達につき，シアラグの隙間の大きさに差異が生じることが避けられず，その一部に荷重が偏る事態が発生すると主張するところ，その主張は抽象的なものにすぎない上，本件発電所の実機の構造では，シアラグ部において，施工

に必要となる極僅かな間隙しか設けておらず，円周方向の間隙は１mmに満たない水準にあり，荷重の伝達に不均一が生じるような構造ではなく，原告らの前提には誤りもある。

また，原告らは，シアラグが格納容器シェルの半径方向に移動して外れてしまうことが懸念されるとも主張するが，その内容も極めて抽象的な内容にとどまる。その点を措いても，本件発電所の実機の構造では，シアラグ部の間隙に対してシアラグの挿入量は十分に大きく，地震時に外れるような構造ではない。

イ　地震応答解析モデルについて

被告は，本件発電所において適切な施工を行った上で，その実構造を模擬する解析モデルを用いて評価を行っている。この解析モデルを構築するに当たり用いたＪＥＡＧ４６０１においては，ＢＷＲの圧力容器，炉内構造物等の設備の実機の構造における重量を集中質点とするなどする多質点系モデルの作成手法が示され，その妥当性は，多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験により，当該手法に基づくモデルを用いた解析により得られた応答加速度は，本件発電所と同様の１１００MWｅ級のＢＷＲの圧力容器を２分の１に縮尺するなどした試験体の加振試験の結果である応答加速度をおおむね上回るなどの安全側の結果を得つつ，挙動を再現できることが確認されている。

ウ　初期締付荷重が増加する可能性

原告らは，初期締付荷重について，ナットの締め増しによる増加の可能性があるなどと主張するが，施工に伴う一般的留意点ないし抽象的な可能性を挙げるにとどまり，上記で述べた被告の評価の合理性を覆す技術的根拠が示されているとは到底いえない。

エ　保守的な想定

被告は，本件発電所の基準地震動の策定に当たり，様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価を行っている。すなわち，最大加速度が１００９ガルとなった基準地震動Ｓｓ－２２は，プレート間地震の検討用地震である「２０１１年東北地方太平洋沖

型地震」について，基本震源モデルの設定の際に，①茨城県沖のＳＭＧＡ５について，過去に発生したＭ７クラスの地震や地震調査研究推進本部（２０１２）の想定震源域に照らし，敷地に近い位置に設定する，②短周期レベルについて，茨城県沖よりも短周期レベルが大きい傾向を示す他の領域を含めた全体の平均に相当する値を設定する，③破壊開始点について，破壊が敷地に向かう方向とするなどの保守的な条件設定を行って，その上で，④ＳＭＧＡ５について敷地からの最短距離に配置する，⑤短周期レベルについて基本震源モデルの短周期レベルの設定値を１．５倍する，⑥ＳＭＧＡ５の位置の不確かさ（④）と短周期レベルの不確かさ（⑤）とを重畳させる，などの不確かさの考慮をも行っている。このような様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価の上で基準地震動を策定して発生値を算出していることから，本件発生値には，その算出過程における余裕がある。

その上で，被告は，設計に用いる地震力については，実際の地震において建物に作用する力は時々刻々と変化する，ほんの一瞬しか作用しない動的な力であるところを，その最大値をもって，時間的に変化せず，一定の力で作用し続ける静的な力とするとの保守的な仮定を置いている。本件発生値にはこの仮定による余裕もある。

(3)　本件許容値の設定に係る余裕

以下に述べるように，被告が本件工認申請において設定した基準地震動Ｓｓに対する機能維持の許容値は，それ自体，弾性状態にとどまり，機能喪失に至るような事象を意味するようなものではない。

ア　許容値の設定からみた余裕

一般に，材料は，外部から荷重を加えていくと，降伏点（Ｓｙ）から弾性限界を超え，ひずみが残るようになり，そこから更に荷重を加えていくと塑性変形領域に入り，応力の最大値（Ｓｕ）に達し，最終的には破損に至るところ，被告は，本件ロッドについて，Ｓｙ及びＳｕを用いながら運転状態ごとに異なる検討を行って，各運転状態における許容値を設定している。その結果により設定した基準地震動Ｓｓに対する機能維持の許容値である４４０ＭＰａ（本件許容値）は，０．５３Ｓｕ（４４０ＭＰａ

÷８３９ＭＰａ（Ｓｕ）≒０．５３）であり，上記の一般的な材料の挙動に照らして機能喪失に至るような水準を大きく下回るものである。

加えて，この０．５３Ｓｕである４４０ＭＰａは，Ｓｙである６７９ＭＰａをも大きく下回り，弾性範囲にとどまることを示すものでもある。すなわち，仮に地震による荷重が作用して本件ロッドに４４０ＭＰａの応力が生ずる場合を想定しても，その応力は弾性範囲にとどまり，その点でも機能喪失に至るまでには余裕がある。

なお，設計・建設規格（２００７）の評価式（１．５×ｍｉｎ（１．２Ｓｙ，０．７Ｓｕ）÷２）における０．７Ｓｕの採用は，降伏点と引張強さとが近い鋼材において，鋼材の降伏点のみに基づいて許容応力度を定めるよりも，引張強さの７０％の値を許容応力の決定に際しての基準とした方が余裕を確保できるという設計上の余裕の確保に基づくものである。このような考えを踏まえて設計され，厳格な品質管理体制の下で設置されるなどした本件ロッドの実機としての現実的耐力を評価する場合，材料の一般的な応力状態を示す最終的に破損する前に至る応力の最大値（Ｓｕ）を用いることが技術的観点からみて妥当である。以下のとおり，原告らの挙げる各事情は，本件ロッドの現実的耐力を評価するに当たり，設計・建設規格（２００７）ないしミルシートに示されるＳｕの値を用いることの技術的妥当性を否定する根拠足り得ず，このことは，原子力安全・保安院における発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に係る意見聴取会において既に審議のなされている事柄でもある。

イ　ミルシート値から示される余裕

被告は，本件ロッドについて基準地震動Ｓｓに対する機能維持の許容値を設定するに当たり，Ｓｕにつき，設計・建設規格（２００７）に示されている付属材料図表に基づき，圧力容器スタビライザの最高使用温度として設定している３０２℃における値として，８３９ＭＰａを採用している。これに対し，本件ロッドのミルシートに示されるＳｕの値は，３０２℃における値として換算すると９０６ＭＰａであり，８３９ＭＰａを上回る。このミルシートに示されるＳｕの値は，メーカーが本件発電所に実際に納入するものと同じ材料でもって作成した試験体の試験結果から強度等を証

明するもので，本件発電所に使用されている本件ロッドの実強度にまさしく相当するものであり，本件ロッドには，設計・建設規格（２００７）に基づくＳｕの値を上回る分の余裕も生ずる。

なお，設計上の許容値とは異なり，Ｓｕやミルシートを用いて耐震上の余裕をみる考え方は，実務でも受け入れられており，ストレステストにおいても，許容値としてＳｕないしミルシートの値を採用することが許容され，その考え方が原子力規制委員会の策定した安全性向上評価に関する運用ガイドにおいても参照されている。また，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，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２００７年新潟県中越沖地震の事例では，学識経験者等による専門的技術的知見を踏まえた検討の結果として，設計上の許容値とは異なり，Ｓｕやミルシートを用いた考え方によって実現象にみられた大きな耐震上の余裕の説明がなされている。

原告らの挙げる地震による疲労については，本件発電所においては，原子炉の緊急停止がなされるような大きな地震動が観測された事例は東北地方太平洋沖地震に限られる上，被告は，本件ロッドについて解析評価を行い，同地震の荷重により発生した応力が弾性範囲にとどまるものであることを確認している。更に，被告は本件運転期間延長認可申請に際して劣化状況評価を行い，圧力容器スタビライザについて，通常運転時には窒素ガス雰囲気中にあり有意な腐食が発生する可能性が小さく今後も使用環境が変わらないこと，運転中には有意な荷重を受けないことから疲労が蓄積されるようなものではないことなどを確認し，高経年対策上着目すべき経年劣化事象はないと判断している。

原告らの挙げるミルシートの信頼性をみても，ミルシートに示されているＳｕ及びＳｙの値は，本件ロッドに用いられているニッケルクロムモリブデン鋼（ＳＮＣＭ４３９）について設計・建設規格（２００７）の示すそれに照らしても何ら不合理なものではなく，メーカーが責任をもって実際に施工する本件ロッドと同一の化学成分から組成される試験材でもって行った検査証明を疑うべき事情はない。

ウ　地震による応力とそれ以外の応力との区別により示される余裕について

本件ロッドは，あらかじめディスクスプリングで締め付けることによって固定しており，地震の際，①地震とは関係なく常に作用するディスクスプリングによる初期締付荷重と，②地震力により作用する荷重とが合わさって作用する。本件ロッドの耐震上の余裕の程度については，①の地震とは関係なく生ずる応力と，②の地震の際の荷重による応力とを区別することでより明確となる。

まず，基準地震動Ｓｓにより荷重を作用させた場合をみると，その応力の発生値は，①ディスクスプリングの初期締付荷重による応力値である２４７ＭＰａと，②基準地震動Ｓｓにより生ずる応力値である１６３ＭＰａとを合算した４１０ＭＰａであって，これらのうちで値の大きい①の応力は，地震に関わりなく一定である。それゆえ，基準地震動Ｓｓを超える地震動に対する耐震上の余裕をみるとき，その余裕に相当する，Ｓｕである８３９ＭＰａと基準地震動Ｓｓによる発生値である４１０ＭＰａとの差分である４２９ＭＰａについて，②の基準地震動Ｓｓにより生ずる応力値である１６３ＭＰａと比較することにより，余裕の程度を合理的に示すことができる。その比率である２．６３は，被告が新規制基準を踏まえて策定した基準地震動により生ずる応力の３．６３倍まで裕度があることを示す。無論，ミルシートに示されるＳｕの値を採用すれば，より大きな余裕が得られることとなる。

エ　延性破壊以外の破損モードについて

破損モードに関しては，金属材料における典型的な破損モードである延性破壊以外にも複数あり得るところ，被告が本件工認申請に当たり採用しているＪＥＡＧ４６０１等の規格においては，学識経験者等による専門的技術的知見を踏まえた検討の上で，対象施設の形状ないしこれに応じた荷重の作用等に応じた破損モードの解析手法を含む内容が適切に定められている。被告は，これらの規格等を用いて，本件発電所の圧力容器スタビライザについて，その構造ないし使用環境を踏まえ，延性破壊を破損モードとする耐震性評価を適切に行っている。

例えば，座屈については，サプレッション・チェンバのような円筒部の半径が大き

く，それに比して板厚が薄い形状においては，地震に伴う曲げモーメントや軸圧縮応力を受けた場合の損傷に係る挙動の一つとして，弾性限界以下で座屈する，いわゆる弾性座屈が有り得ることが一般に知られており，これを評価するための評価式がＪＥＡＧ４６０１において示されているが，本件ロッドはそのような形状になく，座屈評価を行うべき理由がない。

疲労破壊については，本件運転期間延長認可申請に際しての劣化状況評価から示されるとおり，使用環境等に照らし，圧力容器スタビライザに評価を要する疲労が蓄積されているものではなく，疲労破壊の評価を要するものではない。

脆性破壊については，被告は，本件発電所の設計・建設段階において，圧力容器につき，材料として高い靭性を有する低合金鋼を使用し，材料中の不純物の含有量を十分低く抑えるとともに，焼入れ・焼戻しの熱処理を施すなどの中性子照射脆化に対する健全性の確保のための対応を行っていることに加え，運転段階においては，監視試験片を用いた圧力容器の中性子照射による脆化傾向の確認，供用期間中検査等による健全性の確認，冷却材の温度制限による管理等を行い，中性子照射量の大きい圧力容器の炉心領域部においても，十分な圧力容器の健全性を確保できることを確認している。他方で，圧力容器スタビライザについては，高い靭性を備えた材料を用いて設計を行っていることは圧力容器と同じであって，炉心領域部よりも上部に設置していることから，そもそも中性子照射に伴い脆化が進展するような使用環境にない。それゆえ，圧力容器スタビライザについて設計時の高い靭性が失われることはなく，脆性破壊の評価を要することはない。

次に，軸応力に関しては，スタビライザブラケットが圧力容器スタビライザにはめ込まれても，スタビライザブラケットの上部に空間が残るようにするなど上下方向で拘束しないようにしており，本件ロッドには鉛直方向の荷重が作用しないことから，地震時に考慮すべき荷重の方向は水平方向のみである。したがって，実機では三次元的な多軸応力が生ずるとする証人後藤政志（以下「証人後藤」という。）の見解は，本件ロッドに妥当しない。

ほかに，応力集中部等に関しては，本件ロッドは，単純な棒状の直線的な構造にあり，不連続部，屈曲部等の応力集中を伴う構造にない上，施工の際の厳格な品質管理体制等に照らし，単に欠陥等の抽象的可能性を述べても，技術的根拠を伴うものではないことは当然である。

このように，原告らの依拠する証人後藤の見解によっても，圧力容器スタビライザの構造ないし使用環境に照らして，Ｓｙ以下の応力で破断するとの極端な事象が何故生ずることになるのか，何ら明らかになることはない。

オ　設計と実構造物との違いについて

設計と実構造物との違いとして原告らが挙げる理由のうち，応力集中部や欠陥に係る指摘に理由がないことは前記エのとおりである。

原告らが挙げる鋼材の精度のばらつきについて，鋼材は，同一の規格記号に属するものであったとしてもその全てが完全に同一の強度であることはあり得ず，それゆえに，設計・建設規格（２００７）やその前身である告示５０１号では，一般的に用いることのできる規格上の値として，材料試験のデータ分布状況から確率的統計処理を行い，１％破損確率限界値を上回らないようにするとの考えによりＳｕ値を設定している。また，原告らは，施工の精度のばらつきも挙げるが，圧力容器スタビライザの設置のための施工は，スタビライザブラケットのはめ込み等，何ら技術的に複雑な工程を要することはなく，圧力容器スタビライザを含む各施設は，厳格な品質管理体制の下，適切な施工がされているか適切に確認がされており，原告らの述べる施工精度のばらつきには具体的根拠がない。さらに，原告らの挙げる使用環境をみても，圧力容器スタビライザは，通常運転時には窒素ガス雰囲気中にあり，有意な腐食が発生する可能性は小さく，運転中には有意な荷重を受けないことから疲労が蓄積されるようなものではない。

ひずみについて，原告らが依拠する証人後藤は，格納容器を模擬した試験体を用いた加圧試験の際にひずみゲージで測定された値を示して，実構造の破断ひずみは材料試験の破断ひずみよりも小さいとの見解を述べるが，証人後藤の挙げる格納容器を模

擬した試験体を用いた三つの加圧試験（Ｍａｒｋ Ⅱ改良型鋼製格納容器，ＰＷＲ型鋼製格納容器，鉄筋コンクリート製格納容器）は，いずれも，格納容器の限界圧力を検討すべく実施されたものであって，試験体内部を限界に達するまで徐々に加圧する過程で全体にわたって相応の荷重が作用することになるが，実際の地震においては，時々刻々と水平方向及び鉛直方向ともに荷重が変化する上，とりわけ，本件ロッドであれば水平方向にしか荷重が作用しないなどの差異がある。そのため，格納容器の限界圧力を探るという上記各試験の目的から離れて，その結果をもって直ちに耐震性を明らかにすることはできる性質のものではない。また，上記各試験におけるひずみゲージにおける測定値は，破断箇所そのもののひずみを測定したものではなく，測定方法が異なっているなどの違いもある。

以上のとおりであるから，格納容器を模擬した試験体を用いた加圧試験の結果から，実構造の破断ひずみは材料試験の破断ひずみよりも小さいとすることはできず，証人後藤の見解及びこれに依拠する原告らの主張は，技術的根拠を伴うものではない。

カ　設計・建設規格（２０１２）に基づく許容値からみた余裕

被告は，本件工認申請において，本件ロッドの該当するボルト材における基準地震動Ｓｓに対する機能維持の許容値について，設計・建設規格（２００７）に示されている評価式（１．５×ｍｉｎ（１．２Ｓｙ，０．７Ｓｕ）÷２）に基づき，４４０ＭＰａと設定した。

上記評価式のうち，２で除するとされている理由は，設計・建設規格（２００７）においては，ボルト材はネジ部を伴い，断面積が一様ではなく，異なる断面ごとに応力を算出するのは煩雑であることを考慮し，許容値の設定に当たり，谷径断面積／呼び径断面積に相当する値として一律に０．７５を設定し，その分，ボルト材以外に適用される安全率である１．５倍に上乗せした値である２で除することとした，というものである。

もっとも，発電用原子力設備規格　設計・建設規格（一般社団法人日本機械学会，２０１２年版）（以下「設計・建設規格（２０１２）」という。）においては，ボルトネ

ジ部の有効断面積に基づき応力を算出する場合であれば，上記の０．７５という比率を考慮しない，すなわち，ボルト材以外に適用される安全率と同じ１．５により除するという評価式（１．５×ｍｉｎ（１．２Ｓｙ，０．７Ｓｕ）÷１．５）が新たに追加されている。被告は，本件工認申請に当たり，有効断面積よりも小さい断面積を用いて，より大きな応力を算出するとの安全側の配慮をしていることから，被告の算出した応力の発生値に対する許容値としては，設計・建設規格（２０１２）を適用することもできたのであり，同基準を用いれば１．０７倍以上の余裕が生ずることとなる（これによれば，許容値は０．７Ｓｕの５８７ＭＰａとなる。）。

３　争点４－３（格納容器の耐震安全性）について

（原告らの主張）

(1)　座屈に対する耐震裕度が１．０２倍しかないこと

本件発電所の格納容器底部（シェル部）とフランジプレートの接合部（Ｐ６）の許容応力状態V_ASに対する座屈評価結果は，許容値１．０に対して発生値０．９８であり，耐震裕度は１．０２倍しかない。

したがって，本件発電所に基準地震動Ｓｓを超える地震動が到来したときには，格納容器シェル部が座屈することが想定され，また，実構造物の耐震評価においては算出された数値に誤差の生ずることが避けられないため，基準地震動Ｓｓと同程度又はこれを若干下回る程度の地震動によっても格納容器シェル部が座屈する危険がある。

そして，格納容器が座屈すると，鋼板（シェル）の支持力が低下し，格納容器の脚部が自重に耐えられなくなり破壊され，格納容器自体が下方に大きく変位する。格納容器の外壁には，様々なペネトレーションが溶接されているが，格納容器が下方に変位すると，各ペネトレーションが格納容器外側に位置する生体遮蔽に接触し，ギロチン破断を同時多発的に引き起こすおそれがある。この場合，放射性物質の拡散に対する障壁となっている格納容器バウンダリが破壊され，格納容器は放射性物質の閉じ込め機能を喪失し，ひいては放射性物質の外部放出という事態に至る。

よって，本件発電所の適合性判断には誤りがある。

これに対し，被告は，本件工認申請の際の格納容器底部とフランジプレートの接合部における座屈評価は，重大事故等対処設備としてのものであり，応力の発生値にも余裕が含まれているなどと主張するが，以下の理由から認められない。

(2) 座屈評価における発生値について

ア　発生値に余裕があるとは限らないこと

想定以上の荷重が加われば，発生値が大きくなる可能性が十分にあり，また，実構造物の製作精度が悪かったり，実際に使用された材料に劣化等が生じていたりすると，強度が低下して発生値が大きくなることもあり得る。

なお，被告が指摘する多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験は，設計用地震動を僅かに上回る条件（最大地震波がS_2の１．４倍）で終了し，設計基準地震動では破壊しなかったという一例を確認したにすぎず，耐震上の余裕に関する判断には結びつかない。

イ　重大事故等対処設備としての評価について

（ア）水位の想定が現実的でないこと

被告は，許容応力状態V_ASに対する座屈評価の際，保守的に，ベントラインに達する水位を想定したとする。しかし，許容応力状態V_ASは，炉心損傷を伴う重大事故等が既に発生している状態を想定しているのであるから，そのような状況においては，炉心に大量の冷却水を供給して早急な冷却を行うことが最優先され，その結果，ベントラインを超える異常な高さまでサプレッション・チェンバのプール水位が上昇することもあり得る。

したがって，重大事故等が発生した場合に水位がベントラインに達しないように制御することは困難であり，ベントラインの下端あるいはそれ以上の水位の水荷重を考慮した座屈評価が不可欠である。

（イ）余震等を考慮していないこと

また，許容応力状態V_ASは，重大事故等の状態が約７０日間継続していることを前提に，基準地震動Ｓｓによる荷重との組合せを検討したものであるところ，運転状

態Ⅴに該当する炉心の著しい損傷は，基準地震動Ｓｓクラスの地震又は同クラスの地震に起因する津波により冷却材が喪失して発生することが考えられる。２０１６年熊本地震の例からも，同クラスの地震が同一地域で短期間に複数回発生することは十分にあり得るのであるから，本件発電所においても７０日間の重大事故等の継続を想定する以上，その間に再度基準地震動Ｓｓクラスの地震が発生することを想定した評価が行われるべきである。

(3) 座屈評価における許容値について

格納容器下部のシェルは，その直径に比べて板厚が薄いので，座屈しやすく，降伏応力より小さな力で座屈する。円筒形の構造物に軸方向の力を加えると座屈するが，座屈しやすさは，円筒形の構造物の半径Ｒ（又は直径）と板厚ｔの比で表される。この比が大きい部材は座屈しやすい。格納容器半径Ｒと板厚ｔの比率（Ｒ／ｔ）は４００～４５０程度であり，その比率では上下方向の圧縮強度は，降伏応力の数分の１近くまで落ちている。このような薄肉シェル（半径と板厚比が数百倍）は，荷重が増加しても座屈強度（座屈が生じる上下方向の限界強度）に達するまでは全く異常が表面化しないが，座屈強度に達した時点で突然鋼板にしわができ，自重で崩壊してしまう。座屈した側が自重で下がるため，格納容器は傾き，格納容器の壁を貫通している各種配管及びＥＣＣＳ（非常用炉心冷却系）注入配管の同時損傷が起きる。

なお，被告は，座屈評価式に従い，格納容器について設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として座屈評価を行ったとするが，被告が提出した証拠（丙Ｈ１５）は，各種荷重などに関するデータが全てマスキングされていて第三者による検証が不可能であるから，被告が行ったとされる座屈評価結果に示された発生値の算定過程が不明であり，信用性に乏しい。仮に被告の計算結果が正しいとしても，実構造物で使用された材料に特有の品質や劣化状況などによって，ばらつきが生ずる可能性が高く（ＪＥＡＧ４６０１－１９８４においても，ＮＡＳＡ式の下限を下回る実験データが存在する。），安全率が耐震性を担保してくれる保証はない。

(4) 座屈以外の点について

格納容器スタビライザのフランジボルトの引張応力については，発生値が５０９ＭＰａ，許容値が５３４ＭＰａであり，その耐震裕度は１．０４倍しかない。

そのほか，格納容器スタビライザについては，トラス部材（細いパイプ状の強度部材）の裕度が低く，トラス部材は圧縮力が座屈強度に達すると，座屈により突然大きく横方向に曲がって壊れてしまう可能性が高い。また，フランジボルトの裕度も低いが，フランジボルトが破断すれば，同様に格納容器スタビライザのトラス部材が外れてしまう可能性が高い。

そして，格納容器スタビライザが損傷すると，圧力容器スタビライザを水平方向に支えることができなくなるので，圧力容器スタビライザが損傷していなくても，原子炉が転倒，倒壊することになる。

（被告の主張）

(1)　本件工認申請における座屈評価について

被告は，本件工認申請において格納容器の耐震性を評価するに当たり，基準地震動Ｓｓを用いた地盤応答解析，時刻歴応答解析法による地震応答解析を行って応力の発生値を算出し，ＪＥＡＧ４６０１等に基づく許容値を下回ることを確認していることは圧力容器スタビライザの評価と同じであり，発生値には，以下のとおり，様々な余裕が内在している。また，原告らの主張は，以下のとおり，被告による耐震性評価が設計基準対象施設としての座屈評価ではなく，重大事故等対処設備としての座屈評価を内容とするものであることを何ら考慮していないなど当を得ない。

したがって，本件工認申請における重大事故等対処設備としての座屈評価の発生値と許容値を単純に比較して耐震安全性が確保されていないかのように述べる原告らの主張には理由がない。

(2)　座屈評価における発生値の算出に係る余裕

ア　発生値の算出過程で生ずる余裕について

発生値の算出に係る余裕については，格納容器の耐震裕度についても，圧力容器スタビライザと同様に，被告は，様々な保守的な条件を重ねた地震動評価の上で策定し

た基準地震動を用いて応力の発生値を算出し，また，設計に用いる地震力について，ほんの一瞬しか作用しない動的な力の最大値をもって静的な力とすることに伴う余裕が生じている。

また，当時の財団法人原子力工学試験センター及び財団法人発電設備技術検査協会は，多度津工学試験所において，格納容器の実機構造を模擬した縮尺模型試験体を大型高性能振動台に乗せ，地震を模擬した振動を与えて実際に揺さぶるという耐震信頼性実証試験を行い，その結果による応力の発生値とＢＷＲプラントで一般に用いられる解析モデルを用いて算出する応力の発生値を比較したところ，座屈評価で相対的に厳しい部位である格納容器基部において，実験結果である発生値が，解析結果である発生値の半分程度にとどまり，発生値の設定に係る保守性が確認されている。

イ　重大事故等対処設備としての座屈評価上の発生値であること

（ア）許容応力状態V_ASという極限的な状態下での評価であること

原告らの挙げる格納容器の座屈評価に係る発生値は，許容応力状態V_ASにおいて座屈評価式により求めたものである。すなわち，被告は，重大事故等対処施設が設計基準事故を超える事象が発生した場合に必要な措置を講じるためのものであることを考慮し，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４の定める従来の運転状態Ⅰないし㈣に加え，重大事故等が発生している状態としての運転状態Ⅴを新たに定義し，設計条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態としてV_Aを定義し，更に基準地震動Ｓｓと組み合わせてV_ASを定義し，その許容応力状態における座屈評価を行った。

具体的には，重大事故等対策の有効性評価の中で最もサプレッション・チェンバのプール水位が上昇する（座屈評価に与える影響が厳しくなる。）ケースである，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で代替循環冷却系が使用できない場合を仮定したケースを採用し，サプレッション・チェンバのプール水の水荷重と，基準地震動Ｓｓによる荷重とを組み合わせた座屈評価を行っており，更に，上記有効性評価においてプール水の水位の制御ができることを確認したにもかかわらず，ベントラインに達する水位を想定するなどの保守的な条件を設定して座屈評価を

行った。

したがって，原告らの挙げる格納容器の座屈評価に係る発生値は，許容応力状態V_ASにおいて座屈評価式により求めたものであるところ，そもそも数多くの施設の機能喪失を前提とする許容応力状態V_ASにおいて相当するような事態が現実に発生するような可能性はおよそ考え難い上，こうした極限的な状況下での発生値をもって本件発電所の耐震上の余裕と結びつけること自体無理がある。

（イ）余震等について

原告らは，２０１６年熊本地震を挙げて約７０日間に及ぶ重大事故等継続期間中に基準地震動Ｓｓクラスの地震が発生することを想定した上での格納容器の座屈評価は当然に行なわれるべきであると主張するが，何ら当を得ない。

そもそも，原告らの主張は，過酷事故がまれであることを取り上げることなく，２０１６年熊本地震の事例のみから，被告の想定を当然とするものであって，飛躍がある。被告の想定する許容応力状態V_ASにおける多くの施設の機能喪失（「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「有効性評価ガイド」という。）において「必ず想定する格納容器破損モード」とされている「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」）は，耐震重要度分類がＳクラスである施設については基準地震動Ｓｓに対する地震力に対して安全機能が損なわれないようにするなどの設計方針の下で，地震とは独立に引き起こされる事象（独立事象）と位置付けており，V_ASに至るような事故状態の頻度とは別に，基準地震動に係る頻度を考慮する必要がある。前者については，本件発電所において重大事故等対策を考慮せず内部事象を起因とする場合の炉心の著しい損傷に至る確率をみても，6.1×10^{-5}／炉年であって著しく低い。後者については，基準地震動の年超過確率は10^{-4}～10^{-6}程度である。これらの頻度を組み合わせた想定をする以上，極限に匹敵する事象であることは明らかである。

さらに，２０１６年熊本地震の事例をみても，同地震において２度にわたり震度７が観測された地点は益城町のみであるところ，同地震で観測された上記の地震観測記

録は，火山灰質粘土や砂から成る表層地盤での増幅の影響を受けたものであって，このことは，同地震が，平成２８年４月１４日の地震（いわゆる前震）ではＭｗ６．２であるのに対し，同月１６日の地震（いわゆる本震）ではＭｗ７．０であり，これらの地震規模には約１６倍もの差があって（マグニチュードで０．２の差は，エネルギーでは約２倍の差に相当する。），同等規模の地震が立て続けに起きたという事実がないにもかかわらず，両地震とも大振幅の観測記録が得られていることからも容易に推定される。これに対し，本件発電所における基準地震動の策定位置は，Ｓ波速度７００ｍ／ｓ以上である解放基盤表面であり，安全上重要な構築物等は直接岩盤（久米層）上に設置していることから，２０１６年熊本地震における観測事例をもって，本件発電所に大きな影響を及ぼすような大規模な地震が立て続けに２回生ずることの考慮が，当然に求められるものでもない。

以上のとおりであるから，原告らの主張は，技術的根拠に欠け，何ら理由がない。

(3)　座屈評価における許容値の設定に係る余裕

被告は，本件発電所の格納容器について，サプレッション・チェンバのように，円筒部の半径が大きく，それに比して板厚が薄い形状においては，地震に伴う曲げモーメントや軸圧縮応力を受けた場合の損傷に係る挙動の一つとして，弾性限界以下で座屈する，いわゆる弾性座屈（以下，単に「座屈」という。）を考慮することとし，地震時の軸圧縮荷重及び曲げモーメントによるＪＥＡＧ４６０１において示されている評価式（以下「座屈評価式」という。）を用いて，設計基準対象施設としての座屈評価を行った。

この座屈評価式は，ＮＡＳＡ（アメリカ航空宇宙局）が広範な座屈試験を基に下限曲線として示す設計公式を踏まえながら，ＮＡＣＡ（アメリカ航空諮問委員会）における実機に近くデータ数の多い実験結果とも比較するなどした上で，許容値として厳しい基準となるよう，上記下限曲線から更に安全率１．５を考慮するなどして導出したものであって，豊富な実験結果に裏付けられる信頼性と保守性とを兼ね備えている。本件発電所の格納容器の平均半径（Ｒ）を円筒の板厚（ｔ）で除した値（η）は約３

４０であり，この領域における実験データの分布をみても，ＪＥＡＧ４６０１の定める評価式がかなり保守的に設定されていることが示される。

本件発電所の格納容器については，このような保守的な考えでもって導出されたＪＥＡＧ４６０１の定める座屈評価式を用いても，相対的に最も厳しい評価点であるＰ６（底部のフランジプレートとの接合部である。）において，本件工認申請における発生値は０．５９であり，許容値である１からみて，耐震上の余裕が示される。そして，座屈評価式の安全率１．５は，発生値０．３９から１．５倍した結果が上記０．５９であることを示すものである。

⑷　座屈以外の点について

フランジボルトの引張応力について，被告は，その発生値の算出に当たり，呼び径断面積に基づく設計・建設規格（２００７）の評価式を適用して応力を算出しており，また，許容値として，鋼構造設計規準におけるＦ値を前提としつつ，格納容器の最高使用温度である１７１℃を適用して設定している。これらを踏まえ，フランジボルトの現実的耐力を評価すべく，有効断面積に基づく設計・建設規格（２０１２）の評価式を適用し，常温環境下における設計・建設規格（２００７）の示すＳｕの値を用いれば，発生値として６２９ＭＰａが，許容値として１１４０ＭＰａがそれぞれ得られ，大きな耐震上の余裕が示される。

他方で，トラスについて，被告は，その組合せ応力の発生値の算出に当たり，水平方向の地震力により作用する圧縮力と，鉛直方向の地震力による曲げモーメントとを求め，これらの各値を，設計・建設規格（２００７）の求める評価式（以下，単に「組合せ応力評価式」という。）に適用している。その際，地震力について，水平方向及び鉛直方向のいずれにおいても，各種解析により求まる最大値を用いているが，実際の地震では水平方向，鉛直方向ともに時々刻々と変化し，最大値の荷重が同一の瞬間に組み合わさって作用するとは考え難い。また，組合せ応力評価式においては，鋼構造設計規準におけるＦ値が前提とされており，Ｓｕ値に基づくものではない。これらを踏まえ，トラスの現実的耐力を評価すべく，組合せ係数法の考え方を踏まえるととも

に設計・建設規格（２００７）の示すＳｕの値を用いれば，発生値は０．５１７にとどまり，大きな耐震上の余裕が示される。

第５　争点５（津波に対する安全確保対策）について

１　争点５－１（基準津波策定）について

（原告らの主張）

(1)　基準津波の意義

新規制基準は，基準津波の想定について，「最新の科学的・技術的知見を踏まえ」「科学的想像力を発揮し，十分な不確かさを考慮して」策定することを求めている（設置許可基準規則解釈別記３・１項，津波審査ガイドⅠ．３．２(2)）。

また，津波審査ガイドⅠ．３．３．１(5)の「大規模な津波を発生させる巨大地震や津波地震は，沈み込みプレート境界では，過去の事例の有無や場所に関わらずその発生を否定できない」，「地震や津波の発生域と規模は，過去の事例によるだけではそれを超えるものが発生する可能性を否定したことにはならない」との指摘も重要である。

さらに，新規制基準は，「設計基準対象施設」が「基準津波」に対して「安全機能が損なわれるおそれがない」こと（設置許可基準規則５条１項）を求めるだけではなく，事故が発生した場合の「重大事故等対処施設」についても同じ「基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわるおそれがない」こと（同４０条）を求めている。この点，重大事故等対処施設は，過酷事故が発生したときにこれに対処するための施設であり，過酷事故は，設計基準対象施設が基準津波を超えた津波に対して安全機能が損なわれて発生することも考えられるのであるから，重大事故等対処施設については，設計基準対象施設の基準津波の何倍かに耐えられるようにすることを求めることも考えられたが，新規制基準は，同じ基準津波に耐えられることを求めている。

以上によれば，福島第一発電所事故が，津波という自然現象によって発生したことの反省の下，新規制基準は，自然現象である津波について，既往最大ではなく，想定最大をとるべきことを示しているものであり，基準津波は，当該原子力発電所を襲う

可能性がある津波をカバーしていなければならないこと（言い換えれば，基準津波を超える津波が当該原子力発電所を襲うことはまずないといえるものであること）が求められるが，本件発電所の基準津波は，次の(2)及び(3)において述べるとおり，これに適合していない。

なお，仮に，新規制基準がそこまでの安全性を考慮することを必要としていないというのであれば（原子力発電所の基準津波は，当該原子力発電所を襲う可能性がある津波をカバーしていなければならないことまでは求めていないという場合），新規制基準は，具体的審査基準として不合理な点があるというべきである。

(2) 津波審査ガイドの規定に従っていないこと

津波審査ガイド「Ⅰ．３．３．２プレート間地震に起因する津波波源の設定」の〔解説〕(2)において，プレート間地震に起因する津波の波源設定の対象領域として，千島海溝から日本海溝沿いまでを一つの領域として考慮することを求めている（その地震規模は「参考値」としながら最大Ｍｗ９．６とされている。）にもかかわらず，被告が津波波源として設定したのは，東北地方太平洋沖地震型の津波波源と茨城県沖に想定する津波波源の２つである。これは，千島海溝から日本海溝沿いの広い領域を一つの津波波源として大きな規模の地震を考慮することを求める津波審査ガイドに反する。

津波審査ガイドに従い，千島海溝から日本海溝沿いまでの全領域でＭｗ９．６の規模の地震による津波が発生したと想定し，スケーリング則（地震や津波の震源（波源）の面積が大きくなれば，それに応じて地震規模やすべり量などの各種パラメータが大きくなる関係を示すもの）を適用した場合，津波波源が大きくなればＭｗも大きくなり，Ｍｗが大きくなれば平均すべり量も大きくなることから，その津波高は，東北地方太平洋沖地震（Ｍｗ９．０）による津波の２ないし３倍となる。東北地方太平洋沖地震の際に観測された津波高は，岩手県宮古から福島県相馬までの沿岸でおおむね８～９ｍであったことから，Ｍｗ９．６規模の地震による津波が発生した場合の津波高は，同所において，最低で１６ｍ（８ｍ×２），最大で２７ｍ（９ｍ×３）に及ぶところ，スケーリング則によって導かれた値は平均像でしかないことから，ばらつきの考

慮として２倍程度の誤差をも考慮するとすれば，津波高は，東北地方太平洋沖地震の４倍程度の３２ｍ（８ｍ×４）～３６ｍ（９ｍ×４）と想定すべきこととなる。

これに対し，被告は，①東北地方太平洋沖地震におけるすべりの分布は不均質であり，三陸沖中部の南部，宮城県沖，三陸沖南部海溝寄り，福島県沖の四領域及びその海溝軸付近の領域においては大きなすべりが生じている一方，茨城県沖の海溝軸付近では大きなすべりは生じていないこと，②固着の程度と破壊伝播との関係性として，固着の程度が小さい領域であるフィリピン海プレート及び茨城県沖北端付近の複数の海山が沈み込む領域が破壊伝播のバリアになること，③固着の程度とすべりとの関係性として，大きなすべりが生じた領域は，固着の程度が大きい領域に対応していることなどに照らして，三陸沖中部から福島県沖及びその沖合の海溝軸付近の領域と，茨城県沖の領域とを区別し，これら二つの領域のそれぞれに津波波源を想定することは合理的であると主張する。

しかしながら，被告の主張は，結局のところ，既往の津波の「文献調査」や東北地方太平洋沖地震後の個別の研究の知見を踏まえて，「三陸沖中部から福島県沖及びその沖合の海溝軸付近の領域と，茨城県沖の領域を区別し，これら二つの領域のそれぞれに津波波源を想定することは合理的である」とするものにすぎない。津波審査ガイドが，千島海溝の領域と日本海溝の領域を合わせて考慮すべきとすることに対して，これを考慮しないことの合理的な根拠は全く示されていない。また，上記②の前提となる海山の沈み込みが固着を弱くしている旨の見解は未だ確立されたものとはいい難く，海山の存在をもって大すべり域の境界を定めるのは不相当である。被告が設定した東北地方太平洋沖地震型の津波波源（三陸沖北部から茨城県沖まで）と茨城県沖から房総沖に設定した津波波源とは地理的に接続し，茨城県沖海域は両者に共通して含まれ，津波波源領域それ自体が重なっていることからすれば，両者が同時にすべりを起こす事態は当然に想定されるのであるから，少なくとも，被告としては三陸沖北部から房総沖までの領域を一体とする津波波源を想定すべきである。

(3) 被告の策定した基準津波は一般防災レベル未満であること

内閣府（防災担当）が令和２年４月２１日付けで発表した日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会（以下「巨大地震モデル検討会」という。）の概要報告（以下「巨大地震モデル検討会概要報告」という。）は，「東北地方太平洋沖地震は，日本海溝で発生した最大クラスの地震で，震源断層域は岩手県沖から茨城県沖までの広範な領域に及んでいるが，その主たる「大すべり域」は宮城県沖の領域にある。今後，この大すべり域の北側領域（岩手県沖以北の日本海溝及び千島海溝沿いの領域），あるいは南側領域（福島県以南の日本海溝及び伊豆・マリアナ海溝沿いの領域）で，大すべりが発生し，巨大な津波を伴う最大クラスの地震となる可能性が考えられる。」と報告している。今回の検討では，岩手県から北海道の海溝沿いの領域における最大クラスの津波断層モデルが対象とされ，福島県以南の領域については，「今後の課題」とされているが，福島県以南の領域，すなわち，本件発電所の前面においても，「南側領域（福島県以南の日本海溝及び伊豆・マリアナ海溝沿いの領域）で，大すべりが発生し，巨大な津波を伴う最大クラスの地震となる可能性」があることが明示されたというべきである。

この点，津波審査ガイドは，福島県沖から伊豆・マリアナ海溝の領域がともに活動する可能性については指摘していない。しかし，最新の科学的知見は，上記概要報告であるから，福島県沖から伊豆・マリアナ海溝の領域は，一つの領域として活動することを前提として，基準津波を策定しなければならないはずである。

一方で，日本海溝の北部から千島海溝にかけての領域についてみれば，この領域は，被告の想定における，三陸沖から茨城県沖にかけての東北地方太平洋沖地震の津波波源を想定津波波源と三陸沖の領域が重なっている。そうすると，千島海溝から破壊が始まれば，それが三陸沖にまで達し，更に宮城県沖以南の領域の破壊につながることも，当然に想定しなければならない。

また，上記概要報告の最大クラスの津波断層モデルの検討は，過去約６千年間における津波堆積物資料を基に推定することを基本としており，既往最大を求めるもので

しかなく，推定最大を求めようとするものではない。

そして，上記概要報告は，一般的な防災対策を検討するための最大クラスの地震・津波を想定したものであり，より安全性に配慮する必要のある個別施設の検討については，それぞれ個別施設の設計基準等に基づき地震・津波の推計を行う必要があるとしており，原子力発電所は，上記の「より安全性に配慮する必要のある施設」の最たるものである。

以上のとおり，被告の津波想定は，一般防災のレベルにすら届いていない極めて過小な想定であるといわざるを得ない。

（被告の主張）

(1) 基準津波の意義

新規制基準は，基準津波の策定に当たり，「最新の科学的・技術的知見を踏まえ，波源海域から敷地周辺までの海底地形，地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定すること」や「基準津波の策定に当たっての調査については，目的に応じた調査手法を選定するとともに，調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって，調査結果の信頼性と精度を確保すること」（設置許可基準規則解釈別記３・１項）等を基本方針としている。

基準津波策定の過程においても，まず，津波の発生要因の選定は，津波発生要因に係る敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえ，プレート間地震及びその他の地震，又は地震及び地すべり若しくは斜面崩壊等の組合せについて考慮して行うこととされる（同解釈別記３・２項１号）。

次に，津波波源の設定及び数値計算に当たり，設置許可基準規則解釈別記３・２項２～４，７及び８号は，プレート形状等から考えられる適切な規模（マグニチュード）の津波波源を考慮すべきこと，その際には国内外の大規模な津波事例を踏まえて津波の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した検討を行うことなどを定めており，また，基準津波策定に係る調査及び評価は，最新の科学的・技術的知見を踏まえて行うこととしている。すなわち，設置許可基準規則は，最新の科学的・技術的

知見を踏まえて，原子炉施設に影響を及ぼすものとして合理的に想定される適切な規模の津波波源を設定した上で基準津波を策定するよう求めるものと解される。基準適合性審査の際における確認事項等を示したマニュアルとして位置付けられる津波審査ガイドにおいても，津波波源の設定についての確認事項を，Ⅰ．３．３に示しており，以上を考慮するなどして，発電用原子炉の設置（変更）許可に係る審査においては，各原子炉施設において，最新の科学的・技術的知見を踏まえて，当該原子炉施設に影響を及ぼすものとして合理的に想定される適切な規模の津波波源を設定した上で基準津波が適切に策定されているかどうかが確認される。

さらに，津波波源の設定に当たっては，津波波源の規模に影響を与える各種のパラメータを用いた波源モデルが設定されるが，その際，「耐津波設計上の十分な裕度を含めるため，基準津波の策定の過程に伴う不確かさの考慮に当たっては，基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因（断層の位置，長さ，幅，走向，傾斜角，すべり量，すべり角，すべり分布，破壊開始点及び破壊伝播速度等）及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で，適切な手法を用いること」とされている（設置許可基準規則解釈別記３・２項６号）。また，津波審査ガイドⅠ．３．３．７「津波波源のモデル化に係る不確かさの考慮」においては，発生要因に応じて津波波源の規模に影響するパラメータについて不確かさを考慮し，例えば，地震起因の津波では，断層の位置や走向等の各種パラメータ及びすべりの不均一性等に係る不確かさを考慮していること，複数の震源が連動して破壊が広範囲に及ぶことが想定される場合には，破壊様式（破壊伝播方向，破壊伝播速度）に係る不確かさを考慮していること，各種パラメータの不確かさの設定については，その範囲及び科学的根拠が明示されていることなどの点を確認するものとしている。

そして，基準津波を策定するに際してその時刻歴波形を示す際には，評価対象となる施設の位置ではなく，敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ，施設から離れた沿岸域における水位変化をもって表現することされ（設置許可基準規則解釈別記３・１

項），これにより，施設から反射した波の影響を大きく受けることのない沖合の地点における波形が，基準津波として示されることとなる。

以上の過程を経て策定される基準津波には，「基準津波による遡上津波は，敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること」及び「行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には，波源設定の考え方及び解析条件等の相違点に着目して内容を精査した上で，安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映すること」（同解釈別記３・２項５号）が求められる。更に，津波審査ガイドⅠ．３．５．１(1)においては，「基準津波は，発生要因を考慮した波源モデルに基づき，津波の伝播の影響等を踏まえた津波を複数作成して検討した上で，安全側の評価となるよう，想定される津波の中で施設に最も大きな影響を与えるものとして策定されていることを確認する」とされている。

これらは，基準津波が，最新の科学的・技術的知見を踏まえた変動地形学的調査，地質調査及び地球物理学的調査結果や歴史記録等から推定される複数の波源から算定される津波のうち，最大（引き波評価の場合は最低）の津波であること，かつ当該地域の既往最大の津波を十分に上回る津波であることを要求するものであり，規制内容としても合理的なものである。

(2)　本件発電所の基準津波は津波審査ガイドに反しないこと

原子力規制委員会の策定した審査内規である津波審査ガイドⅠ．３．３．２〔解説〕(2)において「プレート間地震に起因する津波の波源設定の対象領域の例示」とされている「①千島海溝から日本海溝沿いの領域（最大Ｍｗ９．６程度）」との記述は，対象領域の例示とされているものであり，かつ，括弧書きで示す地震規模は例示の中の参考値とされており，いずれも調査結果にかかわらず想定することを求めるものではなく，具体的にどの程度の津波波源を設定するかは施設ごとの審査においてその時点の最新の科学的知見を踏まえて確認されることとなる。

そして，本件発電所における津波評価に資する主な最新の科学的知見として，①東

北地方太平洋沖地震におけるすべりの分布は不均質であり，三陸沖中部の南部，宮城県沖，三陸沖南部海溝寄り，福島県沖の四領域及びその海溝軸付近の領域においては大きなすべりが生じている一方，茨城県沖の海溝軸付近では大きなすべりは生じていないこと，②固着の程度と破壊伝播との関係性として，固着の程度が小さい領域であるフィリピン海プレート及び茨城県沖北端付近の複数の海山が沈み込む領域が破壊伝播のバリアになること，③固着の程度とすべりとの関係性として，大きなすべりが生じた領域は，固着の程度が大きい領域に対応していることなどに照らして，三陸沖中部から福島県沖及びその沖合の海溝軸付近の領域と，茨城県沖の領域とを区別し，これら二つの領域のそれぞれに津波波源を想定することは合理的である。

なお，上記②について，原告らは，被告の依拠する見解は未だ確立されたものとは認められておらず，被告の津波評価が不合理であると主張する。しかしながら，固着の程度が小さい領域が破壊伝播のバリアになり，茨城県沖北端付近の領域では，固着の程度が弱いことが知られており，望月（２０１１）は，海域における地震波構造調査及び自然地震観測の結果を踏まえ，茨城県沖のプレート境界における固着の弱さの要因に関し，海山の沈み込みに伴って上盤側底部が破壊されることによって歪エネルギーを蓄えることができないことを分析しており，その内容は，東北地方太平洋沖地震の本震及び余震における地震活動とも整合するなど科学的合理性は高い。

このような固着の程度が小さい領域ないし沈み込む海山が破壊伝播のバリアとなることについては，望月（２０１１）以外に，Loveless and Meade.（２０１５），Kundu et al.（２０１２），Mochizuki et al.（２００８），Nakatani et al.（２０１５），文科省測地学分科会（２０１３），Wang and Belik（２０１４）といった複数の専門学術的知見により支持されている。

したがって，海山を考慮して波源領域を設定したことは，津波審査ガイドに沿うものである。

(3)　巨大地震モデル検討会概要報告について

巨大地震モデル検討会概要報告は，巨大地震モデル検討会における検討の主要な事

項を事務局（内閣府）において取りまとめたものであり，今後，中央防災会議防災対策実行会議の下に設置された「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震対策検討ワーキンググループ（WG）」において審議がされ，その審議を踏まえ，巨大地震モデル検討会は，必要な点検等を行うとともに，最大クラスのモデル検討における考え方や基礎資料等の詳細な分析・整理を行い，今後，報告書として取りまとめる予定であるとしている。このように，上記概要報告は，最終的な報告書として取りまとめられたものではなく，取りまとめた震度分布・津波高等は，被害想定を検討する過程において，改めて検証した結果，修正されることがあるとされており，被告としては，引き続き，同検討会の動向を注視する考えにあるが，以下のとおり，現時点において，本件発電所における基準津波の策定に当たっての被告の検討ないし評価の内容を否定するものではない。

すなわち，同検討会は，岩手県から北海道の太平洋沿岸地域における津波堆積物の資料を基に推定することを基本とし，千島海溝から日本海溝の北部の領域において，Ｍｗ９クラスの科学的に想定され得る最大クラスの津波断層モデルとして，①「千島海溝（十勝・根室沖）モデル」と②「日本海溝（三陸・日高沖）モデル」を想定し，北海道から千葉県の沿岸での津波の高さや浸水域を推計しているところ，本件発電所の位置する地点における津波の高さの推計値は５ｍであり，基準津波の高さを大きく下回るものである。また，同検討会における検討の過程では，東北地方太平洋沖地震の主たる大すべり域の北側領域（岩手県沖以北の日本海溝及び千島海溝沿いの領域）及び南側領域（福島県以南の日本海溝及び伊豆・マリアナ海溝沿いの領域）で大すべりが発生し，巨大な津波を伴う最大クラスの地震となる可能性が考えられるとしつつも，このような広範な領域をほぼ同時に破壊するような地震は知られていないなどして，千島海溝と日本海溝とを区別した波源を設定しており，少なくとも，原告らが主張するようなこれら領域にわたる波源の想定を行っておらず，「被害想定や防災対応の検討で，二つの領域の地震の連動発生を想定する場合には，二つのモデルによる津波を加算して推計するのではなく，二つのモデルから推計される津波の最大のものを

選択する方式により得られた津波高，浸水域等を用いることが妥当と考える」ともしている。

また，原子力規制庁は，国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報や最新の科学的・技術的知見を規制に反映させる必要性の有無について整理し認識を共有することを目的とし，技術情報検討会を継続的に開催しているところ，令和２年５月１１日の技術情報検討会において，上記概要報告に関する検討がされ，その結果，本件発電所の基準津波等への影響はないものと判断され，特段の対応を要しないことなどが確認されるとともに，引き続き，動向を注視していくこととされている。

以上のとおりであるから，上記概要報告によって本件発電所における基準津波を策定するに当たっての被告の検討ないし評価の合理性が否定されるとする原告らの主張に理由はない。

２　争点５－２（津波対策）について

（原告らの主張）

(1)　津波漂流物対策における津波波源と流向の想定が限定的であること

設置許可基準規則５条１項は，基準津波に対して「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」としており，同解釈別記３・３項５号では，津波防護施設については入力津波に対して津波防護機能が保持できることを求めており，同⑥では，「津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物及び設置物等が破損，倒壊及び漂流する可能性がある場合には，防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう，漂流防止措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響の防止措置を施すこと。」が定められている。また，津波審査ガイドの「Ⅱ．５．４．２　漂流物による波及的影響の検討」において，【確認内容】として，「(1)　漂流物による波及的影響の検討方針が，要求事項に適合する方針であることを確認する。(2)　設計方針の確認に加え，入力津波に対して津波防護機能が十分保持できる設計がなされることの見通しを得るため，以下の例のような具体的な方針を確認する。」とした上で，「①　敷地周辺の遡上解析結果等を踏まえて，敷地周辺の陸

域の建物・構築物及び海域の設置物等を網羅的に調査した上で，敷地への津波の襲来経路及び遡上経路並びに津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において発生する可能性のある漂流物を特定する方針であること。」と定められている。

このように，発生可能性のある津波に伴う漂流物を特定するに際して網羅的な調査が求められるのは，万が一にも津波に伴う漂流物によって原子力発電所の安全性に影響が及ばないようにするためであり，そうであれば，津波に伴う漂流物の調査に当たっては，主として津波高さを考慮して策定される基準津波にとらわれず，可能性のある津波波源及び流向は全て想定して網羅的に調査し，漂流物を特定すべきである。しかも，巨大地震モデル検討会概要報告においては，少なくとも日本海溝の領域の一部である北部の三陸沖領域と千島海溝の領域は連動するとされているのであるから，このような津波波源も想定しなければならない。

しかしながら，被告は，茨城県沖に津波波源を想定し，茨城県沖に想定する津波波源と，茨城県沖から房総沖に想定する津波波源の２つを分けて考慮することとし，基準津波の策定としては，本件発電所に最も大きな影響がある津波波源である後者の波源を用いて基準津波を策定した上で，その波源は，おおむね南北方向であり，西に向かって津波のエネルギーが伝わることや海溝沿いから沿岸に向かってほぼ一様に徐々に浅くなっていく海底地形にあることから，基準津波はおおむね西方向の流向を維持するとしている。

上記基準津波では，北東方向から本件発電所に到達する可能性のある漂流物，特に大型船舶を想定しないこととなり，上記の津波審査ガイドの定める方針に反し，設置許可基準規則５条に反するのであり，これに適合するとした原子力規制委員会の判断は不合理である。

なお，被告は，大型船舶が津波に伴う漂流物として本件発電所に到達する可能性を検討する上でも，基準津波の波源を用いることに不合理な点は認められないと主張するが，津波の規模・津波高に着目して保守的に基準津波を策定することと，漂流物による影響を広く考慮するために様々な波源・流向を考慮することとの間には明確な差

異があり，津波に伴う漂流物について保守的な想定をするためは，津波の規模・津波高だけではなく，流向についても配慮した津波波源を設定しなければならない。

(2) 大型船舶を津波に伴う漂流物として想定しないことは不十分であること

本件発電所の周辺には，北方約３ｋｍに茨城港日立港区（以下，単に「日立港区」ともいう。）が，南方約４ｋｍに茨城港常陸那珂港区（以下，単に「常陸那珂港区」ともいう。）がある（以下，これらの港区を総称する場合は単に，「両港区」という。）ところ，日立港区にはＬＮＧ基地が，常陸那珂港区には石炭火力発電所があるため，常に大型タンカーが付近の海域を航行し，両港区に停泊している。また，日立港区の自動車輸入実績は全国３位であり，自動車運搬船の入港隻数も多い。両港区には，統計によれば，１日当たり４～６隻が入港しており，うち半数以上は５０００ｔを超える大型船舶である。

しかし，被告は，両港区に停泊し，又は付近を航行する大型船舶が漂流物となることを想定しておらず，津波審査ガイドⅡ．５．４．２【確認内容】(2)①に反し，設置許可基準規則解釈別記３・３項５号⑥に違反する。

これに対し，被告は大型船舶が漂流物となって本件発電所に到達することはないと主張するが，以下のとおり被告の主張は失当である。

ア　大型船舶の航路について

被告は，大型船舶については，その航路が予め決まっており，その航路に沿った航行がなされるところ，本件発電所の前面の海域近傍に航路は設定されていないと主張する。

しかし，日立港区へ出入りする船舶の航行路として，日立港入口から沖防潮堤南端に沿って「中央航路」があり，大型船舶はこれを航行する。大型船舶は，同航路により，本件敷地正面約２．５ｋｍの海域を通過する。一般貨物船が，同航路を航行し，本件敷地前面の海域に停泊することもある。

また，日立港区には，ＬＮＧ外航船が停泊する泊地が本件発電所から北東約２ｋｍの位置にあり，ＬＮＧ外航船が頻繁に停泊している。

そのほかにも多数の船舶が日立港を入出港し，停泊しており，本件発電所前面海域を大型船舶が航行している。

イ　緊急退避は困難であり，係留避泊しても湾外へと漂流する可能性があること

被告は，両港区の大型船舶は緊急退避（港外の水深が深く十分に広い海域ないし沖合に避難すること）又は係留避泊（係留強化等により係留状態のまま津波に対抗すること）をすることから漂流物とならない旨主張する。しかし，大型船舶が緊急退避をするには，船倉内の積み荷の固定，ハッチカバー閉鎖，乗組員以外の人間の下船を確認した後のタラップ収納，係留索の切断等の作業等に時間を要し，津波が到来するまでの限られた時間内に安全な海域まで避難することは容易でない。

また，防波堤など港湾の状況から，両港区に入港する大型船舶は，本件発電所の沖合２ｋｍの範囲を通過して津波から退避せざるを得ない。

さらに，東北地方太平洋沖地震による津波の際，係留避泊を試みた船舶も含め，湾外へ避難することができなかった船舶の多くが被災しており，多くの港において，係留索が切断するなどして船舶が座礁するなどしており，津波高さに対する係留限界は，大型ＬＮＧ船等でおおむね１～３ｍ，一般船舶でもおおむね３～６ｍ程度とする調査結果もあり，これを超える可能性もあるのであるから，係留避泊をしてもなお大型船舶が湾外へ漂流する可能性があるというべきである。

被告は，港内にある大型船舶については，沿岸ないし港湾施設との衝突や船底接触等の抵抗が生じやすいことから，湾外の離隔した位置に達する程の漂流物になるとは考え難い，喫水の深さゆえに沿岸に乗り上げたとしても船底の接触等により抵抗が生ずるなどとも主張するが，船舶には喫水の浅いものもあることに加え，波高１７．１ｍもの津波が日立港区に襲来した場合，同港の防波堤は４．８ｍであり，退避遅れの船舶のうち，喫水が１２．３ｍ以下のものは防波堤を乗り越えて漂流する。

ウ　水粒子のシミュレーションと実際の船舶の挙動は異なり得ること

被告は，仮に両港区から大型船舶が漂流したとしても，流向や水粒子の軌跡解析によれば，本件発電所に到達することはないと主張するが，水粒子の軌跡と実際に大型

船舶が漂流した場合の挙動とは異なる上，被告が行ったシミュレーションがどこまで現実を表しているかについて，確かなことはいえないのが実際のところであり，水粒子の軌跡だけで大型船舶の漂流軌跡を求めることは，工学的に相当の無理がある。

（被告の主張）

(1) 津波漂流物対策における津波波源の想定及び流向の想定について

被告は，最新の科学的・技術的知見等を踏まえて様々な不確かさを考慮した津波評価を行うなどして本件発電所の基準津波を策定しており，その茨城県沖に想定したＭｗ８．７の波源モデルは，５万３６８４ｋｍ^{2}と広大な面積を備え，杉野ほか（２０１４）において超大すべり域の設定が求められる規模にないにもかかわらず超大すべり域を設定するとともに，杉野ほか（２０１４）における提案よりも大きなすべり量を設定した上で，敷地前面に，超大すべり域を配置している。この保守的な条件設定を重ねた結果，その波源モデルは，本件発電所の南北に位置する茨城県沖の常陸那珂港区及び日立港区を含む全域に面するとともに，とりわけ超大すべり域からもたらされる影響を両港区が受けるものとなっており，原告らの主張の対象とする大型船舶が津波に伴う漂流物として本件発電所に到達する可能性を検討する上でも，基準津波の波源を用いることに不合理な点はない。

また，津波の流向を変えたとしても，津波襲来時に大型船舶おいては緊急退避又は係留避泊という行動を十分に期待することができること，湾内にある大型船舶については，津波の挙動が時々刻々と複雑に変化する中で，複雑な力が作用して沿岸ないし港湾施設との衝突が生じやすく，喫水の深さゆえに沿岸に乗り上げたとしても船底の接触等により抵抗が生ずることなどの大型船舶の挙動に関する基本的な特質に，もとより変わりはない。

さらに，北東から本件発電所に向かって襲来する津波として，被告が基準津波策定の過程で設定した東北地方太平洋沖地震型の津波波源のモデルにより，水粒子を用いて行った軌跡解析の結果をみても，特定の方向に進むような挙動は確認されない。

以上のとおりであるから，原告らの主張により，新規制基準を踏まえて行った本件

発電所における津波に伴う漂流物に対する影響評価の合理性が否定されることはない。

(2) 大型船舶を津波に伴う漂流物として想定する必要はないこと

以下のとおり，大津波警報等が発表された場合の船舶に求められる対応や，津波の伝播に係る挙動等に照らし，両港区に停泊ないしその付近を航行する大型船舶が本件発電所の敷地に到来するとはおよそ考えられず，大型船舶を津波に伴う漂流物として想定すべきとする原告らの主張には理由がない。

ア 大型船舶の航路について

大型船舶については，その入港先ないし出港先に適した航路が予め定まっており，その航路に沿った航行がなされるところ，本件発電所の前面の海域近傍に航路は設定されておらず，本件発電所の敷地に最も近い常陸那珂港・苫小牧港間の定期航路をみても，当該航路における本件敷地との最短距離は約１５ｋｍであり，本件敷地から大きく離隔した位置にある。

また，これら領域よりも本件敷地に著しく接近した最短距離３～５ｋｍの地点をみても，当該地点における基準津波の高さは約７ｍであるのに対して，波長は約１０ｋｍと十分に大きいなど，そもそも津波として認識できるような水準になく，操船を困難にするようなものではないことに変わりはない。

なお，原告らは，両港区にある大型船舶について，グーグルマップからみた位置関係から，緊急退避する場合に本件発電所の沖合２ｋｍの範囲を通過せざるを得ないとも主張するが，その主張を前提としても，本件発電所から２ｋｍとなお遠方にある上，これら船舶が緊急退避すれば，港湾区域よりも沖に出て本件発電所から離れていく方向に進んでいくのであり，その過程においてごく一時的に本件発電所に近づき得るにすぎない。

イ 緊急退避又は係留避泊が求められる上，湾外への漂流も考え難いこと

国土交通省は，船舶の津波避難対策に関し，東北地方太平洋沖地震において，同地震に伴う津波の来襲前に港外に避難できなかった多くの船舶が港内で漂流，座礁する

などの経験ないし教訓を踏まえ，学識経験者，海事関係者及び関係省庁等の議論を経て，津波来襲時に船長が短時間に的確な避難行動を判断できるよう，平成２６年４月に「船舶津波避難マニュアル作成の手引き」を策定した。本件発電所周辺に位置する茨城港日立港区及び茨城港常陸那珂港区にある大型船舶は，上記手引きに沿ったマニュアルによる対応を採ることとなり，その運用上，停泊中に大津波警報等が発表された場合，荷役等の作業を中止した上で，緊急退避又は係留避泊が求められ，両港区の防波堤付近を航行中の大型船舶は湾内退避を行うと考えられることから，本件発電所に到達するような漂流物になるとは，そもそも考え難い。

また，原告らが挙げる東北地方太平洋沖地震の際の事例（湾内で係留索が切断するなどして船舶が座礁した事例等）は，大型船舶が津波漂流物として港外の離隔した位置にある本件発電所に到達することを何ら示唆するものではない。このことは，以下の津波のメカニズムに照らして，合理的に説明することができる。

すなわち，地震に伴う津波は，地震による海底の地殻変動等に伴う初期波形から，対象地点に向かって伝播していく現象である。津波の波長は，沖合で数十から数百ｋｍであるが，波高は海底の上下方向の地殻変動に応じて最大でも数ｍといった緩やかな水面の傾きしかなく，波として認識することができないようなものであるところ，沿岸に近づいて水深が浅くなるにつれて，波長は短くなり，逆に波高は高くなって，波として認識できるようになる。海岸に到達した津波の一部は陸上に遡上し，一部は反射されて沖合に戻っていくところ，初期波形としては比較的単純な波形の津波であっても，海底地形や海岸線の形状などにより津波の波高は変化し，反射を繰り返すことで複雑な波となる。

このように，津波の挙動として，沖合の方が沿岸よりも，波長は長く波高が低い上に反射波の影響が小さいことなどに照らし，港外退避をして沖合まで航行することによって津波の影響を小さくすることができ，東北地方太平洋沖地震の際にも，港外退避をした船舶にはそもそも被害すら確認されていないものが大半である。また，港内にある船舶については，港内における反射波等の影響により複雑な津波の影響を受け

るなどして，港内を漂流するにとどまることを推察できる。とりわけ，港内にある大型船舶については，津波の挙動が時々刻々と複雑に変化する中で，その船体や重量の大きさゆえに，船体の各部位で異なる流向の津波の影響を受けるなど複雑な力が作用しやすいこと，沿岸ないし港湾施設との衝突が生じやすいこと，喫水の深さゆえに沿岸に乗り上げたとしても船底の接触等により抵抗が生ずることといった特色があり，これらはいずれも津波漂流物として離隔した位置に進行する際の妨げとなる。

以上のとおりであるから，原告らの挙げる東北地方太平洋沖地震の際の船舶の挙動に関する事例は，むしろ，大型船舶が漂流するとは考え難く漂流を想定した場合にあっても本件発電所に到達しないとの被告の評価に沿うものである。

ウ　仮に大型船舶が漂流した場合でも，津波の流向及び水粒子の解析結果に照らし，本件発電所には到来しないこと

被告が基準津波の策定に当たり設定した茨城県沖から房総沖の日本海溝沿いの波源はおおむね南北方向であり，西に向かって津波のエネルギーが伝わること，海溝沿いから沿岸に向かってほぼ一様に徐々に浅くなっていく海底地形にあることから，基準津波は，おおむね西方向の流向を維持して両港区に伝播し，このことは，被告の行った津波のシミュレーション結果からも示される。そして，津波が両港区に襲来して以降，両港区の大型船舶は，沿岸の港湾設備等への衝突等の影響や，交互に作用する押し波，引き波の影響を受けることから，本件発電所の敷地との離隔距離（茨城港日立港区であれば約２．５ｋｍ，茨城港常陸那珂港区であれば南方約３ｋｍ）を踏まえると，両港区から敷地に到来するとは考え難い。このことについて，被告は，両港区を含む本件発電所の敷地周辺の領域を対象として，合計１１の評価点の漂流物を想定し，それぞれの評価点における基準津波の水粒子の軌跡を解析し，いずれの評価点においても，水粒子は，当初の想定地点の近辺に留まるか，あるいは本件発電所から離れていくことを確認している。

なお，水面上に浮遊する漂流物が，津波と同じ速度で移動することはない。その後に津波が沿岸に到達すれば，反射波等の複雑な挙動により，漂流物は慣性力を受けつ

つ，都度，様々な方向から影響を受けることとなる。これに対し，水粒子であれば，津波と同じ挙動でもって移動することから，より鋭敏な動きを示すことになる。

このように，実際の漂流物は，本件発電所における軌跡解析の対象である水粒子よりも緩慢な挙動を示すと考えられるのであって，本件発電所への到達可能性を検討するという目的に照らし，鋭敏な挙動を示す水粒子を用いて行った被告の軌跡解析に不合理な点はない。

これらのことから，両港区にある大型船舶が本件発電所の敷地に到来する漂流物になるとはおよそ考えられず，原告らの主張に理由はない。

第６　争点６（火山（気中降下火砕物）に対する安全確保対策）について

１　争点６－１（気中降下火砕物に係る保安規定変更認可申請前の司法審査の在り方等）について

（原告らの主張）

(1)　被告において人格権侵害の具体的危険性の不存在を主張立証すべきこと

人格権に基づく差止訴訟における具体的危険の主張立証責任は，原則として原告側にあるものの，原子力発電所の運転差止訴訟の場合には，原発事故の進展や被害の特異性，資料の偏在に照らし，事業者である被告において，人格権侵害の具体的危険が存在しないことを主張立証しなければならない。

そして，行政庁である原子力規制委員会により原子炉設置（変更）許可等の判断が示されている場合には，具体的危険の不存在の主張立証に代えて基準適合判断に係る審査において用いられる具体的審査基準の合理性及び基準適合判断の合理性評価を主張することがあり得るが，上記判断が示されていない場合には，事業者は，原子力発電所の運転差止訴訟における原則に戻り，人格権侵害の具体的危険の不存在を主張立証しなければならないというべきである。

被告によれば，本件発電所の気中降下火砕物濃度の想定やこれに係る対策は保安規定変更認可申請で行う予定であるが，同申請は未了であり，原子力規制委員会による新規制基準（平成２９年改正後の火山影響評価ガイド等）への適合性判断はされてい

ないというのであるから，被告において人格権侵害の具体的危険性の不存在を主張立証を尽くすべきところ，これを尽くしていないことになり，人格権侵害の具体的危険性が事実上推定される。

(2) 平成２９年改正後の火山影響評価ガイドによる気中降下火砕物濃度の推定等を設置（変更）許可申請において審査しないことが不合理であること

平成２９年改正後の火山影響評価ガイドでは，「２．原子力発電所に影響を及ぼす火山影響評価の流れ」において「影響評価では，個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行う。」とし，「６．１降下火砕物　解説－１７」において「外気取入口から侵入する火山灰の想定に当たっては，添付１の『気中降下火砕物濃度の推定方法について』を参照して推定した気中降下火砕物濃度を用いる。」とされ，また，気中降下火砕物濃度は，原子力発電所への「間接的な影響の評価にも用いる」とされた（解説－１７）。添付１の「気中降下火砕物濃度の推定方法について」は，「本手法により推定された気中降下火砕物濃度は，設計及び運用等による安全施設の機能維持が可能かどうかを評価するための基準として用いる。」として，設計による安全施設の機能維持に関しても用いることが明示されており，平成２９年改正後の火山影響評価ガイドにおいては，気中降下火砕物濃度を推定し，その濃度を踏まえた原子力発電所の安全について，原子炉設置変更許可段階でも審査・判断することが明示されたというべきである。

また，平成２９年の火山影響評価ガイドの改正は，従来の気中降下火砕物濃度の過小評価を認めざるを得なくなったことによる濃度推定手法の改正が中心であり，当初の想定よりも相当に高い濃度の降下火砕物が本件発電所の敷地に到来する以上，運用だけで対応が可能とは限らず，相応の設計の見直しがなされて然るべきである。

しかし，本件設置変更許可においては，本来，審査・判断されるべき上記改正後のガイドに基づく気中降下火砕物濃度の推定の妥当性，その影響評価及びそれによる施設の健全性について，審査・判断がされていなかったのであるから，設置許可基準規則６条に適合するとの判断は不合理であり，この点からも被告による人格権侵害の具

体的危険性の不存在の主張立証は尽くされておらず，人格権侵害の具体的危険性の存在が推定されるというべきである。

なお，被告は，代替電源設備による機能維持対策及び全交流電源喪失時の対策がされているから人格権侵害の具体的危険はないかのように主張するが，原子力発電所の安全確保に関しては，制御の困難性，事故に至る機序を予測することの困難性，事故時の被害の特異性を前提とした後段否定の考え方（後段の安全確保策を理由に前段の安全確保策を軽視してはならない。）を旨とする深層防護の観点から妥当でない上，大量の降灰により非常用ディーゼル発電機が機能喪失するような事態において，上記対策に用いる動力が健全である保証はなく，弁操作などの手動による制御が奏功する保証もないのであり，事故状況下の過酷な状態を楽観視した机上の空論にすぎず，法的に安全と評価できるものではない。

（被告の主張）

(1) 気中降下火砕物濃度に係る安全確保対策の具体的内容はまだ定まっておらず，人格権侵害の具体的危険性を認める余地がないこと

本件発電所における気中降下火砕物濃度に係る安全確保対策の具体的内容は，現時点において定まっておらず，被告が今後行う予定であるその時点の最新の知見等を考慮した保安規定変更認可申請及び原子力規制委員会による当該申請の認可により初めてその内容が定まっていくものである。そして，当該認可を得なければ，本件発電所が運転に至ることもない（原子炉等規制法６１条の２の２第１０項，同法４３条の３の２３第１項，同法４３条の３の２０第２項４号及び同項５号）。なお，被告は，今後の検討を踏まえて，設備の容量等の本件設置変更許可に関わる内容に変更がある場合，新たな原子炉設置変更許可申請を行うことも有り得る。

原告らが気中降下火砕物濃度に係る本件発電所における対策に欠ける点があり人格権侵害の具体的危険性があると主張するのであれば，人格権に基づく差止請求が認められるための要件について主張立証責任を負う原告らにおいて，いかなる機序でどのような人格権侵害の具体的危険性が生じ，これにより，いずれの原告にどのような

被害が生じるのかを具体的に明らかにしなければならないが，先に述べた事柄の性質上，現時点においてこれを明らかにすることはできない。

したがって，気中降下火砕物濃度に係る被告の講ずる対策の具体的内容が定まっていないにもかかわらず，これを考慮せず本件発電所の具体的危険性があることを前提とする原告らの主張は，そもそもこれを認める余地がない。

(2) 平成２９年改正後の火山影響評価ガイドによる気中降下火砕物濃度の推定等を保安規定変更認可申請の段階で審査することが不合理でないこと

平成２９年１２月１４日原子力規制委員会規則第１６号による実用炉規則の改正では，火山現象による影響が発生し，又は発生するおそれがある場合（以下，実用炉規則の定義に倣い，「火山影響等発生時」という。）における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備を求める８４条の２，また，火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関する事項を保安規定に定めることを求める９２条１項２１号の２が新たに設けられ，また，平成２９年の火山影響評価ガイドの改正では，気中降下火砕物濃度を推定する手法が新たに示されたが，これらの改正（以下「平成２９年実用炉規則等改正」という。）は，原子力規制委員会に設置された「降下火砕物の影響評価に関する検討チーム」（以下「降下火砕物検討チーム」という。）の検討による降下火砕物の特質を踏まえた規制の考え方を受けてされたものであり，その考え方は，具体的には以下のとおりのものである。

降下火砕物の特質として，地震，津波等の比較的多くの実測データが得られる他の自然現象とは異なり，濃度の観測値が十分に得られていないことから，モデルの検証が十分にされておらず，理論的評価に基づくものを設定することは困難であるなどの設計基準の設定に当たっての不確実さはあるが，総合的，工学的判断により気中降下火砕物濃度等を設定し，フィルタ交換等による機能維持を評価することができる。

そもそも，降下火砕物に対する原子力発電所の安全性を確保する手段として，非常用ディーゼル発電機のフィルタ交換等が挙げられるほか，フィルタ交換等が奏功せず，非常用ディーゼル発電機の機能を期待することができなくなり，かつ，外部電源を喪

失する場合を仮定したとしても，これに起因して生ずる可能性のある全交流動力電源喪失については，新規制基準における炉心の著しい損傷を防ぐための対策に係る設計要求事項として既に考慮されている中で，非常用ディーゼル発電機の機能を前提としない安全確保対策を検討することができる。降下火砕物検討チームは，降下火砕物に係る規制上の要求事項として，上記で述べた非常用電源設備の機能維持に加えて，代替電源設備（重大事故等対処施設）の機能維持及び全交流動力電源喪失等への対策を挙げ，原子力規制委員会は，これらに係る検討内容を現在の実用炉規則に反映している。

以上を踏まえると，設置許可基準規則６条の定める設計要求事項に関し，数少ない実測事例である１９８０年米国セントヘレンズ火山の噴火（以下，単に「セントヘレンズ火山の噴火」という。）における火山灰濃度の観測値を用いて，同濃度におけるフィルタ閉塞時間に対し，フィルタの取替・清掃等により十分対応可能であるなどの基本設計ないし基本的設計方針の妥当性を原子炉設置変更許可に係る審査において確認した上で，これを上回る気中降下火砕物濃度に係る対応については，平成２９年実用炉規則等改正がされた新規制基準の下で，火山影響等発生時において，①非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策，②代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策，③交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制整備を行い，その評価の際に，火山影響評価ガイドに示す手法を用いて求めた気中降下火砕物濃度や，降灰継続時間（２４時間）等を踏まえるとともに，降灰による作業環境の悪化を想定することに，何ら不合理な点は認められない。

現状，被告は，気中降下火砕物濃度等を用いた影響評価により本件発電所の安全機能を確保できるよう，火山影響等発生時に，現在設置している同発電機の吸気フィルタを通じた流路に連なるよう着脱式フィルタを設置することをもって，外気が着脱式フィルタ，吸気フィルタの順に非常用ディーゼル発電機内に取り込まれるようにするとともに，着脱式フィルタが閉塞に至る前に余裕をもって，取替・清掃を行えるよう

にするなどの対応を検討し，加えて，原子炉隔離時冷却系ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ又は常設高圧代替注水系ポンプによる対応や，全交流動力電源喪失対策に関する降灰時特有の考慮事項の抽出ないしこれを踏まえた対応をも検討している。着脱式フィルタは，火山影響等発生時に取り付け，これ以外のときに取り付けるものではないこと，その他の原子炉隔離時冷却系ポンプ等は設置許可基準規則等に適合するよう被告の行った本件発電所の設計の内容に含まれるものであることなどに照らし，被告は，上記対応を主として手順ないし体制等の運用面に関わるものとして，その時点における最新の知見等を考慮して保安規定変更認可申請を行う考えである。

もとより，原子炉等規制法により，原子力発電所の安全性を確保するための基準の策定とその適合性の判断等を原子力規制委員会に一義的に委ねるとの我が国の法制の下では，いかなる事項を原子炉設置の許可の段階における安全審査の対象となるべき当該原子炉施設の基本設計の安全性に関わるものとするのかの判断を含め原子力規制委員会に委ねられる。

以上のように，平成２９年実用炉規則等改正の内容，そして，被告の現在検討している内容等に照らし，気中降下火砕物濃度の推定ないしこれを踏まえた影響評価については，保安規定変更認可申請により基本的に対処されるべきものであって，そのことに何ら不合理な点は認められない。

これに対し，原告らは，平成２９年改正後の火山影響評価ガイドの記述を挙げ，原子力規制委員会による本件設置変更許可について，本来審査・判断されるべき気中降下火砕物濃度の妥当性やそれによる施設の健全性の審査・判断がなされていないなどと主張するが，そもそも，火山影響評価ガイドは，火山影響評価の妥当性を審査官が判断する際の参考とすることを目的として作成されたものであり，その記述から直ちに，原子炉設置変更許可ないし保安規定変更認可のいずれにより，原子力規制委員会の判断がなされるべき事項であるかなどが明らかになることはない。

以上のとおりであるから，独自の見解を述べる原告らの主張には理由はない。

２　争点６－２（気中降下火砕物濃度の推定手法についての火山影響評価ガイドの

規定の合理性）について

（原告らの主張）

⑴　火山影響評価ガイドが定める気中降下火砕物濃度の推定手法は，いずれも不確実性が大きいこと

平成２９年改正後の火山影響評価ガイドは，気中降下火砕物濃度について，「３．１　降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」（以下「３．１の手法」という。）及び「３．２　数値シミュレーションにより気中降下火砕物濃度を推定する手法」（以下「３．２の手法」という。）のいずれかで推定すれば足りるとし，その理由として，３．１の手法では，「降下火砕物の粒径の大小に関わらず同時に降灰が起こると仮定していること，粒子の凝集を考慮しないこと等から」，３．２の手法では，「原子力発電所への影響が大きい観測値に基づく気象条件を設定していること等から」，「いずれの推定値も実際の降灰現象と比較して保守的な値となっている」としているが，どの程度保守性を有するかは定量化されていない。

さらに，３．１の手法及び３．２の手法は，いずれも再飛散現象（一度地表面に沈着したテフラ（火山噴火によって放出される砕屑物を意味し，軽石，火山灰，火砕流堆積物等をいう。）が，強風によって舞い上がり再び大気中を浮遊する現象で，煙霧，黄砂，風塵，砂塵嵐などと同様の大気塵象である。）を考慮していないが，これによれば，気中濃度が大きくなる可能性がある。

そして，平成２９年改正後の火山影響評価ガイド自体が，気中降下火砕物濃度の推定手法について，「降下火砕物の推定に必要な実測値（観測値）や理論的モデルは大きな不確実さを含んでおり，基準地震動や基準津波のようにハザード・レベルを設定することは困難である」と認めている。

⑵　３．１の手法の不合理性

ア　Tephra2 の不確実性等

３．１の手法における層厚想定や濃度推定に Tephra2 というシミュレーション解析ソフトが用いられる。Tephra2 とは，移流拡散モデルを基にして作成された降下火

山灰のシミュレーションコード（オープンコード）である。移流拡散モデルとは，風による移動（移流）と，空中で勝手に拡がる現象（拡散）を盛り込んで作られたモデルをいう。

Tephra2の移流拡散モデルは，実現象を相当単純化したものであり，例えば，移流については，現実の風は渦を巻いたり蛇行したりするが，同モデルでは風向きと風速は各高度範囲で一定と仮定され，複雑な動きを盛り込むことはできない，また，拡散については，水平方向だけしか考慮しておらず，垂直方向の再現はできないなど，実際の三次元の大気場での噴煙の拡散を再現するといったことはできない。神奈川県温泉地学研究所主任研究員の萬年一剛氏（以下「萬年氏」という。）も，１００ｋｍのオーダー以下の場合やラピリサイズの粒子（直径２～６４ｍｍの火山岩片）が堆積している範囲では Tephra2 に一定の実用性を認めるが，本件発電所は１００ｋｍ以遠の細かな粒子の降灰が問題となるのであるから，Tephra2は，これに適さず，少なくとも大きな不確実さを有するとみるべきである。

また，Tephra2は，現在の通説的見解というべき重力流モデル（噴煙の際の粒子の落下は，噴煙柱からではなく傘型領域から起きると考えるモデル）ではなく，垂直に上昇する噴煙柱から粒子が離脱して落下すると考えるモデルであることに起因して，噴出物の分布から初期パラメータを求めるというインバージョン的利用については，大きい噴火の噴煙高さに関して精度がほとんどないなどの問題点があり，この点からも不確実さを有する。

イ　降灰時間の設定も保守的でないこと

３．１の手法において，原子力発電所敷地での降灰継続時間を合理的に説明できない場合は，降灰継続時間を２４時間と仮定することとされているが，これは平均値にすぎず，倍半分のばらつきがあることを石渡明原子力規制委員会委員も認めており，原子力規制庁が示した試算でも，降灰継続時間が１２時間になると，２４時間の場合よりも１．５倍～２倍近く濃度が高くなるのであり，大きな不定性をカバーする程に保守的とは評価できない。

(3) 小括

以上からすれば，火山影響評価ガイドの挙げる保守性は定量化されたものではないため，Tephra2の推定方法の不定性や再飛散の問題等を補い得るだけの保守性があるかは明らかでなく，３．１の手法及び３．２の手法のいずれも保守的な値になっているとは限らないのであるから，少なくともいずれの手法による評価も行った上で，保守的な方を採用するべきであって，火山影響評価ガイドは，３．１の手法と３．２の手法のいずれかで足りるとしている点で不合理である。

そして，原告らが知る限り，本件発電所を含め全ての原子力発電所において，３．１の手法が採用されているが，仮に３．１の手法と３．２の手法のいずれか保守的な方とすれば，降下火砕物検討チームの第２回会合で示された「気中降下火砕物濃度の推定の考え方（案）（追記版）」によれば，堆積量１５ｃｍという前提で，降灰継続時間を２４時間とした場合，３．１の手法のときの平均濃度は２～４ｇ／m^3とされているのに対し，３．２の手法のときは４～５ｇ／m^3とされており，後者の手法の方が保守的となる可能性があることから，３．１の手法を採用した本件発電所は安全でないことになる。

これに対し，被告は，平成２９年実用炉規則等改正が学識経験者も参加してなされたと主張するが，降下火砕物検討チームにおいては，①観測値の外挿により推定する手法，②降灰継続時間を仮定して堆積量から推定する手法（３．１の手法に相当），③数値シミュレーションにより推定する手法（３．２の手法に相当）が検討され，上記①～③の手法はいずれも大きな不確実さを含んでいるとした上で，①の手法は用いることが難しく，②～③の手法による推定値を考慮することが指摘されていたのであり，学識経験者も，②の手法と③の手法のいずれか一方で良いなどとは述べていなかったにもかかわらず，平成２９年改正後の火山影響評価ガイドは，３．１の手法と３．２の手法のいずれか一方を考慮すれば足りるとして非保守的な方向に修正されたのであり，学識経験者の知見を踏まえたものとはいえない。

また，被告は，代替電源設備による機能維持対策及び全交流電源喪失時の対策がさ

れていることなどから非常用ディーゼル発電機が機能喪失しても問題ないかのように主張しているが，制御の困難性，事故に至る機序を予測することの困難性，事故時の被害の特異性を前提とした後段否定の考え方（後段の安全確保策を理由に前段の安全確保策を軽視してはならない。）を旨とする深層防護の観点から妥当でない上，大量の降灰により非常用ディーゼル発電機が機能喪失するような事態において，上記対策に用いる動力が健全である保証はなく，弁操作などの手動による制御が奏功する補償もないことは前記１（争点６－１）に係る原告らの主張と同様である。

（被告の主張）

(1) 降下火砕物の特質等を踏まえるべきであること

平成２９年実用炉規則等改正に当たり，降下火砕物検討チームは，降下火砕物について，地震，津波等の比較的多くの実測データが得られる他の自然現象とは異なり，濃度の観測値が十分に得られていないことから，モデルの検証が十分にされておらず，自然現象に関して想定する基準として理論的評価に基づくものを設定することは困難であるなど不確実さはあるが，それでもなお，安全確保に資する一つの手段として，現在の火山影響評価ガイドにおいても採用されている二つの推定手法のいずれかを用いて，フィルタ交換等による安全施設の機能維持が可能かどうかの評価を求めることとするという考えを示し，原子力規制委員会は，この検討内容を実用炉規則に反映している。平成２９年実用炉規則等改正に関して原子力規制委員会から保安規定変更認可を受けた他の原子力発電所に沿って本件発電所も対応を講ずるとすれば，非常用ディーゼル発電機の外気取入口に設置したフィルタの交換等により，設定した気中降下火砕物濃度について２系統の非常用交流動力電源の機能維持が可能であることを確認することとなる。また，設定する気中降下火砕物濃度を上回る火山灰が到達する場合においてもフィルタが閉塞するまでには一定の時間余裕があるため，直ちに安全機能が失われることはない。

他方で，上記対応にもかかわらずフィルタが閉塞した場合のその後の原子力発電所の安全機能の影響を検討してみれば，非常用ディーゼル発電機の機能喪失を仮定して

も，他の施設による安全上重要な機能の確保を十分に期待することができるなど，そもそも降下火砕物に対する原子力発電所の安全性を確保する上で，その手段が非常用ディーゼル発電機のフィルタ交換等に限られるものではない。

実際，降下火砕物検討チーム及び原子力規制委員会においては，こうした観点からの検討が併せてされている。すなわち，フィルタ交換等が奏功せず，非常用ディーゼル発電機の機能を期待することができなくなり，かつ，外部電源を喪失する場合を仮定したとしても，これに起因して生ずる可能性のある全交流動力電源喪失については，新規制基準における炉心の著しい損傷を防ぐための対策に係る設計要求事項として既に考慮されていることなどから，非常用ディーゼル発電機の機能を前提としない安全確保対策が検討できるところ，降下火砕物検討チームは，降下火砕物に係る規制上の要求事項として，上記で述べた非常用電源設備の機能維持に加えて，代替電源設備（重大事故等対処施設）の機能維持及び全交流動力電源喪失等への対策を挙げ，原子力規制委員会は，これら後二者に係る検討内容を実用炉規則に反映している。

以上のとおり，降下火砕物に対しては，非常用ディーゼル発電機のフィルタ交換等が奏功するか否かにかかわらず，手順ないし体制等の運用面を整備しつつ，新規制基準を踏まえた事故防止に係る安全確保対策の強化を講ずることにより安全性を確保することができることから，学識経験者の参加の下でされた平成２９年実用炉規則等改正の下では，降下火砕物濃度を踏まえた各般の異なる内容の対策を複数求めるとしているのであって，その要求事項は，もとより現在の科学技術水準を踏まえた合理的なものである。火山影響評価ガイドの内容が不合理であるとする原告らの上記主張は，こうした降下火砕物の原子力発電所の安全性の観点からみた特質を何ら考慮することなく，気中降下火砕物濃度の推定値のみに依拠するものであって，そもそも前提を欠き理由がない。

(2)　３．１の手法について

ア　Tephra2 を用いた気中降下火砕物濃度の推定手法は合理的であること

原告らは，被告が降下火砕物の層厚を総合的に検討するに当たり用いた Tephra2 に

ついて，主として，萬年氏の著した文献の記述の一部を挙げるなどして，その不定性に照らし，保守性を適切に考慮した影響評価を行うことができないかのように主張する。

しかしながら，そもそも，原告らがその主張の根拠とする当該文献は，「これまで見てきたように，Tephra2は噴出物の移流拡散を単純化しているとはいえ，合理的にモデル化したコードである」等とあるように，全体としてみれば，Tephra2の計算コードとしての合理性を説くものであることは明らかである。特に，原告らの挙げる移流に関する記述に関しては，広域的な降下火砕物の分布を評価するのではなく，特定の原子力発電所の立地する敷地での影響評価を行う上では，当該敷地に与える影響が大きくなるよう，風速ないし風向を設定すれば足り，当該記述によって火山影響評価ガイドの合理性が否定されるべき根拠はない。

そのほかの原告らの挙げる傘型領域からの落下，再飛散，凝集等については，地震，津波等といった他の自然現象とは異なり観測値が十分に得られていない降下火砕物において，Tephra2を含む各種計算プログラムの今後の更なる研究対象に当たる事項が少なくないと思われるが，いずれにせよ，上記のように，Tephra2が相応の合理性を有すること，Tephra2を用いて敷地に与える影響が大きくなるよう風向等の設定に配慮して評価を行うことができること，原子力発電所においてはそもそも全交流動力電源喪失に係る対策が講じられることなどに照らせば，原告らの挙げる各点によって，施設・設備面での設計上の対策だけでなく運用面での対策を含めて全体として対応することが可能であるとの降下火砕物の特性を踏まえた原子力規制委員会の採る規制上の考え方の合理性が否定されることはない。

したがって，原告らの主張には理由がない。

イ　降灰時間の設定は合理的であること

原告らは，火山影響評価ガイドは，「３．１の手法」において，降灰継続時間は，合理的に説明できない限り２４時間と仮定して計算することを前提としているが，大きな不定性がカバーする程に保守的とは評価できないと主張する。

しかしながら，原子力規制委員会は，降下火砕物検討チームの検討を受けて，過去のプリニー式噴火における噴火パラメータを取りまとめた文献を参考に，ＶＥＩ５～６規模の噴火継続時間を２４時間と設定しているところ，これは，その間に途切れることなく毎秒，１m^3当たりに含まれる降下火砕物の全てがフィルタの面積に応じて付着するとの想定を求めるものであって，その内容に不合理な点はない。

むしろ，火山影響評価ガイドを踏まえて降灰継続時間を２４時間に設定したとしても，フィルタの性能に照らし，これが閉塞するまでに余裕をもって交換等ができるよう人員等を整備することは可能である上，気中降下火砕物濃度について２系統の非常用交流動力電源の機能維持が可能であることを確認できれば，設定した気中降下火砕物濃度の約２倍の濃度に対応できることが見込まれるのであって，合理的なものである。さらに，全交流動力電源喪失に係る対策が講じられることも既に述べたとおりである。

したがって，降灰継続時間を２４時間とすること自体が不合理とはいえず，原告らの主張には理由がない。

(3) 小括

原告らは，火山影響評価ガイドについて，「３．１の手法」と「３．２の手法」のいずれか一方だけを用いて推定すれば足りることとされている点で不合理であるとも主張するが，その主張に理由はない。

すなわち，降下火砕物検討チームにおいて検討されているとおり，三次元の大気拡散シミュレーションモデルである FALL3D については，単純化された移流拡散モデルである Tephra2 とは異なり，Tephra2 と比べてより多くのパラメータの入力を要し，観測値が十分に得られていない中でこれら各パラメータを適切に入力することは技術的に一層容易でない。他方で，多くのパラメータを適切に入力するなどして FALL3D を用いた評価を合理的に行うことができるのであれば，単純化されたモデルである Tephra2 を用いた評価を重ねて求めずとも良いと考えられる。これらのことからすれば，「３．１の手法」及び「３．２の手法」をともに行わなければならないと

する合理的根拠はない。

3　争点６－３（被告による気中降下火砕物濃度の評価）について

（原告らの主張）

被告は，火山灰の密度を０．８ｇ／ｃｍ^3，設定層厚を５０ｃｍとし，１ｍ^{2}当たりの総降灰量を求め，降灰継続時間を２４時間として Tephra2 によるシミュレーションで算出された粒径分布を用いて各粒径ごとの降灰量，堆積速度，終端速度を求め，終端速度を用いて粒径ごとの気中濃度を算出し，算出された粒径ごとの気中濃度を合計し３．５ｇ／ｍ^{3}としている。

被告の気中降下火砕物濃度の設定は，以下の点から，過小評価であり，原子力規制委員会による新規制基準適合判断ないし被告の基準適合評価は不合理である。

(1)　火山灰密度が保守的でないこと

被告は，気中降下火砕物濃度の推定に当たり，火山灰の密度を０．８ｇ／ｃｍ^{3}と設定しているが，内閣府の大規模噴火時の広域降灰対策検討ワーキンググループが作成した「火山灰の特徴について」によれば，火山灰の密度は，研究者によって，乾燥状態で０．５～１．５ｇ／ｃｍ^{3}程度と幅があり，それ以上の濃度にならないという上限を画するための推定としては保守性が足りない。

(2)　シミュレーションに用いた粒径分布が実際のものとは異なること

被告が濃度推定の計算に用いた粒径分布は，Tephra2 による粒径分布の計算値であるが，赤城鹿沼テフラの本件敷地内における粒径分布の実測値に基づき気中濃度を計算すると，３．２３～５．１１ｇ／ｍ^{3}となり得る。また，本件発電所周辺の大洗研究開発センター敷地内における粒径分布の実測値に基づき気中濃度を計算すると，５．２５～５．６ｇ／ｍ^{3}となり得る。なお，実測値の粒径分布でさえ，風化等により粒径の小さい粒子は検出されないこともあるから，実現象は更に粒径の小さい粒子がある可能性もある。

被告が濃度推定に用いた Tephra2 による粒径分布の計算値は，本件敷地やその周辺の大洗研究開発センターでの実測値よりも粒径が大きい粒子に偏った粒径分布と

なっており（中央粒径が大きくなっている。），軽くて小さい粒子程遠くまで届くという経験則に照らして不合理である。

そうすると，被告の採用したシミュレーション値は，実現象どころか，実測値と比較しても粒径の大きな粒子の割合が大きいパラメータとなっており，粒径の大きな物ほど早く落下するため，大気中に留まっている時間が短くなり，気中濃度が小さくなるという経験則に照らして，気中濃度が過小評価となっている。

なお，上記のように濃度計算について実測値を用いることに対しては，シミュレーションとの連続性・整合性を保つため，そこで得られた粒径分布を用いるべきとの反論も予想されるが，被告も検討に用いた山元（２０１３）で敷地周辺の層厚とされた１６～３２ｃｍのうち３２ｃｍ，火山灰密度を２ｇ／ｃｍ^3（独立行政法人産業技術総合研究所の須藤茂などによれば，火山灰の密度はおよそ１ｇ／ｃｍ^{3}であり，地質時代（歴史時代以前の時代）の火山灰層は，厚さが半分になるので，密度はおよそ２ｇ／ｃｍ^{3}になるとされる。），降灰継続時間２４時間として，本件敷地の粒径分布を用いて濃度の試算（シミュレーション）をしても，気中濃度は８．１７ｇ／ｍ^{3}となり，被告の想定を大幅に上回る気中濃度になる。

したがって，被告がシミュレーションの粒径分布を用いて気中濃度を推定したことは，不合理である。

(3) 気中濃度の評価が過小であること

被告は，本件設置変更許可申請の際，米国セントヘレンズ火山で発生した火山噴火（１９８０年５月）地点から約１３５ｋｍ離れた場所における大気中の火山灰濃度が１日平均０．０３ｇ／ｍ^{3}であるとして，これを基準に，本件発電所につき赤城山の噴火による最大層厚が５０ｃｍと評価して影響評価を行った後，平成３０年４月，平成２９年火山影響評価ガイドへの改定に伴い，気中濃度の想定を１００倍の３．５ｇ／ｍ^{3}に引き上げ，これに対する具体的な対応は保安規定変更認可までに行うとして本件設置変更許可を取得した。

しかし，上記の３．５ｇ／ｍ^{3}という気中濃度推定値は，以下の理由から，大幅な

過小評価というべきである。

①まず，被告は，５０ｃｍもの想定降灰に対して，３．５ｇ／m^3の濃度にしかならないとしているが，原子力規制庁が平成２９年の火山影響評価ガイド改正の検討において示した堆積量からの推定手法による試算では，想定層厚１５ｃｍに対し，気中降下火砕物濃度は２～７ｇ／m^3（降灰継続時間１２時間，２４時間）とされており，数値シミュレーションによる推定手法による試算では，想定層厚１５ｃｍに対し，気中濃度は３～５ｇ／m^3とされている。

そして，「同じ時間内に降下する火砕物の量が多くなればなるほど気中濃度は大きくなる」という一般経験則ないし初歩的な科学的経験則（以下「経験則①」という。）に照らして，降下火砕物の量は，層厚の大きさとおおむね比例関係になるから，仮に上記の規制庁の試算の中間値である４ｇ／m^3を前提にすれば，設定層厚５０ｃｍに対する気中濃度は単純比例計算で１３．３ｇ／m^3（気中濃度４ｇ／m^3÷想定層厚１５ｃｍ×被告の想定層厚５０ｃｍ）と被告の想定の４倍弱となり，保守的に最大値７ｇ／m^3を用いれば，気中濃度は２３．３ｇ／m^3（気中濃度７ｇ／m^3÷想定層厚１５ｃｍ×被告の想定層厚５０ｃｍ）となる可能性が否定できない。

②また，他の原子力発電所では，例えば，伊方発電所３号機では，設計層厚１５ｃｍに対して，濃度は約３．１ｇ／m^3とされている（経験則①に照らして単純比例計算すれば層厚５０ｃｍの場合は１０．３ｇ／m^3になる。）。玄海原子力発電所３，４号機では，設計層厚が１０ｃｍに対し，濃度が約３．８ｇ／m^3とされている（同様に単純比例計算すれば層厚５０ｃｍの場合は１９ｇ／m^3になる。）ほか，設計層厚が１０ｃｍの美浜原子力発電所や高浜原子力発電所，大飯原子力発電所については，想定濃度は約１．４ないし１．８ｇ／m^3程度とされているし，設計層厚が１５ｃｍの川内原子力発電所１，２号機も，想定濃度は，伊方発電所とほぼ同じ約３．３ｇ／m^3とされている（いずれも「降下火砕物の影響評価に関する検討チーム」の検討の際に示された降灰時間２４時間と仮定した場合の参考濃度ではあるが，実際の評価もおおむねこれに基づいてなされている。）。

本件発電所は，降灰時間を同じ２４時間と仮定した上で設計層厚５０ｃｍと他の原子力発電所よりも突出して高いのに対し，気中濃度は３．５ｇ／m^3にとどまっており，他の原子力発電所における濃度想定と比較して突出して小さいということがいえる。

なお，被告は，本件発電所と他の原子力発電所とは条件設定が異なると弁解するが，経験則①が存在する以上，非安全側の例外を認めることは，よほど確実な根拠に基づくものでない限り許されない。

(4) 気中濃度の評価が過小であることの影響

気中降下火砕物濃度の想定が過小評価で実際の気中降下火砕物濃度に対応できない場合には，非常用ディーゼル発電機の呼気フィルタの目詰まり，同発電機内部での閉塞・摩耗による機能喪失，電装系やコンピュータへの付着による故障などが考えられる。

呼気フィルタの目詰まりについては，被告は，当初，セントヘレンズの噴火のヤキマ観測値（０．０３ｇ／m^3）を前提に目詰まりを起こすまでの時間を７．１４時間と試算していたが，仮にその４００倍の１３．３ｇ／m^3となれば，約１分で目詰まりを起こすことになり，約３時間（これ自体机上の計算であり，実際はその時間内に交換が可能かどうかも疑わしい。）とされるフィルタ交換時間には到底間に合わない。なお，被告は非常用ディーゼル発電機の吸入口にダクトを接続して着脱式改良型フィルタ（案）の検討をすすめている旨を原子力規制委員会に示したが，そこにはフィルタ閉塞までの時間，フィルタ交換可能時間などは一切記載されておらず，安全が確保されているとはいえない。

また，被告は，吸気口及び排気管は降下火砕物が侵入し難い構造であり，また，吸気口はフィルタにより降下火砕物が捕集されるから，非常用ディーゼル発電機内部の閉塞は起こらないと評価しているが，粒径の小さい浮遊性粒子については，たとえ吸気口が下向き構造となっていたとしても，相当量が吸い込まれて非常用ディーゼル発電機の機関内に侵入する可能性は十分存在しており，機関内に侵入した降下火砕物は，

シリンダー等の溝に詰まり，閉塞を起こす可能性が高い。

さらに，火山灰対策として，非常用ディーゼル発電機のフィルタの前に「着脱式改良型フィルタ」を付けるとの案を出しているが，これがどの程度の実効性を有するのか等については，保安規定変更認可に関する審査に後回しにされ，安全の確認がなされていない。現実的にも火山灰が降下する中での交換作業が間に合わない可能性が否定できない。

また，気中降下火砕物濃度が過小評価である場合は，非常用ディーゼル発電機のみならず，取水設備の機能維持，中央制御室等の居住環境維持や発電所内の電気系統や計装制御系の機能維持についても十分な検討，確認がなされていないことになり，適合性判断ないし被告の基準適合評価に過誤，欠落があるというべきである。

（被告の主張）

原告らは，本件設置変更許可申請における被告の審査資料である「参考資料―１７気中降下火砕物対策に係る検討について」（以下「本件参考資料」という。）に記述されている気中降下火砕物濃度（３．５ｇ／m^3）を挙げて，火山灰の密度が過小である，本件発電所の敷地における赤城鹿沼テフラの土質試験の結果から得られる粒径分布等と異なり，粒径の大きい粒子が不自然，不合理に大きいなどとして，原子力規制委員会の適合性判断が不合理であると主張する。

しかしながら，そもそも，本件発電所において，平成２９年実用炉規則等改正後の「気中降下火砕物濃度の推定」を用いた影響評価及びこれを踏まえた安全確保対策の具体的内容は，現時点において定まっておらず，本件参考資料にある気中降下火砕物濃度の値について原子力規制委員会の適合性判断がされたこともないから，原告らの主張は失当であるが，念のため，本件参考資料の気中降下火砕物濃度について，以下のとおり原告らの主張に対する反論を述べておく。

(1) 火山灰密度について

原告らは，大規模噴火時の広域降灰対策検討ワーキンググループの作成した「火山灰の特徴について」にある「火山灰の密度」と題する表を挙げて，同表の須藤（２０

０４）に，「１程度」という記述があることから，本件参考資料にある降下火砕物密度として０．８ｇ／ｃｍ^{3}との値が過小であるかのようにも主張するが，そもそも，須藤（２００４）を含む同表にある各値は，広く一般的に火山灰の性状を記述したものであって，特定の地点において詳細な調査が行われている場合に，その妥当性を否定するような趣旨のものではない。そして，赤城鹿沼テフラの密度については，敷地内での密度試験結果の乾燥密度の最大値が０．５ｇ／ｃｍ^{3}であること，文献において複数地点で確認された乾燥密度の最大値が０．３７８ｇ／ｃｍ^{3}であることを確認した上で，本件敷地に与える影響が大きくなるよう，降下火砕物密度として０．８ｇ／ｃｍ^{3}と設定しているのであって，一般的な火山灰の性状を述べる文献を根拠として行う原告らの主張に理由はない。

(2) 粒径分布について

ア　赤城山は本件発電所の敷地からの距離が約１２７ｋｍと離隔した位置にある中で，同位置を給源として噴出される火砕物のうち小さな粒径の粒子については，大きな粒径の粒子に比して，地表に到達するまでに拡散等の影響を強く受けるところ，被告は，こうした噴出時の火砕物の粒径分布が敷地に与える影響について検討を行っている。

具体的には，被告は，Tephra2 の解析条件の一つである噴出時の火砕物の粒径分布について，中央値を１／２３ｍｍ（約０．０４ｍｍ）とするものと，０．５ｍｍとするものとをそれぞれ設定する解析を行った結果，敷地における層厚として，前者では７．５ｃｍ，後者では１５ｃｍであるなど，粒径の大きい後者の方が敷地における層厚が大きくなることなどを確認し，解析評価について，いずれも，中央値を０．５ｍｍとする粒径分布を用いている。このように，相対的に粒径の大きな粒子の割合を大きくする粒径分布を用い，かつ，本件発電所の敷地の方向に向かう風を考慮するなどの条件設定の下で，最も敷地における層厚が大きいケースで約４９ｃｍとなる。

他方で，原告らの挙げる本件参考資料においては，本件発電所の敷地での気中降下火砕物濃度を算出するに当たっての必要な粒径分布として，中央値を０．５ｍｍとす

る上記の噴出時の粒径分布ではなく，Tephra2 を用いた解析の結果として得られた，当該粒径分布から成る火砕物が敷地の地表に到達した際の粒径分布を記述している。無論，火砕物は，噴出後に，移流と拡散を伴いながら敷地に到達するので，噴出時の粒径分布のまま敷地に到達することはなく，被告の行った解析結果をみても，噴出時の粒径分布の中央値が０．５ｍｍであるのに対して，敷地の地表に到達する際のそれは０．５～１ｍｍであるように，粒径の大きな粒子の方が敷地に到達する割合が多い。

このように，被告は Tephra2 を用いて敷地における堆積厚さが約４９ｃｍとなるシミュレーションを行うに当たり，中央値を０．５ｍｍとする上記の粒径分布を設定し，これが敷地に到達する際の粒径分布を本件参考資料に記述している。

イ　以上を踏まえて，原告らの主張をみれば，まず，本件発電所の敷地における土質試験の結果から得られる赤城鹿沼テフラの粒径分布，あるいは，大洗研究開発センターにおける同試験の結果から得られるそれは，いずれも，本件参考資料において示した粒径分布よりも小さいものであるが，このことが，原告らの行う試算結果の合理性を根拠づけるものではない。

すなわち，原告らの主張は，本件参考資料にある被告の設定した総降灰量と同じ値を用いつつ，粒径分布は原告らの挙げる上記各粒径分布に代えて，気中降下火砕物濃度を求めるとの独自の計算によるものであるが，本件参考資料にある総降灰量及び敷地の地表に到達する際の粒径分布は，いずれも被告の行った Tephra2 の解析評価に基づき得られる値として一体であり，これらのうち一方のみを変更すれば合理性が失われることは当然である。仮に，本件発電所の敷地の地表に到達する際の粒径分布を小さくするとの検討を行うのであれば，これに伴い，噴出時の粒径分布もまた小さくすることとなると考えられるが，この場合，中央値を１／２３ｍｍ（約０．０４ｍｍ）とする粒径分布を用いて行った被告の検討の結果から示唆されるとおり，敷地への総降灰量自体が減ることとなるのであって，本件参考資料にある総降灰量と同じ値を用いる原告らの試算は不合理である。

原告らの挙げる，降下火砕物検討チームで用いられた資料にある樽前山起源の火山

噴出物の粒径分布や，噴出時からの風化等の影響を挙げて述べる内容についても，本件発電所の敷地の地表に到達する際の粒径分布について，本件参考資料よりも小さくすべきとする主張の要点は同じであり，原告らの上記の試算の合理性が根拠づけられないことに変わりはない。

原告らの挙げる山元（２０１３）の実測値を前提としたとする試算をみても，本件発電所の敷地における土質試験の結果から得られる赤城鹿沼テフラの粒径分布を用いていること，この粒径分布をもたらす噴出時の粒径分布が示されていない点では，上記各試算と同じである。加えて，地質時代の火山灰層は厚さが半分になるので，密度について，須藤（２００４）にある「１程度」を２倍した値を用いている点も，試算において層厚を３２ｃｍと設定しながら，なにゆえ厚さが半分とされることによって密度が２倍とされるのか理解できず，いずれにせよ，密度が２倍となるとの立論の根拠は何ら示されていない。加えて，①山元（２０１３）によれば，本件発電所の敷地は１６ｃｍの等層厚線と３２ｃｍのそれとの間に位置するが，明確に１６ｃｍの等層厚線の方に近い位置にあり，実際，敷地に最も近い観測点では１６ｃｍにあること，②敷地及び敷地近傍において確認された最大の層厚は２０ｃｍであること，③赤城鹿沼テフラをもたらした噴火規模と同規模の他の火山の噴火における降下火砕物の分布事例について整理した結果によれば，赤城山と本件発電所の敷地との距離（約１２７ｋｍ）における層厚は，最も厚いものでも約２３ｃｍであることなどから，山元（２０１３）により直ちに，設定すべき層厚として３２ｃｍが導かれるものではないことを指摘しておく。

なお，本件発電所の敷地における土質試験等の結果を根拠とする原告らの上記主張に関し，気中降下火砕物濃度の推定を行うに当たって必要な諸条件を各種試験により確認されている敷地における赤城鹿沼テフラの性状によるものに揃えるべく，層厚として敷地及び敷地近傍において確認された最大の同テフラの層厚である２０ｃｍを，密度として敷地内での同テフラの密度試験結果の乾燥密度の最大値である０．５ｇ／ｃｍ^{3}を，粒径分布として本件発電所の敷地における同テフラの土質試験の結果をそ

れぞれ採用した場合，その気中降下火砕物濃度の推定値は０．８ｇ／ｍ^3～１．３ｇ／ｍ^{3}であり，本件参考資料に記述されている３．５ｇ／ｍ^{3}よりも小さい値が得られることとなる。

(3) 気中濃度の評価について

被告は，赤城鹿沼テフラについての本件発電所の敷地又は敷地周辺における降下火砕物の分布状況，赤城鹿沼テフラの給源火山である赤城山を対象とする降下火砕物シミュレーションによる解析結果及び赤城鹿沼テフラをもたらした噴火規模と同規模の他の火山の噴火における降下火砕物の分布事例を総合的に判断し，同発電所において設計上考慮する降下火砕物の層厚を５０ｃｍと設定している。

その際，降下火砕物シミュレーションについては，平成２９年火山影響評価ガイド上，「原子力発電所内及びその周辺敷地において降下火砕物の堆積が観測されない場合」に降灰量を設定する方法の一つとして挙げられているように，本件発電所のような降下火砕物の堆積を調査により確認している場合に直ちに実施が求められてはいないが（同ガイド６．１(3)解説１６），被告は，降下火砕物シミュレーションコードである Tephra2 を用いて解析を行っている。

具体的には，本件発電所の敷地及び敷地周辺の赤城鹿沼テフラの分布について，１０～４０ｃｍの等層厚線上に位置することを示す文献があることなどを踏まえ，現在の気象条件のデータを用いつつ，Tephra2 に設定されている一般的な条件とは異なり，粒径の大きい降下火砕物の割合が大きくなるよう設定し，この設定の下で，文献調査の結果である降下火砕物の分布状況に沿う結果を再現できることを確認した。その上で更に，過去の風向及び風速データの月別の平年値のうち最も敷地に堆積しやすい時期とみられる２月の風向及び風速の平年値データを基本としつつ，噴煙柱高度，風速及び風向について，敷地に与える影響が大きくなるよう不確かさを考慮した解析を行った。この解析結果のうちの最大となるケースは，風向について観測データより給源火山から敷地方向に向かう風を抽出して行った場合であり，敷地における最大層厚は約４９ｃｍである。

そして，被告は，現時点において，火山影響評価ガイドの「添付１　気中降下火砕物濃度の推定手法について」の「３．１　降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」に従い，２４時間にわたり降灰が継続して設計上考慮する層厚である５０ｃｍに至るとして，その場合の気中降下火砕物濃度を３．５ｇ／m^3と推定した。この推定に当たり設定した粒径分布の条件は，層厚４９ｃｍを得た上記シミュレーションで用いた条件（粒径の大きい降下火砕物の割合を大きくするなどの条件）と同じである。

以上のとおりであるから，被告は，本件発電所における気中降下火砕物濃度について，本件発電所の置かれた環境に応じて粒径分布等の条件を設定しているのであって，原告らの主張する他の原子力発電所（四国電力株式会社伊方発電所３号機及び九州電力株式会社玄海原子力発電所３，４号機）とは条件設定が異なる。それゆえ，原告らが述べるような，他の原子力発電所の設定した層厚と本件発電所において設定した層厚との比率が，気中降下火砕物濃度との関係においても成り立つといったことはなく，原告らの主張には理由がない。

⑷　気中濃度対応

外気取入口からの火山灰の侵入に伴い非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失に係る対応について述べれば，①設定した気中降下火砕物濃度について２系統の非常用交流動力電源の機能維持を確保するための非常用ディーゼル発電機の外気取入口に設置したフィルタの交換等，②設定した気中降下火砕物濃度の下での代替電源設備等の機能維持に係る対策，③気中降下火砕物濃度の２倍の濃度の想定の下での全交流動力電源の喪失を想定した対策を運用面も含め整備することにより，十分に安全性を確保することができるが，いずれも保安規定変更認可申請に係るものである。

第７　争点７（事故防止に係る安全確保対策及びその実効性を確保するための対応）について

１　争点７－１（内部火災対策）について

（原告らの主張）

(1) 火災防護審査基準が安全系ケーブルに限り難燃ケーブルの使用を要求していることが不合理であること

設置許可基準規則８条１項は，火災による損傷の防止として，「設計基準対象施設は，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の発生を防止することができ，…火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。」と定め，これを受けた同規則の解釈８条２項は，「別途定める『実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準』に適合するものであること」を求めている。そして，「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（以下「火災防護審査基準」という。）は，２．１．２において，「安全機能を有する構築物，系統及び機器」に限って，不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計であることを求め，同(3)において，「ケーブルは難燃ケーブルを使用すること」と規定している（ただし，当該構築物，系統及び機器の材料が，不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合は，例外を認めている。）。

しかし，「防火」という観点からケーブルの延焼性が問題とされてきたことからすると，「安全機能を有する構築物，系統及び機器」（以下「安全系」という。）のケーブルであろうが，安全系以外（以下「非安全系」という。）のケーブルであろうが，一旦ケーブルが発火すると，原子炉建屋内に広く延焼する原因となり得るのであるから，非安全系も含め全てのケーブルを難燃化すべきであるにもかかわらず，非安全系のケーブルに難燃ケーブルを要求しない火災防護審査基準は，基準として不合理である。

以上の点については，①１９７５年３月２２日米国ブラウンズフェリー発電所において発生した火災で，格納容器貫通部の漏えい検査の際に用いていた蝋燭の火が貫通部のシール材（ポリウレタン）に引火し，ケーブル分配室と原子炉建屋の２箇所で火災となり，数多くのケーブルが焼損し安全設備や機能が影響を受け，一時は炉心冷却系が不十分な状態になるなど，深刻な事態となった例や，②本件発電所の新規制基準適合性に係る審査会合において，原子力規制庁の審議官が，安全機能がない機器に接

続されるケーブルであっても，それが安全上必要な設備に影響を及ぼす場合については対策を講じる必要がある旨を指摘している点からも明らかである。なお，我が国では，上記ブラウンズフェリー発電所事故を契機として，昭和５５年（１９８０年）１１月６日，「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」（以下「旧火災防護審査指針」という。）が定められたという経緯がある。

さらに，本件発電所では，外部電源を構成する（２７５ｋＶの）回線と起動変圧器とを接続する領域にＯＦ（Oil -Filled）ケーブル（高圧電力を送るためのもので，通電する銅製の導体の内側に絶縁のための油が流れるパイプがあり，電線の外側には油を染み込ませた紙が何重にも巻かれ，漏電を防ぐ構造となっている。）が用いられている。この点，東京電力パワーグリッド株式会社の地下送電設備において平成２８年１０月１２日に発生したケーブル火災事故の原因は，ＯＦケーブルを３５年以上（ケーブルの一般的耐用年数は３０年である。）使用したことにあり，本件発電所では敷設後４０年以上が経過しているため，上記ＯＦケーブルから火災が発生する危険がある。仮にＯＦケーブルから火災が発生すれば，外部交流電源全遮断につながる可能性があるばかりか，原子炉建屋に波及する可能性もある。

このような観点からも，非安全系のケーブルも含めて難燃ケーブルとすべきである。

(2) 防火シートで覆った複合体は難燃ケーブルの「代替材料」となり得ず，これを用いることは火災防護審査基準に反し，設置許可基準規則８条に適合しないこと

被告は，火災防護審査基準の２．１．２のただし書において，代替材料の使用を認められていることから，安全機能を有する機器に使用している非難燃性ケーブルについては，原則として難燃ケーブルに取り替えるとしつつ，ケーブル取替えに伴い安全上の課題が生じる範囲で，かつ，施工後の状態において，安全上の課題を回避し，基準に適合する代替措置が適用でき，難燃ケーブルと比較した場合，火災リスクの有意な増加がないとの条件を満足する範囲においては，ケーブルの取替えの代替措置として，不燃材の防火シートにより非難燃ケーブル及びケーブルトレイを覆った複合体（以下「本件複合体」という。）を「代替材料」として使用するとしている。

しかし，本件複合体は，以下の点から，難燃ケーブルと同等以上の性能を有するとはいえず，「代替材料」には当たらないから，これを「代替材料」に当たるとして火災防護審査基準に適合するとした原子力規制委員会の適合性判断は不合理である。

ア　放熱性能が悪化すること

防火シートを巻くことによってケーブルから発生する熱の放出が妨げられるところ，放熱性能の悪化は，ケーブルの絶縁物の劣化を早めるほか，許容電流の低減につながるため，流す電流値を低くしなければ異常発熱の原因となり，また，消火が困難となる可能性もあるが，これらの検討はされていない。

イ　耐用年数を経過した老朽化ケーブルであることが考慮されていないこと

本件発電所の建設時に敷設されたケーブルは，既に４０年を経過しており，ケーブルの一般的な耐用年数である１０～３０年をとうに過ぎている。

被告は，ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した評価をした旨主張するが，「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」（以下「ＡＣＡガイド」という。）において，被告の評価手法である原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（以下「電気学会推奨案」という。）の加速劣化手法は，必ずしも実機を正確に模擬できていない可能性があるとされていることや，被告は絶縁低下に関する評価を難燃ＰＮケーブル及び低圧用電気ペネトレーションにしか行っておらず，また，本件発電所の建設時のケーブル敷設作業において，ケーブルシースに３０００箇所にわたって発見された摩耗損傷箇所の評価がされていないことなどから，被告の評価は不十分である。

ウ　火災を感知・消火したとしてもケーブルトレイ内のケーブルは機能喪失すること

被告は，平成２９年８月２２日に開催された茨城県東海第二発電所安全性ワーキンググチーム会合で，一つのケーブルトレイに火災が発生した場合は，そのケーブルトレイは全て機能喪失するものの系統分離により安全性を維持できるとの考えを説明しているところ，難燃ケーブルが用いられていれば，トレイ外で発火してケーブルが過

熱した場合でもケーブルトレイに入っているケーブルが全て機能喪失することはないから，本件複合体が難燃ケーブルと同等以上の防火性能を有しているとはいえない。なお，広範囲に火災が発生した場合には，複数系統のケーブルトレイの機能が全て喪失する事態も想定されるから，系統分離をしたとしても複合体の形成という方法それ自体が安全対策として不十分というべきである。

（被告の主張）

(1) 火災防護審査基準の合理性

原子力発電所における内部火災対策は，火災の発生を防止する，仮に火災が発生したとしても火災を感知し消火する，火災の影響を軽減するとの対策から成り，この際，安全機能の重要度や設備の設置場所に応じて，耐火壁によって囲まれ他の区域と分離されている区域である「火災区域」と，「火災区域」を細分化したものであって，耐火壁，離隔距離，固定式消火設備等により分離された火災防護上の区画である「火災区画」とをそれぞれ設定し，これらの火災区域及び火災区画に対して，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮することを主な内容とするものである。原告らの挙げる火災防護審査基準２．１．２の定めは「２．１　火災発生防止」におけるものであるが，上記のとおり，内部火災対策は，これに限らず，「火災区域」及び「火災区画」を考慮しながら講ずる，火災を感知し消火する対策や，火災の影響を軽減する対策を含むものであるところ，原告らの主張する非安全系ケーブルの火災の発生による延焼に関しては，火災防護審査基準２．３．１(2)において「原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために，火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計であること」が要求事項とされており，消火による対応とともに，延焼による安全機能の喪失を防ぐための系統分離が求められている。

もとより，安全上の重要度の異なる多種多様な設備から構成されている発電用原子炉施設において，放射線による公衆に対する影響を防止するとの目的を達成する上で，

発電用原子炉施設における個々の設備が安全上有する機能に着目した要求事項を定めること自体に不合理な点はなく，設置許可基準規則１２条１項においても「安全施設は，その安全機能の重要度に応じて，安全機能が確保されたものでなければならない」と定められている。火災防護審査基準もまた，設置許可基準規則８条に定める火災防護の設計方針に基づき，発電用軽水型原子炉施設の火災防護対策に関して，原子炉施設の安全機能確保の観点から考慮すべき事項を定めたものであり，安全機能に着目した要求事項が定められている。原告らの挙げるケーブルはその一つであり，火災発生防止の観点から安全機能に着目した入念な対策を要求しつつ，原告らの主張するような延焼については系統分離等により対処するなどとしたものであって，かかる内容に不合理な点は認められない。

したがって，個々の設備が安全上有する機能に着目した火災防護審査基準の内容に不合理な点はなく，原告らの主張には理由がない。

なお，原告らは，平成２８年１０月に埼玉県新座市野火止付近のＯＦケーブルに係る火災に伴い東京都の一部地域において停電が発生したことを挙げ，本件発電所に接続されているＯＦケーブルが燃え出すようなことになれば，外部交流電源全遮断につながる可能性があるばかりか，火災が原子炉建屋に波及しないという保証は無いと主張するが，原告らの挙げる埼玉県で発生した事象は，中心部から順に油通路，導体，絶縁体である油浸絶縁紙等で構成されるＯＦケーブルにおいて，隙間に油が入り込んだことに起因して生じたものであると分析されているところ，本件発電所においては，外部電源を構成する２７５ｋＶの回線と起動変圧器とを接続する領域においてＯＦケーブルを用いるにとどまり，原子炉建屋を含め，その他の領域においてＯＦケーブルを用いていない（なお，現状では，１５４ｋｖの回線と予備変圧器にもＯＦケーブルを使用しているが，このケーブルについては，新規制基準に適合するための工事を実施するに際して予備変圧器を移設するに伴い，撤去することとしている。）。上記の２７５ｋＶの回線に接続されたＯＦケーブルについては，地中に敷設した洞道の中に設置し，コンクリート製の蓋をかぶせていることから，火災が発生したとしても，

原子炉建屋等にその火災が拡大して安全上重要な設備の安全機能に影響を及ぼすといったことはおよそ考え難い。本件発電所では，ＯＦケーブルについて，おおむね１年に１回検査を行い，健全性を確認している。

したがって，本件発電所で使用されているＯＦケーブルにおいて火災が発生し，これにより本件発電所の安全性が失われるかのように述べる原告らの主張にも理由がない。

(2)　本件複合体は，火災防護審査基準と同等以上の安全性を確保し得るものであり，設置許可基準規則８条に適合すること

火災防護審査基準については，「１．まえがき」に「本基準に適合しない場合であっても，それが技術的な改良，進歩等を反映したものであって，本基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得ると判断される場合は，これを排除するものではない」としていることからも明らかなとおり，同基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得る場合は，火災による損傷の防止に係る設計要求事項を定めた設置許可基準規則８条に反するものではない。

このような要求事項を踏まえ，被告は，本件発電所に敷設されている非難燃ケーブルについて，難燃ケーブルに取り替えることを原則としつつ，ケーブルの取替えに伴い安全上の課題が生じる場合に限り，施工後の状態において難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保できるよう，不燃材の防火シートにより非難燃ケーブル及びケーブルトレイを覆った複合体（本件複合体）を形成するといった代替措置を講じることとしたものである。その際には，複合体について，難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保できることを確認しているのであって，何ら不合理ではない。

原告らの主張は，火災防護審査基準の要求事項の一部を取り上げ，被告の代替措置に係る実証試験の確認を含む検討内容を具体的に踏まえることなく，全てが難燃ケーブルに取り替えられることがないことをもって，不十分な火災防護対策であるかのように述べるものであり，理由がないが，原告らの各主張に対する反論は以下のとおり

である。

ア　放熱について

原告らは，本件発電所において設置する不燃材の防火シートにより非難燃ケーブル及びケーブルトレイを覆う複合体について，防火シートを巻くことによってケーブルから発生する熱の放出が妨げられることにより，絶縁物の劣化が進み，また，通電容量が下がることについて，被告の検討が不十分であるなどと主張する。しかし，被告は，ケーブルの通電機能に関し，防火シートがケーブルに与える影響が軽微であり，ケーブルの設計範囲内になることを確認しており，原告らの主張は前提を欠く。そもそもケーブルは異常がなければ高温に至ることはなく，複合体を構成することにより個々のケーブルに熱的に支障を生ずるようなことはない上，複合体形成後も定期点検等を通じて，適切に，絶縁性，通電性等につき所定の性能を満たすことを確認することから，その主張には理由がない。

イ　ケーブルの耐用年数等

原告らは，本件発電所において建設時敷設されたケーブルは耐用年数の目安である１０～３０年を過ぎているなどとし，本件発電所のケーブルの健全性に問題があるかのように主張するが，原告らの挙げる「ケーブルの耐用年数の目安」から直ちに，本件発電所のケーブルの健全性に問題があるとすることはできず，原告らの主張に理由はない。本件発電所に敷設されている高圧ケーブルについては，新規制基準の火災防護に関わる対応の一環として新たに高圧難燃ＣＶケーブルに全数引替えを行うことを予定しており，原告らの主張を前提としても，引替後のケーブルが原告らの主張する耐用年数をそもそも経過することはないことから，以下では，引替えを行わないケーブルについて述べる。

本件発電所におけるケーブルは，ある機器から別の機器に対し電気信号等を伝達する役割を担い，その電気信号等を伝達するための導体，導体における電気信号等の漏れを防ぎつつ適切に伝達を行うための絶縁体，これらを保護するための被膜などから構成される。これらの構成要素のうち，ケーブルの設計どおりの機能・性能を維持す

る上では，絶縁体の絶縁性能が確保されていることが重要である。

そこで，被告は，従来から，電気・計装設備に関し，点検時の絶縁抵抗測定及び系統機器の動作試験を定期的に実施することで絶縁性能の低下を監視し，点検等の中で絶縁性能の低下の可能性が確認されれば，ケーブルの修繕，取替等を行うこととしており，今後とも，絶縁性能の低下による機器等の健全性への影響を未然に防ぐよう，かかる活動を維持する。

その上で，本件運転期間延長認可申請等に当たっては，絶縁低下の可能性のある電気・計装設備について，電気学会推奨案及びＡＣＡガイドを踏まえ絶縁体の絶縁特性低下に係る長期健全性について評価を行い，６０年間の運転期間にわたり絶縁機能を維持できることなどを確認している。

具体的には，まず，電気学会推奨案を踏まえた評価を行うに当たっては，供試ケーブルに対し，（ｉ）６０年の通常運転期間の熱量に相当する加熱を与える（熱劣化試験），（ii）当該期間の被ばく量に加えて，ＬＯＣＡ（Loss of Coolant Accident であり，冷却材喪失事故を表す。）時の被ばく線量を積算した放射線量を照射する（放射線照射試験），（iii）ＬＯＣＡ時の温度，圧力，湿度等を与える（蒸気暴露試験），（iv）上記（ｉ）ないし（iii）の各試験を経た試料を直線状に伸ばしてから金属製マンドレルに巻き付けて水中に浸し，その状態において規定電圧を印加する（屈曲浸水電圧試験）との各実験を順に行い，絶縁破壊が生じるか否かを判定した。さらに，電気学会推奨案を基に，重大事故時に対する試験として，（ｉ）１５年又は３０年の通常運転期間の熱量に相当する加熱を与える（熱劣化試験），（ii）当該期間の被ばく量に加えて，重大事故時の被ばく線量を積算した放射線量を照射する（放射線照射試験），（iii）重大事故時の温度，圧力，湿度等を与える（蒸気暴露試験），（iv）屈曲浸水電圧試験による判定に加えて，ＪＩＳ耐電圧試験を行い，規定時間耐えられるかを判定した。

次に，ＡＣＡガイドを踏まえた評価を行うに当たっては，同ガイドにおいて，ケーブルが通常運転時の供用期間を経た後に設計基準事故の環境条件下においても期待

される安全機能を遂行できることを検証するための最適な方法として挙げられている型式試験を実施した。具体的には，①劣化処理前の供試ケーブルについて，状態を確認するための機能試験を実施する（初期機能試験），②供試ケーブルに６０年の通常運転期間相当の経年劣化を付与するため，当該期間中の通常運転時の運転条件を模擬した環境等に供試ケーブルを曝す（劣化処理），③劣化処理後の供試ケーブルについて，状態を確認するための機能試験を実施する（劣化処理後機能試験），④供試ケーブルを設計基準事故における運転条件を模擬した環境等に曝す（事故時環境試験），⑤事故時環境試験後の供試ケーブルについて，その状態を確認するための機能試験を実施する（最終機能試験），⑥ＪＩＳ耐電圧試験を行い，絶縁破壊が生じるか否かを判定した（健全性判定試験）。

これら各試験を踏まえ，被告は，本件発電所の難燃ＰＮケーブル等について，適切な取替実施により６０年間の運転期間にわたり絶縁機能を維持できること，事故時等において絶縁性能を維持できることを，それぞれ確認している。これら各試験を行うに当たっては，照射する放射線量について本件発電所で想定される線量よりも大きな値を採用するなどの保守的な条件を設定している。

なお，これら各試験においては，供試ケーブルとして新製のものを用いているが，被告は，本件発電所において運転開始から２７年間にわたり使用した実機の高圧ケーブルを用いて，６０年間の運転期間を想定した場合の残りの３３年間に相当する熱量を与え，当該期間の通常運転時の放射線量及び設計基準事故時の放射線量を照射する，ＬＯＣＡ試験後に取り出して耐電圧試験を実施するとの手順に従った実験を行った結果，ケーブルの絶縁特性に異常のないことを確認している。

これらの被告による絶縁性能に係る対応を何ら考慮せずに，一般的な「ケーブルの耐用年数の目安」から直ちに，本件発電所のケーブルの健全性に問題があるとすることはできず，原告らの主張に理由はない。

ウ　機能喪失について

原告らは，被告従業員が，平成２９年８月２２日に開催された茨城県東海第二発電

所安全性ワーキングチーム会合で，一つのケーブルトレイに火災が発生した場合においては，そこのケーブルトレイに入っているケーブルは全て機能喪失することを前提として考えている旨回答しているとし，難燃ケーブルが用いられていたならば，そもそもケーブルは容易に発火することはなく，複合体が難燃ケーブル同等以上であるという評価は誤りであると主張するが，被告による上記説明は，続けて，火災がケーブルトレイ内部で発生した場合においても，その場で延焼を極力止めるという観点で，ファイアストッパにより気体の流れを遮断するとともに，一つのケーブルトレイの機能喪失があっても系統分離を行うと述べているとおり，委員からの質問に対し，本件発電所における内部火災対策の下で，安全機能の重要度や設備の設置場所に応じて，耐火壁によって囲まれ他の区域と分離されている火災区域と，火災区域を細分化した火災防護上の区画である火災区画とをそれぞれ設定するなどして行う系統分離の観点から，一つのケーブルトレイにおける火災によるケーブルの機能喪失を仮定しても安全性を確保できることを述べたものである。

複合体内部の火災について難燃ケーブルと比較した場合の検討ないし評価については，ケーブル単体の試験により自己消火性が確保できること，防火シートで複合体内部の酸素量を抑制することにより耐延焼性を確保できることなどを確認し，難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保できることを確認している。

以上のとおりであるから，被告の説明の一部のみを取り上げて，本件発電所における複合体の難燃性能が，難燃ケーブルのそれに劣るかのように述べる原告らの主張に理由はない。

2　争点７－２（重大事故等対策（シビアアクシデント対策））について

（原告らの主張）

(1)　重大事故等対策の有効性評価が不合理であること

ア　事故シーケンスの選定が不足していること

（ア）総論

福島第一発電所事故のような事故を二度と起こさないようにするため重大事故等

対策（シビアアクシデント対策）が新規制基準に導入された趣旨を踏まえ，シビアアクシデント対策における考え方の基本は，①想定を超えることは起こり得ること，②設計上の想定を超える内的要因（共通原因故障等）や設計上の想定を超える外的要因（巨大な地震，津波等）によって，第３の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合を想定すること，③発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象について取り扱う必要があること，④シビアアクシデントの発生の防止，影響緩和の有効性が最新の科学的知見に照らして評価されることである。確率が低いことを理由にシビアアクシデント対策の対象範囲を決めることは上記のシビアアクシデント対策の基本に反する。福島第一発電所事故後，原子力安全・保安院は，「想定を超えることは起こりえるとの前提に立ち」対策を実施すべきであるとし，事故調査・検証委員会の報告書においても，「たとえどんなに発生の確率が低い事象であっても，「あり得ることは起こる」と考えるべきである」，「発生確率の低いものや知見として確立していないものは考えなくてもよい，対応しなくてもよいと考えることは誤りである」とされている。

また，確率論的リスク評価（ＰＲＡ）には，不確実性や不完全性があり，福島第一発電所事故以前に深層防護の３層までででリスクが十分に低く抑えられているとの間違った評価を示していたのも確率論的リスク評価（ＰＲＡ）（当時の呼称はＰＳＡ（Probabilistic Safety Assessment）「確率論的安全評価」であったが，福島第一発電所事故を踏まえ，ＰＲＡという用語が用いられるようになった。）であった。佐藤一男元原子力安全委員会委員長はその著書である「改訂　原子力安全の論理」において，ＰＳＡには不確定性があるなど適用限界があることを認めており，更田豊志原子力規制委員会委員長もＰＲＡには不確実性に加え，不完全性の問題があることを指摘している。ＰＲＡを使用し得るのは，検査における優先順位の決定や事故対策時に重要な役割を果たす機器の選別の相対的な目安にする場合などに限られることは科学者の共通認識である。それにもかかわらず，ＰＲＡによって考慮すべきシビアアクシデント対策の対象範囲を決めるのは誤りである。

設置許可基準規則３７条１項の解釈も，「頻度又は影響」の観点から個別の事故シーケンス（事故シーケンスとは，炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故シナリオを，起因事象，安全設備や緩和操作の成功・失敗，物理現象の発生の有無等の組合せとして表したものであり，事故シーケンスグループとは，著しい炉心損傷に至る事故シーケンスを，起因事象，安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態，対策の共通点に着目して類型化したものをいう。）の評価を求めているにもかかわらず，被告は，発生頻度が低いことを理由に，影響が大きい事故シーケンスを有効性評価の対象（重要事故シーケンス）から除外しており，同項に適合しない。仮に同項がＰＲＡにより発生頻度の低いことを理由に個別の事故シーケンスを重要事故シーケンスから除外することを認めているとすれば，上記のとおりシビアアクシデント対策の基本的考え方に反する不合理なものであり，同項自体が基準として不合理というべきである。

（イ）地震・津波ＰＲＡで抽出された事故シーケンスグループについて

設置許可基準規則３７条１項は，「発電用原子炉施設は，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない」と定め，同項の解釈において，炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスグループとして，二種類の事故シーケンスグループを検討すべきものとしている。

一つは，ＢＷＲにおいて必ず想定する事故シーケンスグループであり，①高圧・低圧注水機能喪失，②高圧注水・減圧機能喪失，③全交流動力電源喪失，④崩壊熱除去機能喪失，⑤原子炉停止機能喪失，⑥ＬＯＣＡ時注水機能喪失，⑦格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）である（以下，上記①ないし⑦の事故シーケンスを「必ず想定する事故シーケンスグループ」という。）。

もう一つは，個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループであり，①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（ＰＲＡ）及び外部事象に関するＰＲＡ（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること，②上記①

の評価の結果，必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらず事故シーケンスグループが抽出された場合には，想定する事故シーケンスグループとして追加することとされている。なお，「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については，必ず想定する事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとされている。

被告は，本件設置変更許可申請において，地震・津波ＰＲＡの結果，地震特有の事故シーケンスとして，①原子炉建屋損傷，②格納容器損傷，③圧力容器損傷，④格納容器バイパス，⑤Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ（大破断ＬＯＣＡ＝再循環配管の両端破断を超える規模の原子炉冷却材の流出），⑥計装，制御系喪失を抽出し，また，津波特有の事故シーケンスとして，①最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後ＲＣＩＣ停止），②最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗，③最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗，④原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失），⑤防潮堤損傷を抽出した。

その上で，被告は，津波特有の事故シーケンスグループのうち，①ないし④（いずれも防潮堤の健全性は維持されるが，これを越流した津波により最終ヒートシンク喪失に至るというもの）について，炉心損傷頻度が４．０×１０$^{-6}$／炉年と有意であると評価し，有効性評価の対象としたものの，上記地震特有の事故シーケンスグループ①～⑥及び津波特有の事故シーケンスグループのうち⑤防潮堤損傷については，いずれも炉心損傷頻度が小さいとして，新たに事故シーケンスグループに追加する必要はないとしている。

しかし，前記アで述べたシビアアクシデント対策の基本的考え方や，設置許可基準規則３７条１項の解釈において，炉心損傷頻度の観点だけではなく有意な影響をもたらす事故シーケンスグループは想定する事故シーケンスグループに追加することが求められていることからすると，上記７つの事故シーケンスは，いずれも発生した場合には炉心損傷に直結するものであるから，これらを重大事故シーケンスの検討対象

から除外したことは不合理であり，設置許可基準規則３７条１項に適合していない。

（ウ）直流電源喪失又は交流電源喪失及び原子炉停止失敗（炉心損傷防止）

設置許可基準規則３７条１項の解釈において，「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置」について，炉心の著しい損傷後の格納容器の機能に期待できるものと，そのような期待をすることが困難なものとに分類され，前者は炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画され，かつ，その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認するものとし，後者は炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認するものとされている。

被告は，原子炉停止機能喪失事故（前記（イ）の必ず想定する事故シーケンス⑤）について，炉心の著しい損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なグループに分類していることから，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることが必要である。

そして，被告は，国内外の先進的な対策を考慮してもなお炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスとして，「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」及び「交流電源喪失＋原子炉停止失敗」を挙げ，これらの事故は，地震により炉内構造物等が損傷して原子炉停止機能が喪失する事故シーケンスグループと，直流電源喪失又は全交流電源喪失が重畳する事故シーケンスであり，代替の原子炉停止手段であるほう酸水注入系が機能喪失するから，炉心損傷を防止することができないと評価している。

他方で，被告は，①加速度大になる前にスクラム信号が確実に働き，それによって確実に制御棒挿入が完了する，②これらの事故シーケンスの炉心損傷頻度への寄与割合は小さいとの理由により「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」及び「交流電源喪失＋原子炉停止失敗」について，検討を要する事故シーケンスから除外している。

しかし，上記①については，地震ＰＲＡにおいては炉内構造物等が地震発生と同時に最大加速度を受けるものと評価して事故シーケンスを抽出しながらそれを否定することは地震ＰＲＡと矛盾している。また，故障や誤作動により制御棒挿入に失敗する可能性は否定できず，そもそも大規模な地震であっても原子炉を必ず停止すること

ができると想定するのは，上記シビアアクシデント対策の基本的考え方に反するものである。さらに，上記②については，発生確率の低いことを除外理由とするものであり，これもシビアアクシデント対策の基本的考え方に反するとともに設置許可基準規則３７条１項に適合しない。

（エ）圧力容器スタビライザの支持機能喪失事故の評価が過小であること

地震動により圧力容器スタビライザの転倒防止機能が喪失すると，圧力容器が傾斜し，圧力容器上部が揺さぶられることにより，圧力容器に接続する多数の配管が破断し，あるいは制御棒の挿入ができなくなる。また，圧力容器スタビライザ破損により圧力容器が上部水平方向の支えを失うと，これを支える支持スカートに圧縮力が働き，支持スカートが座屈して圧力容器が転倒する。

被告は，ストレステストにおいて圧力容器スタビライザが地震によって損傷する場合には炉心損傷に直結すると評価しておきながら，本件設置変更許可申請における重大事故等の評価においては，圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても，圧力容器の周囲を囲む原子炉遮蔽壁等の存在により圧力容器が傾くことはなく，その影響は圧力容器に接続されている配管の一部破損にとどまるものと考えられ，この場合は既存のＬＯＣＡシナリオと同様の進展になることが想定されるとしている。

しかし，被告は，重量物である圧力容器の衝突という深刻な事態が発生したとしてもスタビライザブラケットや原子炉遮蔽壁の健全性はなお維持されるという事実の立証もせず，圧力容器スタビライザの支持機能が地震で喪失した場合の進展を具体的に検討したわけではなく，圧力容器が大きく傾くことがないといえる具体的根拠も示していないのであって，圧力容器スタビライザ損傷による重大事故を想定すべき事故シーケンスから恣意的に除外している点で設置許可基準規則３７条１項に適合せず，また，本件発電所に人格権侵害の具体的危険性がないことの主張立証を尽くしているともいえない。

（オ）津波遡上高２４ｍを超える津波を考慮していないこと

被告は，津波特有の事故シーケンスを津波区分と対応させている。すなわち，防潮

堤（T．P．＋２０m）を超える津波を３つに区分し，T．P．＋２０～２２mの場合（津波区分１）は非常用の海水ポンプの被水・没水により最終ヒートシンクの熱の輸送手段が喪失する３つの事故シーケンス（前記（イ）の津波特有の事故シーケンス①～③）に，T．P．＋２２～２４m（津波区分２）の場合は原子炉建屋内浸水により複数の緩和機能が喪失する事故シーケンス（前記（イ）の津波特有の事故シーケンス④）に，T．P．＋２４m以上の場合（津波区分３）は防潮提損傷により屋内外の施設が広範囲にわたり機能損失して炉心損傷に至る事故シーケンス（前記（イ）の津波特有の事故シーケンス⑤）としている。

被告は，T．P．＋２４m以上の津波による重大事故を有効性評価の対象から除外しているが，その理由は不明であって，被告は本件発電所に人格権侵害の具体的危険がないことの主張立証を尽くしていない。また，恣意的にT．P．＋２４m以上の津波を想定しないという選択をしている点において不合理である。

イ　格納容器破損モードの検討が不足していること

設置許可基準規則３７条２項は，「発電用原子炉施設は，重大事故が発生した場合において，原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない」とし，同項の解釈は，同項に規定する重大事故が発生した場合において，必ず想定する破損モードとして，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」，「水素燃焼」，「格納容器直接接触（シェルアタック）」，「溶融炉心・コンクリート相互作用」を挙げ，また，個別プラント評価により抽出した格納容器破損モードとして，①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（ＰＲＡ）及び外部事象に関するＰＲＡ（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること，②上記①の結果，必ず想定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には，想定する格納容器破損モードとして追加することが要求されている。

被告は，格納容器破損モード抽出のための外部事象ＰＲＡは，定量評価を実施できる状況ではないことから，定性的評価をし，その結果，地震，津波により新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断しているが，被告が用いた許容応力状態V_AＳにおける格納容器の座屈の耐震裕度は，ベントライン下端の水位を前提に基準地震動Ｓｓに対して１．０２倍であるから，ベントラインを超える位置まで水を注入した場合や基準地震動Ｓｓを超える地震動が到来した場合に，格納容器が座屈する危険があることは明らかであり，これを格納容器破損モードに追加すべきである。

被告は，許容応力状態V_AＳでの耐震裕度について，各種の事故防止に係る安全確保策や重大事故時対策も奏功せずに炉心の著しい損傷が生じることを想定することに加えて，有効性評価における想定を上回るサプレッション・チェンバのプール水の水位としてベントラインに達する程の水位を想定した状況における，基準地震動Ｓｓによる荷重との組合せを想定した座屈評価であるから，それ以上の想定は不要であるかのように主張する。

しかし，格納容器破損モードとして考慮が求められるのは，炉心に著しい損傷が生じた場合であり，著しく損傷した炉心を冷却するためにサプレッション・チェンバのプール水がベントラインを超える程の注水をすることもあり得るし，基準地震動Ｓｓを超える地震動が襲来することもあり得ることであるから，これを想定することも当然のことである。

被告は，めったにないことを理由に格納容器座屈の耐震裕度を上回ることを想定せず，格納容器破損モードを選定していないが，これは設置許可基準規則３７条２項に適合しない。

ウ　有効性評価が不合理であること（常設低圧代替注水系ポンプについて）

被告は，高圧注水機能，低圧注水機能喪失を想定した重大事故に至るおそれのある事故に対する有効性評価において，常設低圧代替注水が有効に働き，炉心損傷を回避することができるとする。すなわち，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故発生後，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し，原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁

からの水蒸気流出により原子炉水位が低下し，炉心損傷に至る事故を想定し，初期対策として逃がし安全弁（自動減圧機能）を用いて圧力容器を減圧し，常設低圧代替注水系ポンプにより炉心冷却をした後，安定状態に向けて常設低圧代替注水系による炉心冷却を継続しつつ，常設代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器の冷却，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器からの除熱をして，冷温停止に移行させることに成功すると評価している。

しかし，常設低圧代替注水系ポンプの機能維持の裕度は，１．０６倍（許容値１．４Ｇ÷応答加速度（水平）の発生値１．３１Ｇ）にすぎず，地震動により高圧注水系及び低圧注水系が機能喪失する場合に，常設低圧代替注水系ポンプだけは有効に働くという想定を合理的に説明することは不可能である。

なお，本件工認申請によると，常設低圧代替注水系ポンプの最大加速度が１．５８Ｇとされており，許容値である１．４Ｇを超えている。

(2) 水素爆発対策が不合理であること

ア　ジルコニウム以外の金属―水反応の評価が不十分であること

格納容器破損防止対策を求める設置許可基準規則３７条２項の解釈において，必ず想定する格納容器破損モードに「水素燃焼」が挙げられ，設置許可基準規則５２条では水素爆発による格納容器破損防止設備が，５３条では水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備が要求されている。

重大事故発生時に本件発電所内で水素が発生する原因としては，①ジルコニウム合金を材料とする燃料被覆管が高温状態で水と接触し，水が分解されて水素が発生する場合（ジルコニウム―水反応），②構造材の主成分である鉄などが高温水蒸気と接触して水素が発生する場合（ジルコニウム以外の金属―水反応），③放射線エネルギーにより水が分解され水素が発生する場合（水の放射線分解），④溶融炉心が原子炉容器の破損個所から落下して格納容器の床コンクリートと接触すると炭酸ガス及び水蒸気が発生し，溶融炉心に含まれる金属成分によりこれらが還元されて水素及び一酸化炭素が発生する場合（溶融炉心―コンクリート反応（ＣＣＩ））がある。

上記②について，有効性評価ガイドに記載はないが，原子炉容器内外にある構造材中の鉄の量は他の金属に比べて桁違いに多いので，これについて評価しないのは，水素発生量の評価として不十分である。

イ　漏えい率，限界圧力・温度の想定が不十分であること

被告は，本件発電所の格納容器の有効性評価において，限界圧力は２Ｐｄ（６２０Ｋｐａ［ｇａｇｅ］）まで，限界温度は２００℃までとしているが，その数値まで水素が漏れないというのは科学的な考察を欠いている。すなわち，格納容器の限界圧力・限界温度について，福島第一発電所事故以前は窒素ガスを媒体とする限界試験により漏えいの有無を求めており，水素ガスの分子量は窒素ガスの１４分の１と小さく漏えいしやすいことから，従来の評価では格納容器の防止機能を過大評価することになる。

また，格納容器の設計上の許容漏えい率の確認は，常温で最高使用圧力（Ｐｄ）の０．９倍の空気圧力の条件下で，格納容器空間部容積の０．５％／日以下に漏えいがとどまっているかを確認するというもので，最高使用圧力，最高使用温度になった場合の漏えい率を正確に把握することができていない。さらに，炉心溶融等の重大事故時には，限界圧力２Ｐｄ，限界温度２００℃を超えることもあり得る。福島第一発電所事故の格納容器ドライウェルの温度は，１号機で５００℃以上，２号機で２８０℃以上，３号機で４００℃以上と推定されている。

したがって，格納容器圧力・温度が２Ｐｄ・２００℃を超え，大量の水素漏えいが生じることは，シビアアクシデントの事故想定として想定されなければならない。

ウ　水素爆発対策が不十分であること

格納容器から漏れた水素は，空気より軽いため，格納容器トップヘッドの真上にあるコンクリート遮蔽のブロックの隙間から，原子炉建屋６階のオペレーションフロアに溜まる。このスペースは，燃料交換時に原子炉上部の機器や使用済燃料を交換するためのスペースで，その大きさは４０～５０ｍ四方，高さ約１５ｍ，空間容積２万数千～３万数千m^3になる。被告は，水素を処理するために静的触媒式水素結合装置を２４台設置するとしているが，その処理能力は，１台当たり約０．５ｋｇ／ｈであり，

１時間当たり合計１２ｋｇの水素しか処理することができず，重大事故の際に想定される数百ｋｇの水素を処理することはできない。福島第一発電所事故時の水素漏えいの解析では，トップヘッドフランジから原子炉建屋最上階（５階）への漏えいを仮定したケースで，水素１００ｋｇ／ｈで４時間という仮定で５階の水素濃度が爆轟領域（約２０％）に達するものとされている。また，原子炉建屋の天井の一部に水素排出設備（ブローアウトパネル）を設けたとしても，水素検知のセンサーの故障，開閉装置の故障，タイミングのずれがあれば水素爆発を防ぐことはできず，また，少なくともこれらの設備については単一故障基準を設けるべきであるが，有効性評価ガイドにおいて重大事故等対処設備の単一故障は仮定しないとされており，水素排出設備は，多重性に欠けている。

以上のとおり，本件発電所における水素爆発の想定及び対策は不足しているため，設置許可基準規則３７条２項，５２条及び５３条の適合性判断について過誤，欠落がある。

(3)　水蒸気爆発対策が不合理であること

ア　水蒸気爆発について

水蒸気爆発は，燃焼のような化学反応ではなく，高温溶融物と接した液体の水が瞬時に蒸発する物理現象である。

水蒸気爆発による格納容器破壊は，大半の放射性物質を一瞬にして外部に放出してしまう極めて厳しい事故であるにもかかわらず，設置許可基準規則３７条２項の解釈において必ず想定する格納容器破損モードの一つとされる「圧力容器外の溶融燃料―冷却材相互作用」について，有効性評価ガイドは，実ウラン溶融酸化物を用いた実験では，衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していないので，水蒸気爆発の可能性は極めて低いことを示すことを求め，その対策例として，解析によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないことを確認するとし，被告もこれに従っているが，事故想定をしてその防止策を考えることがシビアアクシデント対策であり，上記解析にとどめる有効性評価ガイドは不合理である。

また，被告は，「溶融燃料―冷却材相互作用（ＦＣＩ）」に関する実験研究として行われた各種試験（日本原子力研究所（当時）で実施されたＡＬＰＨＡ試験，ＪＲＣイスプラ研究所で実施されたＫＲＯＴＯＳ試験及びＦＡＲＯ試験，原子力発電技術機構（当時）で実施されたＣＯＴＥＬＳ試験並びに韓国原子力研究所（ＫＡＥＲＩ）で実施されたＴＲＯＩ試験及びＳＥＲＥＮＡ試験）を踏まえて，本件発電所の実機においては，格納容器の損傷に至る大規模な圧力容器外の水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられると評価している。

しかし，「溶融炉心と冷却材の相互作用」に関して，その現象の解明は研究段階にあり，現象全体の十分な解明には至っていない。

さらに，ＴＲＯＩ試験においては，外部トリガーがなくても自発的な水蒸気爆発が５回発生しており，うちＴＲＯＩ－１３，１４の溶融物の温度はそれぞれ２６００Ｋ，３０００Ｋであり，福島第一発電所２号機の炉心温度２８４０℃（３１１３Ｋ）と比較して高いともいえない。

したがって，水蒸気爆発が起きていない実験結果を殊更に強調して，水蒸気爆発は起こらないものと結論付けることは合理性を欠くものである。

イ　水蒸気爆発対策が不足していること

被告は，炉心の著しい損傷が発生し溶融炉心が落下した場合の備えとして，格納容器の下部（ペデスタル部）に注水し，落下した溶融炉心を冷却することができるよう，格納容器下部注水系（常設）を新たに設けるとともに，あらかじめ適切な水位をペデスタルに確保した上で，当該系統を用いた注水により溶融炉心を冷却できるようにし，併せて，溶融炉心によるコンクリート侵食影響を抑制し，ペデスタルの健全性を確保するため，ペデスタルの床面を平坦化するとともに，床面及び壁面に耐熱材（コリウムシールド）を設置するとしている。

ペデスタルに水を張らなければ水蒸気爆発が起きることはないが，そうすると溶融物によるペデスタルのコンクリート浸食，熱影響により原子炉容器支持機能が喪失される可能性がある。他方で，水を張る量を多くしすぎると大きな水蒸気爆発に至る可

能性がある。そこで，被告は，水蒸気爆発とコアコンクリート反応の両者を防止するため，ペデスタルに張る水の深さを１mに維持する設備を設置することを計画している。

しかし，水位を維持する装置の一つであるスワンネックの配管が詰まって想定以上の水位になり，より厳しい水蒸気爆発を起こす可能性は否定できない。また，大量のデブリが落下してきたとき，想定どおり冷却ができるかも不明であり，不確実な計画にすぎない。

これに対し，欧米で建設中の原子力発電所などでは，水蒸気爆発防止対策としてコア・キャッチャー（超高温に耐えることのできるセラミックなどを素材として，格納容器下部に落下した溶融燃料（コア）の受け皿を用意する設備）が設置されており，国際基準を踏まえ，本件発電所においてもコア・キャッチャーを導入すべきである。

以上のとおり，本件発電所の水蒸気爆発の想定及び対策が不足しているため，設置許可基準規則３７条２項及び５１条の適合性判断には過誤，欠落がある。

(4)　大規模損壊に対する重大事故等対策がないこと

現在の科学技術水準では自然現象の規模，時期を予測して自然現象に関する原子力発電所の安全性確保の限界を画することはできない。そうであるならば，想定を超える大規模な自然災害による大規模損壊を十分検討して，その対策を考えることはシビアアクシデント対策として必須であり，これは福島第一発電所事故の教訓を踏まえた知見であり，それに基づいて，新規制基準においても自然現象にかかる大規模損壊に対する安全確保が規定されているのである。

新規制基準の下では，大規模な自然災害による大規模損壊について，実用炉規則８３条１号ニ(2)ないし(5)（令和２年改正前は８６条５号ロないしホ）及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力に係る審査基準」という。）Ⅱ．２．１の二ないし五において，「炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること」，「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること」，

「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること」,「放射性物質の放出を低減するための対策に関すること」についての体制整備等が要求されるにとどまるが，大規模な自然災害による大規模損壊に対する安全確保策を考える場合にも，重大事故に至るおそれのある事故等を包含するのであるから，設置許可基準規則３７条と同様に，いかなる自然災害によって原子炉にいかなる損壊がもたらされるのか，それに対する安全確保策は何かを検討する必要があるにもかかわらず，上記規定には，具体的な大規模損壊の選定とそれに対する有効性評価を求める規定もないなど，規制の内容に不備がある。

実際に，被告は，本件設置変更許可申請において，自ら抽出した地震特有の６つの事故シーケンスや防潮堤損傷といった事故シーケンスを重大事故等対策の有効性評価の対象から除外しているが，これらは大規模な自然災害による大規模損壊によって重大事故に至る具体例であるから，具体的に検討し，その対策の有効性評価をしなければならない。

したがって，このような大規模損壊に対する新規制基準は不合理である。

（被告の主張）

(1)　重大事故等対策の有効性評価の合理性

ア　事故シーケンスの選定が不足しているとの原告らの主張について

（ア）総論

原告らは，不確実，不完全である確率論的リスク評価により，確率が低いからという理由でリスク評価から除外してはならないとの前提に立ち，炉心の著しい損傷をもたらす事故シーケンスに係る被告の検討は不足しており，被告の重大事故等対策の検討が不十分であるかのように主張する。

しかしながら，原告らの主張は，確率論的リスク評価を踏まえた重大事故等対策を講ずるに当たり，ＰＲＡにより得られた確率を考慮することなく，いかなる低頻度事象についても対策を行う必要があるとするものであって，新規制基準においても採用されていない独自の見解である。

福島第一発電所事故が発生した直接的原因は，同発電所における想定を大幅に超える津波によって，安全上重要な設備である非常用電源設備や炉心冷却機能を有する施設が複数同時に機能喪失したことにあるが，被告は，同事故から得られた知見ないし教訓を踏まえて，津波に限らず，共通要因に起因する施設の機能喪失をもたらし得る自然現象等について想定ないし対策を強化して，電源，原子炉への注水・除熱に係る機能等を強化するとの対策を行い，炉心の著しい損傷はもちろんのこと，格納容器の破損にも至らないよう万全を期することとしている。この事故防止に係る安全確保対策の強化を行うに当たり，炉心の著しい損傷防止対策においては「必ず想定する事故シーケンスグループ」に加えて，内部事象ＰＲＡ，地震ＰＲＡ，津波ＰＲＡを行うなどして，「必ず想定する事故シーケンスグループ」と炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるかなどから総合的な判断を行い，「必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出されるかを検討している。

上記の検討ないし評価に当たり被告の考慮した新規制基準は，ＩＡＥＡによる総合規制評価サービス（ＩＲＲＳ（Integrated Regulatory Review Service））において，福島第一発電所の事故の教訓を日本の法的枠組みに実効的に反映させたとの評価がされており，外部事象に関するＰＲＡの手法として，学協会における同事故ないし東北地方太平洋沖地震から得られた知見を踏まえたＰＲＡに関する学術的検討の成果である「日本原子力学会標準　原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：２０１５」（以下「日本原子力学会（２０１５）」という。），土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会の「原子力発電所の津波評価技術２０１６」（以下「土木学会（２０１６）」という。）などが整備されている現在では，福島第一発電所事故当時において整備されつつあった地震ＰＲＡのみならず，津波ＰＲＡをも行い，事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードに関する検討を求めるものであって，何ら不合理なものではない。福島第一発電所事故とＰＲＡとの関連については，日本原子力学会は，福島第一発電所事故に関する最終報告書において，同事

故の発生当時に，包括的なリスク評価を実施すれば，福島第一発電所事故のような事象進展シナリオを抽出できていたであろうし，その発生頻度は低いという評価になったとしても，共通要因故障に係る蓋然性，シビアアクシデント拡大防止の困難さ，対策設備の簡明さなどから事故を防ぐ対策をとり，その効果をリスク評価で確認し，実効的ならしめるために適切な教育・訓練を行うという選択をとることは可能であり当然でもあった旨指摘している。

そして，同事故で得られた知見ないし教訓等を踏まえた検討を行い原子力規制委員会の策定した新規制基準では，発生頻度を踏まえつつも確率論のみに依拠しない総合的な判断手法の採用を明らかにしており，確率論的リスク評価で得られた確率にかかわらず，いかなる低頻度事象についても対策を行う必要があるといった原告らの求める極端な立論を採用していない。

また，原告らの引用する佐藤一男元原子力安全委員会委員長の著書である「改訂原子力安全の論理」を例に採れば，その記述から明らかなとおり，同委員長は，原子力発電所の安全性を評価するに当たっての手段として，決定論的手法によるものと確率論的手法によるものとがあり得て，後者は有効なものであるが，いずれかが優れているということはなく，また，確率論的リスク評価に照らした安全確保対策を検討するに当たっては，その評価結果のみを考慮するのではなく，その特徴や制約をも考慮して，当該原子力発電所の構造や機能等に応じた意思決定を行うべきであるとするなど，今日の原子力発電所の安全確保に通ずる内容を説くものであって，原告らの求める立論に沿うものとは解されない。

原告らの求める立論を採用すれば，安全確保対策を入念に講じ，その結果として顕著に低い炉心損傷頻度が得られたとしても，その対策に欠ける点があるとするに等しく，そうであるなら原子力発電所にゼロリスクを求めるものとしておよそ採用し得ない。原子力規制委員会においては，ゼロリスクを否定して継続的な安全性向上を目指す取組みとして，安全目標に関する検討を続けていくとしており，そのような事柄の性質上，確率論的評価に限らず，現状の原子力規制における更なる改善点等を検討す

ることは何ら不合理ではない。原告らが引用する更田委員長の発言は，平成３０年度原子力規制委員会第８回臨時会議における上記安全目標の審議に際してのものであり，これをもって，原告らの求める立論の根拠とすることはできない。

（イ）地震・津波ＰＲＡ

被告は，重大事故等対策の有効性評価における地震ＰＲＡについて，新規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて，本件発電所の敷地における地域性を詳細に考慮しつつ，様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価を行うなどして本件発電所の基準地震動を策定し，その超過確率は現実には生じるとは考え難い水準にあることを確認した上でなお，設置許可基準規則３７条１項の定めを踏まえて重大事故等対策の有効性評価を行うに当たり，基準地震動を大きく上回る水準の地震動を含めた確率論的評価（地震ハザード評価）と，そうした地震動の強さに対するものを含めた現実的な応答ないし耐力の確率論的評価（建屋・機器フラジリティ評価）等から成る地震ＰＲＡを日本原子力学会（２０１５）を用いて行い，有効性評価ガイドにおいて「必ず想定する事故シーケンスグループ」と炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から，有効性評価の対象とすべき事故シーケンスグループとして抽出するか否かを総合的に判断しており，津波ＰＲＡについても同様である。

例えば，本件発電所において被告が地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡの結果を踏まえ抽出した「防潮堤損傷」，「原子炉圧力容器損傷」をみても，それぞれの炉心損傷頻度（全炉心損傷頻度への寄与割合）は，３．３×１０$^{-7}$／炉年（０．４％），２．２×１０$^{-7}$／炉年（０．３％）と著しく小さい。これらは，被告が，今後数十年に発生するとは考えられない東北地方太平洋沖地震の発生を想定したことに限らず，様々な保守的な条件設定を重ねるなどして基準地震動及び基準津波を策定し，これらに対して余裕をもった対策を講ずることについて，確率論的に評価した値であり，その数値が著しく小さいことは何ら不合理なものではない。とりわけ，これまで述べたとおり，被告が新規制基準を踏まえるなどして行った自然現象の想定及びその対策並びに事故防止に係る安全確保対策とその強化の科学的・技術的合理性が原告らの主張により何ら覆

されることはない中で，原告らが，被告の行った地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡのうち，基準地震動及び基準津波を大きく上回る水準の下での検討の一部のみを取り上げても，これにより，原告らの人格権侵害を導く具体的機序が明らかになるものでもない。

以上のとおりであるから，確率論的リスク評価を踏まえた重大事故等対策を講ずるに当たり，ＰＲＡで得られた確率を考慮することなく，いかなる低頻度事象についても対策を行う必要があるとする原告らの立論は，独自のものである上，妥当性をも欠くものであって理由がない。

（ウ）「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」，「交流電源喪失＋原子炉停止失敗」について

原告らは，本件発電所における重大事故等の有効性評価に関し，確率論的リスク評価（ＰＲＡ）によってシビアアクシデントの考察の対象から除外することは許されないなどとして，「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」，「交流電源喪失＋原子炉停止失敗」を事故シーケンスとして考慮していないことを挙げ，安全確保対策が不十分であるかのように主張する。

しかしながら，本件発電所において被告が地震ＰＲＡの結果を踏まえ抽出した「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」及び「交流電源喪失＋原子炉停止失敗」をみても，それぞれの炉心損傷頻度（全炉心損傷頻度への寄与割合）は，2.6×10^{-8}／炉年（０．１％未満），1.4×10^{-8}／炉年（０．１％未満）と著しく小さい。

そして，被告は，本件発電所において原子炉停止機能を担う原子炉緊急停止系等について，確実にその機能を発揮できるよう，様々な設計上の配慮を行い，運転段階以降も検査等により万全を期しているのであって，原告らの主張には理由がない。

すなわち，被告は，本件発電所について，原子炉を緊急に停止させることができるよう，原子炉緊急停止系を設置し，原子炉緊急停止系を構成する制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットについて，水圧駆動一水圧スクラム方式を採用している。この制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットは，同時に複数が故障したり，１つの機器の故障が他の機器に影響を及ぼしたりすることがないように，独立性を有するよう設計している。

水圧制御ユニットは，スクラム弁，アキュムレータなどから構成されており，スクラム時は，スクラム弁を開き，アキュムレータに予め装填された水圧を制御棒駆動機構のピストンの下側に与えてピストンを上方に押し上げ，制御棒駆動機構に接続している制御棒を急速に炉心に挿入する仕組みとしている。そして，制御棒駆動機構を作動させる制御棒駆動水圧系の配管が破断するなどによりアキュムレータ圧力が原子炉圧力より低下する場合には，制御棒駆動機構に設けられた逆止弁の動作により，制御棒駆動水圧配管側の入口が閉まり原子炉側の入口が開いて，原子炉圧力が制御棒駆動機構内のピストン下側に加わることにより，制御棒が自動的に挿入される設計としている。

原子炉緊急停止系を作動させる機能を担う安全保護系は，これを構成する検出器や作動回路等は，同じ機能を有するものを２つ以上設ける多重性を有しており，この多重に設けた各機器は独立性を有しているため，仮に安全保護系を構成する機器の１つに故障が発生したとしても，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。

安全保護系は，その電源が何らかの原因で喪失した場合にも確実に原子炉が緊急停止するよう設計上配慮しており，通常時において制御用空気を供給することにより強制的に閉としていたスクラム弁が，電源喪失により制御用空気の供給が断たれ自ずと開くことにより，アキュムレータに装填された水圧が作用して，制御棒が原子炉に確実に挿入されるとのフェイルセーフシステムを採用している。

また，地震時に係る設計上の配慮として，原子炉建屋内で大きな揺れ（例えば，基礎盤上端において水平動２５０ガル又は鉛直動１２０ガル以上）が感知された場合には，安全保護系が信号を発信して，原子炉緊急停止系により全ての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入することができるようにもしている。なお，実際に発生する地震動では，まずＰ波が対象地点に到達して初期微動が始まり，その後にＳ波が到来して主要動が始まるというように，地震発生と同時に最大加速度の地震動が作用することはないことから，基準地震動のような最大加速度の大きな地震動であっても，そ

の最大加速度に至る前に，原子炉を緊急停止することが可能である。

そして，運転段階以降，原子炉緊急停止系に関しては，運転中も所定の水圧が負荷されていることを確認するとともに，定期検査毎に，原子炉停止余裕検査，制御棒駆動水圧系機能検査及び制御棒駆動機能検査を実施し，制御棒の制御能力及び動作性に問題が生じていないことを確認することによって，設計どおりの機能・性能の維持に万全を期している。

その上で更に，被告は，原子炉の停止機能を強化すべく，ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンク等から成るほう酸水注水系を設けるとともに，代替原子炉再循環ポンプトリップ回路及び代替制御棒挿入回路を設ける。これらについても，検査等により所定の機能・性能の維持を確認することに変わりはない。

以上の原子炉緊急停止系等に係る構造の下で，被告は，「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」，「交流電源喪失＋原子炉停止失敗」を事故シーケンスとして考慮しなかったものであり，本件発電所において原子炉停止がされない事象の機序を具体的に明らかにしないで行う原告らの主張には，理由がない。

（エ）圧力容器スタビライザ

被告は，圧力容器スタビライザを含む圧力容器の支持機能を有する施設が機能喪失するなどして，圧力容器に接続されている圧力バウンダリ配管の損傷や，原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより，原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できない事故シーケンスを検討対象としたが，①被告が日本原子力学会（２０１５）を踏まえて行った地震ＰＲＡの結果によれば，当該事故シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも２．２×１０$^{-7}$／炉年であり，全炉心損傷頻度である７．５×１０$^{-5}$／炉年）に対して約０．３％と小さいこと，②圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても，圧力容器の周囲を囲む原子炉遮蔽壁等の存在により圧力容器が大きく傾くことはなく，その影響は圧力容器に接続されている配管の一部破損にとどまると考えられ，非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）による対処が考えられることなどを総合的に勘案した上で，有効性評価の対象とすべき事故シーケン

スグループとしていない。

これに対し，原告らは，上記の圧力容器と原子炉遮蔽との間に介在物が存在するゆえに圧力容器が原子炉遮蔽に接するなど大きく傾斜するような構造にないことに関し，重量物である圧力容器の衝突という深刻な事態が発生したとしてもスタビライザブラケットや原子炉遮蔽壁の健全性はなお維持されているという事実の立証がないなどと主張するが，この主張は，介在物の存在自体を否定するという物理的におよそ考えられない事象を述べるものである。そもそも，本件発電所においては，８箇所の圧力容器スタビライザに荷重が分散されていく中で，耐震上の余裕にかかわらず，地震により最大の荷重が作用する本件ロッドが地震動により機能維持できなくなるような応力状態に達する場合における実際の本件発電所の挙動を想定したとしても，圧力容器と一体化している各スタビライザブラケットが圧力容器スタビライザにはめこまれて，原子炉遮蔽ないしそのベースプレートと連続しているといった基本的構造の下で，圧力容器が傾斜すれば直ちにスタビライザブラケットの台形状の部位がヨークに接触することになるなど，圧力容器が原子炉遮蔽に接するため大きく傾斜するような構造ではない。

（オ）津波の想定について

津波ＰＲＡの結果を踏まえ抽出した「防潮堤損傷」の炉心損傷頻度（全炉心損傷頻度への寄与割合）は，３．３×１０$^{-7}$／炉年（０．４％）と著しく小さい。これは，被告が様々な保守的な条件設定を重ねるなどして基準津波を策定し，これらに対して余裕をもった対策を講ずることについて，確率論的に評価した値であり，その数値が著しく小さいことは何ら不合理なものではない。

このようなＰＲＡにより得られた確率を考慮することなく，Ｔ.Ｐ.＋２４ｍ超過の津波を恣意的に想定しないという選択をしているとの原告らの主張が誤りであることは前記（ア）で述べたとおりであり，原子力規制委員会も，本件意見公募手続において，Ｔ.Ｐ.＋２４ｍ超過の津波は，頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し，総合的に判断して，新たな事故シーケンスグループ『津

波浸水による最終ヒートシンク喪失』に追加する必要はないとしていることは，妥当であると判断していると回答している。

イ　格納容器破損モードの検討について

設置許可基準規則３７条に基づきいかなる低頻度事象についても対策を行う必要があるとする原告ら独自の主張に理由がないことは前記ア（ア）で述べたとおりである。

被告は，争点４－３の被告の主張⑵イ（ア）で述べたとおり，重大事故等対策の有効性評価の中で最もサプレッション・チェンバのプール水位が上昇する（座屈評価に与える影響が厳しくなる。）ケースである，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で代替循環冷却系が使用できない場合を仮定したケースを採用し，サプレッション・チェンバのプール水の水荷重と，基準地震動Ｓｓによる荷重とを組み合わせた座屈評価を行っており，更に，プール水の水位の制御ができることを確認したにもかかわらず，ベントラインに達する水位を想定するなどの保守的な条件を設定しているのであり，これを否定し，あえて原告らの主張する水準のサプレッション・プールの水位等を想定すべき理由もない。

ウ　有効性評価（常設低圧代替注水系ポンプ）について

被告は，常設低圧代替注水系ポンプを含む屋外重要土木構造物の耐震性を評価するための床応答曲線として，基準地震動Ｓｓから算定される設計用床応答曲線ではなく，設計用床応答曲線から更に余裕の確保されている設備評価用床応答曲線を用いている。原告らの主張する水平方向の発生値である１．３１Ｇは，設備評価用床応答曲線に基づくものであり，基準地震動Ｓｓから算定される設計用床応答曲線に基づく発生値は，０．７２Ｇにとどまる。

次に，被告が本件工認申請において採用した許容値である１．４Ｇについては，ＪＥＡＧ４６０１－１９９１において横形多段遠心式ポンプにつき示されている値であるところ，最新の知見を反映した日本電気協会・原子力規格委員会による「原子力発電所耐震設計技術規程　ＪＥＡＣ４６０１－２０１５」（以下，同規程を「ＪＥＡＣ

４６０１」といい，特定の作成年度のものを指す場合は「ＪＥＡＣ４６０１－２０１５」などという。）では，同値から４．０Ｇにされている。ＪＥＡＣ４６０１－２０１５については，原子力規制委員会による技術評価は行われていないが，横形ポンプであれば水平方向を４．０Ｇとした場合でも適切な裕度が確認されたことなどを踏まえており，技術的に妥当なものである。

これらを踏まえ，常設低圧代替注水系ポンプの機能維持に係る現実的耐力を評価すべく，入力地震動から算定される応答加速度を用いて発生値を算出し，ＪＥＡＧ４６０１－２０１５に基づく許容値を採用すれば，発生値として０．７２Ｇが，許容値として４．０Ｇがそれぞれ得られ，大きな耐震上の余裕が示されるのであって，本件工認申請における被告の検討内容を具体的に考慮しないで行う原告らの主張には理由がない。

ほかに，原告らは，本件工認申請書（丙Ｈ１９・１６－１３頁）において常設低圧代替注水系ポンプの最大加速度として１．５８Ｇという値が示されているとするが，これは，ＪＥＡＧ４６０１－１９９１に記述されているように，本件発電所では，従来から，常設低圧代替注水系ポンプのように剛性の高い機器の強度設計（応力等の発生値と許容値との比較による耐震性評価）における発生値について，設置床面の最大応答加速度の１．２倍を用いて算出していることによるものであり，機能維持に係る評価に用いたものではない。

(2)　水素爆発対策の合理性について

ア　ジルコニウム以外の金属―水反応の評価はされていること

被告は，炉心の著しい損傷が発生した場合における燃料被覆材のジルコニウムと水との反応等により発生する水素及び酸素について，これらが格納容器内に放出された場合に備えて格納容器内を不活性化すべく，可搬型窒素供給装置を新たに配備するなどの対策を講じることとしている。これらの対策の有効性評価を行うに当たっては，燃料被覆材のジルコニウムと水との反応はもとより，ジルコニウム以外の金属であるアルミニウム等についても水素の発生源として考慮し，発生する水素の量を検討して

いる。被告は，圧力容器外での鉄と水の反応を考慮していないが，既往の研究に照らして無視し得るレベルである。例えば，被告の上記の評価において，事故発生後７日間でのジルコニウムと水との反応による水素発生量は３００ｋｇ程度と算出しているが，日本原子力研究所（当時）の研究成果を用いれば，温度を１０００Ｋ（約７２７℃）と仮定しても表面積６００m^2のステンレス鋼が水蒸気と反応して発生する水素量は７日間で３ｇ程度と考えられ，本件発電所の格納容器内で想定される温度（最高２００℃程度）においては，更に発生量は小さくなると考えられる。

イ　漏えい率，限界温度・圧力について

被告は，格納容器の破損を防止するための対策を講じることで，格納容器内の雰囲気がその限界圧力（２Ｐｄ）及び限界温度（２００℃）に達しないよう，適切に対応できることを確認している。その際，このような格納容器の限界圧力及び限界温度に達しない状況において格納容器から漏えいする水素の量も評価している。

また，原告らは，格納容器圧力・温度が２Ｐｄ，２００℃を超えて大量の水素の漏えいを生じることはシビアアクシデント対策として想定すべきとも主張するが，そもそも事故防止対策を周到に講じた上で，更に新規制基準を踏まえて事故防止に係る安全確保対策を強化するなどの対応をも講じ，これらの対応の下で，格納容器については，仮に炉心の著しい損傷が生じた場合を想定しても健全性を確保できることを確認しているにもかかわらず，上記のような事象をシビアアクシデントとして想定すべき具体的根拠は示されていない。なお，被告は炉心の著しい損傷が生じた場合を想定した格納容器の健全性を評価するに当たり，想定される格納容器からの漏えい率を大幅に上回る漏えい率を考慮してもなお，水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止できることを確認している。

ウ　水素爆発対策が合理的であること

本件発電所では，炉心の著しい損傷が発生した場合における燃料被覆材のジルコニウムと水との反応等により発生する水素及び酸素について，これらが格納容器内に放出された場合に備えて格納容器内を不活性化すべく，新たに可搬型窒素供給装置を配

備する。また，格納容器圧力逃がし装置により，格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気に放出することも可能である。さらに，本件発電所では，これらの格納容器の破損を防止するための設備に加えて，水素爆発による原子炉建屋等の破損をも防止すべく，水素排出及び放射性物質低減のための非常用ガス処理系排風機，水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合器，水素濃度を測定し監視するための原子炉建屋水素濃度計等を設置する。これらのうち，静的触媒式水素再結合器については，炉心の著しい損傷が生じた場合に，格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素及び酸素について，反応速度を促進させる触媒（パラジウムなど）を用いた化学反応により再結合させ，原子炉建屋内の水素の蓄積を抑える装置であり，駆動電源や運転員の操作を要しない。設置する台数については，有効燃料部の燃料被覆管がジルコニウム－水反応により全て反応したときに発生する量を水素ガス発生量として用いるなどの保守的な条件を用いた検討を行い，必要な水素処理容量を有するよう２４個設置することとしている。

本件発電所において，万一炉心の著しい損傷に伴い水素が発生したとしても，その水素の大半は当初格納容器内に蓄積された状態にあり，徐々に格納容器内のフランジ部等を通じて原子炉建屋原子炉棟に漏えいし，その際，格納容器内外の温度差及び密度差や，水素の拡散係数に応じて，上昇しながら拡散していく。原告らの主張は，こうした水素の拡散を含む流出の過程を具体的に踏まえることなく，直ちに数百ｋｇの水素を処理することが求められるかのように述べるものであり，誤りである。原子炉建屋内の水素爆発を防止する上では，格納容器に蓄積されている水素の全てを短時間に処理することは要せず，拡散を伴い漏えいしてきた水素を，原子炉建屋原子炉棟６階に位置的に分散して配置した静的触媒式水素結合装置により可燃限界未満に維持することで対応できる。

ブローアウトパネルに関して，原告らの挙げる設備については，いずれも，品質保証，巡視点検を含む運転管理，保守管理等の各事項を定めた保安規定に基づき実施する保安活動を通じて，設計どおりの機能・性能を維持していることを適宜確認するこ

とから，故障を当然のこととして想定しなければならない理由はない。加えて，新規制基準においては，原子力発電所の安全確保に当たり，事故防止対策においては，重要な安全機能を有する設計基準事故対処設備について，単一故障を仮定してもなお安全上重要な機能が失われることがないことを確認することにより，多重性又は多様性及び独立性が考慮された十分な安全性を確保することが求められるが，重大事故等対策においては，この設計基準事故対処設備が共通要因故障等により複数の系統が同時に故障したことを前提とし，設備（ハード面）のみならず，その設備を迅速かつ有効に使用して対処できるようにあらかじめ必要な手順等（ソフト面）も適切に整備した中で，その状況に応じた臨機の対応を採ることが現実的かつ適切であり，このような考えに沿った評価が求められる。このように，設計基準事故対処設備について単一故障を仮定した評価を行いながら，更に原告らの主張するような評価を行わなければならないとする合理的根拠はない。

(3)　水蒸気爆発対策の合理性について

ア　水蒸気爆発について

水蒸気爆発は，高温液体と水などの低温液体とが接触すれば直ちに発生するような現象ではなく，種々の条件がそろった場合に複雑な過程を経て初めて発生する現象である。

すなわち，①溶融金属などの高温液体が水などの低温液体と接触し，低温液体中で細かく分裂し，分裂した各高温液体の周囲に安定した蒸気膜が形成される，②分裂した各高温液体が高温の液体状態を継続している間にその安定した蒸気膜が何らかのトリガーで崩壊する，③蒸気膜の崩壊で高温液体が低温液体と再び直接接触し，高温液体が更に分裂し，低温液体と直接接触する面積が激増することにより大量の蒸気が発生し，低温液体を押しのけ，圧力波が生ずる，④この圧力波が低温液体中を伝播することで周りに存在する高温液体を覆う蒸気膜を更に破壊するという過程において②ないし④の現象が瞬時に伝播・拡大することで初めて衝撃的な圧力波が発生するという機序をたどる現象であり，これらの機序を出現させる条件は容易にそろうわけで

はない。

これまでに行われたＡＬＰＨＡ試験，ＫＲＯＴＯＳ試験，ＦＡＲＯ試験，ＣＯＴＥＬＳ試験，ＴＲＯＩ試験及びＳＥＲＥＮＡ試験の各種実験結果によっても，原子力発電所において炉心の著しい損傷が発生した場合に想定される二酸化ウラン及び二酸化ジルコニウムなどが溶融して混合した高温液体を前提とする限り，外部からの強制的なトリガーを与えない場合には水蒸気爆発は発生せず，外部からの強制的なトリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されるなど，水蒸気爆発に至る複雑な過程の進行を阻害する要因から水蒸気爆発は起こりにくく，また，外部からの強制的なトリガーを与えることで水蒸気爆発が発生した数少ない場合においても，機械的エネルギーへの変換効率は小さく，大規模な水蒸気爆発に至っていない。なお，福島第一発電所事故を調査した各種委員会等においても，同事故において水蒸気爆発が発生したとの報告はなされていない。

イ　水蒸気爆発対策について

被告は，本件発電所について，放射性物質が環境に異常に放出されることを未然に防止するための多段にわたる事故防止対策を周到に講じた上で，本件発電所の安全性を更に向上させる観点から，事故防止に係る安全確保対策を強化するなどの対策を講じることから，水蒸気爆発の起因となる炉心の溶融という事象が発生するとはおよそ考えられない。

その上で，炉心の著しい損傷が発生し溶融炉心が落下した場合の備えとして，格納容器の下部（ペデスタル部）に注水し，落下した溶融炉心を冷却することができるよう，格納容器下部注水系（常設）を新たに設けるとともに，あらかじめ適切な水位をペデスタルに確保した上で，当該系統を用いた注水により溶融炉心を冷却できるようにし，併せて，溶融炉心によるコンクリート侵食影響を抑制し，ペデスタルの健全性を確保するため，ペデスタルの床面を平坦化するとともに，床面及び壁面に耐熱材（コリウムシールド）を設置する。

これら対策に関し，新規制基準においては，原告らが主張するコア・キャッチャー

のような個別の「機器」の設置を要求するのではなく，炉心の溶融や格納容器の破損を防止するなどのために必要な「機能」を要求しており，規制の要求を満たす方法であれば，特定の設備によらずとも規制の要求を満たすことを可能としている。

(4) 大規模な自然災害による大規模損壊の検討について

被告は，自然現象の全てを完全に予測することはできないことからこそ，地震等の自然現象の想定に当たり，詳細な調査を行うとともに様々な専門技術的知見を収集し，これらを踏まえて地域性を考慮しながら保守的な条件を設定し，余裕をもって安全性が確保されるよう所要の対策を講じている。このような本件発電所の置かれた自然条件やこれに関連する各種調査及び専門技術的知見を何ら踏まえることなく，自然現象に係る大規模損壊を無条件に想定すべきかのように述べる原告らの主張には理由がない。

実用炉規則８３条及び技術的能力に係る審査基準の要求事項をみても，大規模損壊においては発電用原子炉施設の一定の範囲が著しく損壊すると考えられるため，特定の事故シーケンスを想定した対策を講じるのではなく，大規模損壊という極限的な状態を想定し，施設や設備を柔軟に用いることができるよう手順等を準備するとともに，原子力発電所外への放射性物質の放出を低減するために有効な設備が一切機能しないことにならないよう要求することが合理的であることに基づくものである。すなわち，大規模損壊により発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定であり，あらかじめ具体的な事故の進展を想定して対応することができるとは限らないのであって，大規模損壊対策において，特定の事故シーケンス（事故に至る事故進展シナリオ）を想定した対策を講じた場合には，かえって，対策に間隙が生じ，想定外の事故シーケンスに対応できないおそれがあることから合理的ではない。したがって，原告らの主張するような，大規模な自然災害による大規模損壊として想定すべき具体的内容を規定せずとも，規制基準として何ら不合理ではない。

上記のとおり，施設や設備を柔軟に用いることができるよう手順等を準備するというソフト面での対応を行うためには，保安規定等において必要な体制を整備すること

が適切であり，そのため，技術的能力に係る審査基準は，設置許可段階においては，技術的能力に係る審査基準の定める要求事項が保安規定等において規定される方針であることを確認することとしているのであって，設置許可段階で設置者の大規模損壊対策に係る技術的能力につき必要な審査が行われないということはない。

以上のとおりであるから，原告らの主張に理由はない。

３　争点７－３（本件発電所の維持管理）について

（原告らの主張）

(1)　老朽化した本件発電所の運転は危険であること

平成２９年法律第１５号による改正前の原子炉等規制法は，発電用原子炉設置者がその設置した発電用原子炉を運転することができる期間を，当該発電用原子炉の設置の工事について最初に使用前検査に合格した日から起算して４０年と定めている（同法４３条の３の３２第１項）。４０年間の満了に際し，原子力規制委員会の認可を受けた場合には，１回に限り，政令にて定める範囲で２０年を超えない期間まで運転を延長させることは可能であるが（同２項），原子炉等規制法は，あくまで４０年間の限度での運転を原則としている。

長期間にわたり営業運転を行ってきた原子力発電所は，機器が老朽化しており，老朽化が原因で安全性を維持することに支障が生ずれば，東北地方太平洋沖地震直後に発生した福島第一発電所事故と同様の深刻な事態を招くことは必至である。

本件発電所においては，老朽化した箇所を速やかに，かつ，漏れなく発見することのできる検査体制は確立されていない上，近時，機器の老朽化が原因で発生したと思われる故障を多発させており，老朽化の度合いが深刻であって，安全性が備わっていない。

本件発電所において近時確認された老朽化現象は，以下のとおりである。

ア　蒸気乾燥器のひび割れ

蒸気乾燥器とは，圧力容器内部の上側に取り付けられ，圧力容器内で発生した蒸気をタービンに送るに当たり，気水分離器からの湿り蒸気を平行板に通して蒸気中の水

分を除去し，もって，乾いた蒸気を送ってタービン効率を上げるための設備である。

本件発電所では，平成２１年９月１４日，第２４回定期検査の際に蒸気乾燥器の外観点検が実施されたところ，プレナムパーテーション（蒸気乾燥器のフードに連結されており，水分を除去された蒸気を圧力容器プレナム部に導くための流路を構成する仕切り版）とフードの溶接部にひび割れ３箇所が，リフティングアイ（蒸気乾燥器を吊り上げるためにその本体に取り付けられたリフティングロッドという部品にねじ込みで接続された吊り具）の回り止め溶接部にひび割れ１箇所が，それぞれ確認された。被告は，いずれのひび割れについても，流動震動等による疲労割れが原因で形成された可能性が高いとしている。

また，本件発電所では，平成２４年７月４日，第２５回定期検査の際に蒸気乾燥器の外観点検が実施されたところ，リフティングロッド４本のうち１本の近傍にある底板（乾燥機ユニットを載せるために設置されている板）に，ひび及び指示模様（被告は，ひびと特定できない模様を指してこの用語を用いている。）が確認されたことから，他の３本のリフティングロッドについても外観検査が行われた。その結果，リフティングロッドについて，４０°に位置するものに７個の指示模様が，１４０°に位置するものに１０個の指示模様が，２２０°に位置するものに１個のひび（約４８ｍｍ）及び５個の指示模様が，３２０°に位置するものに９個のひびが，それぞれ確認された。被告は，その原因について，応力腐食割れと考えられると発表した。

被告は，蒸気乾燥器について，原子炉停止後の除熱機能及び炉心冷却機能を有していないことから，安全上重要な機器には該当しないと説明するが，蒸気乾燥器は，圧力容器内に設置されており，ひび割れが進展して機器それ自体の破壊に至った場合には，冷却材の流れに伴って，脱落した部位が圧力容器内を循環し，核燃料本体や他の機器に接触して損傷を与える危険性を否定することができない。特に脱落した部位の大きさによっては核燃料を損傷する深刻な事故に発展する可能性がある。

イ　シュラウドサポートのひび割れ

シュラウドサポートとは，炉心シュラウドを支持するためのステンレス製構造物で

あって，シュラウドサポートの上部に炉心シュラウドが溶接されている。炉心シュラウドとは，沸騰水型原子炉の圧力容器内部に取り付けられ，内部に燃料集合体や制御棒などを収納する直径４～５ｍ，高さ７～８ｍ，厚さ３～５ｍのステンレス製構造物である。炉心内で上向きに流れる原子炉冷却材流とその外側の環状部を下向きに流れる再循環流を分離し，炉心や気水分離器，蒸気乾燥器などの圧力容器内の構造物・機器を機械的に支える役割を有している。

本件発電所では，平成１７年５月２４日，第２１回定期検査の際に水中カメラを用いた炉内構造物の点検作業が実施されたところ，圧力容器内のシュラウドサポートシリンダ縦溶接線Ｖ８の外面３箇所に軸方向形状のひび割れが確認された。同箇所に超音波探傷試験が実施された結果，ひび割れの状態については，９０°の位置で最大深さ約４２ｍｍ，長さ約６４ｍｍ，１８０°の位置で最大深さ約４６ｍｍ，長さ約１２０ｍｍ，２７０°の位置で最大深さ約１３ｍｍ，長さ約５６ｍｍであった。ちなみに，シュラウドサポートシリンダの板厚は６３ｍｍであるから，深さ約４６ｍｍのひび割れは，板厚の約７３％に及んでいることになる。被告は，このひび割れの原因は，応力腐食割れによるものと推定されると発表した。

また，平成２１年９月２６日の第２４回定期検査の際，圧力容器内のシュラウドサポートシリンダ縦溶接線Ｖ８の内面５箇所において，ひび状の指示模様が目視検査によって確認された。このうち４箇所は軸方向であり，１箇所は，ほう酸注入配管サポートの隅肉溶接の角に沿った形状であった。この５箇所に対する超音波探傷試験が実施されたところ，深さが最大１５．６ｍｍのひび割れが検出された。

同様に，シュラウドサポートシリンダと炉心シュラウドの溶接継手である水平溶接線Ｈ７の溶接金属位置の２箇所においても，ひび状の指示模様が目視検査によって確認された。このため，Ｈ７内面全周に対する目視検査が実施されたところ，新たに１０箇所のひび状の指示模様が確認された。いずれも軸方向であった。以上の合計１２箇所に対して超音波探傷試験が実施されたところ，うちＶ８の内面１箇所ではひび割れが検出されなかったものの，残り１１箇所でひび割れが検出された。さらに，Ｈ７

全周の約４７％の範囲に超音波探傷試験を拡大したところ，合計２１箇所のひび割れが新たに検出された。その後，局部洗浄を行った上で目視検査をしたところ，２１箇所のうち１８箇所で表面にひび状の指示模様が確認され，いずれも軸方向であった。

以上のひび割れの深さは平均で約１４mm，最大のもので約２４．５mmであった。炉心シュラウド側板厚は公称値で５０．４mmであるから，深さ約２４．５mmのひび割れは，板厚の約４９％に及んでいる。

もし，Ｈ７水平溶接線（シュラウドサポートシリンダと炉心シュラウド本体を周方向（水平方向）に溶接することで形成される。）又はＨ１０水平溶接線（シュラウドサポートシリンダとシュラウドサポートレグを周方向に溶接することで形成される。）において，軸方向ではなく周方向にひび割れが発生し，かつ，ひび割れがそのまま進展して溶接部自体の破壊に至った場合には，炉心シュラウドとシュラウドサポートの分離という事態があり得る。その場合，支えを失った炉心シュラウドは，その内部に収納された燃料集合体と制御棒との位置関係にずれを生じさせる。このような状態で原子炉スクラム信号が発せられた場合，下から垂直に挿入される制御棒が燃料集合体の間に入らなくなり，構造的にスクラム不能の状態に陥る。緊急時に原子炉が停止しなければ，それだけで破局的事態に至ることが明らかである。また，シュラウドサポートでひび割れが確認された以上，炉心シュラウド本体にもひび割れが発生していると推認され，炉心シュラウドが破壊に至れば，炉心冷却に支障が生じ，炉心溶融に陥る危険がある。

ウ　残留熱除去系海水系配管の減肉

残留熱除去系とは，非常用炉心冷却装置（ＥＣＣＳ）の一部を構成し，原子炉が停止した後，炉心より発する崩壊熱を冷却して除去するための系統であって，冷却材喪失事故がもたらす破局的な事態を防ぐための重要な装置である。

本件発電所では，平成２２年１月１３日の第２４回定期検査の際，残留熱除去系海水系（Ａ系）の配管内面に施されているライニングの張替え工事を実施していたところ，配管外面の一部に錆を伴った局所的な窪みが発見された。同箇所に対して，超音

波厚さ計を用いた肉厚測定を行ったところ，工事計画書中の規格計算書に記載された必要最小厚さ７．０８ｍｍを下回る６．７ｍｍであったことが確認された。当該配管の仕様は，公称肉厚１２．７ｍｍであるから，公称肉厚の約５２％にまで配管の肉厚が減っていたことになる。配管に減肉が確認された箇所は，廃棄物処理棟に接続したトレンチの内部にあり，配管の上部には屋外に通じるコンクリート製ハッチが設置されていた。

被告は，減肉の要因について，上記ハッチにパッキン等のシール部材がなく，雨水の侵入を防ぐ構造となっていなかったことから，雨水がアンカーサポートを伝わって配管外部に滴下し，配管の建屋壁貫通部からはみ出したモルタルと配管外面との隙間に雨水が浸み込み，長期間湿潤環境となったことで，錆止め塗装のみの配管外面が著しく腐食し必要最小厚さを下回ったと発表した。

なお，平成２８年１０月２７日午後３時，本件発電所の使用済燃料貯蔵プールの導電率が通常値から徐々に上昇する事態が発生したが，これも残留熱除去系に属する機器の減肉が原因であった。

残留熱除去系海水系配管で発生した減肉が進展し，配管自体が破断した場合，くみ上げた海水は破断箇所から外部へと流出し，熱交換器に送り届けることができない。その結果，熱交換器で崩壊熱を冷却することができず，残留熱除去系としての機能を喪失する。具体的には，格納容器の圧力抑制プール水の冷却ができなくなるためにプール水の温度が上がってしまい，結果として原子炉の冷却も困難となり，やがて炉心溶融に至る。

エ　主蒸気逃がし安全弁の内部部品について

主蒸気逃がし安全弁は，原子炉緊急停止後に原子炉圧力を減圧させる装置である。本件発電所には，圧力容器から４本の主蒸気管が延びており，格納容器内で合計１８箇所の主蒸気逃がし安全弁が設置されている。

主蒸気逃がし安全弁を開放すると，炉心で発生した水蒸気が圧力容器外に放出されることによって減圧の効果が生じる。ただし，水蒸気の放出は同時に原子炉水位の低

下をもたらすことから，主蒸気逃がし安全弁の開放状態が長く継続した場合には，原子炉水位が大幅に下がって原子炉の冷却が不能となり，冷却材喪失事故に至る可能性がある。

本件発電所では，平成２３年９月２６日，第２５回定期検査の際，主蒸気逃がし安全弁の分解点検において，Ｄ弁の内部部品であるロワーリングセットピンが折損，脱落していることが確認された。このセットピンは，弁体の開き始めの動作を促進するための部品であるロワーリングの位置を固定する目的で取り付けられている。セットピンの仕様は，全長約２１０ｍｍ，外径約２７ｍｍ，材質がＳＵＳ６３０ステンレス鋼であったところ，先端から約１３０ｍｍのところでセットピンは折損し，先端部が脱落していた。

被告は，セットピンとロワーリングとの間に１．１～１．２ｍｍの大きな隙間があり，この状態で主蒸気逃がし安全弁の作動によるロワーリングの振動と蒸気噴流によって，セットピンに過大な曲げ応力が発生し，セットピンのネジ谷部で応力集中により初期亀裂が発生し，その後の逃がし安全弁作動による繰り返し荷重で亀裂が進展して折損したと推定されること，セットピンの破面観察状況から，亀裂発生時の曲げ応力値は約３２０ＭＰａであり，亀裂が進展した繰り返し回数は約４２０００回と評価され，設計・建設規格から規定されるセットピン材料の許容繰り返し応力回数２００００回を超えていることを発表した。

なお，被告は東北地方太平洋沖地震発生から冷温停止に至るまでの間における主蒸気逃がし安全弁の動作状況を明らかにしているところ，平成２３年３月１１日午後２時４８分３８秒にＤ弁の自動開放が開始されたのを最初として，同月１５日午前１時１５分５１秒にＦ弁の手動開放が終了するまでの間，合計１７０回に及ぶ開操作が実施されている。このうち，セットピンが折損したＤ弁については，合計３８回の開操作が実施されており，特に原子炉圧力が急降下した時間帯で繰り返し開操作が行われており，この間の開操作がもたらした繰り返し荷重によってセットピンの折損が引き起こされた可能性も否定できない。

このセットピンは，ロワーリングの位置を固定する目的で取り付けられており，ロワーリングは，弁体の開き始めの動作を促進するための機能を有していることから，ロワーリングの位置がずれた場合には，弁本体の開操作に支障が生じ，圧力容器内を減圧させる工程に悪影響を及ぼすおそれがある。しかも，セットピンの折損，脱落した部分は，主蒸気管から流れる蒸気に押されて主蒸気逃がし安全弁の内部又はサプレッションプールへと向かう配管内を移動することになる。このとき，弁本体とロワーリングとの隙間に折損した先端部が入り込んで固着すれば，主蒸気逃がし安全弁を完全に閉じることができなくなり，その結果，原子炉水位が大幅に下がって核燃料の冷却が不能となり，冷却材喪失事故を招くおそれが生じる。

(2) 脆性破壊の危険があること

原子力発電は，圧力容器の内部で，燃料であるウラン２３５の核分裂反応によって発生する熱を蒸気に換え，その蒸気でタービンを回して発電する仕組みであり，圧力容器の金属材料である鋼材は，上記核分裂反応が継続する間，強力な中性子の照射を受け続ける。金属に中性子が照射されると，格子状に配列した金属の原子が配列の外にはじき出される。はじき出された原子は格子の空間部分へと移動し（格子間原子），それまで原子が存在していた格子点は欠陥点となる（空格子点）。これら格子間原子や空格子点は，移動や合体等を繰り返し，欠陥集合体を形成する。欠陥集合体は，金属に応力が作用した場合，摩擦を与えたり固着を発生させたりして金属の変形を阻害するなどし，金属の延性が低下し，脆性破壊を発生させる素地が形成される。この現象を中性子照射脆化という。

金属材料は，温度の低下に伴って延性が減少していく性質を有しており，延性を喪失して脆性破壊を起こすおそれのある温度を脆性遷移温度という。金属材料が中性子照射を受ければ受ける程，脆性遷移温度が高温側に移行していく。このため，運転年数を重ねた原子力発電所は，脆性遷移温度が上昇している。

稼働中の圧力容器は非常に高温であるが，定期点検で運転を停止するなどして，圧力容器が低温下の環境に晒された場合，圧力容器内面にクラックなどの欠陥があると，

その先端に生じる引っ張り応力の大きさが鋼材の破壊強度を超え，圧力容器の脆性破壊に至ることが想定される。

圧力容器は，巨大で強い放射能を有しているなどの理由で交換することができないことから，この圧力容器鋼材が中性子照射によってもろくなっている程度を監視するために炉内に「監視試験片」を入れておき定期的に取り出してもろさの状態を監視するという方策がとられている。しかし，監視試験片は，圧力容器壁の内側に配置されるから，中性子照射の条件も炉内水流の温度も，圧力容器鋼材そのものが受ける状況とは異なることや，圧力容器鋼材の切り出し方向や位置によっても不純物の含有状況が違い得ることから，照射脆化の状況が現実の圧力容器鋼材とは異なり得る。

実際，一般的な中性子照射脆化の傾向は，鋼材に中性子照射が続くと，上部棚吸収エネルギーが低下し，脆性遷移温度が高温側に上昇するものであるにもかかわらず，本件発電所の監視試験片を用いた試験結果は，脆性遷移温度の初期値が，母材，溶接金属，熱影響部のいずれも－２５℃であったのに対して，最新の４回目の試験では，母材－１０℃，溶接金属－２７℃，熱影響部－３０℃と脆性遷移温度がほとんど上昇していないだけでなく，溶接金属や熱影響部に至っては初期値よりも低くなるという不自然な経過をたどっており，試験結果の信頼性を欠く。

（被告の主張）

(1) 維持管理

本件発電所においては，設計の際から経年劣化事象を想定して信頼性の高い材料を採用するなどの対応を採っているが，それでもなお機器に生ずる経年劣化については，ある時に突然進展するようなものではなく，時間をかけて徐々に進展していく性質にあることを踏まえ，原子力発電所の状態を注意深く監視し，その結果により確認する経年劣化の徴候に応じて，補修等により適切に対処してきている。

被告は，これまでも本件発電所の維持・管理に係る対応を通じて良好な安全運転の実績を積み重ねてきたところ，本件発電所が平成２９年１１月２７日をもって，最初に使用前検査に合格した日から起算して３９年を経過することを踏まえ，特別点検を

実施した上で，その結果等を踏まえ，運転開始から６０年の間に生ずる原子炉その他の設備の劣化状況の評価を実施するとともに，運転開始後６０年時点でも確実に健全性を維持できるよう長期保守管理方針を策定している。このようにして，本件発電所については，安全上重要な設備の劣化状況等を踏まえた所要の対応を今後とも講じることから，運転期間６０年を仮定しても，設備の経年劣化に対して十分な安全性を確保の上で運転を継続して行うことが可能である。

なお，原告らが挙げる個別の事象についての反論は，以下のとおりである。

ア　蒸気乾燥器のひび割れに係るもの

まず，原告らの指摘する平成２１年９月１４日に確認された事象は，蒸気乾燥器における，①プレナムパーテーションとフードとの溶接部における３箇所のひび割れと，②リフティングアイの回り止め溶接部における１箇所のひび割れとを内容とするものである。プレナムパーテーション（①）は，圧力容器プレナム部に蒸気を導く流路を構成すべく，隣接するフードを連結して，リフティングアイ（②）は，定期検査等で蒸気乾燥器を吊り上げ・吊り降ろす際の吊り具として用いるべくリフティングロッドにねじ込むようにして，それぞれ設置されている。

被告は，①について，確認されたひび割れは小さく，プレナムパーテーションの蒸気の流路に係る機能に直ちに影響を与えるものではないが，ひび割れを除去して，応力集中を低減するとの補修を行うこととし，既にこの補修を実施している。また，②について，それぞれのリフティングアイには緩みを防止すべく２箇所の回り止め溶接が施工されていることから，仮に確認されたひび割れが進展して回り止め溶接の全長に貫通したとしても，他方の回り止め溶接部によりリフティングアイが回転することはないなど，確認されたひび割れは補修を要するものではないが，上記のプレナムパーテーションの補修の際に併せてリフティングアイの補修を行うこととし，既にこの補修を実施している。

次に，原告らの指摘する平成２４年７月４日に確認された事象は，蒸気乾燥器内のリフティングロッドの近傍にある底板における，１箇所のひび及び複数の指示模様を

内容とするものである。ひび等が確認された基板は，主として，蒸気乾燥ユニットを支持するとともに，蒸気乾燥器下部内側に入った湿分の高い蒸気を蒸気乾燥ユニットに導くために設置されている。

被告は，使用環境等に照らした原因調査を実施し，応力腐食割れによるものと推定した上で，底板にひびが確認された範囲は上下面とも底板を支えるサポートリング及びリフティングブロックという耐食性の高い溶接金属で囲まれた範囲であること，ひびが底板を貫通すると仮定しても，ひびが確認された範囲は上下面ともに耐食性の高い溶接金属で囲まれており，進展はこの範囲内にとどまると考えられることなどから，確認されたひびが蒸気乾燥器に与える影響はなく，現状において補修は必要ないと判断し，定期的に目視点検により上記事象の進展状況及び類似箇所を確認している。

以上のとおり，被告は蒸気乾燥器のひび割れにつき適切に対応しているのであって，こうした対応にかかわらず，ひび割れが進展して機器それ自体の破壊に至るとする原告らの主張に理由はない。

イ　シュラウドサポートのひび割れに関する主張について

応力腐食割れは時間の経過とともに穏やかに亀裂が進展していく現象であり，応力腐食割れによる亀裂が機器の破損に至るような大きさに達するまでには相当の時間を要することから，点検によって亀裂が確認されたとしても，健全性を確認しながら原子力発電所の運転を続けるということも十分に可能である。原告らの主張は，ひび割れの存在をもって直ちに事故の危険性があるかのように述べるものであり，理由がない。

加えて，被告は，発電用原子力設備規格維持規格（２００８年版。以下「維持規格」という。）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（以下「亀裂その他の欠陥の解釈」という。）を踏まえつつ，本件発電所の基準地震動Ｓｓを用いて，周方向のひび割れが進展していくと仮定した評価を行い，運転期間６０年を仮定しても安全性を確保できることを確認しており，その際，Ｖ８及びＨ７において確認されたひび割れの形状はいずれも軸方向であり，シ

ュラウドサポートの健全性に支配的な影響を与える周方向の形状は確認されていないにもかかわらず，周方向のひび割れが進展していくとの安全側の配慮を行っている。これまでの点検結果において，上記評価に用いた亀裂進展速度を上回るひび割れは確認されていない。

また，原告らはシュラウド本体にもひび割れが生じているかのように主張するが，本件発電所において，これまでに実施している目視点検の結果から，シュラウド本体に応力腐食割れは確認されていない。

以上のとおりであるから，被告はシュラウドサポートのひび割れに係る事象につき適切に対応しているのであって，こうした対応にかかわらず，シュラウドサポート等のひび割れにより深刻な事故に至る危険性があるかのように述べる原告らの主張に理由はない。

ウ　残留熱除去系海水系配管の減肉に関する主張について

被告は，平成２２年１月１３日に確認された残留熱除去系海水系配管の一部に腐食跡が生じていたことを内容とする事象に関し，同系の機能が確保されるよう，減肉が確認された当該配管を既に取り換えるなどの対応を講じている。

すなわち，被告は，上記事象につき原因調査を実施し，減肉の主なメカニズムとして，雨水が屋外にあるハッチから侵入した後，アンカーサポート架構に滴下するなどして残留熱除去系海水系配管に達し，更に，建屋壁貫通部のモルタルが同配管に向かってはみ出していたために，同配管とモルタルとの隙間に雨水が浸み込み長期間にわたり湿潤環境となっていたことによるものと推定した。そして，上記推定を踏まえた対策として，当該配管のうち必要最小厚さを下回っていた箇所について減肉部分の配管を撤去し復旧する，充填したモルタルを壁面と平坦に仕上げるとともに当該配管のアンカーサポート内の配管外表面状況について目視点検が可能となるような構造とするなどの対応を既に完了している。

以上のとおりであるから，被告は，減肉が確認された配管を復旧するとともに，今後の再発防止に向けた各種対応等も講じているにもかかわらず，残留熱除去系の減肉

が再び発生することを前提とする原告らの主張に理由はない。

エ　主蒸気逃がし安全弁の内部部品に関する主張について

被告は，平成２３年９月２６日に確認された主蒸気逃がし安全弁（D）（以下「D弁」という。）の内部部品であるセットピンの折損・脱落について，主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能が確保されるよう，以下のとおり，交換を行うなどの対応を講じている。

すなわち，本件発電所では，圧力バウンダリの過圧による損傷を防止すべく，１８個の主蒸気逃がし安全弁を設けており（そのうちの一つがD弁である。），逃がし弁機能と，そのバックアップとしての安全弁機能とが備わっている。セットピンは，安全弁機能に関する部品として，安全弁機能の設計圧力に相当する蒸気が主蒸気逃がし安全弁の入口に到達して開弁する際に，その動作を促進する下部リングを固定すべく設置されているものである。

被告は，主蒸気逃がし安全弁の上記構造を踏まえた原因調査を実施し，折損の主なメカニズムとして，ロワーリングとセットピンとの隙間が管理値と比較し大きかったために過大な曲げ応力が発生したこと，セットピンの形状変化部において応力集中により初期亀裂が発生し，その後の弁作動による繰り返し荷重により亀裂が進展して折損に至ったものと推定した。そして，上記推定を踏まえた対策として，折損したセットピンにつき交換を行う，交換後の新しいセットピンとロワーリングとの間の隙間につき管理値を定め調整するなどの対応を既に行っている。

以上のとおりであるから，被告は，折損の発生していない内部部品を含め，全て交換するとともに，今後の再発防止に向けた各種対応等も講じているにもかかわらず，主蒸気逃がし安全弁の内部部品が再び折損することを前提とする原告らの主張に理由はない。

(2)　中性子照射脆化

金属材料には，一般に，ある温度以下になると靭性（破壊に対する抵抗）が低下して脆くなる性質（脆性）があって，この脆性的破壊挙動を示し始める目安となる温度

である脆性遷移温度は，中性子照射によって上昇する。

また，金属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。

これらのことは，本件発電所の設計・建設時点で既に知られていたことから，被告は，本件発電所の設計・建設に当たり，圧力容器につき，材料として高い靭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・焼戻しの熱処理を施す（上記③）との中性子照射脆化に対する健全性の確保のための対応を採った。また，圧力容器の脆化傾向の確認のため，圧力容器と同一の鋼材（圧力容器用鋼材）から取り出した監視試験片をその内部に設置の上，これらを計画的に取り出し評価に用いることとした。

このように，被告は，設計・建設段階における中性子照射脆化に対する健全性の確保のための対応に加えて，運転段階においては，監視試験片を用いた圧力容器の中性子照射による脆化傾向の確認，供用期間中検査等による健全性の確認，冷却材の温度制限による管理等を行い，圧力容器の健全性を確保してきている。

これらの従前の対応，特別点検の結果等を踏まえて劣化状況評価を行い，この結果に照らし，本件発電所においては，運転期間６０年を仮定しても，圧力容器が脆性破壊に至るおそれを生ずることなく，継続して運転を行うことが可能であることを確認した。

監視試験片について，被告は，日本電気協会による「原子炉構造材の監視試験方法ＪＥＡＣ４２０１－２００７」（以下同規程を「ＪＥＡＣ４２０１」といい，特定の作成年度のものを指す場合は「ＪＥＡＣ４２０１－２００７」などという。）等を踏まえて，照射前の監視試験片を用いた試験（照射前試験）及び圧力容器の内側の炉心に近い位置に設置した照射後の監視試験片を用いた試験（照射後試験）を行い，圧力容器の脆化傾向に係るデータを実測している。

具体的には，これまで，照射前試験に加え，合計４回の照射後試験（第１回試験（昭和５６年９月），第２回試験（昭和６１年２月），第３回試験（平成１０年１月），

第４回試験（平成２６年２月））を行っており，その際，低温から高温まで変化させた試験温度の下で，複数の監視試験片を用いたシャルピー衝撃試験を行い，その吸収エネルギーを実測している。一般には，中性子照射量が多くなるにつれて中性子照射脆化が進んで，関連温度の移行量は増加しつつ上部棚吸収エネルギーは低下するようにして遷移曲線が移行するが，これまでの第１回から第４回までの試験結果に基づく遷移曲線はそうした傾向になく，顕著な脆化は認められない。原告らは，被告の監視試験片による試験結果が一般的な中性子照射脆化の傾向と異なり，脆性遷移温度が初期値よりも低くなっているものもあり，試験の信頼性を欠くと主張するが，不純物成分を抑えた圧力容器から切り出した監視試験片の中性子照射量が比較的小さい場合，照射前後の衝撃試験の結果に有意な差が生じ得ないことがあり，このような場合に照射後の遷移温度の移行量が負の値を示すこともあり得るとされていることに照らし，何ら特異なものではない。

また，被告は，ＪＥＡＣ４２０１等を踏まえて，所定の時期に，関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギーの減少率を算出するなどして，将来の圧力容器の脆化傾向を予測しており，本件運転期間延長認可申請等を行うに当たっては，第４回試験の結果等を用いて運転開始後４０年，６０年に相当する時点での脆化傾向を予測している。

これら予測のうち，母材の関連温度については，その関連温度初期値である－２５℃に，マージンとして１８℃を上乗せするなどして算出した関連温度移行量の予測値（運転開始後４０年に相当する時点では約３０℃，運転開始後６０年に相当する時点では約３６℃）を加えて，運転開始後４０年に相当する時点では５℃，運転開始後６０年に相当する時点では１１℃と，それぞれの関連温度を評価している。この評価に当たり用いたＪＥＡＣ４２０１－２００７［２０１３年追補版］に示されている予測式は，平成２４年６月末時点での我が国の原子力発電所（ＰＷＲ・ＢＷＲ）の母材と溶接金属の監視試験データ２７９点，同月末時点での我が国の原子力発電所（ＰＷＲ）の標準材データ５４点，試験炉照射材データ３８点を用いて導出されたものであり，原子力規制委員会において，海外予測式と比較するなどして，技術的に妥当なも

のであることが確認されている。

さらに，被告は，供用期間中検査として，圧力容器胴部の周方向溶接部及び長手方向溶接部についての超音波探傷検査を行い有意な欠陥がないことを確認するとともに，漏えい試験を行い健全性に問題がないことを確認している。

加えて，本件運転期間延長認可申請等に際しては，特別点検として，圧力容器の炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を行い，同様に有意な欠陥がないことを確認している。

第８　争点８（立地審査及び避難計画）について

１　争点８－１（立地審査）について

（原告らの主張）

立地審査指針は，平成２４年改正前の原子炉等規制法２４条１項４号の「災害の防止上支障がないこと」の要件該当性の審査において用いられていたものであり，現在も廃止はされていないが，被告はこれを適用していない。

立地審査指針は，原則的立地条件(2)「原子炉は，その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること」及び同(3)「原子炉の敷地は，その周辺も含め，必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること」を定め，これらの原則的立地条件を踏まえて基本的目標ａ「敷地周辺の事象，原子炉の特性，安全防護施設等を考慮し，技術的見地からみて，最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故（以下では，設置許可基準規則にいう「重大事故」と区別するため，「旧重大事故」という。）の発生を仮定しても，周辺の公衆に放射線障害を与えないこと」，同ｂ「更に，旧重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故（以下「仮想事故」という。）（例えば，旧重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちいくつかが動作しないと仮想し，それに相当する放射性物質の放散を仮想するもの）の発生を仮想しても，周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと」及び同ｃ「なお，仮想事故の場合には，集団線量に対する影響が十分に小さいこと」を定め，基本的目標ａを達成するため，立地審査の指針２．１「原子炉の周囲は，原

子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること」を，基本的目標ｂを達成するため，立地審査の指針２．２「原子炉からある距離の範囲内であって，非居住区域の外側の地帯は，低人口地帯であること」を，同ｃを達成するため，立地審査の指針２．３「原子炉敷地は，人口密集地帯からある距離だけ離れていること」の確認を要求している。

事故を起こさないように，設計，建設，運転及び保守を行うことは原子力発電所の安全を確保する上で必須であるが，深層防護の考え方によれば，前段否定の考え方（各層における安全対策が破られることがあることを前提に次の層の安全対策を考えること）に基づき，事故は起きると考え，事故発生時の備えを考えなければならない。立地審査指針は，旧重大事故及び仮想事故について軽易な想定をしたために福島第一発電所事故による被害を防ぐことができなかったが，万が一の事故が起きた場合に，公衆の安全を確保するためには，立地審査指針の本来の字義どおりに旧重大事故を技術的見地からみて最悪の場合には起こるかもしれない重大な事故，仮想事故を重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない重大な事故として想定した上で，原則的立地条件(2)及び(3)（そのための基本的目標及び立地審査の指針を含む。以下本項において同じ。）を適用することが必要である。

これに対し，被告は，原則的立地条件(2)は，無条件に格納容器が健全であることを前提とするものであったのに対し，設置許可基準規則は，炉心の著しい損傷や格納容器破損に至りかねない事象を具体的に想定した上で重大事故等対策の有効性評価を求めることによって原則的立地条件(2)をより強化していると主張するが，万が一重大事故等対策が功を奏しなかった場合を想定しない考え方であり，深層防護に反する。

次に，被告は，原則的立地条件(3)について，原子力災害対策特別措置法の制定等により原子力災害対策が強化されたこと及び有効性評価ガイドにおいて格納容器破損モードにおける放射性物質（セシウム１３７）の放出が１００ＴＢｑに収まることを確認することとしたことにより，原則的立地条件(3)よりも対策が強化されているため，立地審査指針は適用しなくてもよいと主張するが，原子力災害対策があったとしても，

原子炉施設と周辺公衆の離隔は必要であるし，原子炉施設で重大事故が発生した場合に避難が実効的であるためには施設周辺は低人口地帯でなければならず，原子力防災対策が立地審査指針で要求する低人口地帯に代替するというのは本末転倒の主張である。また，格納容器破損の場合にセシウム１３７の放出量が１００Ｔｂｑ以内に収まると想定するのは，深層防護の考え方に反するものである。

実際，福島第一発電所事故においては，同発電所から半径８０ｋｍ圏内にまで高濃度の放射性物質が放出され，半径３０ｋｍの地域では未だに帰還できない地域が存在する。福島第一発電所事故を踏まえるならば，万が一事故が起きた場合に周辺公衆の安全を図るためには，少なくとも原子炉施設から半径３０ｋｍ圏内は非居住区域とすることが求められる。仮にそうでないとしても，少なくとも原子炉施設から半径３０ｋｍ圏内は低人口地帯とし，人口密集地帯と原子炉施設は，３０ｋｍ以上離れていなければならない。

半径３０ｋｍ圏内に９４万人以上が居住する本件発電所において著しい炉心損傷が発生し，格納容器が破損した場合，住民が放射線被害を受けることなく避難することは困難である。原子力規制委員会が原子力災害対策指針で避難指針を規定しても，人口密集地帯である本件発電所周辺の住民の避難が困難である現実は変わらない。

よって，本件発電所は，立地審査指針によれば立地不適であるところ，本件設置変更許可は，立地審査指針が存在するにもかかわらず，これを満たすかどうかについての審査がされていないためその適合性判断に過誤，欠落があり，仮に新規制基準において立地審査指針の適用がないとすれば，立地審査指針のような人口帯との離隔に関する立地審査を欠く新規制基準は不合理である。

（被告の主張）

立地審査指針における原則的立地条件と，原子炉等規制法の定める設置許可基準規則を含む現行の法体系との関係をみれば，立地審査指針が果たしていた目的は現行の法体系において十分に達成・強化され，被告は，この法体系の下で，適切な措置を講じている。

まず，立地審査指針の定める原則的立地条件(1)は，原子炉施設の安全性に関して地震などの自然事象や外部人為事象（故意によるものは除く。）といった外部事象の影響について定めたものであり，大きな事故の誘因となる外部事象がなく，また，災害を拡大するような外部事象も少ない地点を選ぶことを要求するものである。これに対し，設置許可基準規則は，地盤（同規則３条），地震（同規則４条），津波（同規則５条）及びその他火山や竜巻等の外部事象（同規則６条）などによる損傷防止の観点から，個別具体的に要求事項を定めている。このように，原則的立地条件(1)については，実質的に規制基準として採用されているところ，被告は，東北地方太平洋地震を含む最新の知見を取り入れて，上記各規定を踏まえた検討ないし評価を行い，本件発電所の安全性を確保できることを確認している。

次に，原則的立地条件(2)は，原子炉施設で発生し得る大きな事故が敷地周辺の公衆に放射線による急性障害等の放射線による確定的影響を与えないための要求であり，原子炉施設の公衆からの一定の離隔を要求するものである。平成２４年改正前の原子炉等規制法は，シビアアクシデント対策を事業者の自主的な対応として位置付けており，かかる状況下において，原則的立地条件(2)は，旧重大事故（立地審査指針におけるものであり，設置許可基準規則における「重大事故」とは異なる意味である。）を想定した上で人に対する目安線量を設定してその条件を満たす離隔距離の確保を要求することで，一定の役割を果たしてきたが，無条件に格納容器が健全であることを前提に評価していた。これに対し，設置許可基準規則は，新たに重大事故等対策を規定し，万一，炉心損傷等の重大事故等が生じた場合につき，放射性物質の異常な水準の放出を防止ないし抑制するための重大事故等対策に係る規定を定め（同規則３７条以下），炉心の著しい損傷や格納容器破損に至りかねない事象を具体的に想定した上で重大事故等対策自体の有効性を評価することを求めている。このように，原則的立地条件(2)については，設置許可基準規則においてより強化され，被告は，同規則を踏まえた有効性評価を適切に行っている。

そして，原則的立地条件(3)は，原子炉施設周辺の社会環境の影響が小さい場所を選

ぶためのもので，必要に応じ防災活動を講じ得る環境にあることも意図したものである。これに対し，現行の法体系の下では，同指針の策定された昭和３９年当時には制定されていなかった原子力災害対策特別措置法（平成１１年法律１５６号）が制定され，平成２３年の東日本大震災の発生を契機に，原子力災害対策指針において，段階的避難の考え方が導入され，防護措置の判断基準を具体的に規定されるなどして，原子力災害対策の充実と強化が行われるなどしている（原子力災害対策指針前文）。さらに，社会的影響を考慮するため，環境保全（原子力基本法２条２項，原子炉等規制法１条）の観点から，放射性物質の総放出量を規制することとし，その対象核種としては，福島第一発電所事故の知見等を踏まえ，長期間帰還できない地域を生じさせないよう，想定される放出量が多く，半減期が長いセシウム１３７とされている。すなわち，有効性評価ガイド３．２．１(6)は，格納容器破損防止対策の有効性評価において，想定する格納容器破損モードに対して，セシウム１３７の放出量が１００Ｂｑを下回っていることを確認するものとしている。このように，原則的立地条件(3)については，設置許可基準規則を含む現行の法体系において，より強化されている。

以上のように，現行の法体系は，立地審査指針における要求事項を十分に果たすものとなっており，そして，この法体系の下で，被告は適切に措置を講じている。

これらに関し，原子力規制委員会も，本件意見公募手続における立地評価に係る意見に対し，放射線リスクの社会的影響に対する評価として，立地審査指針では，大人口が極めて低線量の被ばくを受けることを含んだ集団線量の見地に基づいて評価したが，福島第一発電所事故を踏まえ，半減期の長い放射性物質の総放出量という観点から規制を行うことが合理的であり，環境保全の観点からも適切であることから，新規制基準においては，原子力発電所の近隣に住む住民が長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質の放出を制限するため，想定される放出量が多く，半減期が約３０年と長いセシウム１３７の放出量を元に評価することとしており，放射性物質の異常な水準の放出を防止するという観点から重大事故等対策の有効性を確認している旨回答している。

これらを何ら踏まえることなく，新規制基準が不合理であるとする原告らの主張には理由がない。

2　争点８－２（避難計画）について

（原告らの主張）

(1)　新規制基準の不合理性

大量の放射性物質を内包する原子力発電所においては，事故が発生した場合に一つの対策が奏功しないときは次の対策により，それが破られたときは更に次の対策で，第１から第５の防護レベルまでの対策を設け，放射性物質を施設の外部に出さない，あるいは影響を最小限に抑えるという深層防護の考え方が採用されている。このような原子力発電所の安全設計思想である深層防護の考え方からすれば，深層防護の第５の防護レベルである緊急時対策，避難計画等の策定により人命に危険が及ばないようにすることにつき，原子力規制委員会が，原子力安全規制の一環として実効的な避難計画の審査や検証をした上で，審査対象となる原子力発電所の建設及び運転の許可がされるべきである。また，新規制基準は，従来審査基準の一つとされていた立地審査指針を採用せず，原子力発電所を人口密集地帯から隔離すべきとの要件を外していることから，避難計画は一層重要なものとなっている。

被告は，原子力災害対策特別措置法によって第５の防護レベルの安全対策が図られているなどと主張するが，同法の下において，避難計画を含む地域防災計画は，原子力災害対策指針により原子炉施設から半径３０ｋｍの圏内の自治体にのみ求められ，その現状は，実質的には原子力防災の事前計画や住民避難計画，事故後の地域全体の生存責任まで自治体任せになっている。

したがって，深層防護の第５の防護レベルである避難計画等を審査の対象としない新規制基準は不合理である。

(2)　実効性のある避難計画が存在せず，深層防護の第５の防護レベルが達成されていないこと

ア　本件発電所の事故に対する避難計画の策定状況が不十分であること

現行の原子力災害対策の法体系の下において，本件発電所の事故に対する住民の避難計画は，極めて不十分なものしか策定されておらず，実効性は全く担保されていない。すなわち，深層防護の第５の防護レベルの要請が全うされていない。

（ア）原子力災害対策指針について

原子力規制委員会は，原子力災害予防対策，緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策の円滑な実施を確保するための指針（原子力災害対策指針）を定めるものとされ，同指針においては，原子力災害対策を重点的に実施すべき区域の設定に関する事項等を定めるものとされている（原子力災害対策特別措置法６条の２）。地方公共団体は，同指針に従い，防災計画を策定するものとされるが，中でも，生命・身体の安全に関わる避難計画の実効性は重要である。

原子力災害対策指針の要点は，第一に地域防災計画を策定すべき地域を設定したことにある。避難計画を含む地域防災計画を策定すべき範囲は，原子力災害対策重点区域を目安としてその自然的，社会周辺状況等を勘案して定めることとされ，原子力災害対策重点区域は，発電用原子炉施設からおおむね半径５ｋｍを目安とする区域（ＰＡＺ：Precautionary Action Zone 予防的防護措置を準備する区域。放射性物質が放出される前の段階から予防的に避難などを行う区域）及びおおむね半径３０ｋｍを目安とする区域（ＵＰＺ：Urgent Protective Action Planning Zone 緊急時防護措置を準備する区域。予防的な防護措置を含め，段階的に屋内待避，避難，一時移転を行う区域）から成る。

第二の要点は，避難などの防護措置を発動する判断基準に新しい概念が導入されたことにある。新しい概念とは，原子力発電所の状態等に基づき，警戒事態，施設敷地緊急事態，全面緊急事態の三段階の緊急事態区分であり，その区分を判断する基準（ＥＡＬ）が設けられた。ＰＡＺでは，ＥＡＬで上記区分のいずれかに該当すれば避難することになり，ＵＰＺでは，全面緊急事態となった場合に，放射性物質の放出前の段階で屋内退避を実施し，その後原子力災害対策本部が緊急時モニタリングの結果に基づき空間放射線量率が一定値以上となる地域を特定し，当該区域の住民は，原子力災

害対策本部の指示により一時移転を実施することになる。

もっとも，原子力規制委員会は，当初，同指針の中で，ＰＰＡという区域についても記載し，おおむね半径３０ｋｍ圏の外で５０ないし６０ｋｍの区域においても，屋内退避や安定ヨウ素剤の配布の準備の必要性を検討してきた経緯があるように，避難計画の策定範囲が３０ｋｍ圏とされているのは，必ずしも決定的な根拠に基づくものではない。事故の規模や気象条件によって避難の必要な範囲は広がり得るのであり，実際に福島第一発電所事故では，避難勧告地域が６０ｋｍまでに及んでいる。半径３０ｋｍ圏内を超えた範囲の自治体において避難計画等の準備が不要ということはできない。

（イ）茨城県広域避難計画について

都道府県に設置される都道府県防災会議は，原子力災害について都道府県地域防災計画を作成し，ＰＡＺ及びＵＰＺの住民の広域避難計画の作成を行うものとされている。

茨城県が平成２７年３月に策定し，同３１年３月に改定した「原子力災害に備えた茨城県広域避難計画」においては，①あらかじめ避難先及び避難経路等を定めること，②ＰＡＺ（本件発電所から半径５ｋｍ圏内）の避難を先行させ，ＵＰＺ（本件発電所から半径５～３０ｋｍ圏内）の住民はまず，屋内退避とした上で，段階的な避難とすること，③同一地区の住民の避難先は，同一地区に確保するように努め，④要配慮者（高齢者，障害者，外国人，乳幼児，妊産婦，入院患者等）についてより安全かつ迅速に避難を図ること，⑤住民の避難手段は自家用自動車避難を基本とし，要配慮者や自動車を持たない住民は公的機関が手配したバス，福祉車両，自衛隊車両を利用すること，⑥複合災害における避難についても想定することが定められている。

しかし，本件発電所については，ＰＡＺの住民が８万人，ＵＰＺの住民が８８万人いるのである。

そして，ＵＰＺの住民が安全に屋内退避できる施設はない。８８万人に及ぶＵＰＺの住民が段階的避難とされているが，段階的な避難を守らず自発的避難行動が起こる

ことは間違いなく，交通渋滞などの様々な混乱が生じ，避難先や避難ルートなどの事前計画の実施は困難となることが容易に予想される。また，自家用車による避難を基本としている点からも，交通渋滞が発生し，避難遅れによる被ばくの可能性がある。

さらに，要配慮者への対策は極めて困難であり，公的機関が手配するバスについても，手配可能な容量の限界，運転手の安全対策及び人員確保の困難性といった問題がある。また，複合災害を想定するとしているが，風向きでの二方向避難の計画作成が困難でできておらず，避難経路上の交通障害の発生や原子力複合災害時の対応も全くできていない。

このように，茨城県広域避難計画には，避難計画としての実効性がない。

さらに，茨城県広域避難計画では，住民等の避難退域時検査（スクリーニング）及び除染を行うものとしているが，その対象者は９４万人に上るところ，具体的な手段・方法は未確定であり，本件発電所事故の避難時にそのような検査を９４万人に実施できるのか不明である。

（ウ）市町村の避難計画について

市町村に設置される市町村防災会議は，原子力災害について市町村防災計画を作成し，広域避難計画に則った避難計画の作成を行うものとされている。

例えば，東海村はその全域がＰＡＺの５ｋｍ圏内であり，住民約３万８０００人がＵＰＺ外の取手市，守谷市及びつくばみらい市の３市の避難所に避難する計画となっており，避難経路としては常磐高速道及び東水戸道路が予定されているが，渋滞等の危険が存在する。茨城県によるシミュレーションでは，設定条件（天候，一部道路不通，交通規制状況等）によるが，５ｋｍ圏内からの脱出だけでも相当の時間が掛かることが示されている。

平成３０年１２月２５日までに，本件発電所からＵＰＺの３０ｋｍ圏内の１４市町村のうち，大子町を除く１３市町村が避難先の地方公共団体との間で広域避難に関する協定の締結に至っており，このうち，笠間市，常陸太田市，常陸大宮市，鉾田市の４市のみが避難計画を策定しているが，その内容は移動手段の確保などの観点から，

現実に避難を行うにはあまりにも不十分なものである。

なお，各避難計画においては，小中高等学校の体育館が一時避難先とされることがほとんどである。しかし，現在，新型コロナウイルスによる感染症が流行しており，感染対策として，「密閉」，「密集」及び「密接」の「３密」を回避することが必要とされ，体育館等ではこれを回避することができないため，多数の避難先を確保して分散退避するなど，感染症対策を考慮した避難計画とする必要があるが，そのような計画の策定は著しく困難である。

イ　原告らの避難の困難性

（ア）本件発電所から原告らの住所までの距離は，当事者目録１記載のとおりであり，ＰＡＺ圏内に居住する者は６名，ＵＰＺに居住する者は７０名である。しかし，ＰＡＺ及びＵＰＺにおいても，実効性のある避難計画は策定されていないことは前記アのとおりである。

（イ）次に，本件発電所の炉内に内蔵されているセシウムが事故により１割放出されたと想定し，北東の風２．０ｍ毎時，気象安定度Ｄとするシミュレーションにおいて，ＰＡＺは放射性物質の放出前の避難に成功したものとしても，その外側のひたちなか市，水戸市では急性被害が発生し急性死者は約４万２６００人，その他の茨城県内及び首都圏での晩発性死者は約７１万７０００人との試算がある。

原子力災害対策指針では，原子力発電所から３０ｋｍ圏内（ＵＰＺ）では，屋内退避を原則とするが，緊急時モニタリングにより５００μＳｖ/ｈに該当した場合は数時間を目処に区域を特定し避難等を実施し，同じく２０μＳｖ/ｈに該当した場合には１日以内を目処に区域を特定し地域生産物の摂取を制限するとともに１週間以内に一時移転を実施するとしている。この基準により上記の事故に対して避難範囲を推定すれば，茨城県はもとより埼玉県の風下側全域が避難対象範囲となり，東京都及び神奈川県の風下側全域についても一時移転が必要となる。このような事態に対応し得る避難計画等は，検討すらされていない。この避難範囲には，小美玉市，石岡市，かすみがうら市，土浦市，つくば市，阿見町，牛久市，つくばみらい市，常総市，坂東

市，取手市，守谷市といった茨城県の主要な市町が含まれ，原告らの中にはこれらの市町に居住している者が多数いる。

（ウ）このような状況下において事故が起きれば，ＰＡＺ又はＵＰＺ圏内に居住する者を含む原告らは，避難をすることができずに被ばくする可能性が高く，生命，身体，健康が害され，経済的，社会的にも不可逆的な被害を受けることになり，原告らの人格権は侵害される。

したがって，避難計画の策定を中心とする深層防護第５の防護レベルの要請が全うされていない本件発電所を稼働することは，原告らの生命，身体，健康が侵害される具体的危険を生じさせるから，差止請求は認められるべきである。

（被告の主張）

(1) 新規制基準が不合理ではないこと

ア 原告らは，設置許可基準規則において，十分な緊急時計画の策定を許可要件とする旨を定めなければならないとし，設置許可基準規則において，避難計画に係る規定を定めていないことが不合理であるかのように主張する。

しかしながら，我が国の法体系において，避難計画に関する事項等の原子力災害対策に関する事項については，原子力災害対策特別措置法において規定されており，原子炉等規制法４３条の３の８第１項，２項，同法４３条の３の６第１項４号の定める発電用原子炉の設置（変更）許可の基準とはされていない。避難計画に関する事項等の原子力災害対策に関する事項が，原子炉等規制法において発電用原子炉の設置（変更）許可の基準とされていない以上，同基準の内容を定めた設置許可基準規則において上記事項が規定されていないことはむしろ当然というべきであって，このことから同規則が不合理ということはできない。以上により，設置許可基準規則において緊急時の避難計画に係る規定がないことが不合理であるとする原告らの主張には理由がない。

イ また，原子力災害対策が実質的に自治体任せであるとの原告らの主張も誤りである。我が国の原子力災害対策は，災害対策基本法，原子力災害対策特別措置法等に

従い，国（中央防災会議による防災基本計画の作成，原子力規制委員会による原子力災害対策指針の制定，内閣府による財政的支援，原子力防災会議・地域原子力防災協議会の設置による地域防災計画の具体化・充実化の支援等），地方公共団体（地域防災計画・避難計画の作成，地域原子力防災協議会への参加等），原子力事業者（原子力防災管理者の選任，原子力防災管理者の通報義務，原子力事業者防災業務計画の作成，地域防災計画作成の支援等）等が連携して，それぞれがその責務を有し，万が一，放射性物質を環境へ大量に放出するような事態が発生した場合にも備えて，適切に原子力災害対策を講じることとされている。

(2) 避難計画の策定状況によって人格権侵害の具体的危険の有無が決せられるものではないこと

ア 放射性物質の異常放出が生じる具体的危険はないこと

被告は，本件発電所について，放射性物質の有する危険を顕在化させないよう，自然条件に十分に配慮した上で，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，放射性物質が環境に異常に放出されることを未然に防止するための事故防止対策を講じるなどした上で，その設計・建設以降も，維持管理を継続的に実施しながら，自然条件に係る最新の知見を踏まえるなど必要な対応を行ってきている。このような対応の下で確保される本件発電所の安全性に照らし，原告らの人格権侵害を生ずるような放射性物質の異常放出が生じる具体的危険性はおよそ考え難い。原告らの主張は，これらの被告の各般の対応を具体的に論ずることもなく，放射性物質が環境に異常に放出されるという事態を当然の前提とした上で，避難計画の有無やその内容によってのみ人格権侵害の具体的危険性の有無を判断するよう求めるものであって，およそ不合理なものである。

加えて，原告らは，現時点における本件発電所に関する避難計画の策定の状況を挙げてるる主張するが，同発電所を含む原子力発電所における避難計画については，避難計画の策定はもとより，その策定後の防災訓練の実施による実効性の検証等の対応を重ねて，原子力事業者や関係機関において不断に改善・強化がなされていくもので

ある。

イ　本件発電所の位置する東海第二地域の検討状況

（ア）本件発電所の位置する東海第二地域においては，現在，前記(1)イで述べた枠組みの下で，それぞれの責務を踏まえた対応が継続して行われているところである。

具体的には，茨城県は，防災基本計画（原子力災害対策編）に基づき，茨城県地域防災計画（原子力災害対策計画編）を作成し，また，同計画に基づき，平成２７年３月，原子力災害対策重点区域に係る市町村の住民等の広域的な避難，避難先，避難経路，避難手段等を定めた「原子力災害に備えた茨城県広域避難計画」を作成し，平成３１年３月に避難対象人口の修正等を内容とする改訂を行った。茨城県広域避難計画については，その実効性を高めるため，引き続き，県外の避難先確保等の事項について検討を進め，その結果を同計画に順次反映するものとされている。

また，市町村の広域避難計画については，本件発電所から半径３０ｋｍ圏内の１４市町村のうち，笠間市，常陸太田市，常陸大宮市，鉾田市及び大子町が広域避難計画を策定しており，その他の市町村においては，これらの作成に向けて検討が進められている最中である。既に避難計画を策定した市町村においても，今後の検討課題等を踏まえて避難計画の実効性を高める検討がされている。広域避難に関する協定については，上記１４市町村のうち，自町内避難を講ずる大子町を除く１３市町村において締結されている。東海村は，令和元年６月，避難先の地方公共団体，国，県，警察，陸上自衛隊等関係機関の協力の下，３回目の避難訓練を実施し，同年１２月に東海村広域避難計画（案）に関し住民意見交換会を行い意見等の取りまとめを行った。常陸太田市は平成３１年３月に，日立市は令和元年１１月にそれぞれ避難訓練を実施するなど，各市町村における取り組みが継続して行われている。被告は，本件発電所に係る原子力災害対策につき，現在まで，例えば，原子力災害予防対策，緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策その他原子力災害の発生及び拡大を防止し，並びに原子力災害の復旧を図るために，緊急事態区分に応じた関係機関への通報並びに原子力防災要員の配置及び原子力防災資機材の備付け等について定めた原子力事業者防災業務

計画を作成し，必要に応じて修正している。この作成又は修正に当たっては，茨城県等の地域防災計画との整合を図るため，あらかじめ茨城県知事等と協議している。そして，原子力事業者防災業務計画を修正した場合には，速やかに内閣総理大臣及び原子力規制委員会に届け出ている。そのほか，地域原子力防災会議の作業部会にオブザーバー又は説明者として出席するなどして地方公共団体における避難計画を含む地域防災計画（原子力災害対策編）の作成状況や課題等を共有し，協力，支援等の検討を進めることなどを通じ，地域防災計画（原子力災害対策編）の作成等に関し支援等の準備を行っている。

現在，関係地方公共団体とともに国も出席する東海第二地域原子力防災協議会作業部会において，地域防災計画及び広域避難計画の具体化・充実化等の議論が進められている。東海第二地域原子力防災協議会作業部会は，至近では令和２年３月１９日に開催され，内閣府，原子力規制庁，経済産業省・資源エネルギー庁，本件発電所から３０ｋｍ圏内の各市町村を含む関係自治体が出席し，被告もオブザーバーとして参加した。今後，避難計画を含む緊急時対応について，関係地方公共団体によって同計画が作成された後，地域原子力防災協議会の作業部会における検討を経た上で，同協議会において，合理的かつ具体的なものとなっていることが確認され，更に，原子力防災会議に報告され，了承されるよう手続が進められていく。

（イ）原告らが課題であるなどとして列挙する事項についても，具体的に検討が進められているものも少なくない。例えば，東海第二地域原子力防災協議会の作業部会において，在宅の要配慮者の把握とその支援者の確保や安定ヨウ素剤の緊急時配布などに関し検討を進めていくこととされるなど，今後も引き続き，避難計画を含む地域防災計画（原子力災害対策編）の具体化・充実化が図られていく。また，茨城県広域避難計画では，県外の避難先の確保，スクリーニング体制，安定ヨウ素剤の配布体制，複合災害の対応といった事項については，今後の課題として，広域避難計画の実効性を高めるため，引き続き検討を進め，その結果を計画に順次反映させていくこととしている。そして，避難した住民を受け入れる地方公共団体との関係についても，平成

３０年１２月２５日までに広域避難に関する協定の締結が完了し，避難の受入先が確保されており，今後は，避難受入れの具体的な体制整備等が図られていく。

これらのことから，本件発電所の安全性の確保に向けた被告の各般の対応を具体的に論ずることなく放射性物質が環境に異常に放出されるという事態を当然の前提とした上で，現時点における避難計画の策定等の状況を挙げて，原告らの人格権が侵害されるかのように述べる原告らの主張には理由はない。

第９　争点９（東海再処理施設との複合災害の危険性）について

（原告らの主張）

設置許可基準規則６条３項は，「安全施設は，工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。」と定められており，同解釈によれば，「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは，敷地及び敷地周辺の状況を基に選択されるものであり，飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突又は電磁的障害等をいう，とされている（設置許可基準規則解釈６条８項）。また，原子力規制委員会が平成３０年１１月２８日に出した「近接の原子力施設からの影響に係る審査について（案）」（以下「近接原子力施設からの影響審査について」という。）は，周辺原子力施設の事故からの影響は，他の外部事象と同様に，申請施設に係る審査において考慮するという基本的な考え方に立ち，申請施設の審査において影響を考慮する周辺原子力施設は，重大事故などの考慮を要する施設であって，当該周辺原子力施設のＰＡＺ（施設からおおむね半径５ｋｍの区域である。）内に施設が立地する場合を含むとしている。

そして，国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）の核燃料サイクル工学研究所に設置されている再処理施設（以下「東海再処理施設」という。）は，本件発電所から２．８ｋｍとＰＡＺ圏内に所在し，重大事故の危険のあ

る周辺原子力施設であるから，その事故からの影響を本件設置変更許可において考慮しなければならないはずである。

原子力機構は，平成２６年９月には同施設の廃止の方針を決めたものの，同施設には３０年の運転期間に蓄積された放射性廃棄物が存在する。中でも，高放射性廃液は，絶えず崩壊熱を発しており，その発熱量は原子力発電所の使用済燃料に比べて少ないが，冷却し続けなければ温度が上昇し，一定時間が経過すれば沸騰が始まり，その後，蒸発，乾固し，やがて爆発に至る。また，溶液中の水の放射線分解により発生する水素を施設外に排出するために圧搾空気が施設内に送り込まれているが，電源が喪失して水素の掃気ができなくなれば，水素濃度が上昇し，水素爆発に至る危険もある。そのため，崩壊熱除去機能や水素換気機能が喪失すれば爆発ないし水素爆発に至る危険がある。

原子力機構は，平成２８年１月に高放射性廃液のガラス固化作業を開始したものの，トラブルにより作業が中断し，平成２９年１月に再開するも再び搬送クレーンの不具合により作業を停止し，その後も運転と停止を小刻みに繰り返した後，同年６月から２年にわたり作業を停止し，令和元年７月に再開するも，約２週間後に溶融炉のトラブルのため，中断した。原子力機構は，同時点で未処理であった高放射性廃液３６０m^3について，令和１０年度までに約８８０本のガラス固化体を製造し処理する予定としていたが，令和元年１２月には作業を約２年間中断する見通しを示しているなど，その達成は困難な状況にある。

また，東海再処理施設の基準津波は，申請上，ＨＡＷ施設（高放射性廃液貯蔵場）に到達する津波高はＴ．Ｐ．＋１４．２m，同じくＴＶＦ（高放射性廃液ガラス固化開発棟）に到達する津波高はＴ．Ｐ．＋１２．８mと評価されており，これらの施設の標高はＴ．Ｐ．＋５～７mと本件発電所よりも８m低い。これに対し，同じく太平洋沿岸に立地し，僅か２．８kmの距離にある本件発電所の基準津波は，津波高は敷地前面東側Ｔ．Ｐ．＋１７．９mと評価され，防潮堤の天端高さはＴ．Ｐ．＋２０mである。両者の想定する津波高の差を「敷地の特性の差異」や「計算方法の差異」に

より合理的に説明することは無理がある。本件発電所を襲う津波は，防潮堤なしの東海再処理施設の主要施設をも襲うことになり，全電源喪失，高放射性廃液の冷却機能喪失により同施設の爆発事故や大量の放射能放出を招き，本件発電所の事故対処を著しく阻害する要因となるべきものである。

以上のとおり，本件設置変更許可申請の審査においては，東海再処理施設の事故の危険性を評価し，本件発電所にとって危険でないことが確認されるべきであるにもかかわらず，原子力規制委員会は，「工学的」な判断という曖昧な理由で東海再処理施設を審査の対象から外しており，設置許可基準規則６条３項に適合するとの判断に過誤，欠落があり，仮にそのような理由で東海再処理施設を審査の対象から外してもよいというのであれば，審査基準そのものが不合理というべきである。

（被告の主張）

もとより，原子力施設の安全確保については，原子炉等規制法の下で各設置者の責任において行われるものであるところ，原子力機構は東海再処理施設について再処理事業者として，被告は本件発電所について発電用原子炉設置者として，それぞれの責任において，それぞれの設備の構造等に応じた安全確保対策を講じて設計及び建設を行い，その時々における知見等に照らして所要の対応を採るなどして，不断に安全確保を図っている。

原子力機構は，東海再処理施設について，原子炉等規制法の下で設計・建設・運転の各段階に応じて，国から所要の指定，認可等を得て，再処理業務を適切に行うなどして我が国における再処理技術の定着に資する事業を遂行し，福島第一発電所事故の教訓を踏まえ，東海再処理施設の更なる安全性向上に係る取組みとして，地震やそれに伴う津波などによる緊急時の安全対策を強化するなど，その時々の知見等を踏まえた対応も行ってきた。そして，東海再処理施設について，その潜在的なハザードの早期低減を図りつつ適切に廃止措置を行うことができるよう，安全確保に関する検討を行うなどして，平成２９年６月，原子力規制委員会に対し，原子炉等規制法５０条の５第２項の規定に基づき，廃止措置計画認可申請を行った。同申請については，平成

３０年６月に原子力規制委員会から認可を受け，これまで，原子力機構は，廃止措置期間中の安全確保等について継続的に検討を行い，順次，その結果を踏まえて廃止措置計画変更認可申請を行い，認可を得るなどしている。そして，このような原子力機構の行う東海再処理施設に係る対応については，原子力規制委員会の設置する東海再処理施設等安全監視チーム（以下「監視チーム」という。）の行う公開の会合において，原子力機構から聴取を行いつつ，高放射性廃液のガラス固化等に係る安全確保の状況，新規制基準適合申請に向けた検討状況等の安全性の確認がされており，その結果を踏まえて，原子力規制委員会の上記各認可がなされているが，更に審査が続けられていく。その一環として，原子力機構は，ガラス固化技術開発施設の工程制御装置等の更新等に係る設計及び工事の方法を追加すべく，上記の認可を受けた東海再処理施設の廃止措置計画について，平成３０年１０月１０日，原子力規制委員会に対し，廃止措置計画変更認可申請を行っており，原子力規制委員会は，同年１１月３０日，廃止措置計画変更認可を行った。また，原子力機構は，平成３１年１月３１日に，ガラス固化技術開発施設の溶融炉の間接加熱装置（予備品）製作及び交換に係る設計及び工事の方法を追加するため，廃止措置計画変更認可申請を行い，原子力規制委員会より同年３月２９日に同申請に係る認可を受け，また，放射線管理設備の更新に係る設計及び工事の方法を追加するため，同年１月３１日に廃止措置計画変更認可申請を行い，原子力規制委員会より令和元年９月１０日に同申請に係る認可を受けるなどした。ほかに，同年１２月１９日，再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則を踏まえた安全対策の実施内容を追加するため，廃止措置計画変更認可申請を行っており，現在，原子力規制委員会において，その審査がなされている。

原告らは，東海再処理施設について高放射性廃液のガラス固化作業が中断されていることをもって，これが漏えい等する事故が発生する具体的危険があるかのように主張するが理由がない。すなわち，原子力機構は，使用済燃料の再処理に伴いプルトニウム溶液及び高放射性廃液を貯蔵しているところ，プルトニウム溶液についてはＭＯＸ粉末化処理を平成２８年７月２８日に終了し，高放射性廃液についてはガラス固化

体の製造処理を開始した。そうした状況の中，令和元年７月に，ガラス固化作業の過程で装置の停止を確認したことから作業を中断し，現在，その原因分析を行うとともに作業再開に向けた対策案を検討しているところ，当該作業が中断している現状において，当該作業に起因する事故の発生は考えられず，今後，監視チームによる原子力機構の対応についての安全性の確認がなされた後に，当該作業が再開されることとなる。ガラス固化作業が完了していない高放射性廃液をみても，冷却水循環による冷却及び水素掃気によって高放射性廃液の沸騰及び水素爆発を防止する措置を講じることで適切に貯蔵されており，その安全確保に当たり，原子力機構は，認可を受けた廃止措置計画に従い廃止措置を講じている。

また，原子力機構は，平成３０年１１月９日に行った安全対策の検討に用いる基準地震動，基準津波，設計竜巻及び火山事象の策定を内容とする廃止措置計画変更認可申請をし，令和元年９月２６日にその一部補正を行い，原子力規制委員会より令和２年２月１０日に同申請に係る認可を得ている。

原告らは，東海再処理施設について，津波による電源喪失がもたらす事故の危険性を主張するが，原子力機構は，本件発電所において新規制基準を踏まえて設定した震源モデルや津波波源モデルと同じものを用いるなどして適切に評価を行っている。また，本件発電所と東海再処理施設は，同一地点に立地するものではない以上，波源が同じであったとしても津波が沿岸に伝播する過程等は異なることから，それぞれの地点における津波の高さが異なることは当然であり，原告らの挙げる津波水位の差異が原告らの主張の根拠となることはない。したがって，原子力機構の考慮する基準津波については，東海再処理施設の安全性を確保するという意味において十分に適切なものであり，原告らの主張は前提を欠く。

以上のとおりであるから，原子炉等規制法の下で，東海再処理施設については，周辺公衆に対する放射性物質の有する危険性が顕在化することがないよう所要の安全確保対策が講じられていくこと，当該施設は廃止措置中であることなどからすれば，被告が原告らの求めるような東海再処理施設における事故の想定を行っていないこ

とをもって，本件設置変更許可が不合理であるということはできない。

原子力規制委員会は，本件設置変更許可申請の内容を妥当と判断して，平成３０年９月２６日付けで本件設置変更許可を行うに当たり，本件意見公募手続において，設置許可基準規則やその解釈によれば，東海再処理施設は本件発電所にとっての敷地周辺の状況に他ならないから，東海再処理施設の爆発，火災等の事故発生を想定して，その事故があっても本件発電所の安全機能が損なわれないことを確認しなければ，設置基準は満たされないと考えるなどとする意見につき，「審査において考慮の対象とする周辺原子力施設は，工学的に判断しています。東海再処理施設は廃止措置中であること，ＪＲＲ－３は出力が十分小さいこと，これらの施設は東海第二とは一定の距離を有していること等に加え，東海第二において想定している重大事故等への対策を踏まえれば，これらの施設の事故により東海第二が受ける影響は，十分小さいと工学的に判断しています」と回答している。

原子力規制委員会は，原子炉等規制法上，原子力施設全般の規制をつかさどる地位にあり，本件発電所に限らず，監視チームにおける審議等を通じて東海再処理施設の構造等にも通じていることから，規制要求を踏まえた安全確保対策の妥当性を確認した上でなお，各原子力施設の特質を踏まえた考慮を行うこと自体に不合理な点はなく，東海再処理施設が廃止措置中であることなどを考慮し，結論において，被告の判断と同じく，原告らの求めるような東海再処理施設における事故の想定を要しないと判断していることに変わりはない。

そして，原子力規制委員会は，平成３０年１１月２８日に「近接原子力施設からの影響審査について」を取りまとめ，「審査において考慮の対象とする施設は，工学的に判断されるものである」，「運転の可能性，使用済燃料の状態等を踏まえて，申請施設に有意な影響を与えないと考えられる原子力施設は，考慮の対象から除く」とするなど，工学的な判断を内容とする考え方を示している。

なお，原告らは，「工学的」な判断という曖昧な理由で東海再処理施設を審査の対象から外すとすることは審査基準として不合理であるなどと主張するが，各設置者が

自らの責任において所要の安全確保対策を講ずることが原子炉等規制法の下での安全確保の基本である。それゆえ，自らの原子力施設において規制要求を踏まえた事故を想定してもなお，周辺公衆に対する放射性物質の有する危険性が顕在化するものではないことの確認が規制上も要求されているが，これとは異なる周辺原子力施設からの影響といった更なる対応については，原子炉等規制法の定めに照らし，その基準の策定の有無を含め，原子力規制委員会の合理的な裁量によるものと解するほかなく，このような事柄の性質上，原告らの求める基準の策定がなされていないことをもって不合理ということはできない。

第１０　争点１０（経理的基礎の要件の範囲及びその有無等）

（原告らの主張）

１　設置・維持管理に関する経理的基礎を欠くことが差止めの根拠足り得ること

(1)　原子炉等規制法４３条の３の６第１項２号について

原子炉等規制法４３条の３の８第２項が準用する４３条の３の６第１項２号は，「その者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること」を原子炉設置変更許可の要件として要求しているところ，これは，当該原子炉の安全性を担保するための最低限の要件であると考えられ，同要件を満たさないことは，当該原子炉が周辺住民らの人格権を侵害する高度の蓋然性があることを推測させる意味を持つ。

そして，発電用原子炉の安全性は，設置（変更）段階だけでなく，運転中の維持管理においても確保されなければならず，運転中の維持管理に関する安全性の確保は十分な経理的基礎があって初めてできるものである。事業者に経理的基礎が欠けていれば，事故防止のために必要な対策を採ることもできず，故障が発生した場合に十分な補修を行うこともできず，そのような故障の隠蔽，安全対策や維持管理のために必要な措置の手抜きなどもあり得る。一般廃棄物処理施設や産業廃棄物処理施設については，事業者の施設に関する「維持管理」についての経理的基礎が明文で要求されている（廃棄物の処理及び清掃に関する法律（以下「廃棄物処理法」という。）８条の２第

１項３号，１５条の２第１項３号，同法施行規則４条の２の２第２号，１２条の２の３第２号)。

また，平成２６年法律第７２号による改正前の電気事業法５条により卸電気事業者の業の許可要件の一つとして，「電気事業を適確に遂行するに足りる経理的基礎」という要件が設けられていたが，同改正後は，被告のような発電事業者は，経済産業大臣の許可を必要としなくなった。そのため，原子炉等規制法４３条の３の６第１項２号の経理的基礎に維持管理に関する経理的基礎が含まれないとするならば，原子力発電所の維持管理に関する経理的基礎については，監督を行う者がいない状況となる。

したがって，原子炉等規制法４３条の３の６第１項２号の解釈として，設置のみならず，維持管理に関する経理的基礎が必要であると解すべきであり，仮にそのような解釈が認められないとすれば法の不備である。

(2)　経理的基礎を欠くことが差止めの根拠足り得ること

後記のとおり，被告は，本件設置変更許可等に伴う重大事故等対処施設等の建設工事に必要な多額の費用を調達できるのか明らかではなく，借入金等で調達したとしても，債務超過となり，返済原資を確保できるのかも危ぶまれる。そのようにして，被告が経理的基礎を欠く場合には，①本件原子炉の重大事故等対処設備等の設置工事の費用を削減し，その結果，設置変更計画の技術上の基準に満たない重大事故等対処施設を建設したり，本来有すべき安全性を欠落させた設備の手抜き工事を行い，②借入金の元金・利息の支払や現実の収支に対応しない高額の返済原資の確保のために，放射性廃棄物や使用済核燃料の不適正な処理や保安設備上の手抜きをする，人件費を削減するために本件原子炉の維持管理に必要な人員を配置しなかったり，賃金の安い非熟練労働者を雇用する，維持管理上の技術基準（原子炉等規制法４３条の３の１４，技術基準規則）に反した操業をし，故障箇所・不具合箇所が発生しても十分な補修を行わないなどの不適正な原子炉の操業及び廃炉後の管理を行わざるを得なくなる事態が優に想定される。

被告は，平成２９年法律第１５号による改正後の原子炉等規制法の下で，事業者検

査制度が新たに設けられ，原子力規制委員会による原子力規制検査が新たに導入されたことを主張するが，いずれも経理的基礎に関する審査を行うものではなく，定期事業者検査制度は，事業者が行う自主検査にすぎず，客観的な公正さが保たれるものではないこと，原子力規制委員会による施設定期検査及び原子力保安検査官による保安検査は，経理面の検査ではない上，隠れた手抜き工事等は発見できない。被告については，原子力規制委員会に対し提出した敦賀発電所２号機の審査資料のデータを書き換えていたことが発覚しており，経理的基礎を欠いた場合には安全性を犠牲にした不正行為を行い，これを隠蔽することも考えられる。

したがって，原子炉等規制法４３条の３の６第１項２号の経理的基礎に維持管理に関するものが含まれるか否かにかかわらず，人格権に基づく差止請求において，設置及び維持管理に関する経理的基礎が欠ける場合には，重大事故を起こす蓋然性が極めて高く，原告らの生命・健康等を侵害する具体的危険がある。

２　本件発電所の設置変更・維持管理に関する経理的基礎を欠くこと

被告は，本件発電所の再稼働に向け，事故対策工事費用として合計１７４０億円を要するとしているが，東京電力ホールディングス株式会社（以下「東京電力ホールディングス」という。）及び東北電力株式会社（以下「東北電力」という。）から資金援助が得られる予定であるとするだけで，その根拠となる具体的資料などを提出しない。しかも，近時，被告は，工事業者から予算を７００億円も超過する工事費用を要求されていることが報道されており，１７４０億円の資金援助があったとしても不足することが明らかである。

また，上記事故対策工事費用に加え，本件設置変更許可において審査の対象となっていない特定重大事故等対処施設等の設置工事費用として６１０億円を予定しているとのことであり，これも約１０００億円程度に膨らむものと考えられるが，被告はこれらの調達先等を明らかにせず，何らかの証拠も提出しない。

仮に被告が上記事故対策工事費用や上記特定重大事故等対処施設等の設置工事費用の合計約３５００億円を借り入れたとしても，債務超過に陥る可能性が高い。これ

らの安全対策のための借入金等の投下資金を回収するためには，売電価格を市場価格の２倍程度に設定しなければならないと考えられるが，そのような価格での売電は困難である。

さらに，福島第一発電所事故の事故対応費用は経済産業省の試算でも総額２２兆円とされ，このうち東京電力が捻出すべきとされた資金は約１６兆円にのぼるとされるところ，半径３０ｋｍ圏内でも福島第一発電所の８倍の人口を抱え，背後に首都圏がある本件発電所において事故が発生した場合に想定される賠償額は，福島第一発電所事故の比ではなく，被告にはそのような場合の賠償能力もない。被告は，損害賠償額が責任保険契約による保険金１２００億円を超えた場合には政府援助があり得ると主張するが，政府援助がされる保証はない。

したがって，被告には本件発電所の設置変更・維持管理に関する経理的基礎がなく，本件発電所を再度稼働させた場合には，原告らの人格権を侵害する具体的危険がある。

（被告の主張）

１　設置・維持管理に関する経理的基礎について

(1)　原子炉等規制法４３条の３の６第１項２号について

原子炉等規制法においては，発電用原子炉設置変更許可の要件の一つとして，発電用原子炉を設置するために必要な経理的基礎があることを定めるが（原子炉等規制法４３条の３の８第２項において準用する同法４３条の３の６第１項２号），同号のいう「経理的基礎」に維持管理が含まれないことは文言上明らかである。

また，原告らは，廃棄物処理法や電気事業法の定めを挙げるなどして，原子炉等規制法に規定される原子炉設置許可要件としての経理的基礎には，設置だけではなく，維持管理のためにも経理的基礎が具備されていることを求めているものと解するのが相当であると主張するが，独自の見解であって理由がない。

(2)　運転段階以降の安全規制等について

原子炉等規制法における安全規制は，原子炉施設の設計から運転に至る過程を段階的に区分し，それぞれの段階に対応して，一連の許認可等の規制手続を介在させ，こ

れらを通じて原子炉の利用に係る安全確保を図るという，段階的安全規制の体系が採られている。

このうちの運転段階以降の規制として，平成２９年法律第１５号による改正前の原子炉等規制法においては，原子炉施設の維持管理が適切になされるよう，原子力事業者の行う定期事業者検査，原子力規制委員会の行う施設定期検査，原子力保安検査官の行う保安検査等の所要の措置が定められていたところ，原子力利用を取り巻く国内外の動向等を踏まえて一層高い安全水準を確保することを目指し，原子力事業者及び規制機関双方の取組みを強化すべく，平成２８年度原子力規制委員会第５９回（平成２９年２月１日）における審議を経て成立した平成２９年法律第１５号による改正後の原子炉等規制法の下では，原子力事業者等に対してその施設の網羅的な検査の実施を求める事業者検査制度（使用前事業者検査及び定期事業者検査）を新たに導入するとともに（同法４３条の３の１１第１項，同条２項，４３条の３の１６第１項及び同条２項），これと対を成す仕組みとして原子力規制委員会による原子力規制検査を新たに導入し（同法６１条の２の２各項），原子力事業者等の講ずる措置等を原子力規制委員会が包括的に検査することとされた（これに伴い，原子力規制委員会が従来実施してきた各種検査は，原子力規制検査に統合される。）。原子力規制検査の対象は，使用前事業者検査及び定期事業者検査の実施状況，保安規定等に従って講ずべき措置の実施状況を含め，広範に及ぶものとなっている。そして，原子力規制委員会は，原子力規制検査の結果に基づいて検査対象事項についての総合的な評定を行い，原子力規制検査及び評定の結果を原子力事業者等に通知し，また公表することとした（同法６１条の２の２第７項，同条９項）。

とりわけ日常的な対応という面では，現在でも，本件発電所の立地地域に属する東海・大洗原子力規制事務所に，原子力規制委員会の事務局職員である原子力保安検査官が常駐しており，同検査官により，本件発電所内の巡視点検やヒアリング等が行われている。加えて，原子力保安検査官は，被告が保安規定を遵守しているかどうかを確認するため，少なくとも年４回の頻度で保安検査を実施している。この保安検査は，

上記改正の下では，原子力検査官による原子力規制検査として行われる（同法６１条の２の２第１項３号イ，６７条の２第２項）。この原子力検査官によるものを含め，原子力規制検査には，原子力規制庁職員が自ら原子力施設に立ち入って検査を行うなどのフリーアクセスの考え方が取り入れられる（同法６１条の２の２第６項）。

以上のように，従前から，原子炉等規制法の定める運転段階以降の安全規制については，各種検査等による手厚い措置が講じられていたところ，上記改正後の原子炉等規制法の下では，原子力事業者による事業者検査制度と原子力規制委員会による原子力規制検査とを新たに導入するなどして，従前に比してより一層効果的かつ効率的な検査の仕組みが構築され，原子力施設の安全性の向上が図られることとなる。

もとより，仮に本件発電所がこれまでと同様の水準での収益を維持できないとの状況が生じたとしても，これにより直ちに，本件発電所の維持管理に要する費用が確保できないということはない。本件発電所において維持管理に要する費用すら確保できず原告らの人格権侵害を招くほど経済状況が悪化するとの事態が生ずるとはおよそ考え難いが，上記改正後の原子炉等規制法の下で，本件発電所の運転開始後の安全性に関わる広範な事項が検査の対象となることなどからすれば，このような逼迫した事態に至るまでに当該検査等を通じて自ずと，その徴候が知られ，所要の規制が行われることになることとなるから，原告らの挙げるような事態が改善されないまま原子炉の運転が継続されることは考えられない。

２　被告が経理的基礎を有すること

被告は，本件発電所については東京電力（当時）及び東北電力の間での共同開発により，敦賀発電所１号機及び同２号機については関西電力株式会社（以下「関西電力」という。），中部電力株式会社（以下「中部電力」という。）及び北陸電力株式会社（以下「北陸電力」という。）との間の共同開発により，いずれも事業計画を進め，これら各発電所の営業運転開始に先立って，それぞれ基本契約を締結している（これら電力会社を「受電会社」ともいう。なお，東京電力については，組織再編を経て，現在では，東京電力エナジーパートナー株式会社（以下「東京電力エナジーパートナー」と

いう。）が受電先に当たる。）。平成３１年３月３１日時点での被告の発行済株式総数の割合として，東京電力エナジーパートナーの親会社である東京電力ホールディングスは２８．２３％を，東北電力は６．１２％をそれぞれ保有しているなど資本面での関わりも強い。

被告は，受電会社との円満な関係を維持しながら，本件発電所の事業を着実に遂行してきており，その営業運転開始以来，一貫して安定した経営を継続している。平成２１年度から平成２９年度では，合計３５６５億円（うち，本件発電所は８５２億円）の資金を要する工事を実施し，その工事に係る借入金の返済を行ってきているが，安定した経営が継続していることに変わりはない。

そして，被告は，原子炉等規制法４３条の３の８第２項において準用する同法４３条の３の６第１項２号の経理的基礎を満たすことを含めて原子力規制委員会の確認を受け，本件設置変更許可を得ている。被告は，原子力規制委員会の審査会合において，本件工事資金として約１７４０億円を見込んでいること，平成２１年度から平成２８年度までに行った各種工事の総工事資金合計は約３４００億円であり，本件工事資金として見込んでいる約１７４０億円を上回るものであること，この総工事資金については自己資金，借入金及び社債により確保した実績があること，本件発電所の受電会社の親会社である東京電力ホールディングス及び受電会社である東北電力が被告に対し資金支援を行う意向がある旨を文書で表明したことから，自己資金及び借入金により安定的に本件工事資金を確保できると判断したことを説明した。

上記の審査を経て，平成３０年７月４日，原子力規制委員会は経済産業大臣に対し，原子炉等規制法７１条１項に基づき意見を求めるとともに，東京電力ホールディングスが被告に対し上記のとおり資金支援を行うことについて，電気事業を所管し，原子力損害賠償・廃炉等支援機構法を所管する経済産業大臣としての見解を求めた。これに対し，経済産業大臣は，同月３１日，本件設置変更許可申請に係る許可に異存はなく，また，経済産業省としては，本件発電所が新規制基準に適合すると認められた場合，同月３日に閣議決定された「エネルギー基本計画」の方針に従って再稼働を進め，

立地自治体等関係者の理解と協力を得るよう取り組むこととしており，原子力規制委員会や関係府省とともに適切に対応していく所存であり，資金的協力を含め，東京電力の経営判断の在り方は，原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の趣旨及び新々・総合特別事業計画の内容に照らして問題はないものと考えている旨回答した。

このように，本件発電所における資金の調達に係るこれまでの実績，受電会社の意向等に照らし，自己資金及び借入金により本件工事資金を安定的に確保できることによって，被告に経理的基礎が備わっていることが示され，このことは原子力規制委員会においても確認されている。

被告は，上記のとおり，本件工事資金として見込んでいる約１７４０億円を自己資金及び借入金により確保する考えであり，社債やコマーシャルペーパー（ＣＰ）による調達を計画したものではない。

また，被告は，特定重大事故等対処施設に係る規定（設置許可基準規則４２条）及び常設直流電源設備に係る規定（同規則５７条２項）について，本件発電所の原子炉施設が適合するよう検討を行い，令和元年９月２４日に原子炉設置変更許可申請を行っているところ，特定重大事故等対処施設等の設置に要する工事費としては６１０億円を見込んでおり，自己資金及び借入金により調達することを計画している。

以上のとおり，被告において本件発電所の設置変更・維持管理に要する費用が確保できないということはおよそ考え難い。

なお，原告らは，被告には事故を起こした場合の損害賠償を負うだけの経理的基礎がないなどとも主張するが，人格権に基づく妨害予防請求権を根拠として本件発電所の運転差止を求めるに当たり，事故の発生を当然の前提としてこれを本件発電所の運転と結びつけることは論理の飛躍であり不合理である。なお，万一本件発電所において各般の安全対策にもかかわらず事故が発生し，被告が原子力損害の賠償責任を負うことを想定したとしても，当該損害賠償のうち，賠償措置額の１２００億円までは損害賠償措置に基づき補償が確保されており（原子力損害の賠償に関する法律（以下「原賠法」という。）３，４，６，７条，原子力損害賠償補償契約に関する法律２，３条），

これを超える賠償額についても必要に応じて政府援助があり得る（原賠法１６条）のであって，このような現行の法制度を踏まえることなく，被告の資産等のみに言及する原告らの主張は，独自の見解というべきものである。

第４章　当裁判所の判断

第１　争点１（原子炉等規制法が違憲無効であることを理由とする差止請求の可否）について

原告らは，原子炉等規制法４３条の３の６第１項４号にいう「災害の防止上支障がない」とは，過酷事故を絶対に起こさないという絶対的安全性を意味するものと解すべきであり，過酷事故発生の可能性を容認する趣旨であれば，同法自体が憲法１３条等に違反して無効であり，本件発電所は，違憲な法制に基づく施設であり，行政上の規制がないことになるから，人格権侵害の具体的危険があると主張する。

この点，原子炉等規制法４３条の３の６第１項４号は，発電用原子炉施設の安全確保のため，その位置，構造及び設備が災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合することを発電用原子炉施設の設置許可の要件とすることによって，事業者を規制するものであるところ，原子力利用においても，他の科学技術の利用と同様にいかなることがあっても絶対に安全であるという絶対的安全性を達成することは困難であるといわざるを得ない。しかしながら，災害に対する科学的予測，安全管理のための技術や重畳的安全対策等によって，事故発生等の内在する危険性を極めて低減させ，社会通念上容認し得る水準以下とすることがおよそ不可能であるとまではいえず，原子力基本法，原子炉等規制法及び設置法は，福島第一発電所事故に対する反省と教訓を踏まえ，安全対策を強化するものとし，原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者から任命された原子力規制委員会を設置し，同委員会が中立公正，独立した立場において，確立された国際的な基準を踏まえ，専門的見地から規制基準を制定し，発電用原子炉施設の安全性についての適合性審査を行うものとしており（前提事実７），このような安全対策のための法制度に照らすと，上記の絶対的安全性を達成することができな

いからといって，原子炉等規制法が違憲であるということはできない。

また，そもそも，人格権侵害に基づく差止請求の要件である人格権侵害の具体的危険性の有無は，原子炉等規制法が憲法違反であるかという法的評価によって決せられるものでもない。原告らの主張は，過酷事故が発生することを前提として，原告らの憲法上の権利が侵害されると主張するに等しく，採用することができない。

したがって，憲法違反を理由に差止請求が認められるべきとする原告らの主張は採用することができない。

第２　争点２（人格権に基づく原子炉運転差止請求における要件・主張立証責任等）について

１　争点２－１（人格権に基づく原子炉運転差止請求の要件）について

(1)　人格権に基づく差止請求

原告らは，被告の設置する本件発電所の原子炉の運転によりその生命，身体及び平穏な日常生活（生活基盤）等に対する侵害が生ずる具体的危険性があるとして，人格権に基づく妨害予防請求として，本件発電所の原子炉の運転の差止めを求めるものである。

人の生命・身体は，いうまでもなく人格の根源となる極めて重大な保護法益であるから，生命，身体に係る人格権が違法に侵害される具体的危険がある場合には，違法な侵害行為を予防するため，人格権に基づき，当該侵害行為の差止めを求めることができる。発電用原子炉は，核燃料物質を燃料として使用する装置であり，その運転により，内部に多量の人体に有害な放射性物質を発生させるものであるから，発電用原子炉施設（原子力発電所）の設置及び原子炉の運転に係る安全性（以下単に「発電用原子炉施設の安全性」ともいう。）が確保されないときには，多量の放射性物質が施設外に漏出し，周辺住民等は被ばくによりその生命，身体に重大な被害を受けるおそれがある（前提事実３及び４）。したがって，発電用原子炉施設の周辺住民等は，発電用原子炉施設の安全性に欠けるところがあり，その運転中の事故等によって放射性物質が周辺環境に放出され，被ばくにより生命，身体を侵害される具体的危険が存在する

場合には，当該発電用原子炉施設の運転が生命，身体に係る人格権を違法に侵害するおそれがあるものとして，人格権による妨害予防請求権に基づき，当該発電用原子炉施設の運転の差止めを求めることができる。

これに対し，本件発電所から放射性物質が放出されることにより影響を受け得る平穏な日常生活（生活基盤）等については，２００人以上に及ぶ原告ら毎にその具体的内容は様々であり，各人について差止請求の根拠となり得る保護法益が個別に立証されたものとはいえないから，以下，生命・身体に係る人格権に基づく妨害予防請求権としての差止請求の要件について検討する。

(2) 発電用原子炉施設の原子炉運転差止請求に係る具体的危険

ア 発電用原子炉の危険性の特質

（ア）発電用原子炉は，核分裂の過程において高エネルギーを放出するウラン等の核燃料物質を燃料として使用する装置であり，その運転により，内部に多量の人体に有害な放射性物質を発生させるものである上，当該放射性物質は，使用済燃料となった後も，高エネルギー（崩壊熱）及び放射線を発生し続けるのであって，発電用原子炉施設は，このような使用済燃料をも多量に保有するものである（前提事実３及び４）。

放射性物質が漏えいした場合，放射線による人体の被害は，死に至ることもあり，被ばく者本人に現れる身体的影響のみならず，被ばく者の子孫に現れる遺伝性影響もあり得るのであり（前提事実３(3)），これらは生命・身体を脅かす極めて深刻なものである。その上，放射性物質が多量に施設外に放出されると，その被害が極めて広範囲にまで及び，避難も容易でなく，住居等の生活基盤が失われることから，災害関連死をも招来させる（同６(2)）。そして，セシウム１３７の半減期は３０．２年，プルトニウム２３９の半減期は２万４０００年であるなど（同３(1)），放射性物質の影響は長期間継続して被害が回復しないといった特性もある。

実際に，福島第一発電所事故においては，炉心の冷却機能を一定時間喪失したことにより炉心溶融に至り，格納容器それ自体が壊滅的に破壊されたわけではないものの，格納容器から水素ガスが漏れ出るなどして原子炉建屋で水素爆発が発生したことに

より，大気中に放射性物質が放出され，年間５ｍＳｖ以上の空間線量となる可能性のある土地の面積は，福島県内の１７７８ｋｍ²に及び，平成２３年８月２９日時点において合計約１４万６５２０人が避難を余儀なくされ，事故から９年以上が経過した令和２年４月９日時点においても，福島県からの避難者は３万０２１１人に及ぶとされ，また，福島県の東日本大震災における震災関連死の死者数は，震災から７年以内で２２５０人に達している（前提事実６）。

このように，発電用原子炉の運転は，人体に有害な物質を多量に発生させることが不可避であり，過酷事故が発生した場合に周辺住民の生命，身体に重大かつ深刻な被害を与える可能性を本質的に内在するものである。

（イ）次に，発電用原子炉は，事故が発生した場合，即座に制御棒を挿入することによりその運転を「止める」ことに成功したとしても，その後も崩壊熱を発生し続けるため，冷却水を循環させるなどして冷却を継続できなければ「冷やす」機能が喪失して燃料棒が溶解し，炉心溶融等に至る危険性を内包する。また，放射性物質の拡散を防ぐことができず，「閉じ込める」機能が喪失すると，極めて広範囲に放射性物質が拡散され，事態の進展に伴ってますます放出が拡大する危険性が存する（前提事実３(1)，(2)及び４）。このように，発電用原子炉の事故は，高度な科学技術力をもって複数の対策を成功させかつこれを継続できなければ収束に向かわず，一つでも失敗すれば被害が拡大して，最悪の場合には破滅的な事故につながりかねないという，他の科学技術の利用に伴う事故とは質的にも異なる特性がある。

イ　発電用原子炉の運転差止請求に係る具体的危険

（ア）発電用原子炉施設の事故の原因は，原子炉施設の設計，施工の瑕疵やテロリズムなどの人的要因，地震，津波，火山等の自然現象など，様々なものが考えられる。我が国では，防災対策等として自然現象に対する予測について研究が行われている（その詳細は各論点において後述する。）が，最新の科学的知見によっても，本件発電所の運転期間内において，いついかなる自然災害がどのような規模で発生するかを確実に予測することはできない。

発電用原子炉施設は，人体に有害な多量の放射性物質を発生させることが不可避であり，自然災害等の事象により過酷事故が発生した場合には，広範囲の住民等の生命・身体を侵害する極めて重大かつ深刻な被害を生じさせるものであるところ，上記のとおり発電用原子炉施設の事故の原因となり得る事象は様々で，その発生の予測は不確実なものといわざるを得ないことに照らすと，事故の要因となる自然災害等の事象の発生確率が高いことなど予測困難な事実を具体的危険があることの要件とすることは相当でない。

（イ）発電用原子炉施設は，前記のとおり原子炉の運転により人体に有害な多量の放射性物質を発生させることが不可避であり，多量の放射性物質を封じ込め管理し続けることができなければ，安全であるということはできない。したがって，発電用原子炉施設の設置者には，高度な科学技術により原子炉を制御し放射性物質を安全に管理することが求められるのであり，原子力基本法，設置法及び原子炉等規制法は，福島第一発電所事故の教訓を踏まえ，安全の確保を旨として，専門的知見に基づき中立公正な立場で独立して職権を行使する原子力規制委員会に安全確保に係る基準の策定を行わせ，発電用原子炉施設の設置を同委員会による許可制とするなどして，規制を行うものとしている（前提事実７）。

しかし，原子炉運転中に事故の要因となる自然災害等の事象がいつどのように生じるかという予測を確実に行うことはできず，いかなる事象が生じたとしても，発電用原子炉施設から放射性物質が周辺の環境に絶対に放出されることのない安全性を確保すること（いわゆる絶対的安全性を要求すること）は，現在の科学技術水準をもってしても，達成することは困難といわざるを得ない。

そこで，周辺住民に対して大きなリスク源となる発電用原子炉施設が，予測の不確実さに対処しつつリスクの顕在化を防いで安全性を確保するための方策として，深層防護の考え方を適用することが有効とされており，ＩＡＥＡは第１から第５までの防護レベルによる深層防護の考え方を採用している（前提事実８）。

そして，ＩＡＥＡの加盟国である我が国の原子力基本法は，原子力利用の安全の確

保について確立された国際的な基準を踏まえるものとしており，原子力規制委員会は，ＩＡＥＡの上記深層防護の考え方を踏まえ，原子炉等規制法の委任を受けて制定した設置許可基準規則において，設計基準対象施設に係る同規則第２章で第１から第３までの防護レベルに相当する安全対策を，重大事故等対処施設に係る同規則第３章で第４の防護レベルに相当する安全対策を規定し，避難計画等の第５の防護レベルの安全対策については，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法によって措置がされることにより，もって，発電用原子炉施設の安全を図るものとしている（前提事実８，９）。

そうすると，我が国においても，発電用原子炉施設の安全性は，深層防護の第１から第５の防護レベルをそれぞれ確保することにより図るものとされているといえることから，深層防護の第１から第５の防護レベルのいずれかが欠落し又は不十分な場合には，発電用原子炉施設が安全であるということはできず，周辺住民の生命，身体が害される具体的危険があるというべきである。そして，福島第一発電所事故の教訓を生かして発電用原子炉施設の安全強化を図るべく改正ないし制定された法律及び規則（原子力基本法，設置法をはじめ，第１から第４の防護レベルに相当する安全対策を規定する原子炉等規制法及び同法に基づく原子力規制委員会規則並びに第５の防護レベルに相当する安全対策を規定する災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法）が要求する安全性は，上記のとおり国際的な基準を踏まえ深層防護の考え方を取り入れたものといえるから，差止めの要件となる具体的危険の検討に当たり，重要な指標となるものである。

(3) 原子力規制委員会の許認可と具体的危険について

ところで，我が国においては，福島第一発電所事故以前の平成２４年改正前の原子炉等規制法において，発電用原子炉施設の設置に係る大臣の許可処分は，その安全性の審査について，原子力工学，機械工学等の専門家から構成される原子炉安全専門審査会の報告を踏まえ原子力委員会が調査審議した意見を尊重して行われるものとされていたが（前提事実２），それにもかかわらず，福島第一発電所事故が発生し，現実

に大量の放射性物質が放出され，福島第一発電所の周辺に居住等する多数の者の生命，身体が危険に晒され，生活の本拠を失う等の甚大な被害をもたらした（前提事実６）。

そこで，設置法は，一つの行政組織が原子力利用の推進及び規制の両方の機能を担うことにより生ずる問題等を解消するため，原子力利用における事故の発生を常に想定し，その防止に最善かつ最大の努力をしなければならないとの認識に立ち，原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから両議院の同意を得て内閣総理大臣が任命する委員長及び委員から構成され，安全確保に係る施策を一元的につかさどり，専門的知見に基づき，中立公正な立場で，独立して職権を行使する，原子力規制委員会を設置するものとした（前提事実７(2)）。さらに，原子力規制委員会の事務局である原子力規制庁の職員についても，原子力利用における安全確保のための規制の独立性を確保する観点から，原則として，原子力利用の促進に係る事務を所轄する行政組織への配置転換を認めないものとされている（前提事実７(2)）。そして，原子炉等規制法４３条の３の５，４３条の３の６及び４３条の３の８は，発電用原子炉施設の設置（変更）許可は，原子力規制委員会が行うものとし，また，発電用原子炉施設の安全確保のための重要な要件である４号要件に係る「発電用原子炉施設の位置，構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないもの」であることの審査基準の策定についても，原子力規制委員会の定める規則（設置許可基準規則）に委任するものとした。その趣旨は，発電用原子炉施設の安全性に関する審査は，当該発電用原子炉施設そのものの工学的安全性，事故時における周辺地域への影響等を，発電用原子炉施設の敷地の地形，地質，気象等の自然条件，人口分布等の社会条件及び原子炉設置者の技術的能力との関連において，多角的，総合的見地から検討するものであり，将来の予測に係る事項も含まれるのであって，原子力工学はもとより，多方面にわたる極めて高度な最新の科学的，専門技術的知見に基づく総合的判断が必要であることから，福島第一発電所事故の教訓を踏まえ，専ら原子力利用の安全確保に係る権限と責任を担う独立した組織として設置された原子力規制委員会の科学的，専

門技術的裁量に委ねたものと解される。もっとも，科学的，専門技術的知見には，複数の見解が存在したり，研究の進展に伴って知見が改められるなどの不定性があり，最新の科学技術をもってしてもいわゆる絶対的安全性を達成することは困難であるといわざるを得ないことに照らすと，安全性の審査は，科学だけでは答えることのできないトランスサイエンスの問題であり，社会がどの程度のリスクを容認するかという政策的な判断をも含むものといわざるを得ないが，そのような判断部分を科学，専門技術的判断と切り離して考慮することもできないことから，そのような点も含めて，専ら安全確保をその任務とし，中立公正，独立にその職権を行使する原子力規制委員会の科学的，専門技術的裁量に委ねているものと解される。また，原子炉等規制法が，発電用原子炉施設の工事計画（同法４３条の３の９），運転の期間の延長（同法４３条の３の３２）及び保安規定（同法４３条の３の２４）を原子力規制委員会の認可に係らしめていることも同じ趣旨である。

このように深層防護の第１から第４の防護レベルに相当する事項については，原子炉等規制法により原子力規制委員会の許認可に係らしめており（前提事実９(2)），原子力規制委員会の許認可を受けた発電用原子炉施設のみが運転に至るのである。

この点，原子力規制委員会も，どのような異常事態が生じても発電用原子炉施設内の放射性物質が外部の環境に放出されることは絶対にないといった絶対的安全性は達成することも要求することもできないとしつつも，原子力災害が発生する可能性を極めて低くするため，独立した立場で，科学的，専門技術的見地から十分な審査を行い，最新の科学技術水準に従い，かつ，社会がどの程度のリスクを容認するかなどの事情をも見定めて，専門技術的裁量により選び取るものとし，原子力災害の発生可能性を極めて低くすることを審査の目的としている（前提事実９(1)）。

そうすると，原子力規制委員会による発電用原子炉施設の設置（変更）許可がされている場合には，設置許可基準規則及び内規等の具体的審査基準に不合理な点があり，あるいは当該発電用原子炉施設の設置（変更）許可申請が上記具体的審査基準に適合するとした原子力規制委員会の判断の過程に看過し難い過誤，欠落があると認められ

ない限りは，当該発電用原子炉施設について，原子炉等規制法４３条の３の６第１項４号の要件に係る安全性が備わっているものと認めるのが相当である。また，原子力規制委員会による工事計画認可，運転期間延長認可又は保安規定（変更）認可がされている場合についても，同様に，技術基準規則等具体的審査基準に不合理な点があり，あるいは原子力規制委員会の判断の過程に看過し難い過誤，欠落があると認められない限りは，当該発電用原子炉施設について，原子炉等規制法４３条の３の１４にいう技術上の基準の要件に係る安全性（同法４３条の３の９第３項２号），同法４３条の３の３２第５項にいう延長しようとする期間の安全性を確保するための要件に係る安全性，同法４３条の３の２４第２項２号にいう発電用原子炉による災害の防止の要件に係る安全性が，それぞれ備わっているものと認めるのが相当である。

そして，上記の原子炉等規制法の定める各許認可の要件に係る安全性が備わっていると認められる場合は，これに相当する第１から第４の防護レベルにつき，原則として欠落又は不十分な点があるとはいえないと解される（なお，第５の防護レベルについては，前記のとおり原子力規制委員会による許認可の際に審査を受けないため事情を異にする。この点については，争点８において後述する。）。

２　争点２－２（人格権に基づく原子炉運転差止請求の主張立証責任等）について

人格権に基づく妨害予防請求としての差止請求においては，差止めを求める原告らが，人格権侵害の具体的危険性の存在について主張・立証すべき責任を負うのであり，この点は原子炉の運転差止請求においても異なるところはない。

もっとも，本件発電所の周辺住民である原告らは，本件発電所の安全対策に係る専門技術的知見を十分に有するとはいえず，また，被告が本件発電所について保有する資料の中には原子力規制委員会の審査等に際して公開されているものも一部はある（前提事実１０）が，資料の全てが公開の対象となっているわけではなく，証拠の偏在が存在する。他方，発電用原子炉施設の設置及び運転は，原子炉等規制法に基づく安全性についての多段階の審査を経た上で行い得るものとされており（前提事実７(1)），発電用原子炉施設の設置許可要件の一つとして，発電用原子炉の設置者に重大

事故の発生及び拡大防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があることが要求されていること（原子炉等規制法４３条の３の６第１項３号），発電用原子炉設置者は，自ら当該原子炉施設の安全性について評価をし，その結果等を原子力規制委員会に届け出ることが義務付けられるとともに，その結果等を公表するものとされていること（同法４３条の３の２９）に照らすと，本件発電所の設置者である被告は，本件発電所の安全対策に関する科学的，専門技術的知見及び資料を十分に保持しているものと認められる。

これに加え，発電用原子炉施設は，前記のとおり，内部に多量の人体に有害な放射性物質を保有し，高度な科学技術力によってその制御が継続できない限り，人の生命，身体等に深刻な被害を及ぼす危険を内在させるリスク源であり，そのようなリスク源を地域社会にもたらしているのは被告であることも踏まえると，本件発電所の運転による危険の及ぶ範囲内に居住する原告らが本件発電所の安全性に欠けるところがあると具体的に主張する事項のうち，深層防護の第１から第４の防護レベルに相当する事項については，本件発電所につき，本件設置変更許可，本件工事計画認可及び本件運転期間延長認可等を受けている被告において，原子炉等規制法に基づき，原子力規制委員会規則及び内規等の具体的審査基準に不合理な点がなく，原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落がないことについて，相当の根拠，資料に基づき，主張，立証をする訴訟上の義務があり，被告がこの主張，立証を尽くさない場合には，上記義務違反の効果として，当該事項については本件発電所の安全性に欠けるところがあり人格権侵害の具体的な危険の存在が事実上推定されるものと解するのが相当である。

第３　争点３（地震に対する安全確保対策（基準地震動の策定））について

１　認定事実１（新規制基準以前の原子力発電所の地震対策に係る規制及び大規模地震の発生について）

掲記の証拠及び弁論の全趣旨等によれば，新規制基準以前の原子力発電所の地震対

策に係る規制及び大規模地震の発生について，以下のとおり認められる。

(1) 昭和４５年安全設計審査指針（本件発電所設計・運転開始時）

本件発電所について，昭和４７年に原子炉設置許可処分がされた当時（前提事実２），原子力委員会において，安全設計審査指針等を定める決定はされていなかったが，従前の審査の積み重ねによって先例ともいうべき幾つかの事実上の審査基準が定立されており，その一つであった「軽水炉についての安全設計に関する審査指針」（昭和４５年４月２３日原子力委員会。以下「昭和４５年安全設計審査指針」という。）において，「２．２ 敷地の自然条件に対する設計上の考慮」として，例えば，「(1) 当該設備の故障が，安全上重大な事故の直接原因となる可能性のある系および機器は，その敷地および周辺地域において過去の記録を参照にして予測される自然条件のうち最も過酷と思われる自然力に耐え得るような設計であること。」とするなどの抽象的な規定が置かれていた（乙Ｂイ１０，弁論の全趣旨）。

被告は，本件発電所の運転を開始した昭和５３年（前提事実２）当初は，耐震安全上重要な建屋，構築物，機器・配管系を対象とする弾性設計に当たっては最大加速度１８０ガルの地震動を，格納容器並びに制御棒及び制御棒駆動機構等を対象とする機能維持設計に当たっては最大加速度２７０ガルの地震動を，それぞれ用いて動的解析を行っていた（甲Ｃ２１，乙Ｃ１０・７頁，弁論の全趣旨）。

(2) 旧耐震設計審査指針の策定

原子力委員会は，昭和５３年に「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を定め，更に，同指針については，昭和５６年７月，建築基準法の改正（昭和５５年）を受け，その当時における新たな知見として同法に取り入れられた静的地震力の算定等について見直しがされた（旧耐震設計審査指針。昭和５６年７月２０日原子力安全委員会決定。甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２２６頁）。

旧耐震設計審査指針においては，原子炉施設は「想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなければならない。」ことが基本方針とされている（丙Ｄ１４・４４頁）。

旧耐震設計審査指針において，基準地震動は，基準地震動S_1と基準地震動S_2とに区分して作成するものとされていた。基準地震動S_1がもたらす地震（設計用最強地震）は，工学的見地から起こると予期することが適切と考えられる地震として，敷地及び敷地近傍に影響を与えた過去の地震及び活動度の高い活断層による地震を考慮し，これらのうち敷地に最も大きな影響を与えるもの，基準地震動S_2がもたらす地震（設計用限界地震）は，地震学的見地に立てば設計用最強地震を超える地震の発生を否定できない地震として，敷地周辺の活断層及び地震地体構造に基づく地震並びに近距離地震としてＭ６．５の直下地震をも考慮し，これらのうち敷地に最も大きな影響を与えるものと規定されていた。（丙Ｄ１４，弁論の全趣旨）

(3)　１９９５年兵庫県南部地震

ア　被害の概要及び同地震後の強震観測網の発達等

（ア）平成７年１月１７日に発生した１９９５年兵庫県南部地震（Ｍｊ７．３，Ｍｗ６．９。以下「兵庫県南部地震」という。）は，我が国で初めて都市直下地震の強震動が観測されたもので，内陸の活断層である六甲断層系を震源とする地震であり，神戸市等では震災の帯と呼ばれる長さ２０ｋｍ，幅１～２ｋｍの細長い地域で震度７に相当する甚大な被害が発生し，阪神高速道路３号線の鋼橋脚が倒れるなどしたほか，多くの建物が倒壊した（甲Ｄ１５４・４３頁，甲Ｄ１８７）。六甲・淡路断層帯が活断層であることについては，当時既に知られていたが，兵庫県南部地震がもたらした強い揺れとその被害は，当時の専門家の想定を大きく超えるものであった（甲Ｄ１９４・３頁，丙Ｄ１９・２６頁）。

建物の被害についてみると，兵庫県南部地震では，極めて多くの木造家屋が被害を受けたが，多くは戦前又は戦後間もなく建築された在来構法（屋根は葺き土のある瓦葺きで，壁は土塗り壁）によるもので，建物重量と比べて水平力に対する抵抗が小さい上，部材同士の接合が適切に行われていないため，建物全体が一体化しておらず，部材がバラバラになって建物全体が倒壊したと考えられており，これに対し，壁式の構築物である枠組壁構法住宅（ツーバイフォー構法）は，被害が少なかったとされて

いる（丙Ｄ２３１）。また，壁式ＲＣ造建築物については，高い水平剛性と大きな水平強度を有する箱型の構造形式であって，高い耐震性を有しており，過去の被害地震においても被害が小さかったといわれているところ，兵庫県南部地震の際も，被害が少なかったとされており，比較的震度が大きかった地域内の１０００棟余りを調査した結果では，軽微な被害まで含めた被害棟数は約５０（被害率は４～５％），中破以上の被害に限ると十数棟（被害率は約１～２％）であり，しかも被害の大半は地盤の変動，杭破損に基づくことによる上部構造の不同沈下に起因する構造の全体沈下，傾斜，耐力壁・壁梁などのひび割れであったことから，壁式ＲＣ造建築物の耐震性は大きいと考えられている（丙Ｄ１７０，１７１，２３２）。

さらに，揺れの観点からは，兵庫県南部地震では，若狭湾周辺の原子力発電所の岩盤における観測記録及び舞鶴海洋気象台における表層地盤での観測記録から，堅固な地盤（岩盤）での揺れは表層地盤における揺れの大きさの２分の１から３分の１程度に抑えられたこと，地盤の硬い六甲山系の方は，倒壊家屋も死者もほとんど無かったことが知られている（丙Ｄ５９～６１。なお，２０００年鳥取県西部地震においても中国電力株式会社島根原子力発電所の原子炉建屋基礎上の揺れは，震源からほぼ同程度の距離（鹿島役場）の普通の地盤の揺れに比べ，３分の１程度となっている（丙Ｄ６２）。）。

（イ）なお，この地震では多数の観測記録が得られたが，甚大な被害が生じた震度７の地域ではごく僅かの記録しか得られなかった。そこで，強震観測の強化が強く認識されることとなり，また，平成７年６月には地震防災対策特別措置法が制定され，当時の総理府（現在は文部科学省）に地震調査研究推進本部が設置されるなどして，Ｋ－ＮＥＴ及びＫｉＫ－ｎｅｔを始め我が国の強震観測網は急速に整備されるとともに，活断層調査，地下構造調査等が行われた。Ｋ－ＮＥＴ（強震ネット全国強震観測網（Kyoshin Net））は，全国の都市域を２５ｋｍ程度の間隔で網羅した１０００点強の観測点からなり，その強震計は地表（自由地盤上）に設置されている。ＫｉＫ－ｎｅｔ（基盤強震観測網（Kiban-Kyoshin Net））は，高感度地震観測網に併設される形

でノイズの少ない山間部の約７００地点に設置され，地中と地表に強震計が設置されている。そのほか，横浜市などの政令指定都市，鉄道会社，高速道路会社，ガス会社及び電力会社等の民間企業，港湾空港技術研究所や大学などの研究機関でも強震観測が行われており，これらの観測点を含めると，全国１万地点以上で強震観測が行われているともいわれている。この地震動の観測網の充実により，大きな地震が起きると精度の高い地震動が記録され，その解析により震源断層の破壊過程が断層モデルとして計算されることなどにより震源特性に係る知見が蓄積された。（甲Ｄ７５・１頁，甲Ｄ１５４・１９，２０頁，丙Ｄ１４・４６頁，弁論の全趣旨）

イ　被害の原因等

兵庫県南部地震の際，前記アの木造家屋を中心とする甚大な被害を引き起こした強震動は周期１～２秒成分が卓越したパルス状の波形で継続時間も僅か１０数秒であった。このキラーパルスと呼ばれる強震動は破壊の進行方向に大きな波を生じる指向性効果と生成された波が盆地の端部で大きく増幅される地盤特性の相乗効果によって形成されたと考えられる。なお，前年の平成６年（１９９４年）にも，米国カリフォルニア州ノースリッジで発生した地震（Ｍｗ６．７）において，兵庫県南部地震と同様に周期１～２秒のパルスが発生し，多数の強震記録が得られている。（甲Ｄ１５４・４１～４３頁，甲Ｄ１６３，１８６，１９８，丙Ｄ１９，丙Ｄ２０・８６９頁）

川瀬博京都大学教授（以下「川瀬教授」という。）は，兵庫県南部地震の多大な被害の原因は，六甲断層系により形成される神戸市地下の段差構造において，盆地端部で発生し水平に伝播するエッジ生成波と鉛直下方から上昇してくる直達Ｓ波が増幅的に干渉する「エッジ効果」により周期１秒前後の速度パルスが増幅されたことにあるとし，これを踏まえ，兵庫県南部地震のようなやや短周期の大速度パルスによって構造物が塑性化すれば，その弾性時固有振動数はもはや意味を持たなくなり，共振現象による累積塑性変形で崩壊に至るのではなく，１波又は半波のパルスに対する塑性流動によって崩壊するため，塑性域に入るのが早い短周期構造物ほど塑性率応答は大きくなること，最大加速度が大きい限り大速度パルスはその卓越周期より短周期の構造

物に対してのみ大きなインパクトを持つこと，したがって，震源域での固有周期０．５秒以下の一般構造物への大被害を防止するためには，強震動評価は１秒を中心とする「やや短周期域」さえ的確に評価できればよいこと，最大加速度は大きいが最大速度は大きくない観測波では，破壊するのに必要なエネルギーが不十分であるため，木造構造物から中層ＲＣ構造物まで広い周期範囲の構造物に深刻な被害を与えることはできず，大被害（大きな塑性率応答）を生じるためには最大加速度も最大速度も共に大きい必要があり，そのため「１秒前後のやや短周期域（０．５秒～２秒）に卓越周期をもつ大振幅速度パルス」こそ一般構造物に対する破壊能が最大であること，ただし，大振幅パルスは，全国至るところで同じように生じるわけではなく，震源域になり得る場所でかつ地盤がそれを増幅するような場所に限定されること，定量的被害予測のためには，この大振幅速度パルスを増幅するような地下構造，特にやや深い地下構造の影響を的確に評価する必要があること，震源域において一般構造物に大被害を生成するレベルは最大加速度８００ガル以上かつ最大速度１００カイン以上と考えられることなどを指摘している（甲Ｄ９０，丙Ｄ１９８）。

(4) 旧耐震設計審査指針に基づくバックチェック

被告は，平成７年２月，本件発電所について，旧耐震設計審査指針に基づくバックチェックを行い，以下のとおり，基準地震動S_1及びS_2を策定した（甲Ｃ２１，弁論の全趣旨）。

具体的には，基準地震動S_1をもたらす設計用最強地震の対象とする地震には，過去の地震から想定される地震として１８９６年鹿島灘の地震（Ｍ７．３，震央距離３５ｋｍ）を，活断層から想定される地震として関谷断層から想定される地震（Ｍ７．５，震央距離８４ｋｍ）をそれぞれ考慮した。また，基準地震動S_2をもたらす設計用限界地震の対象とする地震には，活断層から想定される地震として，綾瀬川断層から想定される地震（Ｍ７．４，震央距離１０４ｋｍ）及び海域の断層から想定される地震（海域断層①（Ｍ６．３，震央距離３７ｋｍ），海域断層②（Ｍ７．３，震央距離８３ｋｍ））を考慮し，また，地震地体構造の見地から想定する地震として太平洋

プレートとユーラシアプレート境界の地震（M7 3/4，震央距離３５ｋｍ）を考慮した。基準地震動S_2として考慮する地震動には直下地震も想定した。

以上を踏まえ，被告は，全ての設計用最強地震の応答スペクトルを包絡するように基準地震動S_1（最大加速度１８０ガル）を策定した。また，設計用限界地震のうち活断層による地震及び直下地震の応答スペクトルを包絡するように基準地震動S_2－１（最大加速度３８０ガル）を，設計用限界地震のうち地震地体構造の見地から想定する地震の応答スペクトルを包絡するように基準地震動S_2－２（最大加速度２７０ガル）を策定した。これらの基準地震動を策定した解放基盤表面は，地表面下約２８０ｍの位置に設定した。

(5) ２００５年宮城県沖地震

２００５年宮城県沖地震（Mw７．１，Mj７．２）の際，女川発電所敷地において，同地震のはぎとり波の応答スペクトルが一部の周期で同発電所の基準地震動S_2の設計用応答スペクトルを超えた。ただし，点検の結果，一部の設備に損傷がみられたものの，安全上重要な設備に対して損傷は認められなかった。（丙Ｄ５，７３）

なお，佐藤（２０１０）①（丙Ｄ１８８）は，日本のスラブ内地震とプレート境界地震の距離減衰式の研究であるが，２００５年宮城県沖地震の上下動の観測最大加速度が距離減衰式の平均値より大きいという結果は，昭和５３年（１９７８年）から平成１７年（２００５年）までのMw５．５以上の我が国におけるプレート境界地震の中で，２００５年宮城県沖地震の応力降下量が最大で，１９７８年宮城県沖地震が２番目に大きいとの指摘と整合するもので，より精度のよい予測のためには地域性を考慮することが必要であるとしており，宮城県沖の震源特性の地域性として応力降下量（短周期レベル）が高いことが指摘されている。

(6) 新耐震設計審査指針への改訂（乙Ｂイ１，丙Ｄ１４）

兵庫県南部地震の検証を通じて，断層の活動様式，地震動特性，構造物の耐震性等に係る知見が得られたことなどを踏まえ，原子力施設の耐震安全性に対する信頼性を一層向上させるため，平成１８年９月に耐震設計審査指針が改訂された（新耐震設計

審査指針。平成１８年９月１９日原子力安全委員会決定)。

新耐震設計審査指針では，基本方針として，「耐震設計上重要な施設は，敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり，施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して，その安全機能が損なわれることがないように設計されなければならない。さらに，施設は，地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点からなされる耐震設計上の区分ごとに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられるように設計されなければならない。」としているところ，これは，旧耐震設計審査指針における基本方針の規定が求めていたものと同等の考え方であるとされている。また，原子力安全委員会は，地震学的見地からは，このような基本方針の下に策定された地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できず，耐震設計用地震動の策定においては，「残余のリスク」（策定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより，施設に重大な損傷事象が発生すること，施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること，あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすことのリスク）が存在することから，施設の設計に当たっては，策定された地震動を上回る地震動が生起する可能性に対して適切な考慮を払い，基本設計の段階のみならず，それ以降の段階も含めて，この「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とした（基本方針についての解説)。（乙Ｂイ１，丙Ｄ１４）

新耐震設計審査指針における改訂のポイントとしては，①変動地形学に重点を置いた新しい活断層調査手法の導入（設計上考慮すべき活断層をこれまで５万年前以降に活動していたものとし，地形・地質学者から根拠が薄いと批判されていたことから，後期更新世以降（約１３万年前）に拡張した。)，②基準地震動は従前のS_1及びS_2の２種類からＳｓへと一本化し，地震動の評価方法として，従来は応答スペクトルを基にした地震動評価を中心としていたところ，断層モデルを用いた評価も並列的に行う

こととしたこと（断層モデルを用いた地震動評価については，兵庫県南部地震以降，その評価技術が進歩し，また，この方法においては，震源の破壊過程や地震波の伝播特性等がモデル化されるため，評価により得られる地震動の特性は，応答スペクトルを基にした地震動評価に比してより現実的な地震波の性質に近いものになると考えられることなどから，応答スペクトルに基づいた地震動評価の実績と断層モデルを用いた手法の上記長所等を活かし，耐震性についての説明性をより一層向上させるため，双方の地震動評価を実施し，基本的に評価結果のそれぞれを基準地震動Ｓｓとして策定することとした。），③旧耐震設計審査指針では地震動策定に伴う不確かさ（ばらつき）への考慮が明示的に規定されていなかったところ，断層モデルはばらつきを考慮してパラメータを推定し，地震動を評価すべきことを明示したこと，④震源を特定できない地震動の評価及びその妥当性を個別に検証することとしたこと（十分な調査を行っても地表に見えないが地下に存在する活断層を全て見付けることは困難なことから，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を補完するものとしてこの規定が盛り込まれた。なお，これに伴い，旧耐震設計審査指針における「直下地震Ｍ６．５」という地震規模による設定は廃止された。）が挙げられる（甲Ｄ７５，甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２２６～２２８頁，２６２頁，丙Ｄ１４・４６頁）。

原子力安全・保安院は，平成１８年９月２０日，新耐震設計審査指針への改訂を受けて，各電力会社等に対し，稼働中及び建設中の発電用原子炉施設等について，新耐震設計審査指針に照らした耐震安全性評価（耐震バックチェック）の実施及びそのための実施計画の作成を求めた。これを受けて，各電力会社等が耐震安全性の評価の実施計画書を提出し，既設原子力発電所の耐震安全性の評価のために地形・地質調査を実施するとともに基準地震動の評価を準備している最中に，後記２００７年新潟県中越沖地震及び２００７年能登半島地震が発生した。（甲Ｄ７５，甲Ｄ７６・１頁）

(7)　２００７年能登半島地震（丙Ｄ７４，７５）

平成１９年３月２５日に発生した２００７年能登半島地震（Ｍ６．９）の際，北陸電力株式会社志賀原子力発電所において観測された地震によるはぎとり波の応答ス

ペクトルが，同発電所の基準地震動S_2の設計用応答スペクトルを長周期側の一部の周期帯において超えていた。この地震の観測記録にみられた周期０．６秒付近のピークの発生要因は，地盤深部からの増幅特性によるものとされている。

なお，同周期帯には安全上重要な施設がなく，原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果，各施設とも弾性範囲内に収まっており，施設の健全性は確保されていた。

(8)　２００７年新潟県中越沖地震

平成１９年７月１６日に発生した２００７年新潟県中越沖地震（Ｍｗ６．６）（以下「新潟県中越沖地震」という。）は，逆断層型の内陸地殻内地震であるが，東京電力柏崎刈羽原子力発電所の一部の号機において観測された同地震の応答スペクトルに工事計画認可時の基準地震動S_2のそれを大幅に上回るものがあった（１～４号機における加速度が大きく，設計値に対して約２～３．６倍に達した。最も大きい加速度が観測された１号機については，原子炉建屋基礎版上での観測記録は東西方向で６８０ガル（設計時の基準地震動S_2による設計値２７３ガルの約２．５倍），原子炉建屋中間階での観測記録は東西方向で８８４ガル（設計値は４６３ガル）であり，これを解放基盤表面（Ｇ．Ｌ．－２８９ｍ）に引き直すと，加速度は１６９９ガルと推定され，旧耐震設計審査指針下における基準地震動$S_2$４５０ガルに対して約３．８倍であった。）。同地震による地震動は，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ところ，その要因は，その震源特性と同発電所敷地の地下構造特性にあると分析されており，震源特性としては，短周期レベルが同規模の地震の平均的なものよりもおよそ１．５倍程度大きかったこと及び３つのアスペリティのうちの一つが敷地に近く強い地震波が伝播したことが挙げられている。

この地震によって，発電所施設のうち，耐震重要度が低い機器を中心として変圧器，排気ダクト，構内道路，事務所等に損傷が確認され，地震関連の不適合は軽微なものを含めて３６６５件が確認されたが，原子炉の未臨界確保に必要な制御棒駆動設備，原子炉の冷却に必要な原子炉冷却系統設備，原子炉閉じ込め機能としての原子炉格納

容器等の安全上重要な耐震重要度Ａｓ，Ａクラスの設備（後記認定事実４(1)イ（ア）のとおり，旧耐震設計審査指針において最も重要度の高い施設）に有意な損傷は確認されず，原子炉内についても全号機の点検結果，機器に影響を与える損傷・変形・脱落などの異常は確認されなかった。有限責任中間法人日本原子力技術協会は，新潟県中越沖地震後の柏崎刈羽原子力発電所健全性評価を行い，同発電所が設計用地震動を超える地震動を受けたにもかかわらず，重要設備に有意な損傷が認められなかったことは，原子力発電設備の耐震設計の有する裕度が大きいことを示すものであるとしている。（丙Ｄ３４，丙Ｄ７６～８０，丙Ｄ１５９・付属資料９０頁）

(9)　新耐震設計審査指針に基づくバックチェックの実施（甲Ｄ３，７６）

原子力安全・保安院は，前記新潟県中越沖地震を踏まえ，可能な限り早期に評価を完了できるよう，各電力会社等に対し，耐震バックチェックに係る実施計画の見直しを求めた。

被告は，耐震バックチェックの実施計画に基づき，平成２０年３月３１日，本件発電所に係る地質・地震調査結果，基準地震動Ｓｓの策定結果，主要な施設の評価結果等について記載した耐震バックチェックの中間報告書を提出した。

被告は，上記報告書において，プレート間地震である１８９６年鹿島灘の地震（Ｍ７．３）を検討用地震とするなどして，敷地の解放基盤表面（標高－３７０ｍの位置）に定義される基準地震動Ｓｓを最大加速度（水平）６００ガルとし（甲Ｃ２１），日本原子力学会（２００７）（日本原子力学会標準　原子力発電所の地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：２００７）に基づき，基準地震動Ｓｓの年超過確率は10^{-4}～10^{-5}程度と算定した。

(10)　東北地方太平洋沖地震

ア　地震規模等

平成２３年３月１１日に発生した東北地方太平洋沖地震は，東北地方に沈み込む太平洋プレート上面で起こった海溝型巨大地震であるが，Ｍｗ９．０（ただし，Ｍｗ９．１とする文献もある。）という国内史上最大規模の地震であり，世界的に見ても，１９

００年以降に観測された地震の中で４番目に当たる最大級の地震であった（甲Ｄ１５４・５０頁，甲Ｄ１６１・１７８頁，丙Ｄ３５）。

しかし，東北地方太平洋沖地震以前には，日本海溝においてＭ９クラスの巨大地震の発生は想定されていなかった。地震調査研究推進本部は，平成２３年１月時点で３０年以内に宮城県沖でその地域最大規模の地震が発生する確率を９９％と予測していたが，東北地方太平洋沖地震は，その想定震源域にとどまらず，三陸沖中部から南へ三陸沖南部海溝寄り，福島県沖，茨城県沖に至る南北５００ｋｍ，東西２００ｋｍにも及ぶ範囲で断層が破壊されたと考えられている。（甲Ｄ１９４・３頁，丙Ｄ３５，丙Ｄ１５９・１２頁，丙Ｄ２２７）

イ　観測記録及び一般構造物の被害

（ア）概要

東北地方太平洋地震について，Ｋ－ＮＥＴ，ＫｉＫ－ｎｅｔ，気象庁，自治体，国土交通省などの機関で観測された地盤上の記録の数は約３０００にも昇り，一つの地震で得られた強震記録の数としては最大のものである。最大加速度については，最大がＭＹＧ００４（Ｋ－ＮＥＴ築館）で２７００ガル（３成分合成で２９３３ガル），１０００ガルを超える記録は３２地点で得られている。最大速度については，最大が１１３カインで，７０カインを超える記録が３４地点で得られている。（甲Ｄ１５４・５０頁，甲Ｄ１６１・１７０頁，丙Ｄ１９９）

（イ）宮城県内

ａ　ＭＹＧ００４（Ｋ－ＮＥＴ築館）

ＭＹＧ００４は，前記（ア）のとおり東北地方太平洋沖地震における最大加速度２７００ガル（ＮＳ成分）を記録した観測点であり，その最大速度は１０５カイン（ＮＳ成分）であった。ＭＹＧ００４の観測記録について，被告において周期１～５秒のバンドパスフィルタ（地震動の信号からある周波数帯域に含まれる周波数成分だけを通過させそれ以外を遮断するフィルタ）をかけて１～５秒の周期成分だけ取り出したところ，最大加速度は９５ガル，最大速度は２８カインであった。（丙Ｄ１９９）

ＭＹＧ００４は，２００８年宮城・岩手内陸地震（Ｍｊ７．２）の際にも周辺地域に比べて大きな最大加速度を示しており，この時から当該地点における地震動特性の特異性が指摘されていたが，東北地方太平洋沖地震の際も大振幅パルス（周期０．２～０．３秒の３～４パルス波から構成）が観測されたことについて，極表層地盤の非線形挙動（地震動の振幅レベルが大きくなると，地盤の土粒子のせん断応力とせん断ひずみの関係が線形ではなくなり，剛性が低下しループを描く挙動をいう。）や崖地形による増幅が要因として指摘されている（甲Ｄ１６６・４，５，１０頁）。もっとも，上記のとおり最大加速度が最大であったＭＹＧ００４を含む築館地域でみられた被害は，ブロック塀の転倒，民家の外壁の剥離，窓ガラス割れ，被りコンクリートの亀裂，道路の陥没などであり，公共構造物についても，栗原市役所において建物まわりの地盤沈下，エントランスホールの柱の外壁の剥離がみられた程度で，栗原市文化会館，築館総合支所などには外観上被害がみられなかった。同地点の疑似速度応答スペクトルをみると，短周期成分（０．５秒以下）が非常に卓越している。（丙Ｄ２２７・９，１０，１２，１３頁）

ｂ　大崎市古川地区

東北地方太平洋沖地震において，地震動により最も大きな被害を受けた地域の一つである宮城県大崎市古川地区（築館の南１８ｋｍ程度）では，倒壊家屋や大きな損傷を受けた住家（その多くは新耐震基準以前に建てられたと思われる古い建物である。），液状化によるマンホールの浮き上がり，噴砂の痕跡などが随所で確認された。同地区の被害の多かった地域に近接している気象庁の観測点ＪＭＡ古川の疑似速度応答スペクトルでみると，周期１～２秒の成分が著しく卓越している。なお，観測点ＪＭＡ古川から２ｋｍも離れていない観測点ＭＹＧ００６はあまり被害がみられなかった場所であり，応答スペクトルで比較すると，ＪＭＡ古川は，ＭＹＧ００６よりも周期１～２秒のピークが大きいことが分かっている。（丙Ｄ２２７・１０～１３頁）

ｃ　仙台市若林区のＣＣＨＧ観測点

永野（２０１３）によれば，仙台市若林区の七郷中学校のＣＣＨＧ観測点（東北工

業大学の強震観測網の観測点）については，周期１秒の大振幅パルスがみられ，最大加速度１１４８ガル，最大速度１４２カイン（水平２成分合成）という大振幅加速度かつ大振幅速度波形が観測されたものの，数ｋｍ離れただけで最大速度が４０カイン以下となっている地点もあるなど，地表近傍の表層地盤の増幅特性や非線形が地震動強さに影響を与えており，地震動特性は位置により大きく変化することが指摘されている（甲Ｄ１６６・５～７，１０頁）。

また，田中ほか（２０１６）によれば，ＣＣＨＧ観測点の観測記録は，大きな被害の目安となる最大加速度８００ガル，最大速度１００カイン以上の範囲に含まれるが，同観測点周辺においては，その他の地域と比べて大規模な被害は報告されておらず，同観測点が設置されている七郷中学校の地盤変状等から，同観測点における強震動はそのごく近傍のみでみられた特異な現象であった可能性があり，更に周辺観測点で強震記録との比較からもＣＣＨＧ観測点の地震動の増幅は同観測点において局所的にみられたものといえ，同観測点の強震動はこの地域の揺れを代表するものとはいえないこと，同観測点は強震時に表層地盤が非線形化していると推察できることなどが指摘されている（丙Ｄ２１９）。

ｄ　ＭＹＧＨ１２

ＫｉＫ－ｎｅｔ観測点であるＭＹＧＨ１２（地表）での観測記録は，最大加速度５２７ガル（ＮＳ成分），最大速度２７カイン（ＥＷ成分）であり，周期１～５秒のバンドパスフィルタをかけて抜き出すと最大加速度７８ガル（ＥＷ成分），最大速度１７カイン（ＥＷ成分）となり，同観測点（地中）の観測記録では，最大加速度２４１ガル（ＥＷ成分），最大速度２６カイン（ＥＷ成分）で，同じくバンドパスフィルタをかけて抜き出すと最大加速度７４ガル（ＥＷ成分），最大速度１７カイン（ＥＷ成分）となる（丙Ｄ１９９）。

（ウ）茨城県内

東北地方太平洋沖地震の際，茨城県内のＫ－ＮＥＴ（高萩，日立，那珂湊，鹿嶋）及びＫｉＫ－ｎｅｔ（ひたちなか）の各観測点の観測記録及び本件発電所の観測記録

からは，大振幅パルスはみられていない（丙Ｄ１９９・１６～２４頁，証人川里１４，７５頁）。

地元ほか（２０１６）及び地元ほか（２０１７）によれば，本件発電所の北方１４．４ｋｍに位置する茨城県日立市のＩＢＲ００３（Ｋ－ＮＥＴ日立）では，Ｋ－ＮＥＴ観測点の中で３番目に大きな加速度である最大加速度１８４５ガル（３成分合成値），震度６強という大きな地震動が記録されたものの，表層地盤の地盤増幅特性によって，同観測点の近傍数ｍの範囲で局所的に地震動が大きくなったものと考えられている（丙Ｄ２２５，２２６）。なお，日立駅周辺では構造物の非構造部材（壁や瓦）の落下やブロック塀の転倒などがみられたにとどまり，倒壊等の重大な被害はみられなかった（丙Ｄ２２７・１０頁）。

ＩＢＲ００３の観測記録は，最大加速度１５９８ガル（ＮＳ成分），最大速度６６カイン（ＮＳ成分）であるが，バンドパスフィルタで周期１～５秒を取り出すと，最大加速度３９，最大速度１１にとどまる（丙Ｄ１９９・１７頁）。

ウ　観測記録及び原子力発電所の被害

（ア）東北地方太平洋沖地震の際，福島第一発電所においては，原子炉建屋基礎版上の観測記録のうち，２号機，３号機及び５号機のＥＷ方向において，耐震安全性評価で策定した基準地震動Ｓｓに対する最大応答加速度値（２号機：４３８ガル，３号機：４４１ガル，５号機：４５２ガル）を上回り，それぞれ，２号機が５５０ガル，３号機が５０７ガル，５号機が５４８ガルであったが（乙ＢＡ３４，３５，丙Ｄ８１），前提事実６(1)のとおり，東北地方太平洋沖地震の地震動による安全機能への影響は確認されず，福島第一発電所事故が発生した直接的原因は，同発電所における想定を大幅に超える津波によって，安全上重要な設備である非常用電源設備や炉心冷却機能を有する施設が複数同時に機能喪失したことにあるというのが大方の分析結果である。

（イ）女川発電所においても，１号機，２号機及び３号機における原子炉建屋の基礎版上の観測記録のうち，各号機で観測された最大加速度は，１号機で水平方向５８７ガル，２号機で水平方向６０７ガル，３号機で５７３ガルであり，耐震安全性評価で

策定した基準地震動Ｓｓに対する最大応答加速度値（１号機：５３２ガル，２号機：５９４ガル，３号機：５１２ガル）を上回ったが，一部の周期帯で上回ったにすぎず，全体としてほぼ同等のレベルであり，同地震による各設備に発生する応力値，相対変位は機能維持の評価基準値を下回っていることや施設に大きな損傷がないことが確認されている（乙ＢＡ３４，３６，丙Ｄ８１～８４，丙Ｅ６）。なお，女川発電所の観測地点であるＯＮＧ１２８の東北地方太平洋沖地震の観測記録の加速度波形及び速度波形をみると，全周期帯では最大加速度４２０ガル，最大速度３１カインであり，パルス波がみられるが，被告において，周期１～５秒の波形と周期１秒以下の波形とを取り出したところ，前者では６６ガル，１２カイン，後者では３８６ガル，２５カインであり，上記パルス波は主として周期１秒よりも短周期の成分によって構成されていた（丙Ｄ２２０）。

（ウ）本件発電所においては，東北地方太平洋沖地震の際，そのはぎとり波の応答スペクトルが基準地震動Ｓｓ－Ｄの応答スペクトルを超えたが，これは，１８９６年鹿島灘の地震を検討用地震とする基本モデルの設定において，地域性を理由として応力降下量を平均的レベルより低く設定していたことが原因とされた。原子力安全・保安院は，この点について，地域性を考慮した際に地震動が小さくなるような場合は，十分な検討が必要であるとした。（乙ＢＡ３４（丙Ｄ８１）・２６頁）

なお，本件発電所においては，東北地方太平洋沖地震により，タービン設備の一部で耐震クラスＢクラス，Ｃクラスの設備が損傷を受けたが，原子炉建屋及び安全上重要な設備（耐震クラスＳクラス）の損傷は認められていない（丙Ｅ３・５頁，乙ＢＡ３６（丙Ｅ６）・２１頁）。

エ　東北地方太平洋沖地震の強震動に関する見解等

（ア）青井ほか（２０１２）による東北地方太平洋沖地震の強震動についての総合報告

青井ほか（２０１２）は，東北地方太平洋沖地震について，「今回の地震における被害の直接的な原因の多くは津波であるが，強震動による被害も多く報告されている。

ただし，揺れによる被害率という観点では過去の同程度の震度と比較して有意に低いとの調査結果が多い。」「揺れによる被害率が高くなかった理由として，被害に関連のある０．１～１０秒の周期帯でみる限り，震度やＰＧＡ（最大加速度）が大きかった地点では０．５秒より短周期の地震動が卓越しており，木造家屋などの低層建築物に大きな被害を与える周期１～２秒の地震動がさほど大きくなかったことが挙げられる。このように，短周期が卓越した理由としては，表層の増幅効果が考えられ，周期０．１～０．５秒の経験的増幅特性である程度は説明が可能である。ただし，周期１～２秒の地震動のパワーが相対的に小さかったのが，震源特性や伝播経路特性の影響は小さく主に表層増幅特性によるものであったかどうかについては地震防災上重要な問題であり，今後の研究が待たれる。」と指摘している（甲Ｄ１６１・１７９頁）。

（イ）川瀬（２０１４）の海溝型巨大地震の強震動の特性と巨大剛構造物としての原子力発電所の応答について（丙Ｄ６３）

川瀬教授は，東北地方太平洋沖地震について，宮城県・茨城県を中心に多くの地点で大きな加速度を有する強震記録を観測し，最大加速度では三陸から茨城県に至る広い沿岸地域において５００ガル以上となっているが，その大加速度領域内でも最大速度では８０カイン以下となるなど，加速度が大きい割には速度はそれほど大きくなく，兵庫県南部地震の経験から求められた大被害となる条件である最大加速度８００ガル以上，最大速度１００カイン以上の条件を満たし，かつ明瞭な「やや短周期」パルスがみられた観測記録は見当たらなかったと指摘している。

また，川瀬教授は，筑波大学の境教授が震度６強以上を記録した観測点回りの被害建物棟数を現地調査し，非常に小さい被害率であったことを報告していることや，同教授らが観測強震動波形を兵庫県南部地震の震災の帯の中での被害率を再現できる非線形構造物応答解析モデルに入力して数値的に被害率を計算したところ，２７００ガルを記録したＭＹＧ００４を含む一部の加速度の大きな地点を除きほとんどの地点で被害率が１０％以下となったことにつき，「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いることを示している。」と指摘した上で，「原子力発電所の巨大地震による被災リスクを考える上でもこの強震動特性と原子力発電所の応答特性との関係は重要である。一般構造物と同様に原子力発電所は剛構造設計のコンセプトに基づいて設計されており，単にその共振振動数だけを考えれば海溝型巨大地震で大加速度地震動が入力した場合，大きな応答が生じることが危惧されるわけであるが，ではそれが直ちに大きな構造物被害に結びつくかというと，一般構造物と同様なメカニズムによってそうはならない可能性が高い。」と述べている（丙Ｄ６３）。

２　認定事実２（新規制基準の内容・地震動評価の手法等について）

当事者間に争いのない事実，掲記の証拠及び弁論の全趣旨によれば，地震に関する規制の内容，地震動評価の一般的手法等について，以下のとおり認められる。

(1)　新規制基準の内容

ア　設置許可基準規則

設置許可基準規則は，設計基準対象施設は地震力に十分に耐えることができるものでなければならない（同規則４条１項）とした上で，耐震重要施設にあってはその供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない（同規則４条３項）としている。

また，設置許可基準規則３９条１項においては，重大事故等対処施設のうち，常設耐震重要重大事故防止設備（重大事故事故防止設備のうち常設のもの（(以下「常設重大事故防止設備」という。）であって，耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設(同規則４２条に規定するテロリズム対策施設をいう。)を除く。)にあっては，基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることを（同項１号），常設重大事故緩和設備（重大事故緩和設備のうち常設のもの。）が設置される重大事故等対処施

設（特定重大事故等対処施設を除く。）にあっては，基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることを（同項３号），特定重大事故等対処施設にあっては，設置許可基準規則第４条２項の規定により算定する地震力に十分耐えることができ，かつ，基準地震動による地震力に対して重大事故などに対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることを（同項４号），それぞれ要求している。

イ　設置許可基準規則解釈（甲Ｂア５，丙Ｂア９）

（ア）基準地震動（別記２・５項）

基準地震動は，安全上重要な施設の耐震安全性を確保する上での「基準」となる「地震動（地震に伴って生じる揺れ）」であり，その地震動による地震力が加わった際に原子力発電所の安全上重要な施設の安全機能が保持できるかどうかを確認するための役割を担っている（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２４４頁）。

設置許可基準規則解釈別記２・４項において，基準地震動は，設置許可基準規則４条３項の「その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震」による地震動をいうものと定義され，同５項において，基準地震動は，「最新の科学的・技術的知見を踏まえ，敷地及び敷地周辺の地質・地質構造，地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なもの」として，以下の方針により策定することとされている。（なお，基準地震動は，加速度時刻歴波形における最大加速度の値（ガル）で表現されることがあるが，地震波形は，様々な周期の波が重なり合ってできており，かつ，多くの場合，数十秒間続いてその間に強くなったり弱くなったりする一方，構築物は，それ自身の質量と剛性により定まる固有周期を有しており，その固有周期に等しい周期の波が入力された場合には揺れが大きくなる（共振）ことから，地震動に対する構築物の健全性を評価するに当たっては，地震動の最大加速度だけではなく，地震動が有する周期成分の大きさと構築物の固有周期の関係が特に重要となる。基準地震動○ガル（ｃｍ／ｓ^2）との表現は，地震動の強さを便宜的に表すため，基準地震動の時刻歴波形について，原子力発電所の場合は，

短周期（５０Ｈｚ（周期０．０２秒）程度）の加速度波形に着目し，その最大加速度値を示したものである。（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２７７頁））

ａ　「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について，解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定すること。（同５項１号）

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

ｂ　基準地震動の策定に当たっての調査については，目的に応じた調査手法を選定するとともに，調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって，調査結果の信頼性と精度を確保すること。（同５項４号）

また，上記の「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」の地震動評価においては，適用する評価手法に必要となる特性データに留意の上，地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。（同５項４号）

①　敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため，敷地及び敷地周辺における地層の傾斜，断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに，地震基盤の位置及び形状，岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお，評価の過程において，地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き，三次元的な地下構造により検討すること。

②　上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については，地域特性及び既往文献の調査，既存データの収集・分析，地震観測記録の分析，地質調査，ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。

なお，上記の「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」については，それぞれが対応する超過確率を参照し，それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

（イ）「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」（別記２・５項２号）

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は，内陸地殻内地震，プレート間地震及び海洋プレート内地震について，敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を複数選定し，選定した検討用地震ごとに，不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を，解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定することとされている。

上記の「内陸地殻内地震」とは，陸のプレートの上部地殻地震発生層に生じる地震をいい，海岸のやや沖合で起こるものを含む。

上記の「プレート間地震」とは，相接する二つのプレートの境界面で発生する地震をいう。

上記の「海洋プレート内地震」とは，沈み込む（沈み込んだ）海洋プレート内部で発生する地震をいい，海溝軸付近又はそのやや沖合で発生する「沈み込む海洋プレート内の地震」又は海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」の２種類に分けられる。

なお，上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については，次に示す方針により策定することとされている。

① 内陸地殻内地震，プレート間地震及び海洋プレート内地震について，活断層の性質や地震発生状況を精査し，中・小・微小地震の分布，応力場及び地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討し，検討用地震を複数選定すること。

② 内陸地殻内地震に関しては，次に示す事項を考慮すること。

ｉ） 震源として考慮する活断層の評価に当たっては，調査地域の地形・地質条件に応じ，既存文献の調査，変動地形学的調査，地質調査，地球物理学的調査等の特性

を活かし，これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で，その結果を総合的に評価し活断層の位置・形状・活動性等を明らかにすること。

ii） 震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては，孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに，複数の活断層の連動を考慮すること。

③ プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては，国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ，地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うこと。

④ 上記①で選定した検討用地震ごとに，下記ｉ）の応答スペクトルに基づく地震動評価及びii）の断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定すること。なお，地震動評価に当たっては，敷地における地震観測記録を踏まえて，地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）を十分に考慮すること。

ｉ） 応答スペクトルに基づく地震動評価

検討用地震ごとに，適切な手法を用いて応答スペクトルを評価の上，それらを基に設計用応答スペクトルを設定し，これに対して，地震の規模及び震源距離等に基づき地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮して地震動評価を行うこと。

ii） 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価

検討用地震ごとに，適切な手法を用いて震源特性パラメータを設定し，地震動評価を行うこと。

⑤ 上記④の基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさ（震源断層の長さ，地震発生層の上端深さ・下端深さ，断層傾斜角，アスペリティの位置・大きさ，応力降下量，破壊開始点等の不確かさ並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさ）については，敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で，必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮すること。

⑥　内陸地殻内地震について選定した検討用地震のうち，震源が敷地に極めて近い場合は，地表に変位を伴う断層全体を考慮した上で，震源モデルの形状及び位置の妥当性，敷地及びそこに設置する施設との位置関係，並びに震源特性パラメータの設定の妥当性について詳細に検討するとともに，これらの検討結果を踏まえた評価手法の適用性に留意の上，上記⑤の各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し，震源の極近傍での地震動の特徴に係る最新の科学的・技術的知見を踏まえた上で，更に十分な余裕を考慮して基準地震動を策定すること。

⑦　検討用地震の選定や基準地震動の策定に当たって行う調査や評価は，最新の科学的・技術的知見を踏まえること。また，既往の資料等について，それらの充足度及び精度に対する十分な考慮を行い，参照すること。なお，既往の資料と異なる見解を採用した場合及び既往の評価と異なる結果を得た場合には，その根拠を明示すること。

⑧　施設の構造に免震構造を採用する等，やや長周期の地震応答が卓越する施設等がある場合は，その周波数特性に着目して地震動評価を実施し，必要に応じて他の施設とは別に基準地震動を策定すること。

（ウ）「震源を特定せず策定する地震動」（同５項３号）

「震源を特定せず策定する地震動」は，震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し，これらを基に，各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することとされている。

なお，上記の「震源を特定せず策定する地震動」については，次に示す方針により策定することとされている。

①　解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するとともに，設定された応答スペクトルに対して，地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮すること。

②　上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については，申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認する

こと。その際には，地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について，確率論的な評価等，各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

（エ）耐震設計（詳細は後記認定事実４(2)アのとおり）

原子力発電所の耐震上重要な施設（Ｓクラス）は，静的地震力として，建築基準法との対比において，一般産業施設の水平地震力の３倍の地震力及び弾性設計用地震動による地震力のいずれか大きい方の地震力に対しおおむね弾性状態に留まる範囲で耐えることが要求されている（別記２・３項１号，同４項２号，甲Ｇ６４（丙ＢＡ２５）・２３６～２３８頁）。

ウ　地震動審査ガイド（Ｉ．基準地震動）（甲ＢＡ７，甲Ｄ１７，乙ＢＡ５１）

地震動審査ガイドのうち，「Ｉ．基準地震動」に関する部分の内容は，次のとおりである。

（ア）目的・基本方針

ａ　目的（１．１）

地震動審査ガイドは，発電用軽水型原子炉施設の設置許可段階の耐震設計方針に関わる審査において，審査官等が設置許可基準規則及び同解釈の趣旨を十分踏まえ，基準地震動の妥当性を厳格に確認するために活用することを目的とするものである。

ｂ　基本方針（２）

基準地震動の策定における基本方針は，以下のとおりである。

（ａ）「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，それぞれ解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定されていること。（２．(1)）

（ｂ）「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は，内陸地殻内地震，プレート間地震及び海洋プレート内地震について，敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を複数選定し，選定した検討用地震ごとに不確かさを考慮して，応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価により，それぞれ解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定されていること。

不確かさの考慮については，敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で，必要に応じて不確かさを組み合わせるなどの適切な手法を用いて評価すること。（2．(2)）

（c）「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，これらを基に各種の不確かさを考慮して，敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定されていること。（2．(3)）

（d）「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考慮することによって，敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として策定されていること。（2．(4)）

（イ）敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

a　策定方針（3．1）

検討用地震ごとに「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に基づき策定されている必要がある。なお，地震動評価に当たっては，敷地における地震観測記録を踏まえて，地震発生様式，地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）が十分に考慮されている必要がある。（3．1(1)）

b　検討用地震の選定（3．2）

（a）内陸地殻内地震，プレート間地震及び海洋プレート内地震について，活断層の性質や地震発生状況を精査し，中・小・微小地震の分布，応力場，地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討して，検討用地震が複数選定されていることを確認する。（3．2．1(1)）

（b）内陸地殻内地震，プレート間地震及び海洋プレート内地震について，各種の調査及び観測等により震源として想定する断層の形状等の評価が適切に行われていることを確認する。（3．2．2(1)）

（c）内陸地殻内地震の起震断層，活動区間及びプレート間地震の震源領域に対応す

る震源特性パラメータに関して，既存文献の調査，変動地形学的調査，地表地質調査，地球物理学的調査の結果を踏まえ適切に設定されていることを確認する。（３．２．３(1)）

（ｄ）震源モデルの長さ又は面積，あるいは１回の活動による変位量と地震規模を関連づける経験式を用いて地震規模を設定する場合には，経験式の適用範囲が十分に検討されていることを確認する。その際，経験式は平均値としての地震規模を与えるものであることから，経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある。（同(2)）

（ｅ）プレート間地震及び海洋プレート内地震の規模の設定においては，敷地周辺において過去に発生した地震の規模，すべり量，震源領域の広がり等に関する地形・地質学的，地震学的及び測地学的な直接・間接的な情報が可能な限り活用されていることを確認する。国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ，地震の発生機構やテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域が設定されていることを確認する。特に，スラブ内地震についてはアスペリティの応力降下量（短周期レベル）が適切に設定されていることを確認する。（同(3)）

（ｆ）長大な活断層については，断層の長さ，地震発生層の厚さ，断層傾斜角，１回の地震の断層変位，断層間相互作用（活断層の連動）等に関する最新の研究成果を十分考慮して，地震規模や震源断層モデルが設定されていることを確認する。（同(4)）

（ｇ）孤立した長さの短い活断層については，地震発生層の厚さ，地震発生機構，断層破壊過程，スケーリング則等に関する最新の研究成果を十分に考慮して，地震規模や震源断層モデルが設定されていることを確認する。（同(5)）

ｃ　応答スペクトルに基づく地震動評価（３．３．１）

検討用地震ごとに適切な手法を用いて応答スペクトルが評価され，それらを基に設定された応答スペクトルに対して，地震動の継続時間，振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性が適切に設定され，地震動評価が行われていることを確認する。（３．３．１(1)）

①　経験式（距離減衰式）の選定

1）応答スペクトルに基づく地震動評価において，用いられている地震記録の地震規模，震源距離等から，適用条件，適用範囲について検討した上で，経験式（距離減衰式）が適切に選定されていることを確認する。

2）参照する距離減衰式に応じて適切なパラメータを設定する必要があり，併せて震源断層の拡がりや不均質性，断層破壊の伝播や震源メカニズムの影響が適切に考慮されていることを確認する。

② 地震波伝播特性（サイト特性）の評価

1）水平及び鉛直地震動の応答スペクトルは，参照する距離減衰式の特徴を踏まえ，敷地周辺の地下構造に基づく地震波の伝播特性（サイト特性）の影響を考慮して適切に評価されていることを確認する。

2）敷地における地震観測記録が存在する場合には，それらを収集・整理・解析し，地震の発生様式や地域性を考慮して地震波の伝播特性の影響を評価し，応答スペクトルに反映させていることを確認する。

d 断層モデルを用いた手法による地震動評価（3．3．2）

（a）検討用地震ごとに適切な手法を用いて震源特性パラメータが設定され，地震動評価が行われていることを確認する。（3．3．2(1)）

（b）観測記録がある場合には，記録の精度や想定する震源断層の特徴を踏まえ，要素地震としての適性について慎重に検討した上で，経験的グリーン関数法による地震動評価が行われていることを確認する。（同(2)）

（c）統計的グリーン関数法及びハイブリッド法（理論的手法と統計的あるいは経験的グリーン関数法を組み合わせたものをいう。以下同じ。）による地震動評価においては，地質・地質構造等の調査結果に基づき，各々の手法に応じて地震波の伝播特性が適切に評価されていることを確認する。（同(3)）

（d）経験的グリーン関数法，統計的グリーン関数法及びハイブリッド法以外の手法を用いる場合には，その手法の妥当性が示されていることを確認する。（同(4)）

① 震源モデルの設定

1）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」（レシピ）等の最新の研究成果を考慮し設定されていることを確認する。

2）アスペリティの位置が活断層調査等によって設定できる場合は，その根拠が示されていることを確認する。根拠がない場合は，敷地への影響を考慮して安全側に設定されている必要がある。なお，アスペリティの応力降下量（短周期レベル）については，新潟県中越沖地震を踏まえて設定されていることを確認する。

② 経験的グリーン関数法による地震動評価

1）経験的グリーン関数法を適用する場合には，観測記録の得られた地点と解放基盤表面との相違を適切に評価する必要がある。また，経験的グリーン関数法に用いる要素地震については，地震の規模，震源位置，震源深さ，メカニズム等の各種パラメータの設定が妥当であることを確認する。

③ 統計的グリーン関数法及びハイブリッド法による地震動評価

1）統計的グリーン関数法やハイブリッド法による地震動評価においては，震源から評価地点までの地震波の伝播特性，地震基盤からの増幅特性が地盤調査結果等に基づき評価されていることを確認する。

2）ハイブリッド法を用いる場合の長周期側と短周期側の接続周期は，それぞれの手法の精度や用いた地下構造モデルを考慮して適切に設定されていることを確認する。また，地下構造モデルは地震観測記録等によってその妥当性が検討されていることを確認する。

e 不確かさの考慮（3．3．3）

（a）応答スペクトルに基づく地震動の評価過程に伴う不確かさについて，適切な手法を用いて考慮されていることを確認する。地震動評価においては，用いる距離減衰式の特徴や適用性，地盤特性が考慮されている必要がある。（3．3．3(1)）

（b）断層モデルを用いた手法による地震動の評価過程に伴う不確かさについて，適切な手法を用いて考慮されていることを確認する。併せて，震源特性パラメータの不

確かさについて，その設定の考え方が明確にされていることを確認する。(同(2))

① 支配的な震源特性パラメータ等の分析

震源モデルの不確かさ（震源断層の長さ，地震発生層の上端深さ・下端深さ，断層傾斜角，アスペリティの位置・大きさ，応力降下量，破壊開始点等の不確かさ及びそれらに係る考え方，解釈の違いによる不確かさ）を考慮する場合には，敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析し，その結果を地震動評価に反映させることが必要である。特に，アスペリティの位置・応力降下量や破壊開始点の設定等が重要であり，震源モデルの不確かさとして適切に評価されていることを確認する。(同(2)①１))

② 必要に応じた不確かさの組み合わせによる適切な考慮

１）地震動の評価過程に伴う不確かさについては，必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮されていることを確認する。

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

（ウ）震源を特定せず策定する地震動

a 策定方針（４．１）

（a）「震源を特定せず策定する地震動」は，震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し，これらを基に各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定されている必要がある。(４．１(1))

（b）応答スペクトルの設定においては，解放基盤表面までの地震波の伝播特性が反映されている必要がある。また，敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響が適切に評価されている必要がある。(同(2))

（c）地震動の策定においては，設定された応答スペクトルに対して，地震動の継続

時間，振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性が適切に評価されている必要がある。（同(3)）

（d）なお，「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については，最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認する。その際には，地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について，確率論的な評価等，各種の不確かさを考慮した評価が適切に行われている必要がある。（同(4)）

b　地震動評価（4．2）

（a）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を検討対象地震として適切に選定し，それらの地震時に得られた震源近傍における観測記録を適切かつ十分に収集していることを確認する。（4．2．1(1)）

（b）検討対象地震の選定においては，地震規模のスケーリング（スケーリング則が不連続となる地震規模）の観点から，「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」を適切に選定していることを確認する。（同(2)）

（c）また，検討対象地震の選定の際には，「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し，地表付近に一部の痕跡が確認された地震」についても検討を加え，必要に応じて選定していることを確認する。（同(3)）

（d）「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」は，断層破壊領域が地震発生層の内部に留まり，国内においてどこでも発生すると考えられる地震で，震源の位置も規模も分からない地震として地震学的検討から全国共通に考慮すべき地震（震源の位置も規模も推定できない地震（Mw６．５未満の地震））であり，震源近傍において強震動が観測された地震を対象とする。（4．2．1〔解説〕(1)）

（e）「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し，地表付近に一部の痕跡が確認された地震」は，震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているものの，地表地震断層としてその全容を表すまでには至っていない地震（震源の規模が推定できない地震（Mw６．５以上の地震））であり，孤立した長さの短い活断層による地震が相当する。なお，活断層や地表地震断層の出現要因の可能性として，

地域によって活断層の成熟度が異なること，上部に軟岩や火山岩，堆積層が厚く分布する場合や地質体の違い等の地域差があることが考えられる。このことを踏まえ，観測記録収集対象の地震としては，以下の地震を個別に検討する必要がある。(同(2))

① 孤立した長さの短い活断層による地震

② 活断層の密度が少なく活動度が低いと考えられる地域で発生した地震

③ 上部に軟岩や火山岩，堆積層が厚く分布する地域で発生した地震

（ｆ）震源を特定せず策定する地震動の評価において，収集対象となる内陸地殻内地震の例は，別紙４のとおり，Ｍｗ６．５以上の２地震とＭｗ６．５未満の１４地震を含む１６地震である。(同(3))

ｃ　補足説明

前記ｂ（ｂ）にいう地震規模のスケーリングの観点とは，地震発生層内で断層幅の飽和に起因して，スケーリング則が遷移する（スケーリング則が不連続となる）地震規模がM_0＝７．５×１０^{18}Ｎｍ（Ｍｗ６．５）程度であるとの知見に基づき，この程度の規模より大きい内陸地殻内地震は，地表に何らかの痕跡を残すとの考えのことをいう（丙Ｄ５５・８頁，１４０・７頁）。

上記知見を踏まえ，地震動審査ガイドでは，全国共通に考慮すべき地震（震源の位置も規模も推定できない地震（Ｍｗ６．５未満の地震））と地域性を踏まえて検討すべき，震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているものの，地表地震断層としてその全容を表すまでには至っていない地震（震源の規模が推定できない地震（Ｍｗ６．５以上の地震））とを区別している（前記ｂ（ｄ），（ｅ））。

もっとも，原子力規制委員会の平成２５年３月２２日段階の「震源を特定せず策定する地震動」についての検討結果においては，Ｍｗ６．５相当以上の地震でも，地表で地震断層が認めにくい地震や地震規模に比べて著しく短い断層長しか特定できない地震が存在することから，地域的な特徴を踏まえて，対象となる地震を検討する必要があるとされていた（丙Ｄ５５・８頁）。

（エ）基準地震動

a　策定方針（５．１）

（ａ）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」の評価結果を踏まえて，基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさを考慮して適切に策定されている必要がある。(同(1))

（ｂ）基準地震動の策定に当たっては，敷地における地震観測記録を踏まえて，地震発生様式，地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）が十分に考慮されている必要がある。(同(2))

b　基準地震動の策定（５．２）

（ａ）応答スペクトルに基づく手法による基準地震動は，検討用地震ごとに評価した応答スペクトルを下回らないように作成する必要があり，その際の振幅包絡線は，地震動の継続時間に留意して設定されていることを確認する。(同(1))

（ｂ）断層モデルを用いた手法による基準地震動は，施設に与える影響の観点から地震動の諸特性（周波数特性，継続時間，位相特性等）を考慮して，別途評価した応答スペクトルとの関係を踏まえつつ複数の地震動評価結果から策定されていることを確認する。(同(2))

（ｃ）震源を特定せず策定する地震動による基準地震動は，設定された応答スペクトルに対して，地震動の継続時間，振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性が適切に考慮されていることを確認する。(同(3))

（ｄ）基準地震動は，最新の知見や震源近傍等で得られた観測記録によってその妥当性が確認されていることを確認する。(同(4))

（オ）超過確率

a　評価方針（６．１）

（ａ）「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，それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを確認する。(同(1))

なお，年超過確率は，基準値を超える事象が１年でどれくらいの確率で生ずるのか

（どの程度稀な現象なのか）を示すものであり，地震動の超過確率は，地震の発生確率（将来の一定期間において，ある断層がずれ動いて地震が起きる可能性を数字で表したものをいう。）に条件付超過確率（ある断層がずれ動いて地震が起きた場合，ある地点の地震動の強さが想定する地震動の強さを超える確率のことをいう。）を乗じて算出される（地震動の超過確率＝地震の発生確率×条件付超過確率）（甲Ｇ６４（丙ＢアⅡ２５）・２９０，２９１頁）。

（ｂ）超過確率を参照する際には，基準地震動の応答スペクトルと地震ハザード解析による一様ハザードスペクトルを比較するとともに，当該結果の妥当性を確認する。（同(2)）

ｂ　解説

地震ハザード解析による一様ハザードスペクトルの算定においては，例えば日本原子力学会（２００７）等に示される手法を適宜参考にして評価する。

ｃ　地震動の超過確率を求める趣旨について

原子力規制委員会は，「新規制基準の考え方」において地震動の超過確率を求める趣旨について以下のとおりとしている（甲Ｇ６４（丙ＢアⅡ２５）・２９１，２９２頁）。

例えば，内陸地殻内地震で考えた場合，詳細な調査を尽くしても，震源断層の長さや断層傾斜角度等の評価は，専門家の間で分かれることもあり，また，震源断層の位置・形状や破壊過程等の全てを事前に予測することは不可能であるので，調査結果の信頼性及び精度を確保したとしても，基準地震動を上回る強さの地震動が発生することを事前に完全に否定し尽くすことはできないし，そのようなことは基準地震動策定において求められているものではない。このため，設置許可基準規則は，事業者に対し，地震動の超過確率を適切に参照するように求めている。そして，原子力規制委員会の審査官は，事業者が，基準地震動を策定する過程で，「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，それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するのか，一様ハザードスペクトルを使って，適切に把握しているのか否か，また基準地震動の超過確率の計算

過程等に問題がないかどうか，確認を行っている。なお，原子力規制委員会としては，発電用原子炉を設置する事業者は，地震動の超過確率を参照することで，基準地震動を上回る強さの地震動が発生する可能性を常に認識した上で，施設の設計に当たって適切な配慮を払うことで，継続して，いわゆる「残余のリスク」（基準地震動を上回る強さの地震動が発生することで耐震重要施設の安全機能が損なわれるリスク）を低減していく努力を継続することが重要であると考えている。

エ　地震動審査ガイド（震源を特定せず策定する地震動）の見直しについて

（ア）４地震についての電力事業者の取組状況

地震動審査ガイドが，震源を特定せず策定する地震動のうち，地表地震断層が出現しない可能性がある地震（Ｍｗ６．５未満の地震）の収集例として挙げる１４地震の中でも，２０１３年栃木県北部地震，２０１１年和歌山県北部地震，２０１１年茨城県北部地震及び２０１１年長野県北部地震の４地震については，同じく１４地震の一つである留萌支庁南部地震とともに敷地に及ぼす影響が大きい地震と考えられているが，精度の高い地盤モデルを作成するためには，物理モデルによるサイト特性評価に必要な数値解析手法の開発，数値解析に必要な地盤定数の測定，収集，モデルの更正に必要な観測記録の収集・分析の三つの作業が一体として求められるなど，技術的に容易なものではなく，電力事業者は，各観測地点の地盤物性の評価等に時間を要しており，基盤地震動の評価に至っていなかった（丙Ｄ５７，１３９，１５９・３６，３７頁）。

（イ）特定せずの地震動検討チームによる検討

原子力規制委員会は，平成２９年１１月２９日，それまでの新規制基準の適合性審査において，震源を特定せず策定する地震動のうち，地表地震断層が出現しない可能性がある地震（Ｍｗ６．５未満の地震）については，地震動審査ガイドに例示のＭｗ６．５未満の１４地震の中から影響の大きい５地震（前記（ア）の４地震及び留萌支庁南部地震）を抽出した上で基盤地震動が評価可能な留萌支庁南部地震に不確かさを考慮して策定した地震動を妥当と判断してきたところ，前記（ア）の状況を踏まえ，

「震源を特定せず策定する地震動」（Ｍｗ６．５未満の地震）は，地震学的検討から全国共通に考慮すべき地震と位置付けられており，共通に適用できる地震動の策定方法（標準応答スペクトルの提示も含む。）を明確にすることが望ましいとの考えから，「震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム」（特定せずの地震動検討チーム）を設けた（丙Ｄ１３９）。

特定せずの地震動検討チームは，平成３０年１月から令和元年８月まで，計１１回の会合を実施し，過去の内陸地殻内地震の地震動観測記録を収集・分析し，地域的な特徴を極力低減させて普遍的な地震動レベルを設定するために，震源近傍での地震基盤相当面における多数の地震動記録について統計的な処理を行い，標準応答スペクトルを策定するための検討及び議論を行った。その結果は，令和元年８月７日の特定せずの地震動検討チーム第１１回会合において，「全国共通に考慮すべき『震源を特定せず策定する地震動』に関する検討報告書」（以下「検討チーム報告書」という。）として取りまとめられた（甲Ｄ１１０～１１８，丙Ｄ１４０）。

（ウ）検討チーム報告書

検討チーム報告書によれば，標準応答スペクトルは，概要，以下の手順により設定される。すなわち，①平成１２年（２０００年）１月１日～平成２９年（２０１７年）１２月３１日までに発生したＭｗ５．０～６．６の規模の内陸地殻内地震の震央距離３０ｋｍ以内の観測記録を収集・整理し，②上記①で整理した８９の地震の観測記録について，地中地震計よりも上の地盤の影響を除去するための「はぎとり解析」を実施し，硬質地盤の解放面における地震動（はぎとり波）を算出し，③上記②で算出したはぎとり波について，震源近傍の領域での地震基盤相当面における地震動として扱うために，必要に応じて震源距離補正及び地盤物性補正を行い（なお，地震規模の補正は，観測記録が本来持っている震源特性を変化させることになることなどから，地震規模を一律の規模に補正する処理は実施しないこととされた。），④これに統計処理を行い，Ｍｗ５．０～６．５程度の地震動の非超過確率９７．７％（平均＋２σ）のスペクトルを基に，標準応答スペクトルを設定する。（丙Ｄ１４０）

また，検討チーム報告書においては，標準応答スペクトルの設定に当たり，震央距離１０ｋｍ以内の記録のみを用いることが望ましいとしつつも，これに該当する記録数が少ないことから，震央距離３０ｋｍ以内で収集した観測記録を半径１０ｋｍ程度の震源近傍の領域内で観測されたものと想定して統計処理上のデータ数を確保するために，はぎとり波の応答スペクトルに震源距離補正を施すこと（震源距離補正）が提案されている（丙Ｄ１４０・１０，１１頁）。

なお，検討チーム報告書においては，「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」は，現在の地震動審査ガイドの「Ｍｗ６．５未満」から推定誤差等を考慮して，「Ｍｗ６．５程度未満」と変更することとされている（甲Ｄ１１０の３・２０頁，丙Ｄ１４０・５頁）。

（エ）新規制基準への反映に向けた検討状況

原子力規制庁は，令和元年度第２４回原子力規制委員会（令和元年８月２８日）において，検討チーム報告書について報告し，原子力規制委員会は，その内容を規制に反映することを了承するとともに，原子力規制庁に対し，規制への取り入れ方を検討するよう指示した（丙Ｄ１４０，１４１）。

原子力規制庁は，上記の指示を受けて，「『震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム』の検討結果を受けた規制上の対応について」と題する書面を取りまとめ，令和元年度第２８回原子力規制委員会（令和元年９月１１日）において，これを報告したところ，その内容が同委員会により了承された（丙Ｄ１４２，１４３）。

上記書面では，標準応答スペクトルの規制上の位置付けについて，「設置許可基準規則解釈は観測記録の収集により得られた複数の地震動を基に応答スペクトルが設定されることを想定したものである。このため，多数の観測記録に基づき策定された標準応答スペクトルを基に基準地震動を策定する手法は，これに合致する現時点において最適な手法と考えている。また，『震源を特定せず策定する地震動（全国共通）』に基づく基準地震動は，本来国内においてどこでも発生すると考えられる全国共通に考慮すべき地震を踏まえて策定されるものであるため，地域特性の影響を極力低減さ

せた標準応答スペクトルを基に策定することは合理的である。以上より，継続的改善を図る観点から，標準応答スペクトルを基に基準地震動を策定する手法を基準地震動の策定プロセスにおいて用いるべきことを要求するよう基準を改正し，留萌地震を基に基準地震動を策定した既許可の原子力施設を含め，事業者に対してこの手法による評価を求めることが適切と考える。今回の検討チームの検討結果は…今回策定した標準応答スペクトルと留萌地震の応答スペクトルとの間に大きな差はないことから，これまでの留萌地震を基にした基準地震動を用いた審査を否定するものではない。また，今回の規制への取り入れに当たっての考え方は，基準地震動の策定プロセスを改善するものであり，新しい標準応答スペクトルによる手法で評価を行った結果，基準地震動が見直される可能性はあるものの，施設・設備に対する要求レベルそのものを変更するものではない。これらを踏まえ，留萌地震を基に基準地震動を策定した原子力施設に対して，現時点で直ちに使用の停止や標準応答スペクトルの審査・検査での適用を求める必要はないと考える」とされており，また，今後の基準改正について，「震源を特定せず策定する地震動（全国共通）」の策定に当たって標準応答スペクトルを用いた評価を行うことを要求するよう，設置許可基準規則解釈及び審査ガイド等を改正することや，基準の改正に当たり，本件の安全上の重要性，事業者が対応するために必要な期間等を総合的に判断し経過措置を定める必要があり，事業者が対応するために必要な期間等については公開の会合で事業者の意見を聴くことが示されている。（丙Ｄ１４２）

原子力規制委員会は，上記書面と同様の考え方の下，今後の「震源を特定せず策定する地震動」の審査について，標準応答スペクトルによる評価のみで行うのか，標準応答スペクトルによる評価に加えて留萌支庁南部地震による評価を併せて求めるのかについて協議し，双方の評価の結果に大差がないという観点などから標準応答スペクトルのみでよいとの意見も出たが，両者の手法の違いなどから，両者を併せて求める方法が選択された（丙Ｄ１４３・１７～２４頁）。

原子力規制委員会は，本件口頭弁論終結時現在，標準応答スペクトルの導入に向け

て設置許可基準規則等の改正に係る検討を進めているところである（弁論の全趣旨）。

(2) 地震動評価の手法その１（応答スペクトルに基づく地震動評価手法）

ア 応答スペクトルに基づく地震動評価手法

「応答スペクトルに基づく地震動評価」とは，内陸地殻内地震，プレート間地震及び海洋プレート内地震から，敷地に大きな影響を与えると予想される地震として選定された検討用地震の震源が活動したと仮定した場合に，評価地点において想定される地震動を経験的に算出するもので，基準地震動を策定する際の評価方法の一つである（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２５１頁）。

応答スペクトルとは，地震動がいろいろな固有周期（構造物が個別に有している揺れやすい周期）を持つ建物・構築物及び機器・配管系に対して，どのような揺れ（応答）を生じさせるかを，縦軸に加速度・速度等の最大応答値，横軸に固有周期（又はその逆数の固有振動数）をとって，分かりやすいように描いたものをいう。応答スペクトルは，応答値のとる量（加速度・速度等）により，それぞれ加速度応答スペクトル，速度応答スペクトルなどと称される。加速度応答スペクトルを作成することにより，建物・構築物及び機器・配管系の固有周期が分かれば，それぞれに作用する地震力の大きさを把握できる。応答スペクトルに基づく地震動評価は，距離減衰式に代表される，地震のマグニチュードと震源又は震源断層からの距離の関係で地震動特性を評価する手法である。ここで，「距離減衰」とは，地震の揺れ（震度の大きさ）と震源からの距離との関係を示したもので，地震が発生した場所から遠くなればなるほど，地震の揺れが弱くなることをいう。「距離減衰式」とは，地震の揺れの強さと震源からの距離との関係を式に表したもので，過去の多くの地震データの統計的処理によって得られるものである。地震のマグニチュードや震源からの距離などを距離減衰式に入力すると，震源からの距離に応じて，地震の揺れや震度を計算することができる。応答スペクトルに基づく地震動評価においては，地震の規模を表すマグニチュード，震源距離を用いて地震基盤等比較的堅い岩盤における応答スペクトルを求め，解放基盤表面までの地盤特性を考慮した補正（増幅や卓越周期）をすることで解放基盤表面で

の応答スペクトルが求められる（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２５１，２５２頁）。

距離減衰式は，少ないパラメータ（地震規模，震源距離，地盤の卓越周期等）を用いて平均的な地震動の強さを示す指標として非常に有効なものとして，原子力施設を含め耐震設計において活用されてきた（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２５３頁）。

イ　Noda et al.（２００２）の方法（丙Ｄ３１）

Noda et al.（２００２）の方法とは，岩盤において観測された地震観測記録を用いて求められた地震動の応答スペクトルの評価方法であり，地震の規模（気象庁マグニチュード），等価震源距離及び評価地点の対象地盤の弾性波速度により，解放基盤表面の地震動の応答スペクトルを算定する手法をいう。「耐専スペクトル」とも呼ばれる。ここに等価震源距離とは，面的に広がりを持つ震源断層から受けるエネルギーと同じエネルギーを放つ仮想の点震源までの距離を意味する。すなわち，震源断層面を細分化して考えた場合，細分化した各要素から放出される地震波エネルギーと，観測点から当該要素までの距離により求められる観測点への到達エネルギーの積分値である地震波エネルギーの総量と同じ地震動を与える仮想の点震源までの距離を指し，各要素から放出されるエネルギーの分布を考慮する関係上，アスペリティの影響も考慮することができる（丙Ｄ１５９・付属資料９５頁）。

Noda et al.（２００２）の方法は，水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを評価することができ，敷地における地震観測記録による補正係数を設定することによって，地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）を考慮することができる。なお，Noda et al.（２００２）の基礎となるデータベースは深さ６０ｋｍ以浅の地震のみからなりそのうち海溝沿いの地震が８割程度を占めることから，海溝沿いの地震をよく説明するが，内陸の浅い地震では，系統的に過大評価となるため，補正が必要であると考えられており，０．６の補正係数を設定している。また，ＪＥＡＧ４６０１－２０１５は，Noda et al.（２００２）等による距離減衰式の手法の留意点として，内陸地殻内地震については，周期０．０２～０．６のコントロールポイントについて０．６倍の補正係数を乗じると地震動の

平均的な特性をより正確に表すことができるとした上で，震源メカニズムによっては補正を加えない状態でそのまま当てはまる例も認められることから，補正を施す際には，対象とする地震の震源メカニズム等を過去の地震の事例と照らし合わせ，妥当性を確認するものとし，また，敷地内に多数の観測記録がある場合には，本評価法による地震動評価結果との比較の上，敷地固有の評価を行うこととしている（丙Ｄ２４８・４７頁）。

さらに，Noda et al.（２００２）は，解放基盤表面で観測された４４地震の水平２１４記録及び鉛直１０７記録の回帰分析から得られた平均応答スペクトルに基づき提案された方法であるところ，その導出の基になったデータセット等に照らし，適用範囲の上限はＭ８．５と考えられている（丙Ｄ１５９・１６頁）。

Noda et al.（２００２）の方法を含め，距離減衰式については，地震規模や震源距離といった比較的少ないパラメータでもって観測記録を処理し提案されるものであることもあって，多数の観測記録に基づく標準的な地震動レベルが得られる一方，個々の観測記録との間には，自ずとばらつきを伴うものであり，その要因について，様々な研究者により研究がなされており，そもそもの観測記録の精度の問題に加えて，短周期成分に与える影響の大きい震源特性の違いとして，距離減衰式では一般に考慮されない，応力降下量の違いや破壊伝播方向の違いを指摘する見解（池浦・野田（２００５））や振幅レベルが大きくなるほどばらつきが少なくなることを指摘する見解（翠川・大竹（２００３））もある（丙Ｄ１５９・２０，２１頁，同付属資料９３，９４頁）。池浦・野田（２００５）（丙Ｄ１３７）は，距離減衰式の回帰モデルにおける標準誤差は距離減衰式における地震規模依存性や距離減衰特性及びサイト特性などのモデル化に起因する誤差とデータ自体のばらつきによる誤差とを分離することが難しく，最終的に得られたばらつきがどのような要因で決まっているかを定量的に解釈することは必ずしも容易でないこと，また，これらの距離減衰式を用いて評価されたばらつきは，一定の距離減衰式を不特定多数の地震や地点に適用した場合の誤差を含んでいるため，地震や地点を特定して地震動の再現性を考えた場合のばらつきとは

必ずしも一致しないことを前提に，同一観測条件における地震動の再現性という観点から，マグニチュードと震源距離がそれぞれ等しい２地震を同一地点で観測した加速度記録ペア（１２地点における２７５組）を基に地震動応答スペクトルの自然対数についてばらつきの標準偏差を調べたところ，周期によっては約４～１／４倍の範囲にばらつく結果となっており，そのばらつきの要因としては，震源の励起特性（応力降下量）や破壊伝播方向の違いなどが考えられ，短周期地震動においては特に前者がばらつきの最大要因になっているとの分析をしている。また，翠川・大竹（２００３）（丙Ｄ１３８）は，昭和４３年（１９６８年）から平成１３年（２００１年）までに我が国で発生した３３地震の強震記録（地震規模はＭｗ５．５～８．３，震源深さは数ｋｍ～１００ｋｍ超のものまで分布をしており，最大加速度で３３３５記録，最大速度で１９８０記録が用いられている。）に基づいて得られた距離減衰式を用いて，距離減衰式にみられるばらつきの特性について検討したものであり，その結果，マグニチュードが大きくなるほど，距離が小さくなるほど，振幅が大きくなるほど，ばらつきが小さくなる傾向がみられ，これらのうちで振幅レベルとの相関が最も強いことが示されたとしている。

(3)　地震動評価の手法その２（断層モデルを用いた地震動評価手法）

ア　断層モデルを用いた地震動評価手法

「断層モデルを用いた手法による地震動評価」とは，内陸地殻内地震，プレート間地震及び海洋プレート内地震から，敷地に大きな影響を与えると予想される地震として選定された検討用地震の震源が活動したと仮定した場合に，評価地点において想定される地震動を解析的に算出するもので，基準地震動を策定する際の評価方法の一つである（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２５４頁）。

地震は断層が破壊する現象であるところ，震源断層面は，均質ではなく，断層面上で通常は強く固着していて，ある時に急激にずれて（すべって）地震波を出す領域のうち，周囲に比べ特にすべり量が大きく強い地震波を出す領域をアスペリティという。そして，震源断層は，同時に震源断層面の全範囲が破壊されるのではなく，破壊が始

まった断層が地震波を発し，次第に破壊の範囲が広がっていくものであるところから，地震動評価においては，大きな地震は小さな地震が次々に発生してそれが集まったものとみなすことができる。そこで，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」では，①震源断層面を設定し，その震源断層面にアスペリティを配置し，これを細かい小断層（要素面）に分割し，②ある特定の要素面から破壊が始まるものとして破壊開始点を設定し，③破壊開始点から破壊が各要素面に伝播し，分割された各要素面からの地震波が次々に評価地点に伝わることにより評価地点に生じる地震動を足し合わせ（この時アスペリティからの地震波は周囲よりも強いものとなる。），④足し合わせの結果として評価地点での地震動が求められる。（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２５４～２５６頁）

このように，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」は，大地震の断層面における断層運動が小地震の断層運動を重ね合わせることにより表現できるとの前提に基づくものであり，小地震（要素地震）の地震動波形を多数重ね合わせることにより行われるが，そこで用いられる小地震の地震動波形を「グリーン関数」とみなし，原子力施設の耐震設計上重要である短周期地震動に着目した場合には，小地震の地震動波形の設定の仕方により，経験的グリーン関数法と統計的グリーン関数法がある（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２５５頁）。

経験的グリーン関数法は，想定する断層の震源域で発生した中小地震の波形を要素波（グリーン関数）として，想定する断層の破壊過程に応じて足し合わせる方法である。時刻歴波形を予測でき，破壊過程の影響やアスペリティの影響を考慮することができるが，予め評価地点で適当な観測波形が入手されている必要がある。統計的グリーン関数法は，多数の観測記録の平均的特性をもつ波形を要素波とする方法である。評価地点で適当な観測波形を入手する必要はないが，評価地点固有の特性に応じた震動特性が反映されにくい。時刻歴波形は経験的グリーン関数法と同様の方法で計算される。（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２５９，２６０頁，甲Ｄ７７（丙Ｄ１８）・３１頁）

経験的グリーン関数法を用いる場合，要素地震の観測記録に基づく要素波には，地

域性が反映された伝播経路特性，地盤増幅特性の影響が含まれ，要素地震の有するこれらの地域性を地震動評価に反映させることができ，地震動評価ガイドにおいては，観測記録がある場合には，経験的グリーン関数法による地震動評価が行われていることを確認するものとしている（地震動評価ガイドⅠ．３．３．２(2)，前記(1)ウ（イ）ｄ（ｂ））。

イ　震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）（甲Ｄ７７，乙ＢＡ５３，丙Ｄ１８）

（ア）レシピは，地震調査研究推進本部地震調査委員会が，同会において実施してきた強震動評価に関する検討結果から，入倉・三宅（２００１）（丙Ｄ２０）で提案された震源断層面積と地震モーメントとの関係式（「入倉・三宅式」）や入倉ほか（２００２）（丙Ｄ２１），Somerville et al.（１９９９）等を用いて，強震動予測手法の構成要素となる震源特性の設定，地下構造モデルの作成，強震動計算，予測結果の検証の手法を取りまとめたものである。例えば，震源特性パラメータの設定に関しては，レシピに従うことにより，震源断層面積や地震規模のような震源の全体像を表す巨視的断層パラメータ，震源断層の中の不均質性を表す強震動生成域の面積やそこでの応力降下量等の微視的断層パラメータ等を設定することができる。

地震調査委員会は，平成２９年４月改訂レシピまでに「活断層で発生する地震」について１１件，「海溝型地震」のうちプレート境界で発生する地震について４件，併せて１５件の強震動評価を実施し，また，２０００年鳥取県西部地震，２００３年十勝沖地震，２００５年福岡県西方沖地震の観測記録を用いた強震動予測手法の検証を実施した。レシピは，震源断層を特定した地震を想定した場合の強震動を高精度に予測するための，「誰がやっても同じ答えが得られる標準的な方法論」を確立することを目指しており，今後も強震動評価における検討により，修正を加え，改訂されていくことを前提としている。また，レシピは，最新の知見に基づき最もあり得る地震と強震動を評価するための方法論であるが，断層とそこで将来生じる地震及びそれによってもたらされる強震動に関して得られた知見は未だ十分とはいえないことから，特に

現象のばらつきや不確定性の考慮が必要な場合には，その点に十分留意して計算手法と計算結果を吟味・判断した上で震源断層を設定することが望ましいとされている。（甲Ｄ７７（乙Ｂア５３，丙Ｄ１８）・１頁，丙Ｄ１９・６７～６９頁）

なお，上記入倉・三宅（２００１）（丙Ｄ２０）は，将来高い確率で発生が予測されるシナリオ地震に対する被害予測のため，特定の活断層を起震断層としたときの強震動評価のための震源モデルの与え方を震源特性化手続きとしてまとめており，震源モデルは，巨視的断層パラメータ，微視的断層パラメータ及びその他のパラメータによって決定論的に与えられ，巨視的断層パラメータとしては，活断層調査により同時に活動する可能性が高い断層セグメントの総和から断層長さ，地震発生の深さ限界から断層幅が推定され，長さと幅の積から断層面積，そして断層面積と地震モーメントの経験的関係から地震モーメントが推定され，断層の走向と傾斜角は地質・地形・地理学的調査，更には反射法探査などから推定され，微視的断層パラメータは，断層面上のすべり不均質性をモデル化するもので，地震モーメントとアスペリティ面積の総和，最大アスペリティ面積，アスペリティ個数などに関する経験的関係からアスペリティの面積及びそこでの応力降下量が与えられるとしている。そして，このような震源特性化の手続の有効性は，兵庫県南部地震の震源のモデル化及びそれに基づいた経験的グリーン関数法及びハイブリッドグリーン関数法を用いて合成された地震動が観測記録とよく一致することで検証された等としている（丙Ｄ２０・８５０，８７３，８７４頁）。また，上記入倉ほか（２００２）（丙Ｄ２１）は，入倉・三宅式を基に提案された強震動予測のための特性化震源モデルについて，動力学的シングル・アスペリティモデルをマルチ・アスペリティモデルに拡張し，加速度震源スペクトルレベルのスケーリング則等を取り入れて修正した強震動予測方法であり，その有効性を兵庫県南部地震の特性化震源モデルを用いた強震動シミュレーションによって検証したものである。

（イ）レシピは，強震動予測結果の検証方法についてもまとめている。プレート間地震については，比較的発生間隔が短く，最新活動における地震の被害情報や観測情報

が残されている場合が多いことから，その情報と強震動予測結果を比較する方法により強震動予測結果の検証及び震源特性などの見直しが可能となるところ，観測記録との比較において，計算波形をどの程度まで合わせることができるかという点は，観測波形の質，震源や地盤状況などの情報の多寡によりケースごとに異なり，面的な予測ということを考え合わせると，時刻歴波形の最大値，継続時間，周期特性やスペクトル特性がある程度説明できることをもって検証と位置付けており，強震動評価の目的は計算波形を観測波形に合わせることではないため，この作業に終始することのないよう留意する必要があるとの考え方を示している（レシピ４．１．３及び４．２．２）（甲Ｄ７７（丙Ｄ１８）・３６，３７頁）。

（ウ）原子力発電所の基準地震動策定において，レシピは，「断層モデルを用いた手法」による地震動評価の際に用いられる。

原子力規制委員会は，レシピが強震動評価における最新の知見を適切に反映している合理的なものであると認めた上で，国や地方自治体等で強震動予測手法として広く使われ，原子力施設においてもレシピに基づき断層モデルを用いた手法により地震動評価を行っている例が多いことから，その確認方法の代表的な手法であるとし，地震動審査ガイドⅠ．３．３．２⑷①１）において，「震源特性パラメータは，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」（レシピ）等の最新の研究成果を考慮して設定されていることを確認する。」と定め（前記⑴ウ（イ）ｄ（ｄ）①１）），レシピを最新の研究成果として例示した。もっとも，原子力規制委員会は，レシピ以外の最新の研究結果が存在する場合に，それに科学的合理性が認められるのであれば，それを利用することを否定するものではないとしている。（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２９６～２９７頁）

ウ　海溝型巨大地震を対象とする震源モデル（ＳＭＧＡモデル等）

東北地方太平洋沖地震は，南北５００ｋｍにわたる広大な震源域が活動したＭｗ９．０の巨大地震であるところ（認定事実１⑽ア），各研究者がそのモデリングを行い，海溝型巨大地震の予測手法について検討している。

（ア）ＳＭＧＡモデル

ａ　ＳＭＧＡモデル

（ａ）佐藤（２０１２）（甲Ｄ８２（丙Ｄ５１）），Asano and Iwata（２０１２）（甲Ｄ８３）及び川辺・釜江（２０１３）（甲Ｄ８４（丙Ｄ４５））は，東北地方太平洋地震について，表層地盤の非線形性の影響などを避けるために原則として地中で観測された記録を用い，周期０．１～１０秒ないし０．１～２０秒までの地震動（加速度，速度，変位）を再現する検討を中小地震の観測記録を要素地震として用いた経験的グリーン関数法によって行ったものであり，いずれも太平洋沿岸の陸域に近い宮城県沖から茨城県沖の領域にわたり，強震動生成域（ＳＭＧＡ）を複数設定し，各ＳＭＧＡは，一辺の長さが数十ｋｍ程度であり，その領域からまんべんなく強震動が生成されるものと考え，プレート境界における地震発生域の陸側先端域の沈み込んだ深い位置にＳＭＧＡが存在するとのモデルを提案している点では，共通している。このように，海溝型巨大地震について，広い領域のＳＭＧＡを設定して評価する震源モデルがＳＭＧＡモデルである。（甲Ｄ８２（丙Ｄ５１），甲Ｄ８３，甲Ｄ８４（丙Ｄ４５），甲Ｄ１９４・２０～２２頁，丙Ｄ１１・４－１３０頁，丙Ｄ５２・３２，３３，３５頁，丙Ｄ１５９・１２，１３頁，同付属資料４２～４４頁，弁論の全趣旨）

上記佐藤（２０１２）は，巨大プレート境界地震の地震動予測の高度化に向けて，経験的グリーン関数法に基づき，周期０．１～２０秒を対象として，強震動生成領域から成る震源モデルを推定したものであり，東北地方太平洋沖地震を含めたＭｗ６～９の太平洋プレートのプレート境界地震の地震モーメントと短周期レベルの関係に着目している。佐藤（２０１２）のモデルでは強震動生成領域の１と２がかなりの面積で重なり合うことについて，松島・川瀬（２００６）が１９７８年宮城県沖地震の強震記録を説明するためにアスペリティ内に更に応力降下量の大きい領域を持つスーパーアスペリティモデルを提案したことにも触れ，強震動生成領域内にこのような不均質性があると考えれば，強震動生成領域の重なりも物理的に解釈可能であるとも述べる。また，佐藤（２０１２）は，佐藤（２０１０）②（丙Ｄ５０）の太平洋プレ

ートのプレート境界地震に対する地震モーメント（Ｍｏ）とアスペリティの総面積の経験式による面積が，Murotani et al.（２００８）の経験式の５分の１となり小さいことなどについて，アスペリティは強震動生成領域より長周期帯域の波形から推定されており，これにより経験式に大きな違いが生じていると考えられるとし，野津ほか（２００７）がプレート境界地震の強震動シミュレーションを通じて強震動生成領域の総面積は従来使われているものより小さくなることを指摘していることにも触れ，周期帯域により，強震動生成領域（あるいはアスペリティ）の面積と位置を変えた震源モデルを作成する必要性を示唆しているとする。強震動生成領域（ＳＭＧＡ）は，宮城県沖に２つ，福島県と茨城県の県境の海岸沿いに２つ推定され，宮城県沖の１つ目が陸寄り，２つ目は１つ目の東側に一部重なりをもちつつ震源位置（初期破壊開始点）付近まで広がり，この重なっている領域は，１９７８年宮城沖地震のＳＭＧＡともオーバーラップしているところ，これに関連して，プレート境界地震のアスペリティはほぼ同じ場所で繰り返すことが指摘されているが，強震動生成領域あるいは短周期励起領域もほぼ同じ場所で繰り返すかという問題は，今後の強震動予測に重要な課題であるとしている。（甲Ｄ８２（丙Ｄ５１）・６９５，６９９，７０１，７０３頁）

上記川辺・釜江（２０１３）は，東北地方太平洋沖地震について，執筆者らにおいて，工学的に重要な周期帯（周期０．１～１０秒程度）の地震動（広域に震度６弱以上の揺れをもたらした地震動）を対象とした震源モデルの検討が必要であるとして，経験的グリーン関数を用いたフォワードモデリングによる震源のモデル化を行ってきたが，Kurahashi and Irikura（２０１１），上記佐藤（２０１２）及び上記 Asano and Iwata（２０１２）等でも経験的グリーン関数法を用いた同様なモデリングを行っており，これらのモデルを比較すると，いずれも宮城県沖に２つのＳＭＧＡを求められているという共通点はあるがそれらの大きさや位置は若干異なっており，また，宮城県沖以外にもＳＭＧＡが求まっているがそれらの位置や大きさは異なっており，全体的には類似のモデルが求まっているとはいい難いとし，野津（２０１２）が経験的サイト増幅・位相特性を考慮した強震動評価手法により周期１～５秒を対象として

９つのＳＰＧＡを配置した震源モデルの提案をしていることにも触れている。そして，各研究者から震源モデルがいくつか提案されているが，川辺・釜江（２０１３）は，扱った周期帯，用いた経験的グリーン関数の違いに加え，仮定したＳ波速度など設定条件の違いから，モデル間での違いが顕著な部分も存在し，観測波形の再現性が十分でない部分も見受けられることを踏まえ，執筆者らが行ってきた広帯域強震動の生成域に関するモデリングについて報告し，課題について検討するものである。その中で，川辺・釜江（２０１３）の震源モデルでは，各観測点の波群の到達時刻及びエンベロープなど観測波形の主な特徴はほぼ再現できているが，時刻歴波形を詳細に比較すると，ＭＹＧＨ１２の３５秒と８３秒付近，ＦＫＳＨ１９の１０６秒付近にみられるような大きな振幅のパルス波は再現できておらず，この点は入倉教授や証人野津の指摘でＳＭＧＡ内での応力パラメータの不均質を考慮したモデルで再現可能とされているが，ここではＳＭＧＡ内でのすべりが一様であると仮定しているため，このようなパルス波が再現できていないと考えられ，詳細な検討は今後の課題であるとしている。また，川辺・釜江（２０１３）は，同研究の震源モデルについて，Kurahashi and Irikura（２０１１），上記佐藤（２０１２）及び上記 Asano and Iwata（２０１２）とも比較検討した上で，東北地方太平洋沖地震の周期０．１～１０秒程度の強震動を単純化した５つのＳＭＧＡからなる震源モデルによって再現でき，同研究で用いた震源のモデル化手法が海溝型巨大地震時の強震動予測にも有効であることが示せたとしつつ，今回考慮しなかったＳＭＧＡ内での不均質性のモデル化の必要性やその方法の検討，より周期の長い地震動，地殻変動や津波を含めた震源の全体像の解明などを進め，こうした超巨大地震時の地震動や津波などの予測のためのレシピの構築が必要であるとしている。（甲Ｄ８４（丙Ｄ４５）・７６，７９，８０，８５頁）

（ｂ）レシピにおいては，プレート間地震の強震動の震源特性パラメータの設定に当たり，アスペリティを設定することとしているが，アスペリティ内の応力降下量は均質であり，これを東北地方太平洋沖地震のような海溝型巨大地震に適用すると，標準的なＳＭＧＡモデルが採用されているということができる（甲Ｄ７７，乙Ｂア５３，

丙Ｄ１８，弁論の全趣旨）。

（ｃ）地震調査研究推進本部は，平成１６年５月２１日付けの「三陸沖北部の地震を想定した強震動評価について」による報告において，三陸沖北部の地震を想定した強震動評価を行うに当たり，１９６８年十勝沖地震の既往の解析結果を参照して，レシピと同様の考え方に基づき，北側，南側，中央にアスペリティを置くこととし，中央のアスペリティの応力降下量を８５．０ＭＰａとするなど震源パラメータを設定し，統計的グリーン関数法を用いて強震動予測計算を行った。計算された震度分布と１９６８年十勝沖地震の震度分布との比較は，おおむね調和的であった。また，１９６８年十勝沖地震において，八戸，青森，宮古で得られた地表における観測波形と計算波形の比較による強震動予測結果の検証も行ったところ，特に，青森，宮古においては，観測点周辺の地盤の非線形特性を含む局所的な地盤構造が大きく影響しているとみられ，今回用いた地盤構造モデルや解析手法では，観測波形を十分に再現できなかった。観測波形は比較的軟らかい地盤上で得られたものであり，工学的基盤における観測波形に比べて，観測点周辺の地盤の非線形特性を含む局所的な地盤構造の影響が含まれやすいため，強震動予測結果と観測波形との比較により震源モデルや計算手法の妥当性を検証するためには，これらの影響をできるだけ正確に評価するためのモデル化方法等が必要であるとしている。（丙Ｄ２２３）

２００３年十勝沖地震については，釜江・川辺（２００４）が，レシピの手法に着目し，３つのアスペリティ（ＳＭＧＡに相当する）からなる震源モデルと余震記録を要素地震として経験的グリーン関数法（伝播経路特性と地盤増幅特性を反映する。）により，各観測点でみられる特徴的なパルス状の波形と各アスペリティから生成される波形との一致度から最適モデルを決定して，観測記録の再現から最適な震源モデルを提案し，レシピに基づく予測の可能性を示した（丙Ｄ１９・６７頁，丙Ｄ２２４）。

（ｄ）１９７８年宮城県沖地震については，断層破壊がＳ波の伝播速度に近い速度で伝播することにより，破壊の進行方向では地震波が重なり合った結果，振幅が大きくなるというディレクティビティ効果によりパルス波が発生したと考えられており，地

震調査研究推進本部は，宮城県沖に面積９６m^2，７３ＭＰａのアスペリティを置くことによってその観測地震波形を再現している（丙Ｄ１６１・「宮城県沖地震を想定した地震動評価（一部修正版）」２頁，同（説明）１８頁）。

なお，２００５年宮城県沖地震について，釜江ほか（２００７）は，観測記録にみられるパルスの再現など広帯域観測波形との比較からアスペリティの震源パラメータを決定するなどし，経験的グリーン関数法によるフォワードモデリングによって震源モデルを再評価したところ（アスペリティは６ｋｍ×６ｋｍ，８０ＭＰａ及び６ｋｍ×７．５ｋｍ，４８ＭＰａ），加速度，速度，変位波形において観測記録との一致度が高い合成波形を得ることができたとして，レシピの枠組みの中で同地震の震源モデルも構築可能であるとした（丙Ｄ２２２）。

（ｅ）内閣府に設置された南海トラフ検討会による平成２４年８月２９日付け「南海トラフの巨大地震モデル検討会（第二次報告）強震断層モデル編―強震断層モデルと震度分布について―」においても標準的なＳＭＧＡモデルが採用されている（丙Ｄ４８）。

ｂ　不均質なＳＭＧＡモデル

Kurahashi and Irikura（２０１３）（甲Ｄ１２３）は，東北地方太平洋沖地震について，倉橋・入倉（２０１１）の５つのＳＭＧＡからなる短周期震源モデル（標準的なＳＭＧＡモデルの一つに当たる。）では震源断層近くで記録された強震記録の中の高加速度と速度のパルス波を再現することができないとして，各ＳＭＧＡには均質な応力パラメータを持つ領域の内側により高い応力パラメータを持つ小さなサブエリアがあると考え，５つ設定したＳＭＧＡのうち，一部のＳＭＧＡのサブエリアにつき，応力降下量を，サブエリア外のＳＭＧＡ領域の２倍又は４倍とした不均質なＳＭＧＡモデル（不均質なＳＭＧＡモデル）により上記パルス波を再現することができたとする。そして，野津（２０１２）（甲Ｄ７８（丙Ｄ１６３））のＳＰＧＡモデル（後記(イ)）のＳＰＧＡのサイズは，上記のＳＭＧＡ内の特定された高い応力のサブエリアのサイズとほぼ同じであり，また，上記の５つのＳＭＧＡは，野津（２０１２）の９つのＳ

ＰＧＡに重ね合わされており，定性的には，不均質なＳＭＧＡに関する Kurahashi and Irikura（２０１３）の結果は，野津（２０１２）の結果とよく一致しているとした（甲Ｄ１２３の２・１３８５頁）。

Kurahashi and Irikura（２０１３）においては，東北地方太平洋地震において，女川発電所の地下深さ１２８ｍ（ＯＮＧ１２８）の地点で観測された加速度波形及び１秒時間窓での粒子運動図が示されており，いずれも９７～９８秒辺りで，波形及び粒子運動の振幅が大きくなっている（甲Ｄ１２３の２・１３７８頁）。倉橋・入倉（２０１７）は，東北地方太平洋沖地震において，ＯＮＧ１２８やＭＹＧＨ１２の観測点の波群の先頭部にみられる衝撃波形（１００秒付近）は，加速度波形で顕著にみられるが，周期約０．５秒の短周期のパルスであるとしている（甲Ｄ１７７・３頁）。

ｃ　諸井ほか（２０１３）（丙Ｄ４４）

諸井ほか（２０１３）（丙Ｄ４４）は，東北地方太平洋沖地震という日本観測史上最大規模の地震が発生したことを踏まえ，この規模の地震にまでレシピが適用可能かどうかを検討するため，東北地方太平洋沖地震前の先験情報に基づき，標準的なレシピ（すなわち標準的なＳＭＧＡモデル）を用いた震源のモデル化を行うことで，女川発電所，福島第一発電所及び本件発電所における同地震の観測記録の再現を統計的グリーン関数により試みて，レシピの合理性を確認し，震源の地域性の影響が示されたとまとめているもので，被告従業員である証人川里健（以下「証人川里」という。）も執筆に参加したものである。

諸井ほか（２０１３）は，概要，地震動レベルの評価の点で観測記録をよく捉えており，海洋プレート間巨大地震に対する標準的なレシピの有用性を十分に示す結果といえるとしつつも，加速度記録の経時特性は説明できておらず，その再現には先験情報のみでは不十分であり，同地震の断層破壊伝播の解明等が必要であるとしている。次に，地震動レベルの観測記録との整合性を地点ごとにみたところ，本件発電所の東海地点に比較して女川地点はやや過小評価となったことについて，中小地震の地震モーメント（Ｍｏ）と短周期レベル（Ａ）の関係に関する地域間のばらつきが標準的な

モデルに考慮されておらず，結果的に宮城県沖のＳＭＧＡの短周期レベルが過小評価となっている可能性があるとし，１９７８年宮城県沖地震を参考に宮城県沖のＳＭＧＡの短周期レベルをかさ上げ（１．４倍）して地域性の影響を取り込んだ評価を行ったところ，地震動レベルの再現性が有意に高まったとする。（丙Ｄ４４）

（イ）ＳＰＧＡモデル

ａ　ＳＰＧＡモデル

証人野津及び長尾毅ら（以下「証人野津ら」という。）が提案するＳＰＧＡモデルは，東北地方太平洋沖地震のような海溝型巨大地震において，強震動パルスに着目し，強震動パルスの幅と調和的なサイズのサブイベント（ＳＰＧＡ）である一辺数ｋｍの狭い領域から地震波が集中的に生成されると考えるモデルである（甲Ｄ１９４・２０～２２頁）。ＳＰＧＡは，断層面上で強震動パルスを生成したと考えられる領域である（甲Ｄ７９（丙Ｄ１６４）・２１７頁）。証人野津は，国立研究開発法人海上・港湾・航空技術研究所港湾空港技術研究所地震防災研究領域長を務める研究者であり，土木工学の立場から，強震動の研究を行うとともに，主に港湾構造物の耐震設計基準の策定等の実務にも携わっている。標準的なＳＭＧＡモデルを採用する各研究者が，周期０．１秒～１０秒ないし２０秒までの地震動の加速度，速度及び変位を再現する検討を行っている（前記(3)ウ（ア）ａ）のに対し，証人野津の強震動研究の手法は，特に０．２～１Ｈｚ（周期１～５秒）程度の帯域における速度波形の再現に着目するものといえる。（甲Ｄ７８（丙Ｄ１６３），甲Ｄ７９（丙Ｄ１６４），甲Ｄ１９４・２頁，証人野津１，２頁）

ｂ　ＳＰＧＡモデルの考え方の背景

（ａ）証人野津らは，港湾の分野では岸壁に対し最も影響を及ぼしやすい周波数帯域は０．３～１Ｈｚ（周期３．３秒から１秒）であり，建築の分野では周期１．２～１．５秒の弾性加速度応答スペクトルが建物被害率とよく対応することが指摘されていることに加え，多くの高層建物の固有周波数が０．２～１Ｈｚ（周期１～５秒）の範囲に存在することから，０．２～１Ｈｚの周波数帯域（周期１～５秒）は，工学上極

めて重要性の高い周波数帯域であるとし，この周波数帯域における強震動の特性に着目した地震動の予測の重要性を指摘する（甲Ｄ７９（丙Ｄ１６４）・２０９，２１０頁）。

（ｂ）その上で，証人野津らは，東北地方太平洋沖地震の際，震源断層に比較的近い宮城県から茨城県にかけて多くの地点で観測された０．２～１Ｈｚの帯域の速度波形は，明瞭なパルスによって特徴づけられているとし，これらの，工学上重要な周波数帯域に表れるパルスを強震動パルスと呼称する（丙Ｄ１６５）。

そして，過去において兵庫県南部地震や１９９４年ノースリッジ地震のような内陸地殻内地震の際に震源近傍で生じた強震動パルスが大被害をもたらしたことは広く知られているところ，海溝型巨大地震も強震動パルスを生成しており，その周期特性が内陸地殻内地震がもたらす強震動パルスと大きくは異ならないことから，海溝型巨大地震がもたらす強震動パルスも構造物に大きな影響を及ぼす可能性があり，今後，海溝型巨大地震に対する強震動予測，特に耐震設計を目的とする強震動予測を行う場合には，強震動パルスの生成を意識した震源のモデル化を行うことが極めて重要としている（丙Ｄ１６５）。

（ｃ）海溝型巨大地震における強震動パルスの例としては，まず，東北地方太平洋地震（Ｍｗ９．０）を挙げ，同地震の際の宮城県から茨城県までの５つの観測点（ＭＹＧＨ１２，仙台Ｇ，ＦＫＳ０３１，ＦＫＳ０１１，ＩＢＲ００７）の観測記録から０．２～１Ｈｚ（周期１～５秒）の帯域の速度波形を示し，兵庫県南部地震及び１９９４年ノースリッジ地震の同帯域の速度波形と比較して，パルスの形状及び周期特性の類似性を指摘し，これらの観測点における０．２～１Ｈｚの帯域の速度波形は，１つ又は複数の明瞭なパルスによって特徴付けられているとする。次に，２００３年十勝沖地震（Ｍｗ７．９）のＴＫＣＨ０７及びＴＫＣＨ０２の各観測点並びに１９７８年宮城県沖地震（Ｍｗ７．６）の開北橋の観測点の０．２～１Ｈｚの帯域の速度波形を挙げ，明瞭なパルスが認められ，その形状及び周期特性において内陸地殻内地震による強震動パルスとの類似性があるとする。そして，これらの３地震に，八戸港及び青森

港で得られた強震記録が震源からのパルスとそれに続く堆積層に起因する後続位相とが同程度の振幅となっているため震源からのパルスのみが目立つ波形とはなっていないが０．２～１Ｈｚの帯域の波形が精度よく再現できている１９６８年十勝沖地震（Ｍｗ８．２）と，開北橋で観測されたパルス状の波形が精度よく再現できた２００５年宮城県沖地震（Ｍｗ７．１）とを加えた５つの地震を対象に，強震動パルス生成域であるＳＰＧＡのスケーリングに用いるパラメータについて検討し，経験式を導いている。（甲Ｄ７９（丙Ｄ１６４）・２１９～２２６頁，丙Ｄ１６５・４，５，９～１１，１５～２０頁）

なお，証人野津らも，ＳＰＧＡモデルの今後の課題として，予測問題における震源断層面上でのＳＰＧＡの配置の問題（甲Ｄ７９（丙Ｄ１６４）・２２６頁）や地震規模に対するスケーリングが可能かという問題（甲Ｄ７８（丙Ｄ１６３）・３８頁），得られた経験式の物理的解釈がまだ十分に出来ていないという問題点（甲Ｄ７８（丙Ｄ１６３）・３８頁，丙Ｄ１６５・２０頁）があるとしている。

（ｄ）なお，スーパーアスペリティ（ＳＰＧＡ）という用語を始めて用いたのは，松島・川瀬（２００６）であり，１９７８年宮城県沖地震を対象とした研究において，一辺が４ｋｍ程度の矩形の破壊領域を用いることにより，開北橋等で観測されたパルス状の地震波の振幅と周期を精度よく再現できることを示した上で，この矩形領域が，この規模の地震に対して一般的に仮定されるアスペリティよりもかなりサイズが小さいことから，この矩形領域はアスペリティそのものではなく，アスペリティ内部の不均質を表現するものであると考え，これをスーパーアスペリティと名付けたものとある（甲Ｄ７８（丙Ｄ１６３）・２２頁）。

ｃ　原子炉施設の安全性と海溝型巨大地震による強震動の想定について

証人野津は，ＳＰＧＡモデルの考え方に立ち，これまでに我が国で観測された内陸地殻内地震における震度７や１００カインの地震動はアスペリティからの最短距離が２０ｋｍ程度以下であるのに対し，東北地方太平洋沖地震の宮城県沖のＳＰＧＡの強い破壊は約１５０ｋｍ沖合にあったにもかかわらず，東北地方太平洋沖地震の第二

波群先頭のパルス波は，地盤条件によっては１００カインを超えていることから，海溝型巨大地震のＳＰＧＡは脅威であるとし，強いＳＰＧＡの破壊が沖合で生じ陸域の近傍で生じなかった理由を現代の地震学では説明できない以上，原子炉施設のような一旦事故が起これば国民生活全般を脅かしかねない重要施設の耐震性の検討のためには，東北地方太平洋沖地震の宮城県沖のＳＰＧＡの強い破壊が対象施設の近傍で生じるような条件，別の言い方をすれば，強震動生成領域の中で局所的に応力降下量の高い部分が対象施設の近傍に存在するケースを考慮する必要があると指摘する（甲Ｄ８０・９７９，９８０頁）。

また，証人野津は，構造物の耐震性を精緻に検討するためには，基準地震動は応答スペクトルという点だけでなく時刻歴波形の点からも妥当でなければならないとする。そして，川瀬（１９９８）（甲Ｄ９０）が加速度が大きい限り速度パルスはその卓越周期より短周期の構造物に対してのみ大きなインパクトを持つと述べていること，線形時の固有周期の短い構造物であっても，大きな加速度を受ければ塑性化する可能性があり，いったん塑性化すれば線形時の固有周期は意味をなさず，塑性化した構造物に大きな損傷が生ずるかは速度の振幅と関係していること，ＳＰＧＡの破壊が原子炉施設の近くで生ずる場合には，加速度と速度の両者が大きく破壊力の大きいパルスとなることから，塑性化を許容しない構造物であってもパルス波に対して塑性化が生じないか検証する必要があり，ある程度の塑性化を許容する構造物ではパルス波に対する塑性化の程度を評価する必要があると指摘する。（甲Ｄ８１・４４１，４４２頁）

(4)　他の分野における地震動評価

ア　鉄道標準

「鉄道構造物等設計標準・同解説　耐震設計」（以下「鉄道標準」という。）による地震動評価の概要は，次のとおりである（甲Ｄ１０９，甲Ｄ１１１の２の２）。

すなわち，鉄道構造物の地震動評価は，Ｌ１地震動（建設地点における構造物の設計耐用期間内に数回程度発生する確率を有する地震動（甲Ｄ１０９・３６頁，甲Ｄ１１１の２の２・４／３４）とＬ２地震動（建設地点で考えられる最大級の強さをもつ

地震動）（甲Ｄ１０９・３８頁，甲Ｄ１１１の２の２・４／３４）によって行われる。なお，Ｌ１地震動及びＬ２地震動は，いずれも耐震設計上の基盤面（せん断弾性波速度Ｖｓ４００ｍ／ｓ程度の地盤を設定する。）において設定され，表層地盤の影響は別途考慮する（甲Ｄ１０９・３６頁，甲Ｄ１１１の２の２・４／３４）。

Ｌ１地震動は，主として鉄道構造物の安全性を車両の走行安全性の観点から照査するための地震動であり，Ｌ１地震動に対しては，基本的に損傷が無いように設計することが求められる。Ｌ２地震動は，主として構造物の安全性を照査するための地震動であり，損傷は許容するとしても，構造物全体系が崩壊しないことが求められる。（甲Ｄ１１１の２の２・４／３４，甲Ｄ１１１の３・１６頁）。

Ｌ２地震動は，①活断層の調査及び対象地震の選定に基づき，震源となる活断層と建設地点を特定して設定する方法が原則とされるが，②詳細な検討を必要としない場合（Ｍｗ７．０よりも大きな震源域が建設地点近傍に確認される場合及び耐震設計上の基盤面より深い地盤構造の影響によって地震動の著しい増幅が想定される場合のいずれにも該当しない場合）は，簡易な手法により算定をしてもよいこととされ，実務的には②が一般的であり，予め設定されたＬ２地震動（標準Ｌ２地震動）が用いられている。（甲Ｄ１１１の２の２・５，６／３４）

標準Ｌ２地震動は，スペクトルⅠ（Ｍｗ８．０の海溝型地震が距離６０ｋｍの地点で発生した場合を想定）及びスペクトルⅡ（Ｍｗ７．０の内陸活断層による地震が直下（３ｋｍ）で発生した場合を想定）の２種類を考慮して設定することとされ，その設定手順としては，ⅰ観測記録を収集し，ⅱこれを等価線形化法で工学的基盤位置（Ｖｓ＝４００ｍ／ｓ）での地震記録へと補正し，ⅲ更に距離減衰式を用いて想定する地震規模に補正し，ⅳ工学的基盤位置における想定地震規模での応答スペクトルとするというものである（甲１０９・２２７頁，甲Ｄ１１１の２の２・８～１８／３４）。

上記ⅰの観測記録については，鉄道標準では，震源規模，震源距離が想定している地震動レベルと近く，地盤条件が良好である（基盤震度１０ｍ以内），大きな加速度が得られている記録が収集された。その際，一般的な鉄道構造物の周期帯域における増

幅特性を勘案し，観測地点の地震基盤深度がおおむね５００ｍよりも深い地点の記録が選定されている。内陸活断層による地震で検討に用いられたのは次の（ア）～（キ）の７地震であり，海溝型地震については１９７８年宮城県沖地震（Ｍｗ７．５７）から２００５年茨城県東方沖地震（Ｍｗ６．３）までの１３地震（うち最大はＭｗ８．０の２００３年十勝沖地震（本震））が選定されている。（甲Ｄ１０９・２２６，２２７頁，甲Ｄ１１１の2の2・１０／３４）

（ア）　兵庫県南部地震（Ｍｗ６．９）

（イ）　２０００年鳥取県西部地震（Ｍｗ６．８）

（ウ）　２００４年新潟県中越地震（Ｍｗ６．７）

（エ）　２００４年新潟県中越地震（余震）（Ｍｗ６．４）

（オ）　２００５年福岡県西方沖地震（Ｍｗ６．７）

（カ）　２００７年能登半島地震（Ｍｗ６．７）

（キ）　新潟県中越沖地震（Ｍｗ６．６）

また，上記ivにおいては，補正後の観測記録の非超過確率９０％（$\mu+1.28\sigma$）のスペクトルを目標に標準スペクトルが設定される（甲Ｄ１０９ｐ２２８，甲Ｄ１１１の2の2・１３／３４）。

その結果，Ｌ２標準地震動（スペクトルⅡ）の時刻歴波形をみると，最大９４４ガルの地震動となる（甲Ｄ１０９・４７頁）。

さらに，Ｌ２地震動については，地震基盤深度に応じて，短周期成分の卓越した地震動を設定する。すなわち，地震動は，地震基盤から耐震設計上の基盤面までの堆積構造により増幅特性が大きく異なることが指摘されており，地震基盤（Ｖｓ＝３０００ｍ／ｓ程度の堅固な岩盤）が浅い地域では短周期が卓越し，地震基盤の深い地域では地震動の卓越周期が長くなることが過去の観測記録から明らかになってきている。標準応答スペクトルは，鉄道構造物の周期帯域における増幅特性を勘案して，地震基盤がおおむね５００ｍより深い場合を想定して算定したものであるところ，地震基盤が５００ｍ程度よりも浅い地域では，標準応答スペクトルとは異なり短周期側が卓越

した地震動となることが分かっている。しかしながら現状の深部地下構造の調査間隔や推定精度，実務上の取り扱いを勘案すると，この結果のみを使用して地震動特性の違いを分類することは困難であると考えられる。そのため，鉄道標準では，地震観測又は常時微動観測を実施するのがよいとしつつも，それが不可能な場合には，当面の間，地震基盤深度が１０００ｍよりも浅い地点においては，短周期成分が卓越する可能性があると考えるものとし，短周期成分の卓越したＬ２地震動を設定することとし，同地震動（スペクトルⅡ）の時刻歴波形をみると，最大１２６６ガルとなる。（甲Ｄ１０９・４６，４７，２３２～２３５頁）

イ　港湾構造物

港湾施設技術基準（甲Ｄ１９８）は，当該地点で生じ得ると推定される最大級の強さを持つ地震動としてレベル２地震動を算定することとし，その際に用いる想定地震の一つに，Ｍ６．５の直下地震を挙げている。

また，港湾施設技術基準は，地表面に設置する対象施設（「サイト」）について，地震基盤（本件発電所の地震基盤はＥ．Ｌ．－６７７ｍ）から地表面までの表層地盤（構造物設計用等の工学的観点から想定される基盤である工学的基盤面よりも上方の地層）及び深層地盤（工学的基盤面よりも下方の地層）が地震動に及ぼす影響全般を「サイト特性」と呼び，このうち地震動の振幅に及ぼす影響を「サイト増幅特性」と呼んでいる（甲Ｄ１９８，丙Ｄ１１・４－１１８頁）。経験的サイト増幅特性とは，対象施設の地表観測点の観測記録を利用し，あらかじめ選定した岩盤観測点（基準観測点）の観測記録との比をもってサイト増幅特性とみなすことをいい，地点によって大きく異なる。例えば，留萌支庁南部地震が観測されたＨＫＤ０２０（Ｋ－ＮＥＴ港町）地点では，経験的サイト増幅特性は，短周期側（１０Ｈｚに近い右側）で増幅率約５０～６０倍であり，ＨＫＤ０２１（Ｋ－ＮＥＴ留萌）地点では約４０倍である（甲Ｄ１９０・１０頁）のに対し，本件発電所付近の常陸那珂―Ｕ（国土交通省港湾局が運営する港湾地域強震観測の観測点であり，所在地は茨城県ひたちなか市阿字ヶ浦町である。）の短周期側の増幅率は３～４倍程度（甲Ｄ１９４・２９頁図１７，丙Ｄ１

８２，証人川里２３，２４頁）である。

３　認定事実３（新規制基準下における本件発電所の基準地震動策定等について）

証拠（丙Ｄ１１，丙Ｄ１５９，丙Ｈ３・添付書類六・６－３－１～２１３頁），後掲証拠及び弁論の全趣旨によれば，以下の事実が認められる。

(1)　地震に関する各種調査

ア　過去の被害地震

被告は，地震による被害状況を記した各種文献，地震観測記録等を収集し，本件発電所の敷地周辺における被害地震に関する調査を行い，震度５弱（震度Ⅴ）程度以上と推定される被害地震として，プレート間地震である１９３８年鹿島灘の地震（Ｍ６．５），東北地方太平洋沖地震の本震（Ｍｗ９．０）及び同地震の最大余震（Ｍ７．６）等が，海洋プレート内地震である１８９５年霞ヶ浦付近の地震（Ｍ７．２）及び１９２１年茨城県龍ヶ崎付近の地震（Ｍ７．２）が，内陸地殻内地震である８１８年関東諸国の地震（Ｍ７．５）が，それぞれ発生していることを確認した。

イ　活断層の分布状況

被告は，陸域・海域を問わず，文献調査，変動地形学的調査，地表地質調査，地球物理学的調査等を実施し，これら各種調査の結果を踏まえて，後期更新世以降に発生した変位・変形が地層中に認められるかを確認するなどして「震源として考慮する活断層」の該当性を評価するとともに，近接する断層についてはその性状，位置関係等を踏まえて同時活動の可能性を評価した。その結果，合計１２条の断層（別紙５の「活断層による地震」欄に記載の①～⑫の地震）を「震源として考慮する活断層」と評価し，検討用地震の選定に当たっての候補とした。

ウ　敷地地盤の地下構造の特性

被告は，本件発電所の敷地地盤の地下構造の特性に関し，以下のとおり，各種調査結果を踏まえた検討を行った。

まず，久米層がほぼ水平な拡がりを有して分布している敷地において，敷地内のボーリング孔で実施したＰＳ検層により，標高－３７０ｍ以深ではＳ波速度が０．７ｋ

m／ｓ以上であることを踏まえ，標高－３７０ｍの位置に解放基盤表面を設定した。

次に，地震観測記録に基づく検討として，本件発電所の解放基盤表面相当の深さの鉛直アレイ観測によって得られた地震観測記録のうち，本件発電所の周辺に位置するＩＢＲＨ１８（ＫｉＫ－ｎｅｔひたちなか）観測点で同時に観測されたＭ４．０以上，震源距離２００ｋｍ以内の１９１地震を対象として，これら地震ごとに，敷地における観測記録の加速度応答スペクトルと，ＩＢＲＨ１８観測点における観測記録の加速度応答スペクトルとの比を算定した。これらの応答スペクトル比を地震波の到来方向ごとに比較することにより地震観測記録に地下構造による影響がないか検討した結果，応答スペクトル比は到来方向による大きな違いはみられないことを確認した。

そして，地下構造調査に基づく検討として，重力探査により得られた重力異常分布によると，敷地の北西部には重力の急変部が，敷地西側には船底状の構造がそれぞれみられるところ，これらは，基盤が深さ４ｋｍ程度に達する不整形地盤が存在することによることを確認した。その上で，上記の重力異常域と地下深部構造との関係を把握するとともに，敷地周辺地盤の速度構造を得るべく，屈折法地震探査及び微動アレイ探査を実施するなどして作成した２次元地盤モデルを用いて検討した。その結果，敷地周辺においては特異な増幅を示す傾向はみられないことなどを確認した。

被告は，これらの地震観測記録に基づく検討及び地下構造調査に基づく検討により，本件発電所直下の地下構造については水平成層構造とみなして地震動を評価できることを確認した。

(2)　「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」（内陸地殻内地震）

ア　検討用地震の選定

被告は，前記(1)アのとおり，敷地周辺における被害地震に関する調査により，震度５弱（震度Ⅴ）程度以上と推定される過去の被害地震として，８１８年関東諸国の地震（Ｍ７．５）を確認した。また，前記(1)イのとおり，活断層による地震の活動性に関する情報を得るべく陸域・海域を問わず実施した各種調査により，合計１２条の断層を「震源として考慮する活断層」と評価した。

被告は，これらの被害地震及び「震源として考慮する活断層」を検討用地震の選定の候補とし，Noda et al.（２００２）の方法（丙Ｄ３１）による地震動評価を行い，それぞれの結果を比較した。その際，被告は，本件敷地における内陸地殻内地震の観測記録を用いて，その傾向を踏まえた検討を行ない，福島県と茨城県の県境付近で発生した内陸地殻内地震の観測記録の傾向として，Noda et al.（２００２）の方法の平均的な地震動に比べて，短周期側では平均で水平方向で１．４倍程度，鉛直方向で１．７倍程度であったこと（応答スペクトル比の平均が，短周期側では水平方向で１．４倍，鉛直方向で１．７倍程度であったこと）から，短周期帯をおおむね包絡するように２倍の補正係数を設定した（福島県と茨城県の県境付近で発生した内陸地殻内地震の応答スペクトル比は別紙６のとおり。）。他方，被告は，上記以外の各断層については，Noda et al.（２００２）の方法の平均的な地震動と同程度であったこと（応答スペクトル比の平均が，短周期側で，水平方向及び鉛直方向ともほぼ１倍であること）から，観測記録を用いた補正は行わなかった（福島県と茨城県の県境付近以外の領域で発生した内陸地殻内地震の応答スペクトル比は別紙７のとおり。）。

被告は，このようにして検討用地震の選定の候補とする地震の地震動をNoda et al.（２００２）の方法により比較した結果，応答スペクトルが最も大きい福島県と茨城県の県境付近の領域にある「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」（Ｍ７．８，等価震源距離３１ｋｍ）を検討用地震として選定した。

なお，検討用地震の候補の一つであったＦ８断層の地震は，震源規模をＭ７．２とする海域の地震であり，同断層の領域で得られた二つの地震の観測記録の応答スペクトル比は，水平方向及び鉛直方向ともに１倍を大きく下回っており，Noda et al.（２００２）の方法により評価した平均的な地震動を顕著に下回るといえる。

イ　検討用地震の地震動評価

被告は，「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」につき，「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を実施した。

（ア）基本震源モデルの設定

被告は，基本震源モデルの設定に当たって，Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層について，これらの同時活動を評価した位置に，地質調査による断層の形状に沿うよう，Ｆ１断層に相当する位置と北方陸域の断層・塩ノ平地震断層に相当する位置とに区分して，約５８ｋｍに及ぶ断層長さの震源断層面を設定した（以下では，上記区分に従い，「南部モデル」，「北部モデル」ということがある。）。後期更新世以降（約１２～１３万年前以降）の活動が否定できない断層は，震源として考慮する活断層とされるところ，上載地層法によれば，Ｆ１断層は，その南部の領域では後期更新世以降の活動はないと判断され，中部の領域では後期更新世以降の活動はないと考えられるものの不鮮明であり明確には後期更新世以降の活動が否定できないこと，北部の領域では上部の地層を欠くため後期更新世以降の活動が否定できないことなどから（丙Ｄ１５９・付属資料７７頁），被告は，北部から中部の領域の南端までの約２３ｋｍを，「震源として考慮する活断層」と評価した。北方陸域の断層については，Ｆ１断層との離隔距離は約１０ｋｍであり，地震調査研究推進本部が活断層の長期評価で採用している基本ルール（複数の断層が連続して活動する可能性について，離隔距離が５ｋｍ以内にある場合にこれを肯定する基準。ただし，同推進本部も，これを機械的に適用することなく，断層の特性や判読精度，断層間の相互作用の程度，あるいは地球物理学的データなどによって総合的に判断することとしている。（丙Ｄ１２５・７，１０，３７頁））に照らせば，北方陸域の断層とＦ１断層との同時活動はないとも判断し得るが，同時活動を評価した。

塩ノ平地震断層については，平成２３年４月１１日にＭｗ６．７の福島県浜通りの地震（以下「２０１１年福島県浜通りの地震」という。）が発生しており，被告が地震調査研究推進本部の手法を参考に評価した結果，同断層自体の今後５０年間における地震発生確率は1×10^{-848}％であった。

被告は，断層運動の変位様式について，２０１１年福島県浜通りの地震が正断層であること，Ｆ１断層に係る海上音波探査結果から正断層センスのずれが認められるこ

と，福島県から茨城県にかけての領域は正断層型の地震を発生させる応力場とする知見が得られていることを踏まえ，正断層とした。

被告は，震源断層の傾斜（傾斜角）について，Ｆ１断層における海上音波探査により得られたデータからは高角であると考えられたが，２０１１年福島県浜通りの地震の震源インバージョンモデルの傾斜角が５７～７３°であることを参考として，敷地に与える影響が大きくなるように，北部モデル及び南部モデルのいずれについても一律に西傾斜６０°と設定した。

被告は，震源断層の幅について，西傾斜６０°の震源断層が地震発生層の上端から下端にわたり（地震発生層に飽和して）位置するものとして，算出した。地震発生層を設定するに当たっては，従前得られていた微小地震の観測記録に加えて２０１１年福島県浜通りの地震後に得られた多くの微小地震の観測記録をも用いるなどして質・量ともに拡充した検討を行うとともに，トモグラフィ解析の結果，２０１１年福島県浜通りの震源インバージョンモデル等も検討した。これら総合的な検討により，地震発生層の上端深さを３ｋｍ，下限深さを１８ｋｍと設定した上で，震源断層の幅につき，上記の傾斜角（西傾斜６０°）を用いて算出した１７．３ｋｍと設定した。

被告は，地震規模について，松田式（丙Ｄ３２）により，断層長さ５８ｋｍからＭ７．８と設定し，地震モーメントについては，上記の震源断層の形状に基づき算出した震源断層面積を用いて，入倉・三宅（２００１）に示されている震源断層面積と地震モーメントとの関係式（いわゆる「入倉・三宅式」。丙Ｄ２０）により求めた値を設定した。

被告は，アスペリティについて，Ｆ１断層に対応するセグメント及び北方陸域の断層から塩ノ平地震断層に対応するセグメントに一つずつ設定することとし，これらの位置については，いずれの震源断層モデルにおいても，敷地に与える影響が大きくなるように，鉛直方向については震源断層モデルの上端に一致するように設定するとともに，水平方向については，敷地に近い位置に設定した。その際，水平方向については，本件敷地に与える影響を大きくするとの観点に立ちつつ，アスペリティ領域にお

いて大きなすべりが生じる一方でアスペリティ領域に隣接する片側の領域ではすべりが一切生じないという物理的に考え難い断層運動をモデル化することにならないよう，南部モデル及び北部モデルのいずれにおいても，本件敷地から最短距離にある断層端部から１メッシュ分の背景領域を設定して，アスペリティを設定した。

（イ）「応答スペクトルに基づく地震動評価」

被告は，「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」の基本震源モデルを用いて，Noda et al.（２００２）の方法により，「応答スペクトルに基づく地震動評価」を行った。なお，被告は，地震動評価を行うに当たり，前記アと同じく，敷地における観測記録に基づいて，福島県と茨城県の県境付近で発生した内陸地殻内地震について，短周期帯をおおむね包絡するように短周期側で２倍の補正係数を設定し，Noda et al.（２００２）による内陸地殻内地震に対する補正係数０．６（認定事実２(2)イ）は考慮していない。

さらに，被告は，以下のとおり敷地に与える影響が大きいパラメータの不確かさを考慮した震源モデルについての地震動評価も行った。

１つは，震源断層の傾斜角につき，前記（ア）のとおり，Ｆ１断層における海上音波探査により得られたデータからは高角であり，２０１１年福島県浜通りの地震の震源インバージョンモデルの傾斜角は５７～７３°であるところを，基本震源モデルの傾斜角６０°に代えて４５°とした場合を考慮する震源モデルである（断層傾斜角の不確かさを考慮）。

そのほか，アスペリティ位置の水平方向につき，前記（ア）のとおり，大きなすべりが生じる領域であるアスペリティとすべりがない領域とが隣接するとは考え難いところを，北部モデル及び南部モデルのいずれにおいても，より敷地に近い位置となるよう，これらモデルの南端にアスペリティを配置する震源モデルを設定した（アスペリティ位置の不確かさを考慮）。

以上の評価の結果は，周期０．０２秒の最大加速度でみると，以下のとおりである（丙Ｄ１５９・付属資料９２頁）。

基本震源モデル　水平７９２ガル，鉛直５００ガル

断層傾斜角の不確かさを考慮したモデル　水平８３３ガル，鉛直５２８ガル

アスペリティ位置の不確かさを考慮したモデル　水平８７０ガル，鉛直５５３ガル

（ウ）「断層モデルを用いた手法による地震動評価」

被告は，「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」の基本震源モデルを用いて「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を行った。この地震動評価に必要となる多くの断層パラメータについては，地震調査研究推進本部によるレシピ（甲Ｄ７７（乙Ｂア５３，丙Ｄ１８））を参照しつつ設定した。設定した主な断層パラメータは，以下のとおりである。

強震動に直接影響を与えるアスペリティの応力降下量については，Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の震源断層の長さ（約５８ｋｍ）が幅（１７．３ｋｍ）に比べて大きいことなどを考慮し，レシピを参照して，内陸の長大断層につき回帰分析を行った Fujii and Matsu'ura（２０００）に示される震源断層全体の応力降下量の知見，Somerville et al.（１９９９）に示されるアスペリティ面積の知見等を用いて算出した。佐藤・堤（２０１２）（丙Ｄ１６７）の研究によれば，２０１１年福島県浜通りの地震の短周期レベルは，内陸地殻内地震の平均値とほぼ同じであり，壇ほか（２００１）（丙Ｄ３３）の地震モーメントと短周期レベルの関係よりやや小さいがほぼ同じであるとされている（丙Ｄ１６７・１５頁）。

破壊開始点については，敷地に大きな地震波が到達するよう，アスペリティ下端及び断層下端に合計７点の破壊開始点を設定した。そして，これら破壊開始点のうち，相対的に敷地に与える影響が大きい３点に代表させてそれぞれ検討を行った（以下，この３点のことをそれぞれ「破壊開始点１」などという。）。

また，Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の想定断層面付近で発生した同じ断層タイプ（正断層）の内陸地殻内地震の観測記録が敷地で得られていることから，この地震を要素地震とした経験的グリーン関数法を適用して，伝播経路特性及び地盤増幅特性を地震動評価に反映した（丙Ｄ１１・４－１９４頁）。

被告は，上記のとおり基本震源モデルを設定した上で，次のとおり，敷地に与える影響が大きいパラメータの不確かさを考慮した震源モデルを複数設定し，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を行った。まず，不確かさの考慮として，震源断層の傾斜角の４５°とした震源モデル及びアスペリティ位置を南端に置く震源モデルについても地震動評価を行ったことは，前記（イ）の「応答スペクトルに基づく地震動評価」と同じである。これらのほか，新潟県中越沖地震で得られた「震源特性」に係る知見（認定事実１(8)）及びこれを踏まえた地震動審査ガイドの規定（認定事実２(1)ウ（イ）ｄ）に照らして，短周期の地震動に直接影響を与える短周期レベルを基本震源モデルで設定した値の１．５倍とした震源モデルを設定し，その地震動評価を行った（短周期レベルの不確かさの考慮）。（丙Ｄ１１・４－１８５頁）

他方，断層上端深さの設定は精度が高く，断層下端深さの設定は保守的に設定されているとして不確かさの考慮はせず，破壊伝播速度についても２０１１年福島県浜通りの地震の震源インバージョン解析で設定されている破壊伝播速度を踏まえても基本震源モデルと同等であることから不確かさの考慮はしないとした。

その評価の結果は，周期０．０２秒の加速度でみると，最大となるのは短周期レベルの不確かさを考慮したモデルであり，ＮＳ成分９０３ガル（破壊開始点３），ＥＷ成分６２６ガル（破壊開始点２），ＵＤ成分６０２ガル（破壊開始点２）である（丙Ｄ１５９・付属資料９７頁）。

(3)　「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」（プレート間地震）

ア　検討用地震の選定

被告は，前記(1)アのとおり，敷地周辺における被害地震に関する調査により，震度５弱（震度Ⅴ）程度以上と推定される過去のプレート間地震の被害地震として，１８９６年鹿島灘の地震（Ｍ７．３），東北地方太平洋沖地震の本震（Ｍｗ９．０）及び同地震の最大余震（Ｍ７．６）等を確認した。

また，中央防災会議及び地震調査研究推進本部は，規模の大きなプレート間地震は過去に同じ場所で繰り返し発生しているといった特徴を踏まえつつ，既往の研究成果

等の知見を取りまとめるなどして，プレート間地震の想定を行っている。具体的には，中央防災会議（２０１３）は，茨城県南部においてフィリピン海プレートと北米プレートとの境界の地震（Ｍ７．３）を，地震調査研究推進本部（２０１２）は，「茨城県沖の繰り返し発生する地震以外の地震」（Ｍ７．３～７．６）を，それぞれ想定している（丙Ｄ３９，４０）。被告は，これらの想定を踏まえ，フィリピン海プレートと北米プレートとの境界の地震としてＭ７．３の地震を茨城県南部に，太平洋プレートと北米プレートとの境界の地震としてＭ７．６の地震を茨城県沖に，それぞれ設定した。

被告は，上記の被害地震及び中央防災会議等の想定を踏まえて設定した地震を検討用地震の選定の候補とし，東北地方太平洋沖地震の本震及び最大余震を除き，Noda et al.（２００２）の方法により評価を行った。被告は，その際，鹿島灘付近で発生したプレート間地震については，本件敷地の観測記録がNoda et al.（２００２）の方法の平均的な地震動に比べて短周期側で４倍程度となる傾向（応答スペクトル比の平均が，短周期側で４倍程度であること）を踏まえて，短周期側で４倍の補正係数を設定し（鹿島灘付近の地震の応答スペクトル比は別紙８のとおり。），上記以外の領域で発生した地震については応答スペクトル比の平均がほぼ１倍であるとして補正は行わなかった（鹿島灘付近を除く領域の地震の応答スペクトル比は別紙９のとおり。）。

一方，東北地方太平洋沖地震の本震及び最大余震については，敷地における観測記録が得られていること，同本震はそもそもNoda et al.（２００２）の方法の適用範囲の上限と考えられるＭ８．５（認定事実２(2)イ）を超えることなどから，これら観測記録の応答スペクトルを比較の対象とした。

上記評価結果から，検討用地震につき，敷地に対して最も影響の大きい地震である東北地方太平洋沖地震の本震（Ｍｗ９．０）を選定した。

イ　検討用地震の地震動評価

被告は，東北地方太平洋沖地震について，地域性を考慮しながら基本震源モデルを設定し（後記（ア）），この基本震源モデル及び不確かさを考慮したモデルを用いて「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を行った（後記（イ））。また，「応答スペク

トルを用いた地震動評価」については，前記アのとおり東北地方太平洋沖地震がNoda et al.（２００２）の方法の適用範囲の上限であるＭ８．５を超えることなどを踏まえて，敷地における本震の観測記録を用いた検討を行った（後記（ウ））。

（ア）基本震源モデルの設定

被告は，諸井ほか（２０１３）（認定事実2(3)ウ（ア）ｃ）の知見により，Ｍｗ９クラスの巨大プレート間地震に対してもレシピが適用できることを確認した上で，レシピを用いるなどして東北地方太平洋沖地震の基本震源モデルの各種パラメータを設定した。

東北地方太平洋沖地震の震源域は，岩手県沖から茨城県沖までに及び，その長さは約５００ｋｍ以上，幅は約２００ｋｍとされている（認定事実1(10)ア）。Uchida et al.（２００９）は，繰り返し小地震のすべり量から推定したプレート間結合度を検討し，フィリピン海プレート端部を境にして，その境より南ではプレート間結合度が低くなっていると分析し，Nishimura et al.（２００７）はＧＰＳデータから，上盤プレートがフィリピン海プレートの領域ではプレート間結合度がほとんど０と推定しているところ，長谷川ほか（２０１３）は，これらを踏まえ，東北地方太平洋沖地震について，北から伝播してきた破壊が，上盤側がフィリピン海プレートに変わり，プレート間結合度が小さく，すべり遅れがほとんどない領域に入ると，そこで破壊が止まったということになり，すべり遅れのない領域には破壊は広がっていかないはずであり，すべり域の南限はそれで規定されたと考えられるとし，また，Uchida et al.（２００９）が，プレート境界近傍の詳細な構造を地震波トモグラフィで調べた結果，フィリピン海プレートのマントル部分の底，太平洋プレートとの境界面直上の多くの領域が蛇紋岩化していると推定されるとしていることから，この蛇紋岩化がプレート間の結合を著しく低下させていると推定している（丙Ｄ４２）。さらに，国立研究開発法人海洋研究開発機構は，茨城県沖から千葉県沖の海域における反射法地震探査による地下構造探査の結果から，房総沖では銚子付近から南東方向に向かってフィリピン海北東端が太平洋プレートと接していることを解明していたが，このフィリピン海プレート

北東端の位置と，東北地方太平洋沖地震の破壊域及び余震域南限とが一致することが判明し，このことは沈み込む太平洋プレートの上に乗るプレートが，北米プレートからフィリピン海プレートに代わる領域において，破壊の南への伝播が止められたことを示しているとした（丙Ｄ４３）。

被告は，上記長谷川ほか（２０１３）の知見等によると，陸のプレートと太平洋プレートの境界で発生する地震の破壊が，フィリピン海プレートの北東端以南へ伝播する可能性は低いと考えられるとし，三陸沖中部から茨城県沖にかけて長さ５００ｋｍ，幅２００ｋｍ，Ｍｗ９．０の断層モデルを設定した。被告は，ＳＭＧＡの位置については，東北地方太平洋沖地震の観測記録の再現を目的とする各研究者の震源モデルによれば，いずれも，強震動生成域（ＳＭＧＡ）は太平洋沿岸の陸域に近い宮城県沖から茨城県沖の領域にわたり複数設定されており，また，過去に発生したプレート間地震とおおむね対応していると考えることができることを踏まえ，東北地方太平洋沖地震のＳＭＧＡの位置及び過去に発生したＭ７からＭ８クラスの地震の震源域を参考に，５つのＳＭＧＡを設定し，このうち，本件敷地の地震動は敷地に最も近い茨城県沖のＳＭＧＡ（ＳＭＧＡ５）によってほぼ決まるところ，ＳＭＧＡ５については，本件敷地で得られた東北地方太平洋沖地震の観測記録を再現できる位置に設定した。茨城県沖のＳＭＧＡ５の設定位置は，過去に発生したＭ７クラスの地震の中では敷地に最も近い塩屋崎沖の地震や鹿島灘の地震の震央位置に対応し，複数の研究において提案されている震源モデルの茨城県沖のＳＭＧＡの位置よりも本件敷地に近く，地震調査研究推進本部（２０１２）において示されている茨城県沖で繰り返し発生する領域の地震の想定震源域（丙Ｄ４０・７４頁）よりも水平方向で少なくとも５０ｋｍ敷地に近いものである。

ＳＭＧＡの短周期レベルについては，レシピを用いるなどして，宮城県沖，福島県沖，茨城県沖の領域で発生した地震の平均的な短周期レベルの値を設定した。佐藤（２０１２）（甲Ｄ８２（丙Ｄ５１））は，同研究及び既往の研究の太平洋プレートのプレート境界地震のMo と短周期レベルＡの関係を示し，佐藤（２０１０）②の式（短周

期レベルのスケーリング則）（丙Ｄ５０）の導出に用いられたデータセットの範囲の地震（岩手県沖，北海道沖，宮城県沖，福島県沖，茨城県沖の地震）について，短周期レベルの地域性をみたところ，１９７８年宮城県沖地震，２００５年宮城県沖地震及び平成２３年３月９日の宮城県沖の地震が上記佐藤（２０１０）②の式の平均＋標準偏差よりやや大きいレベルで，ほぼ同じスケーリング上に載っていることが分かる一方，福島県沖及び茨城県沖の地震のほとんどは，上記佐藤（２０１０）②の式の平均より小さいという地域性がみられるとしているが，基本震源モデルでは，宮城県沖を含めた平均に相当する値を設定した（別紙１０参照）。基本震源モデルの短周期レベルは，複数の研究者が提案する東北地方太平洋沖地震の短周期レベルと比較しても，おおむね大きい（丙Ｄ５２，丙Ｄ１５９・付属資料５４頁）。

（イ）「断層モデルを用いた手法による地震動評価」

被告は，東北地方太平洋沖地震の基本震源モデルを用いて「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を行った。その際，想定した震源域において検討用地震と同じ発生様式の地震の観測記録が敷地で得られていることから，震源断層の北部と南部の領域のそれぞれについて選定した要素地震による経験的グリーン関数法を適用して，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）を地震動評価に反映した。なお，南部の領域で選定した要素地震は，鹿島灘付近で発生したプレート間地震（入倉教授らが東北地方太平洋沖地震の震源モデルの研究に当たりイベントＣの経験的グリーン関数法の要素地震としたプレート間地震（平成２１年２月１日に発生したもの）と同じもの。）である。（丙Ｄ１１・４－１２３，１３７～１３９頁，丙Ｄ４６・１３頁，丙Ｄ１５９・１４頁）

敷地における短周期の地震動に及ぼす影響が大きいＳＭＧＡの位置及び短周期レベルについては，次のとおり，敷地に与える影響が大きくなるよう，これらのパラメータの不確かさを考慮し，その地震動を評価した。他方，断層設定位置及び地震規模についてはフィリピン海プレートが破壊進展のバリアとなることから不確かさの考慮はしないとし，また，破壊開始点については，複数のパラメータスタディにより設

置位置の違いによる影響が小さいことを確認したとして不確かさは考慮しないとした。（丙Ｄ１１・４－１３０頁）

１つは，茨城県沖のＳＭＧＡ５について，より敷地に近い位置となるよう，敷地からの最短距離に配置した震源モデルを設定し，ＳＭＧＡの位置の不確かさを考慮した上で評価した。基本震源モデルの最大加速度（周期０．０２秒）は５９０ガル（ＥＷ方向）であるところ，ＳＭＧＡの位置の不確かさを考慮した場合の最大加速度（周期０．０２秒）は６６２ガル（ＮＳ方向）である（丙Ｄ１５９・付属資料５６頁）。

もう１つは，短周期レベルについて，宮城県沖で発生する地震の短周期レベルをもおおむねカバーできるよう，茨城県沖のＳＭＧＡを含む五つのＳＭＧＡの全てについて，基本震源モデルの短周期レベルの設定値の１．５倍を不確かさとして考慮して評価した。この不確かさを考慮した短周期レベルは，複数の研究者（Kurahashi and Irikura（２０１３），Asano and Iwata（２０１２），川辺・釜江（２０１３），佐藤（２０１２）が提案する東北地方太平洋沖地震のＳＭＧＡの短周期レベルを上回るものであり（丙Ｄ５２，丙Ｄ１５９・付属資料５４頁），佐藤（２０１２）における太平洋プレート間地震の短周期レベルと地震モーメントの関係の平均＋標準偏差とほぼ同レベルである（丙１１・４－１３３頁）。

その上で，被告は，上記のＳＭＧＡの位置の不確かさと短周期レベルの不確かさとを重畳して考慮したケースも評価したところ，周期０．０２秒の加速度はこの重畳して考慮したケースが最大となり，その最大加速度は，ＮＳ方向で１００９ガル，ＥＷ方向で８７４ガル，ＵＤ方向で７３６ガルである（丙Ｄ１５９・付属資料５６頁）。

（ウ）「応答スペクトルに基づく地震動評価」

前記アのとおり，東北地方太平洋沖地震については，Noda et al.（２００２）の方法の適用範囲の上限であるＭ８．５を超え，同手法を適用することはできず，また，東北地方太平洋沖地震の本震のような巨大地震の複雑な震源過程から生成される強震動について，短周期から長周期にわたり精度良く評価でき，実務に活用された実績のある距離減衰式はないと考えられたこと，一方，本件発電所においては，東北地方

太平洋沖地震の本震の岩盤上の観測記録が得られていることから，被告は，距離減衰式による評価の代わりとして，この地震の解放基盤波（本件発電所における解放基盤表面におけるはぎとり波である。）を基に地震動を設定することとした。そして，工学的配慮から，解放基盤波の応答スペクトルを全周期帯にわたり包絡する滑らかな形の応答スペクトルを設定し（東北地方太平洋沖地震の解放基盤波はＮＳ方向５５５ガル，ＥＷ方向４５０ガルのところ，６００ガルと設定している。），これをもって，「応答スペクトルに基づく地震動評価」の結果とした。

上記の解放基盤波を包絡する応答スペクトルと，断層モデルを用いた手法による地震動評価の結果とを比較すると，両者は，おおむね対応するとともに，前者は後者において谷となる周期帯をカバーしているなど，相補的な関係に立っている。

(4)　「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」（海洋プレート内地震）

被告は，海洋プレート内地震について，茨城県南部の地震を検討用地震として選定し，震源モデルを策定し，不確かさを考慮して，応答スペクトルに基づく地震動評価と断層モデルを用いた手法による地震動評価を行った（争点ではないため，詳細は省略する）。

(5)　「震源を特定せず策定する地震動」

被告は，「震源を特定せず策定する地震動」の考慮に当たって，まず，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の観測記録に関する知見である加藤ほか（２００４）を検討した（後記ア）。

次いで，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震源近傍の観測記録の収集について，地震動審査ガイド（甲Ｂア７，甲Ｄ１７，乙Ｂア５１）において例示されている１６地震（震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているものの，地表地震断層としてその全容を表すまでには至っていないＭｗ６．５以上の地震（地震の規模が推定できない地震）である２地震と，断層破壊領域が地震発生層内部に留まり，国内においてどこでも発生すると考えられる地震で，震源の位置も規模も分からない地震として地震学的検討から全国共通で考慮すべきＭｗ６．５未

満の地震（震源の位置も規模も推定できない地震）である１４地震である。）について検討し，Ｍｗ６．５以上の地震（地震の規模が推定できない地震）２地震は観測記録の収集対象外とし，Ｍｗ６．５未満の地震（震源の位置も規模も推定できない地震）１４地震については，加藤ほか（２００４）による応答スペクトルとの比較等から，そのうち留萌支庁南部地震のＨＫＤ０２０（Ｋ－ＮＥＴ港町）の観測記録の地盤構造モデルの不確かさを考慮し地震動を評価した（後記イ）。

ア　加藤ほか（２００４）の知見

加藤ほか（２００４）は，我が国及び米国カリフォルニア州で発生した計４１の内陸地殻内地震のうち，詳細な地質学的調査によっても震源位置と地震規模を事前に特定できない２地震（１９９７鹿児島県北西部3/26（Ｍｊ６．６，Ｍｗ６．１）及び１９９７鹿児島県北西部5/13（Ｍｊ６．４，Ｍｗ６．０），地震動審査ガイドⅠ．４．２．１[解説](3)の収集対象として例示する地震（認定事実２(1)ウ（ウ）ｂ（ｆ）の別紙４）のNo.４及びNo.７である。）及び比較的規模が小さいながらも震源を特定できた可能性がある７地震（１９９８岩手県北部（Ｍｊ６．２，Ｍｗ５．９，上記地震動審査ガイドが例示する地震のNo.８である。）及び米国カリフォルニア州内の６地震（１９６６Parkfieldや１９８４Morgan Hill（いずれもＭｗ６．２）等のＭｗ５．８～６．２の地震））の合計９地震（１２地点）を対象として，これら震源近傍の硬質地盤における観測記録（計１５記録，３０水平方向）をおおむね包絡する水平方向の地震動の上限レベルの応答スペクトル（最大加速度４５０ガル）を提案している（丙Ｄ５３）。

被告は，上記の加藤ほか（２００４）による水平方向の応答スペクトルに対し，ＪＥＡＧ４６０１－２００８に基づき，Noda et al.（２００２）の方法により求められる地盤増幅特性を用いて評価した，水平方向及び鉛直方向の応答スペクトル（以下「加藤ほか（２００４）による応答スペクトル」という。）を，震源を特定せず策定する地震動の候補として選定した。

イ　震源近傍における観測記録の収集・整理

（ア）Ｍｗ６．５以上の地震

地震動審査ガイド（甲Ｂア７，甲Ｄ１７，乙Ｂア５１）においては，震源の規模が推定できない地震（Ｍｗ６．５以上の地震）について，２００８年岩手・宮城内陸地震及び２０００年鳥取県西部地震が観測記録の収集対象の例とされている。

被告は，上記各地震について，後記ａ及びｂのとおり震源域における活断層及び地表地震断層の出現要因に係る検討を行い，本件敷地近傍とは地域の特徴が異なるとして，収集対象から除外した。

ａ　２００８年岩手・宮城内陸地震

２００８年岩手・宮城内陸地震の震源域近傍は，新第三紀以降の火山岩及び堆積岩が厚く堆積し，顕著な褶曲又は撓曲の構造が発達しており，地質構造としては，カルデラが密集しており複雑であるという特徴，震源域は山間部に位置し，指標となる地形が少なく，大規模地すべりを含めた地すべりが密集しているという特徴があり，震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である（丙Ｄ１２７，１２８）。また，２００８年岩手・宮城内陸地震の震源域は火山フロントに近接し（同１２９），地震地体構造区分としては東北日本弧内帯（８Ｃ），応力場としてはひずみ集中帯にあり，東西圧縮型の逆断層が卓越するという特徴もある。

一方，本件発電所の敷地近傍には，中新統の堆積岩，鮮新統の堆積岩，更新統の段丘堆積物等，完新統の沖積層及び砂丘砂層が分布し，地質が類似する点があるが，地質構造については，本件敷地近傍に広く分布する鮮新統（久米層）及びこれを不整合に覆う上部更新統はほぼ水平に分布しており，敷地近傍にカルデラも分布しないなど特徴を異にする。変動地形等をみても，本件敷地近傍陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が分布していること，地すべりが認められないこと，海域には堆積層から成る鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布していることから，変動地形等が認識しやすい地域といえる。また，本件発電所は火山フロントの遠方に位置し，地震地体構造区分は東北日本弧外帯（８Ｂ）とされていて，応力場としてひずみ集中帯にあると指摘している文献はない。さらに，敷地周辺の茨城県北部では南西－北東引張の正断層が卓越する。

以上により，被告は，２００８年岩手・宮城内陸地震の震源域は，本件敷地近傍とは地域の特徴が異なることから，観測記録収集対象外とした。

ｂ　２０００年鳥取県西部地震

２０００年鳥取県西部地震の震源域近傍は，主に白亜系～古第三系の花崗岩及び中新統の安山岩～玄武岩の岩脈が分布し，第四紀中期以降に新たに断層面を形成して，断層が発達しつつあり，活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にあることから，変動地形等の認識が難しい地域である。また，２０００年鳥取県西部地震の震源域は火山フロントに近接し，地震地体構造区分としては中国山地・瀬戸内海（１０Ｃ５），応力場としてはひずみ集中帯にあり，東西圧縮の横ずれ断層型が卓越するという特徴がある（丙Ｄ１２９，１３０）。

一方，本件発電所の敷地近傍の地質・地質構造等の特徴は前記ａのとおりであり，被告は，２０００年鳥取県西部地震の震源域は，本件敷地近傍とは地域の特徴が異なることから，観測記録収集対象外とした。

（イ）Ｍｗ６．５未満の地震

地震動審査ガイドにおいては，震源の位置も規模も推定できない地震（Ｍｗ６．５未満の地震）について，１４地震が観測記録の収集対象の例とされている（認定事実２(1)ウ（ウ））。

被告は，これらの１４地震について，震源近傍の観測記録を収集してその地震動レベルを整理し，加藤ほか（２００４）による応答スペクトルとの比較から，敷地に及ぼす影響が特に大きいと考えられる記録として留萌支庁南部地震，２０１１年茨城県北部地震，２０１３年栃木県北部地震，２０１１年和歌山県北部地震及び２０１１年長野県北部地震におけるＫ－ＮＥＴ及びＫｉＫ－ｎｅｔ観測点の記録を選定した。

このうち，留萌支庁南部地震は，平成１６年１２月１４日に発生した地震であり，震源近傍（震央距離で８．６ｋｍ。丙Ｄ５４）のＨＫＤ０２０（Ｋ－ＮＥＴ港町）の地表において，最大加速度１１２７ガル（水平方向）という大きな加速度が観測されているところ，この地表の観測記録については，佐藤ほか（２０１３）において，同

地震の観測記録からはぎとり解析を行い，解放基盤表面と評価できる固さを有する基盤面（G.L.－４１m）での地震動（以下「基盤地震動」という。）の推計がなされ，その最大加速度（水平方向）は５８５ガルであり，地表観測記録の約２分の１であることから，上記観測点のサイト特性が地表での高加速度の生成に寄与したことが示唆されるものとされている（丙Ｄ５４）。

被告は，上記のとおり，留萌支庁南部地震について，詳細な地盤調査及び基盤地震動の推定が行われ，信頼性の高い基盤地震動が得られていることから，これらを参考にＨＫＤ０２０観測点の地下構造モデルの不確かさを考慮し，基盤地震動を評価した。具体的には，佐藤ほか（２０１３）における基盤地震動を得るためのはぎとり解析に関し，佐藤ほか（２０１３）の報告時点以降に得られた室内試験結果を用いて評価を行い，不確かさを考慮して，地震動を評価したところ，周期０．０２秒において６１０ガル（水平方向）であり，加藤ほか（２００４）による応答スペクトルを上回った（丙Ｄ１１・４－２０５～２０７頁，丙Ｄ１５９・付属資料１１２頁）。被告は，２０１１年長野北部地震の観測記録については，地盤情報が乏しくはぎとり解析による基盤地震動の算定が困難であり，その余の３地震については，信頼性のある地盤モデルが構築できず，はぎとり解析による基盤地震動の評価が困難であるため，考慮しなかった（丙Ｄ１１・４－２０３頁）。

ウ　「震源を特定せず策定する地震動」の策定

前記ア及びイの検討を踏まえ，被告は，「震源を特定せず策定する地震動」として，加藤ほか（２００４）による応答スペクトルと，留萌支庁南部地震に係る佐藤ほか（２０１３）の基盤地震動にＨＫＤ０２０（Ｋ－ＮＥＴ港町）観測点の地盤物性と敷地の解放基盤表面相当位置の地盤物性との相違による影響等を考慮して評価した地震動の応答スペクトルとを考慮した。

その結果は，別紙１１のとおりである。

(6)　基準地震動Ｓｓの策定

ア　基準地震動

被告は，基準地震動Ｓｓについて，前記(2)ないし(4)の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び前記(5)の「震源を特定せず策定する地震動」に基づき，敷地の解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動として策定した。

すなわち，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について，応答スペクトルに基づく手法による基準地震動Ｓｓとして，内陸地殻内地震，プレート間地震，海洋プレート内地震のそれぞれの検討用地震の地震動評価結果である応答スペクトルを全て包絡し，裕度を考慮して，応答スペクトルＳｓ－Ｄ１（水平方向の最大加速度８７０ガル，鉛直方向の最大加速度５６０ガル）を設定した。また，断層モデルを用いた手法による基準地震動Ｓｓについては，各検討用地震の断層モデルを用いた手法による評価結果のうち，一部周期帯で設計用応答スペクトルＳｓ－Ｄ１を上回る６ケースを選定し，それぞれ，Ｓｓ－１１（内陸地殻内地震の検討用地震（Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震）に短周期レベルの不確かさを考慮し，破壊開始点１からの破壊を想定したもの。水平方向の最大加速度７１７ガル，鉛直方向の最大加速度５７９ガル），Ｓｓ－１２（内陸地殻内地震の検討用地震に短周期レベルの不確かさを考慮し，破壊開始点２からの破壊を想定したもの。水平方向の最大加速度８７１ガル，鉛直方向の最大加速度６０２ガル），Ｓｓ－１３（内陸地殻内地震の検討用地震に短周期レベルの不確かさを考慮し，破壊開始点３からの破壊を想定したもの。水平方向の最大加速度９０３ガル，鉛直方向の最大加速度５９９ガル），Ｓｓ－１４（内陸地殻内地震の検討用地震に震源断層の傾斜角の不確かさを考慮し，破壊開始点２からの破壊を想定したもの。水平方向の最大加速度５８６ガル，鉛直方向の最大加速度４５１ガル），Ｓｓ－２１（プレート間地震の検討用地震（東北地方太平洋沖型地震）に短周期レベルの不確かさを考慮したもの。水平方向の最大加速度９０１ガル，鉛直方向の最大加速度６２０ガル），Ｓｓ－２２（プレート間地震の検討用地震（東北地方太平洋沖型地震））にＳＭＧＡ位置と短周期レベルの不確かさを重畳して考慮したもの。水平方向の最大加速度１００９ガル，鉛直方向の最大加速度７３６ガル）とした。

さらに，「震源を特定せず策定する地震動」については，加藤ほか（２００４）による応答スペクトルと，留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動のうち，一部周期帯で設計用応答スペクトルＳｓ－Ｄ１を上回る後者を選定し，Ｓｓ－３１（水平方向の最大加速度６１０ガル，鉛直方向の最大加速度２８０ガル）とした。

以上の結果，被告は，Ｓｓ－Ｄ１，Ｓｓ－１１～１４，Ｓｓ－２１，２２，Ｓｓ－３１の８つの基準地震動を策定した。

イ　基準地震動の年超過確率

被告は，前記アで策定した基準地震動について，日本原子力学会（２０１５）（日本原子力学会標準　原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：２０１５）（丙Ｄ１３１）を踏まえ，確率論的地震ハザード評価を行い，基準地震動の年超過確率を求めた。

その結果，基準地震動Ｓｓ－Ｄ１の年超過確率は10^{-4}～10^{-5}程度である。基準地震動Ｓｓ－１１～Ｓｓ－２２の年超過確率は基準地震動Ｓｓ－Ｄ１を超過する周期帯で10^{-4}～10^{-6}程度である。基準地震動Ｓｓ－３１の年超過確率は10^{-4}～10^{-6}程度である。

(7)　原子力規制委員会による適合性判断等

原子力規制委員会は，前記(1)ないし(6)により策定された基準地震動について，設置許可基準規則４条及び同解釈別記２の規定に適合するものであると認めた（丙Ｈ５・１０～２２頁）。

なお，原子力規制委員会は，本件意見公募手続において，ＳＰＧＡモデルを採用すべきとの意見に対し，「震源断層の詳細な調査結果を用いてレシピを用いる方法以外の方法によって基準地震動を策定するというアプローチについては，どのように保守性を確保していくかに関し，妥当な方法が現時点で明らかになっているとはいえず，規制において要求又は推奨すべきアプローチとして位置付けるまでの科学的・技術的な熟度には至っていないと考えています。強震動パルス生成域（以下『ＳＰＧＡ』という。）から構成される震源モデルであるＳＰＧＡモデルは，２０１１年東北地方太

平洋沖地震等の観測地震動を説明するための再現モデルの一つですが，予測問題に適用する場合においては，提案者も論文で示すようにＳＰＧＡの位置設定等が今後の課題とされており，強震動予測のパッケージとして確立していないものと考えています。ＳＰＧＡモデルの適用も含め，地震動の計算方法の高度化については，まずは，地震調査研究推進本部のような場で議論されるものであり，そこでの検討結果も含め，新たな知見が得られれば，原子力発電所の規制にどのように取り入れるかについて，規制委員会として適切に判断していきます」と回答している（丙Ｈ６別紙１の１５～１６頁）。

(8) 新規制基準策定後の事情

ア ２０１６年熊本地震の発生

（ア）２０１６年熊本地震では，平成２８年４月１６日に熊本地震本震（Ｍｗ７．０，Ｍｊ７．３）が，同月１４日にはその最大前震（Ｍｗ６．１，Ｍｊ６．５）が発生した。この地震は，兵庫県南部地震以降観測された国内最大規模の内陸地殻内地震であっただけではなく，地震調査研究推進本部による長期評価の対象となっている主要な活断層帯（布田川断層帯・日奈久断層帯）で生じ，地震後に地表に現れた断層長さが布田川区間を対象とした事前の長期評価に用いたものより長く，地震規模が想定を超えた。（丙Ｄ２５・１頁，同参考１　１，６頁，丙Ｄ２４１）

本震において震度７が観測されたのは西原村であり，前震と本震の２度にわたり震度７が観測された地点は益城町であるところ（丙Ｄ２４１），益城町に位置するＫＭＭＨ１６（ＫｉＫ－ｎｅｔ益城）の観測記録（最大１３９９ガル（鉛直方向））は，火山灰質粘土や砂から成る地盤の地表観測記録であるが，同観測点の地下－２５２ｍの地震基盤相当の硬質な岩盤（Ｓ波速度約２．７ｋｍ／ｓ）に設置された地震計では，鉛直方向で最大１２７ガル，水平方向でも最大２３７ガル（南北方向）にとどまり，地上の揺れの数分の１であった（丙Ｄ２５・参考１　１～３頁，丙Ｄ２４２）。

（イ）入倉ほか（２０１６）（丙Ｄ２３）は，２０１６年熊本地震について，震源断層面積と地震モーメントの関係は，レシピの関係式（入倉・三宅式等）と調和的である

とした（丙Ｄ２３）。引間・三宅（２０１６）（丙Ｄ２４）は，２０１６年熊本地震の震源モデルを収集して比較検討し，いずれも入倉・三宅式ともよく一致し，同地震は，断層面積と地震モーメントの関係やＳＭＧＡでの応力降下量について過去の内陸地殻内地震の値とおおむね整合しており，特異なものではなかったといえるとした。もっとも，西原村や益城町の大振幅の地震動については，地盤構造等の影響も考慮する必要はあるが，震源断層モデルとして十分に説明するに至っておらず，これらは震源のごく近傍の地点であり，観測された地震動を説明するためには，よりローカルは震源過程を考慮する必要があるかもしれないとしている（丙Ｄ２４・３０頁）。

原子力規制委員会は，原子力規制庁技術基盤グループによる熊本地震の分析を踏まえ，同地震について検討した結果，同地震の震源断層面積と地震モーメントの関係は，入倉・三宅（２００１）式と整合しているものと判断し，その応力降下量も「全国地震予測地図（２００９年）」の断層モデルよる応力降下量と同程度であるとして，応力降下量の設定に関して，新規制基準下における断層モデルによる基準地震動策定手法において新たに考慮すべき点はないものと判断した（丙２５，２６）。

イ　北海道胆振東部地震の発生

平成３０年９月６日に北海道胆振東部地震（Ｍｗ６．６，深さ約３７ｋｍ）が発生し，ＨＫＤ１２７（Ｋ－ＮＥＴ追分）において，南北成分１００４ガル，東西成分９０４ガル，上下成分１５９１ガルの３成分合成１７９６ガルという強い揺れが観測された（甲Ｄ６７～７４）。

４　争点３－１（新規制基準における基準地震動の意義）について

(1)　新規制基準における基準地震動

基準地震動は，安全上重要な施設の耐震安全性を確保する上で基準となる地震動であり，新規制基準において，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，敷地及び敷地周辺の地質・地質構造，地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なもの（設置許可基準規則解釈別記２・５）とされている。そして，新規制基準は，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」として策定し相補的に考慮することとし，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については，内陸地殻内地震，プレート間地震及び海洋プレート内地震について，活断層の性質や地震発生状況を精査し，地震分布や応力場及び地震発生様式に関する既往の研究成果等を総合的に検討した上，敷地に大きな影響を与えると予想される地震を複数選定し，各種の不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価をすること，「震源を特定せず策定する地震動」については，震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し，これらを基に各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することを求め，設置許可基準規則解釈及び地震動審査ガイドにおいて，留意事項を詳細に定めている。（認定事実２(1)ア～ウ）

上記に加え，前提事実９の新規制基準の考え方を踏まえると，新規制基準は，地震による原子力災害が発生する可能性を極めて低くするため，最新の科学的・技術的知見に基づき，詳細な調査検討を行った上，不確かさも考慮して，上記の目的のために備えるべきものとして想定される地震動をもって基準地震動とするものと解され，基準地震動策定のための留意事項を詳細に定めるものといえる。

(2) 検討

原告らは，基準地震動は，当該原子力発電所を襲う可能性がある地震動をカバーすること（言い換えれば，基準地震動を超える地震動が当該原子力発電所を襲うことはまずないといえるものであること）を要し，それは，確実に否定できるシナリオ以外のあらゆるシナリオを考慮することであり，あるいは日本最大か世界最大に備えることであるとも主張する。

この点，証人野津は，意見書（甲Ｄ１９４・２～５頁）において，地震学が若い学問であり，被害地震が起こる度にそれ以前の知見では予測できなかった事態が生じ，それによって強震動研究の知見は塗り替えられており，今後も少なくとも数十年間程度は以前の知見を覆すような事態が度々生じると考えられ，強震動研究はいまだ未知

の部分が多く，成熟した分野とはいえないことから，強震動研究の成果を活用して原子力発電所の安全性を保証することは不可能であり，それでも原子力発電所の耐震設計に強震動研究の成果を活用しようとするのであれば，現状の規範的考え方（パラダイム）の下で想定される地震動を考えるだけでは不十分であり，物理的に確実に否定できるシナリオ以外のあらゆるシナリオを考えるべきであると述べている。そして，兵庫県南部地震は，既に知られていた六甲・淡路断層帯に沿って発生した地震であったにもかかわらず，専門家の想定を超える大きな揺れと被害をもたらしたこと（認定事実１(3)），その後原子力発電所の基準地震動を超える地震は複数発生し，中でも新潟県中越沖地震では基準地震動S_2を大幅に上回るものがあったこと（認定事実１(5)，同(7)，同(8)），兵庫県南部地震の検証を通じて地震動に係る新たな知見が得られたことを踏まえ平成１８年に改訂された新耐震設計審査指針に基づく耐震バックチェックが実施されたが（認定事実１(6)，同(9)），その後平成２３年に発生した東北地方太平洋沖地震は，日本海溝では想定されていなかったＭ９クラスの巨大地震であり，原子力発電所の基準地震動を超える地震動が発生し，また，福島第一発電所事故が発生したことを踏まえ，新規制基準が制定されるに至ったこと（認定事実１(10)，前提事実６，同７），その後発生した２０１６年熊本地震は，地震調査研究推進本部による長期評価の対象となっている活断層帯で生じたが，地表に現れた断層の長さは長期評価に用いたものより長く，地震規模は想定を超えたこと（認定事実３(8)ア）は前記認定のとおりであり，現実に発生する地震はその時点までの最新の科学的・技術的知見による予測を超え，そのような大地震の発生により新たな知見を得てきたことは，証人野津の指摘するとおりであるといえる。また，地震調査研究推進本部地震調査委員会も，レシピについて，断層とそこで将来生じる地震及びそれによってもたらされる強震動に関して得られた知見は未だ十分とはいえないとしている（認定事実２(3)イ（ア））。さらに，最新の科学的・専門的知見に基づく原子力発電所の安全性のための規制という観点からみても，新たな知見に基づく原子力発電所の耐震基準の改定に伴い，本件発電所は，昭和５３年の運転開始当初，機能維持設計で最大加速度２７０ガルの地震

動を用いていたところ，平成７年の旧耐震設審査指針に基づくバックチェックにおいて策定された基準地震動Ｓ$_2$－１の最大加速度は３８０ガルとなり，平成２０年の新耐震設計審査指針に基づくバックチェックの中間報告書における基準地震動Ｓ$_s$の最大加速度は６００ガルとなり，本件設置変更許可における基準地震動Ｓ$_s$－２２は最大加速度１００９ガルとなるなど（認定事実１(1)，同(4)，同(9)，同３(6)ア），最大加速度が大幅に増大する改定を余儀なくされていることも，地震に係る最新の科学的・専門的知見が塗り替えられてきたことを裏付けるものといえる。そうすると，原子力規制委員会が寄って立つところの最新の科学的・技術的知見とは，見方を変えれば，研究途上の現時点の科学的・技術的知見にすぎず，現時点の科学的・技術的知見に基づく予測や検討をしただけでは，他の科学技術の利用とは質的に異なる危険性を内包する原子炉施設の安全性を図るための強震動予測としては不十分であるという立論は傾聴に値する。

しかし，地震学に関する現時点の最新の科学的・技術的知見に基づいて，未知の部分があることを踏まえてその不確実性を考慮しつつ予測検討することとしてもなお，原子力発電所の耐震設計に使用するには不十分であるか否か，あるいは未知の部分についてどの程度の不確実性を考慮すべきかは，社会がどの程度のリスクを許容するかといった政策的な観点をも含んでおり，そのような面も踏まえつつ，地震学における研究者の議論，研究の状況等に照らし，科学的，専門技術的に選び取っていくほかはないと考えられる。そして，原子炉等規制法及び設置法は，そのような判断を，安全確保を専らその任務とし，中立公正，独立にその職権を行使する原子力規制委員会の科学的，専門技術的裁量に委ねていると解されることは，前記第２の１に説示したとおりである。したがって，地震学の現時点の最新の科学的・技術的知見が地震学の進展の経過に照らしどの程度信頼に足るものかといった観点についても，原則として原子力規制委員会の科学的，専門技術的裁量に委ねられているものと解される。そして，地震学が，比較的歴史の浅い学問であり，強震動研究に未知の部分があるとしても，我が国においては兵庫県南部地震を契機に地震調査研究推進本部が設置されるなど

して研究が推進され，強震観測網も急速に整備されて震源特性に係る知見等が蓄積されてきたこと（認定事実１(3)ア），証人野津も一般的な土木構造物の耐震設計においては，強震動研究の成果を活かすことがより小さなコストでより高い安全性を達成するのに役立つと述べていること（甲Ｄ１９４・４頁）等に照らすと，新規制基準における基準地震動が，最新の科学的・技術的知見に対する一定の信頼の上に立ち，これに基づき，詳細な調査検討を行った上，不確かさも考慮して，原子力災害が発生する可能性を極めて低くするために備えるべきものとして想定される地震動であって，必ずしも証人野津が述べるところの確実に否定できるシナリオ以外のあらゆるシナリオに備えるものとはいえず，また日本最大又は世界最大の地震動になっていないとしても，それだけで直ちに不合理なものであるとまで断ずることはできない。

５　争点３－２－１（応答スペクトルに基づく地震動評価）について

(1)　応答スペクトルに基づく手法における補正の在り方

原告らは，被告による応答スペクトルに基づく地震動評価は，内陸地殻内地震及びプレート間地震に共通して，本件敷地周辺で発生した地震の地震動のデータの応答スペクトル比のばらつきの考慮（補正係数の設定）が不足しており，ばらつきの全てないし＋２σを包絡する考慮が必要であると主張する。

しかしながら，Noda et al.（２００２）の方法は，多数の観測記録の回帰分析から得られた平均的応答スペクトルに基づき提案された経験式であり，地震の規模，等価震源距離及び対象地盤の弾性波速度という比較的少ないパラメータをもって，標準的な地震動レベルを提案するという簡便な手法であるから（認定事実２(2)イ），当該経験式と本件敷地周辺で発生した地震の観測記録のデータとの乖離，すなわちばらつきを考慮して補正を行う場合においても，観測記録のデータの平均的傾向をもって補正することには合理性があるといえる。また，本件敷地周辺の観測記録の応答スペクトル比のばらつきの要因は，観測記録の誤差，地震規模依存性，距離減衰特性及びサイト特性などのモデル化に起因する誤差，振幅レベル等との相関関係の差，距離減衰式では考慮されない応力降下量の違いや破壊伝播方向性の違いなど様々であり（認定事

実２(2)イ），そのばらつきの要因を考慮することなくばらつきの全てないしそのほとんどを包絡するような地震動を求めるとすれば，考慮すべきでないばらつきをも取り込むこととなり，結果としてNoda et al.（２００２）の方法が提案する地震動とは全く別の地震動を求めることにもなりかねない。

そうすると，応答スペクトルに基づく手法において，本件敷地周辺の観測記録の応答スペクトル比のばらつきについて，その全てないし＋２σを包絡する補正係数が設定されていないことをもって，原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

(2)　内陸地殻内地震について

ア　補正係数について

被告は，Noda et al.（２００２）の方法による地震動評価を行い，福島県と茨城県の県境付近で発生した内陸地殻内地震については，応答スペクトル比の平均による観測記録の傾向として，Noda et al.（２００２）の方法の平均的な地震動に比べて，短周期側では平均で水平方向で１．４倍程度，鉛直方向で１．７倍程度であったことから，短周期帯をおおむね包絡するように２倍の補正係数を設定し，上記以外の各断層については，Noda et al.（２００２）の方法の平均的な地震動と同程度であったことから，観測記録を用いた補正は行わなかったものであり（認定事実３(2)ア），前記(1)に説示したところに照らすと，Noda et al.（２００２）の方法による地震動評価の手法に適合するように，観測記録の平均的傾向を踏まえ，必要に応じて，原子力発電所の耐震設計において特に重要である短周期側をおおむね包絡するような補正係数を設定しているといえ，被告による補正係数の設定が不合理であるということはできない。

原告らは，Ｆ８断層の地震について，７倍の補正係数を設定すべきとも主張するが，補正係数の考え方については前記(1)に説示したとおりであるから，原告らの主張は採用することができない。かえって，Ｆ８断層の領域で得られた二つの地震の観測記録をみると，水平方向及び鉛直方向ともに，Noda et al.（２００２）の方法により評価した平均的な地震動を顕著に下回っているから（認定事実３(2)ア），あえてＦ８断層

の地震を検討用地震として選定すべき合理性もなく，原告らの上記主張は採用することができない。

イ　震源モデルの設定について

原告らは，被告の震源モデルの設定や不確かさの考慮は不十分であって補正係数が過小であることによる問題が解消されていないと主張するが，認定事実３(2)イ（ア）及び同（イ）に照らし，震源モデルの設定や不確かさの考慮に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

(3)　プレート間地震について

被告は，東北地方太平洋沖地震の本震及び最大余震を除き，Noda et al.（２００２）の方法により評価を行い，鹿島灘付近で発生したプレート間地震の観測記録の傾向を踏まえて短周期側で４倍の補正係数を設定し，上記以外の領域で発生した地震については応答スペクトル比がほぼ１倍であるため補正は行わなかったところ，検討用地震としては，本件敷地に対して最も影響の大きい地震である東北地方太平洋沖地震の本震を選定した（認定事実３(3)ア）。

これに対して，原告らは，＋σ程度の地震をカバーするのであれば平均的値の５～６倍程度，更に＋σでもカバーし切れない観測記録が１６％程度あり，既往最大をカバーするとすれば，平均的値の１０倍程度の地震を考慮する必要があると主張する。

しかし，Noda et al.（２００２）の方法で評価した地震動について，そのばらつきの全て又はほとんどをカバーするという考え方が合理的とはいえないことは前記(1)に説示したとおりである上，鹿島灘付近で発生したプレート間地震について，上記のとおり原子力発電所の耐震設計上重要な短周期側で応答スペクトル比の平均の傾向から短周期側で４倍の補正係数を考慮したことは直ちに不合理といえず，東北地方太平洋沖地震の地震波には鹿島灘付近からの地震波も含まれると考えられることも踏まえると，あえて地震規模がＭ７．３であり，東北地方太平洋沖地震（Ｍｗ９．０）よりも地震規模の小さい１８９６年鹿島灘の地震を検討用地震として評価する必要はないというべきである。

したがって，原告らの上記主張は採用することができない。

(4) 小括

以上によれば，被告による応答スペクトルに基づく地震動評価に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

6 争点３－２－２（断層モデルを用いた手法による地震動評価（ＳＭＧＡモデル関係））について

(1) 問題の所在

被告は，東北地方太平洋沖地震を検討用地震として，レシピに基づき標準的なＳＭＧＡモデルにより地震動評価を行い，基準地震動Ｓｓ－２１及びＳｓ－２２を策定しているところ（認定事実2(3)イ，同ウ（ア）ａ（ｂ），同3(3)イ（ア），同（イ），同(6)ア），原告らは，証人野津の論文（甲Ｄ８０，８１），意見書（甲Ｄ１９４）及び証言に基づき，強震動パルスのうち，周期１～２秒で，加速度及び速度が共に大きい大振幅ものは，原子力発電所を含む構造物にとって大きな脅威であり，東北地方太平洋沖地震の際に宮城県内で観測された周期２秒程度の強震動パルスの再現を考慮するべきであり，また，被告が採用する標準的なＳＭＧＡモデルでは，強震動パルスなど東北地方太平洋沖地震を再現することができないため地震動評価が不十分であると主張するので以下検討する。

(2) 東北地方太平洋沖地震を検討用地震とする基準地震動の策定において周期１～２秒の強震動パルスを考慮することについて

ア 大振幅の強震動パルスについて

構築物は，その固有周期に等しい周期の波が入力された場合には揺れが大きくなる（共振）ことから，地震動に対する構築物の健全性を評価するに当たっては，地震動の最大加速度だけではなく，地震動が有する周期成分の大きさと構築物の固有周期の関係が特に重要となり，原子力発電所の主要施設の場合は，固有周期０．５秒以下であり，基準地震動の地震動の強さを便宜的に表すにも，短周期（５０Ｈｚ（周期０．０２秒）程度）の加速度波形に着目し，その最大加速度値を示しているところである

（認定事実２(1)イ（ア））。

この点，兵庫県南部地震でみられ，キラーパルスとも呼ばれた周期１～２秒成分が卓越した加速度及び速度が共に大きい大振幅のパルスは，共振現象を介さず，１波又は半波で構造物を塑性流動によって崩壊させるため，塑性域に入るのが早い固有周期０．５秒以下の短周期の一般構造物に対して，強い破壊力を有すること，そのため１秒前後のやや短周期域（０．５～２秒）に卓越周期をもつ大振幅速度パルスは一般建物に対する破壊能が最大であることが指摘されている（認定事実１(3)イ）。

しかしながら，兵庫県南部地震の大振幅パルスによる大被害は，在来構法の木造住宅が中心であり，枠組壁構法（ツーバイフォー構法）の住宅や高い耐震性を有するとされる壁式ＲＣ造建築物の被害は少なく，後者については軽微な被害まで含めても被害率４～５％にとどまっていたところ（認定事実１(3)ア），本件発電所の原子炉建屋は，壁式ＲＣ造建築物である（後記認定事実５(1)イ，証人川里２５，２６，８１頁）。加えて，原子力発電所の耐震上重要な施設については，耐震設計上，静的地震力として，一般産業施設の場合の水平地震力の３倍の地震力に耐えることが要求されている（認定事実２(1)イ（エ））。

次に，兵庫県南部地震における構造物の大被害は，震災の帯と呼ばれる細長い地域に集中して発生し，その原因は神戸市地下の段差構造において，盆地端部で発生し水平に伝播するエッジ生成波と直達Ｓ波が増幅的に干渉することによって速度パルスが増幅したことにあり，大振幅パルスの発生は，震源域になり得る場所でかつ地盤がそれを増幅するような場所に限定されると考えられており，また，兵庫県南部地震の際，若狭湾周辺の岩盤と表層地盤の観測記録との比較において，岩盤のような堅固な地盤での揺れは表層地盤における揺れの大きさの２分の１から３分の１程度に抑えられていたところ（認定事実１(3)），本件発電所の原子炉建屋は，岩盤に直接支持されている（後記認定事実５(1)ア）。そして，被告が行った本件敷地の地盤の地下構造調査によると（認定事実３(1)），直ちに本件敷地が大振幅パルスを生じさせるような地下構造であるということもできない。

イ　東北地方太平洋沖地震における強震動パルスについて

（ア）証人野津の見解

証人野津は，本件において，①東北地方太平洋沖地震の際，女川発電所において，周期２秒程度のパルス波が観測され，これが最大加速度の値が大きくなる原因であったことがKurahashi and Irikura（２０１３）で明らかにされているところ（甲Ｄ１９４・５頁），パルス波は，周期が１～２秒より短くなると，最大加速度は大きくても最大速度が余り大きくならず，周期がこれより長くなると，最大速度は大きくても最大加速度はそこまで大きくならない傾向があるが，周期１～２秒のパルス波は，最大加速度と最大速度の両方の値が大きくなりやすく，構造物にとって危険であり（証人野津１２１，１２２頁），②女川発電所で観測されたのと同様のパルス波は，宮城県内で広く観測されており，例えば，ＭＹＧＨ１２での最大速度が２０カイン，ＭＹＧ０１３での最大速度が７３カイン，仙台市内の七郷中学校ではパルスの振幅がＮＳ成分で１１４カインに達するなど，地盤条件が大きく影響しているものの，最大速度は全ての地点で第二波群先頭のパルスで決まっており（甲Ｄ１９４・５～１５頁），③茨城県の観測記録において，宮城県のものでみられたような直ちにパルスと分かる程の波形はみられなかったものの，周期０.５～５秒くらいの範囲を取り出して分析すると波形が目立っており，今回の地震ではパルスを生じるような強い破壊は宮城県沖で生じたが，次の地震においてそのような強い破壊が茨城県沖で生じないという保証はなく，その可能性があると考えるべきである等（証人野津９５，９７～１００，１２２，１２３頁）と述べている。

（イ）①女川発電所におけるパルス波

上記①について検討すると，Kurahashi and Irikura（２０１３）（甲Ｄ１２３）において，女川発電所の深さ１２８ｍ（ＯＮＧ１２８）の地点で観測された加速度波形及び１秒時間窓での粒子運動図上，９７～９８秒付近で大きな振幅があり（認定事実２(3)ウ（ア）ｂ），証人野津はこれを指して周期２秒程度のパルス波が到来しており，これがこの地点における最大加速度を決めていることが読み取れるとする（甲Ｄ１９

４・１４，１５頁)。

この点，このパルスの周期については，Kurahashi and Irikura（２０１３）の原文（甲Ｄ１２３の１）では直接言及がないところ，原告大石光伸が和訳したもの（甲Ｄ１２３の２・１３７８頁）においては，訳注として（ｂ）の１秒時間窓での粒子運動図を指して「９７－９８秒窓に周期１～２秒程度のパルス波がみられ（枠内で１秒の振幅を示していることから)」との記載がある。しかし，当該１秒時間窓にみられる振幅は，周期１秒未満のものと考えても矛盾せず，周期１～２秒と特定できるのかは明らかでない。そして，Kurahashi and Irikura（２０１３）の著者である倉橋奨・入倉教授は，別の論文（倉橋・入倉（２０１７））において，Kurahashi and Irikura（２０１３）が検討対象としたＯＮＧ１２８やＭＹＧＨ１２の加速度波形にみられたパルス波を約０．５秒と短周期のものであるとしていること（認定事実２(3)ウ（ア）ｂ），また，ＯＮＧ１２８の東北地方太平洋沖地震の観測記録の加速度波形及び速度波形をみても，その最大加速度と最大速度は，全周期帯では４２０ガルと３１カイン，周期１～５秒では６６ガルと１２カイン，周期１秒以下では３８６ガル，２５カインであり，パルス波は主として周期１秒より短周期の成分によって構成されていたこと（認定事実１(10)ウ（イ)）に照らすと，東北地方太平洋地震の際，女川発電所で観測されたパルス波は，周期約０．５秒の短周期のものと認めるのが相当であり，これが同観測点の最大加速度を決めていると考えられる。

また，同観測点の最大加速度は４２０ガルで最大速度は３１カインにとどまることに照らすと，同観測点のパルスは，構造物に大きな影響を与える大振幅パルスということはできない。

したがって，東北地方太平洋地震の際，女川発電所に周期１～２秒のパルス波が到来しているとも，これがこの地点における最大加速度を決めているともいえず，証人野津の見解は上記の点において前提を欠くものである。

（ウ）②宮城県内におけるパルス波

上記②についてみると，東北地方太平洋沖地震において最も大きな加速度を示した

ＭＹＧ００４（Ｋ－ＮＥＴ築館）の観測記録は，最大加速度２７００ガル（３成分合成で２９３３ガル），最大速度１０５カインであり，大振幅のパルスがみられるものの，そのパルスは主として周期０．２～０．３秒のものであった。周期１～５秒の成分だけ取り出すと，９５ガル，２８カインであり（認定事実１(10)イ（ア），同（イ）ａ，なお，証人野津も，同観測点の観測記録で周期１～５秒の速度波形を示しているが，２０カインを若干超える程度である。甲Ｄ７８（丙Ｄ１６３）・３３頁），同観測点における最大加速度及び最大速度が周期１～５秒のパルス波によって決まっていると評価することはできない。そして，同観測点では，その最大加速度及び最大速度が大きかったわりには，地震による被害は大きくはなかった。（認定事実１(10)イ（イ）ａ）

また，ＭＹＧ００４については，２００８年宮城・岩手内陸地震（Ｍ７．２）の際にも周辺地域に比べて大きな最大加速度を示しており，このときから当該地点における地震動特性の特異性が指摘されていたが，東北地方太平洋沖地震の際も大振幅パルスが観測されたことについては，極表層地盤の非線形挙動や崖地形による増幅が要因として指摘されている（認定事実１(10)イ（イ）a)。

次に，宮城県内のその他の観測点についてみると，証人野津が挙げるＭＹＧＨ１２は，最大加速度５２７ガル（ＮＳ成分），最大速度２７カイン（ＥＷ成分）であり，そのパルスは大振幅といえるようなものではなく，更に周期１～５秒でみると，最大加速度７８ガル，最大速度１７カインにすぎない（認定事実１(10)イ（イ）d)。

ＭＹＧ０１３については，証人野津の論文（甲Ｄ８０・９７５頁）や意見書（甲Ｄ１９４・１０頁）において示されている周期１～５秒の速度波形をみても最大速度は６０カイン程度にとどまっており，また，証人野津も，ＭＹＧＨ１２の最大速度が２０カイン（ＮＳ成分）であるのに対しＭＹＧ０１３の最大速度が７３カイン（ＮＳ成分）と大きく異なるのは，同観測点におけるパルスが地盤条件によって増幅されたためであるとしている（甲Ｄ８０・９７６頁，甲Ｄ１９４・６頁)。

さらに，七郷中学校のＣＣＨＧ観測点については，周期１秒の大振幅パルスがみられ，最大加速度１１４８ガル，最大速度１４２カイン（水平２成分合成）という大加

速度かつ大速度波形が観測されたものの，同観測点の強震動については，地表近傍の表層地盤の増幅特性や非線形の影響を受けた局所的なものであるとの指摘や，同観測点は強震時に地盤が非線形化していると推察されることが指摘されている（認定事実１⑽イ（イ）ｃ）。

そうすると，東北地方太平洋沖地震の際，宮城県内で観測されたパルス波は，必ずしも証人野津がその危険性を指摘する周期１～２秒程度の成分が卓越するものとはいえないし，また，パルスが大振幅となるには，観測点の地盤条件の影響によるところが大きいと考えられる。このことは，兵庫県南部地震における構造物の大被害は，震災の帯と呼ばれる細長い地域に集中して発生したことからもいえることである。

（エ）③茨城県におけるパルスの有無について

さらに，上記③について検討すると，証人野津は，意見書（甲Ｄ１９４・１６頁）において，茨城県でも宮城県でみられたのと類似のパルスが観測されたとして，野津ほか（２０１２）（甲Ｄ７９（丙Ｄ１６４））を引用し，東北地方太平洋沖地震の際の宮城県から茨城県までの５つの観測点における０．２Ｈｚ－１Ｈｚ（周期１～５秒）の帯域の速度波形を示して，１つ又は複数の明瞭なパルスによって特徴付けられているとするところ，茨城県内の観測点として挙げられているＩＢＲ００７（Ｋ－ＮＥＴ那珂湊）（ＮＳ）の速度波形をみると（甲Ｄ７９（丙Ｄ１６４）・２１１頁），１００秒から１２０秒までの間に，小さいながらも複数のパルス状の振幅があるが，その振幅は最大でも１５カイン程度にとどまる（丙Ｄ１９９・２３頁参照）。

また，本件発電所の北方１４．４ｋｍに位置するＩＢＲ００３（Ｋ－ＮＥＴ日立）は，最大加速度の三成分合成値は１８４５ガルと，Ｋ－ＮＥＴ観測点の中で３番目に大きな加速度が得られているところ，表層地盤の地盤増幅特性によって，同観測点の近傍数ｋｍの範囲で局所的に地震動が大きくなったものと考えられている。そして，同観測点の観測記録は，ＮＳ成分でも最大加速度は１５９８ガルと大きいが，最大速度は６６カインにとどまり，また，周期１～５秒でみると，最大加速度３９ガル，最大速度１１カインにとどまり，同周期の寄与は小さい。（認定事実１⑽イ（ウ））

ウ　小括

前記ア及びイで検討したとおり，東北地方太平洋沖地震の際に女川発電所の観測点で最大加速度を大きくする原因となった周期１～２秒のパルス波が発生した等の原告らの主張は採用することができないし，宮城県内において周期１秒の大振幅パルスが観測されたＣＣＨＧ観測点はその表層地盤の非線形化等がその原因とされており，周期１～２秒のパルスが一般構造物に脅威となる大振幅パルスとなるには敷地の地盤条件が大きく影響するものといえ，本件発電所の構造や地盤条件を踏まえると，被告が東北地方太平洋沖地震を検討用地震とする基準地震動の策定に当たり，周期１～２秒の強震動パルスの再現が考慮されていないことについて，原子力規制委員会の適合性判断の過程に直ちに看過し難い過誤，欠落があるということはできない。なお，原告らは，強震動パルスが海溝型巨大地震において普遍的であるとも主張するが，強震動パルスが大振幅パルスとなるには地盤条件が大きく影響すること等に照らすと，上記判断を左右しない。

(3)　被告がＳＰＧＡモデル又は不均質なＳＭＧＡモデルによらず，標準的なＳＭＧＡモデルにより地震動評価を行ったことについて

ア　ＳＰＧＡモデルについて

原告らは，ＳＰＧＡモデルを採用することにより東北地方太平洋沖地震でみられた周期１～２秒の大振幅の強震動パルスを再現できるから，同モデルによるべきであると主張するが，上記の強震動パルスの再現が考慮されていないからといって，看過し難い過誤，欠落があるとはいえないことは，前記(2)において説示したとおりである。

かえって，ＳＰＧＡモデルは，港湾分野を中心として工学上極めて重要性の高い周波帯域は周期１～５秒であるとし，同周波帯域に表れる強震動パルスの再現性に着目して提案されたモデルであるところ（認定事実２(3)ウ（イ）ａ，同ｂ），原子力発電所の主要施設の固有周期は０．５秒以下の短周期であること（基準地震動は周期０．０２秒の加速度で便宜的に表記される。）（認定事実２(1)イ（ア））に照らすと，原子力発電所の地震動評価について，ＳＰＧＡモデルを採用することには疑問がある。また，

ＳＰＧＡモデルについては，提案者においても経験式の物理的解釈が十分にはできていないといった課題があるとしている（認定事実２(3)ウ（イ）ｂ）。

したがって，被告が東北地方太平洋沖地震を検討用地震とする地震動評価において，ＳＰＧＡモデルを採用していないことについて，看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

イ　不均質なＳＭＧＡモデルについて

原告らは，不均質なＳＭＧＡモデルを採用することにより東北地方太平洋沖地震でみられた周期１～２秒の大振幅の強震動パルスを再現できるから，同モデルによるべきであると主張するが，上記の強震動パルスの再現が考慮されていないからといって，看過し難い過誤，欠落があるとはいえないことは，前記(2)において説示したとおりであるから，原告らの主張は採用することができない。

もっとも，ＳＭＧＡ（アスペリティ）内は不均質なものであるとする見解は，Kurahashi and Irikura（２０１３）の不均質なＳＭＧＡモデル以外にもあり（認定事実２(3)ウ（イ）ｂ（ｄ)），また，標準的なＳＭＧＡモデルの提案に係る論文の中にも，ＳＭＧＡ内の不均質性の可能性について触れ，今後の検討課題として指摘するものもある（認定事実２(3)ウ（ア）ａ）。しかし，原告らの主張する不均質なＳＭＧＡモデルによる地震動評価は，証人野津の意見書（甲Ｄ１９４）に基づき，不均質なＳＭＧＡモデルの宮城県沖のＳＭＧＡ３を本件発電所の近傍に置いた上でその中の不均質性を考慮する計算を行うものであるところ，同証人が上記ＳＭＧＡ３を本件発電所の近傍に置くべきとする根拠は，原子力発電所の基準地震動の策定においては安全側にあらゆるシナリオを考えるべきであるという点にとどまること（甲Ｄ１９４・３３頁）に照らすと，そのような前提を採用していないことが，直ちに看過し難い過誤，欠落であるということもできない。

ウ　標準的なＳＭＧＡモデルについて

被告は，諸井ほか（２０１３）の知見により，Ｍｗ９クラスの巨大プレート間地震に対してもレシピ（標準的なＳＭＧＡモデルを採用している。）が適用できることを

確認した（認定事実2(3)イ，同ウ（ア）ａ（ｂ），同ｃ，同3(3)イ（ア））とするところ，原告らは，諸井ほか（２０１３）について，①標準的なＳＭＧＡモデルを採用しているため東北地方太平洋沖地震の強震動パルス（波形）を再現できていないこと，②２つの波群のうち１つしか再現できていないこと等を指摘し，レシピの適用性は確認できていないと主張する。

しかし，①について，東北地方太平洋沖地震の強震動パルス（波形）の再現が考慮されていないからといって，看過し難い過誤，欠落があるとはいえないことは，前記(2)において説示したとおりであるから，原告らの主張は採用することができない。

次に②について検討すると，レシピにおいて，強震動評価の目的は計算波形を観測波形に合わせることではないため，この作業に終始することのないよう留意する必要があるとの考え方が示されているとおり（認定事実2(3)イ（イ)），そもそも観測記録の波形と完全に一致するように再現することが求められるものではない。また，諸井ほか（２０１３）は，認定事実2(3)ウ（ア）ｃのとおり，東北地方太平洋沖地震前の先験情報に基づき，レシピによる強震動予測の適用可能性を検証したものであって，証人野津による同地震の地震動の再現を主な目的とする事後情報を用いた研究とはその目的も手法も異なるから，求められる再現性の程度もまた自ずから異なるものというべきである。したがって，東北地方太平洋沖地震の観測記録を相当程度再現できることにより，レシピの強震動予測の手法としての有用性を認めることが直ちに不合理ということはできない。

以上を踏まえて諸井ほか（２０１３）（丙Ｄ４４）について検討すると，まず，強震動予測において重要な強震動レベルについては，福島地点及び東海地点の応答スペクトルは，全体としてはおおむね観測記録と整合的と評価することができる。なお，観測記録に及んでいない箇所がみられる（特にＵＤ方向。ただし，ＵＤ方向は他と比べて地震動のレベル自体が若干低い。）ものの，全くかけ離れたレベルにあるわけでもなく，少なくともレシピの有用性を認めること自体が不合理とはいえない。他方で，女川地点については，諸井ほか（２０１３）は地域性を考慮して短周期レベルを１．

４倍することで観測記録との整合性は高まったとするもののなお不足する箇所がみられるのであるが，これも全くかけ離れたレベルにあるわけでもなく，少なくともレシピの有用性を認めること自体が不合理とはいえない。

また，加速度波形については，先験情報に基づく検討という限界があること等に照らすと，加速度波形の波群が十分再現できていないとしても，レシピの有用性を確認したとすることの支障となるとはいい難い。

したがって，被告が諸井ほか（２０１３）によりレシピの適用性を確認したとすることが不合理とはいえない。

これに対して，証人野津は，諸井ほか（２０１３）は，沖合側のＳＭＧＡが先に破壊をして，陸側のＳＭＧＡが後から破壊をしたというふうに考えている点が他の研究者による研究と異なり，また，その計算結果では，１つ目の波群しか説明できない旨証言するが（証人野津３２，３３頁），諸井ほか（２０１３）の上記目的・手法を踏まえたものとはいえず，採用することはできない。

以上によれば，被告が，諸井ほか（２０１３）の知見により，Ｍｗ９クラスの巨大プレート間地震に対してもレシピにより標準的なＳＭＧＡモデルが適用できることを確認したとすることは不合理とはいえず，原告らの主張は採用することができない。

エ　小括

前記アないしウに検討したところによれば，被告が標準的なＳＭＧＡモデルを適用して東北地方太平洋沖地震を検討用地震として行った地震動評価に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

７　争点３－２－３（断層モデルを用いた手法による地震動評価（不確かさの考慮等））について

(1)　内陸地殻内地震における不確かさの考慮等

ア　地震動審査ガイドについて

原告らは，被告が，短周期レベルを強震動予測レシピの１．５倍とするという不確かさの考慮をした点（認定事実３(2)イ（ウ））について，地震動審査ガイドでは，基本

震源モデルの設定の項目中の「Ⅰ．３．３．２(4)①２)」において「アスペリティの応力降下量（短周期レベル）については，新潟県中越沖地震を踏まえて設定されていることを確認する。」（以下「本件応力降下量確認規定」という。)）とされ，その上で次の項目「Ⅰ．３．３．３」で更に不確かさの考慮を行うことが求められていることに反すると主張する。

しかしながら，本件応力降下量確認規定は，基本震源モデルの設定に当たり，逆断層型の内陸地殻内地震である新潟県中越沖地震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ことの要因の一つとして，短周期レベルが平均的なものよりもおよそ１．５倍程度大きかったことがあるという知見が得られていること（認定事実１(8)）を踏まえて適切に設定されていることの確認を求めるものと解され，個々の検討用地震の特性如何にかかわらず一律に短周期レベルを１．５倍とすることを求めるものとまでは解されない。そして，認定事実３(2)イ（ア）及び同（ウ）のとおり，塩ノ平地震断層の活動とされている２０１１年福島県浜通りの地震は，正断層型である上，その短周期レベルは，内陸地殻内地震の平均値や壇ほか（２００１）（丙Ｄ３３）の地震モーメントと短周期レベルの関係とほぼ同じであることに照らすと，本件応力降下量確認規定から直ちに基本震源モデルにおいて短周期レベルを１．５倍する必要があるとは解されず，被告が，不確かさの考慮として，短周期の地震動に直接影響を与える短周期レベルを基本震源モデルで設定した値の１．５倍とする震源モデルを設定して地震動評価を行ったことが地震動審査ガイドに反するとはいえない。また，不確かさの考慮が上記の限度にとどまることについて，看過し難い過誤，欠落があるということもできない。

イ　補正係数の設定等

原告らは，内陸地殻内地震の検討用地震が所在する福島県と茨城県の県境付近の応答スペクトル比の傾向や複数のアスペリティの応力降下量が異なる可能性を踏まえ，南側のアスペリティの応力降下量は，被告の設定値の８倍の補正係数の設定が必要であるなどと主張する。

しかし，認定事実３(2)イ（ウ）のとおり，被告は，検討用地震として選定したＦ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震の「断層モデルを用いた手法による地震動評価」において，同地震と同じ発生様式の地震の観測記録が敷地で得られていることから，これを要素地震とした経験的グリーン関数法を適用しているところ，この要素地震には福島県と茨城県との県境付近で発生した地震が含まれており，その地域特性は地震動評価に反映されているといえる。

また，被告は，認定事実３(2)イ（ウ）のとおり，「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，その断層パラメータについて，レシピを参照しつつ，内陸の長大断層につき回帰分析を行った Fujii and matsu'ura（２０００）に示される震源断層全体の応力降下量の知見，Somerville et al.（１９９９）に示されるアスペリティ面積の知見等を用いて算出しており，短周期レベルについては，前記アのとおり，福島県浜通りの地震の短周期レベルは内陸地殻内地震の平均値や壇ほか（２００１）（丙Ｄ３３）の地震モーメントと短周期レベルの関係とほぼ同じであり特異な値ではないところを，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，短周期の地震動に直接影響を与える応力降下量を基本震源モデルで設定した値の１．５倍とした場合の震源モデルを設定し，これらの震源モデルの設定に際しては，敷地に与える影響が大きくなるようアスペリティ位置や破壊開始点の不確かさをも考慮するなどの不確かさの考慮もしていること（認定事実３(2)イ（ウ））に照らすと，原告らの主張する補正係数の設定をしていないからといって，看過し難い過誤,欠落があるということはできない。

(2) プレート間地震における不確かさの考慮

原告らは，ＳＭＧＡの位置を水平方向で本件敷地に近づけても深度は深くなるため保守的な考慮とはいえないし，プレート間地震の不確かさの考慮として，被告が検討用地震の候補の一つとした鹿島灘で発生した地震の応答スペクトル比の傾向を踏まえ，平均的応力降下量も平均的値の６～７倍の値とする必要がある，複数のアスペリティの応力降下量を全て同じと想定するのは不合理であるなどと主張する。

しかし，ＳＭＧＡの位置については，その不確かさの考慮により，最大加速度は基本震源モデルの５９０ガルから６６２ガルに上がっていることから（認定事実３(3)イ（イ)），保守的な考慮がされていないとはいえない。

また，認定事実３(3)イ（イ）のとおり，被告は，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の基本震源モデルを用いて「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を行う際，想定した震源域において検討用地震と同じ発生様式の地震の観測記録が敷地で得られていることから，震源断層の北部と南部の領域のそれぞれについて選定した要素地震による経験的グリーン関数法を適用して，「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)」を地震動評価に反映したが，南部の領域に選定した要素地震は，鹿島灘付近で発生したプレート間地震であり，その地域特性は地震動評価に反映されているといえる。

また，認定事実３(3)イ（ア）のとおり，被告は，ＳＭＧＡの短周期レベルについて，レシピを用いるなどし，茨城県沖よりも短周期レベルが大きい傾向を示す宮城県沖・福島県沖を含めた全体の平均に相当する短周期レベルの値を設定して基本震源モデルを設定し，更に，同（イ）のとおり，宮城県沖や福島県沖で発生する地震の短周期レベルをもおおむねカバーできるよう，茨城県沖のＳＭＧＡを含む五つのＳＭＧＡについて，基本震源モデルの短周期レベルの設定値の１．５倍を不確かさとして考慮しており，その結果，この不確かさを考慮した短周期レベルは，複数の研究者が提案する東北地方太平洋沖地震のＳＭＧＡの短周期レベルを上回るものとなっている。

(3)　小括

以上の点を踏まえると，断層モデルを用いた手法による地震動評価における不確かさの考慮等に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

８　争点３－３（「震源を特定せず策定する地震動」）について

(1)　加藤ほか（２００４）について

原告らは，被告が加藤ほか（２００４）の知見を用いて作成した「加藤ほか（２０

０４）による応答スペクトル」を，震源を特定せず策定する地震動の候補として選定したことについて，加藤ほか（２００４）は，平成１６年以前の地震の観測記録に基づくもので，その後，これを超える地震はいくつも観測されていることを理由に基準地震動策定に用いるべきでないと主張する。

しかし，認定事実3(5)アのとおり，加藤ほか（２００４）が対象とした９地震のうち，日本国内のものである１９９７年３月鹿児島県北西部地震（Mw６．１），同年５月鹿児島県北西部地震（Mw６．０）及び１９９８年岩手県（内陸）北部地震（Mw５．９）の３地震は，いずれも平成２５年６月に制定された地震動審査ガイドが，「震源を特定せず策定する地震動」の策定に当たって収集対象の例として挙げる１６の地震（認定事実2(1)ウ（ウ）ｂ（ｆ）の別紙４）に含まれ，同１６の地震のうち，上記の３地震より大きな地震は，地震動審査ガイドが全国共通に考慮すべきとするMw６．５未満の地震ではない２００８年岩手・宮城内陸地震（Mw６．９）及び２０００年鳥取県西部地震（Mw６．６）並びに地盤情報が乏しく基盤地震動の算定が困難な２０１１年長野県北部地震（Mw６．２）しかなく（認定事実2(1)エ（ア），同3(5)イ），他方で，加藤ほか（２００４）が対象とした９地震には，１９６６Parkfield 及び１９８４Morgan Hill（いずれもMw６．２）のように２０１１年長野県北部地震と同規模の地震も含まれ，加藤ほか（２００４）が前提とする地震の規模が，地震動審査ガイドの想定する地震と比較して特に低いということはないことに照らすと，加藤ほか（２００４）を用いて検討することが不合理であるということはできない。

(2)　震源の規模が推定できない地震（Mw６．５以上）について

ア　地震動審査ガイドの例示する２地震について

認定事実3(5)イ（ア）のとおり，被告は，２００８年岩手・宮城内陸地震及び２０００年鳥取県西部地震のいずれにおいても，地質，地質構造，変動地形等の有無，火山の有無，地震地体構造，応力場などの点で本件発電所とは異なるとして，観測記録収集対象外としている。これに対して，原告らは，地域の特徴が大きく異なるとして地震観測記録を収集対象外とするのは，本件発電所の敷地周辺以外で発生した地震は

考慮しなくてよいという考え方につながるもので安全側の考え方ではないと主張する。

しかしながら，そもそも地震動審査ガイドは，認定事実2(1)ウ（ウ）のとおり，地震発生層内の断層幅の飽和に起因して，スケーリング則が遷移する（スケーリング則が不連続となる）地震規模がM_0＝７．５×１０^{18}Ｎｍ（Ｍｗ６．５）程度であるとの知見に基づき，この程度の規模より大きい内陸地殻内地震の地震は，地表に何らかの痕跡を残すとの考えから，全国共通に考慮すべき「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」（震源の位置も規模も推定できない地震（Ｍｗ６．５未満の地震））と「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」（震源の規模が推定できない地震（Ｍｗ６．５以上の地震））とを区別しているところ，上記２つの地震は，Ｍｗ６．５以上の地震であるから，地震動審査ガイド上は，「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し，地表付近に一部の痕跡が確認された地震」，すなわち，震源断層がほぼ地震発生層の厚さ全体に広がっているものの，地表地震断層としてその全容を表すまでには至っていない地震（震源の規模が推定できない地震）に当たる。そして，地震動審査ガイドⅠ．４．２．１[解説]⑵は，「活断層や地表地震断層の出現要因の可能性として，地域によって活断層の成熟度が異なること，上部に軟岩や火山岩，堆積層が厚く分布する場合や地質体の違い等の地域差があることが考えられることを踏まえ，観測記録収集対象の地震としては，以下の地震を個別に検討する必要がある。」として，「①孤立した長さの短い活断層による地震」「②活断層の密度が少なく活動度が低いと考えられる地域で発生した地震」「③上部に軟岩や火山岩，堆積層が厚く分布する地域で発生した地震」を挙げている。（認定事実2(1)ウ（ウ））

このように，地震動審査ガイドも，震源の規模が推定できない地震（Ｍｗ６．５以上）については，全国共通に考慮すべきとする震源の位置も規模も推定できない地震（Ｍｗ６．５未満）とは異なって，活断層や地質体などの地域差を考慮するとしているものと解されるところ，被告は，上記２つの地震について，その震源近傍の地質・

地質構造等を本件敷地の地質・地質構造等の調査結果と比較検討し，本件敷地と地域性が大きく異なることから収集対象外としたこと（認定事実3(5)イ（ア））に照らすと，上記２つの地震を収集対象外としたことは地震動審査ガイドを踏まえたものであるといえる。

イ　北海道胆振地震について

認定事実3(8)イのとおり，平成３０年９月６日に北海道胆振東部地震（Ｍｗ６．６，深さ約３７ｋｍ）が発生し，ＨＫＤ１２７（Ｋ－ＮＥＴ追分）において，南北成分１００４ガル，東西成分９０４ガル，上下成分１５９１ガルの３成分合成１７９６ガルという強い揺れが観測された。

原告らは，上記地震はＭｗ６．５以上であって，地震動審査ガイドによれば「地表付近に一部の痕跡が確認された地震」に該当するにもかかわらず，断層破壊領域が地震発生層の内部に留まっているから，地震動審査ガイドの内容に修正を迫るものである旨主張するが，上記アのとおり，地震動審査ガイドも，スケーリング則が遷移する（スケーリング則が不連続となる）地震規模がM_0＝７．５×１０^{18}Ｎｍ（Ｍｗ６．５）程度であるとの知見に基づきＭｗ６．５を一つの基準としていたにすぎず，原子力規制委員会の平成２５年３月２２日段階の「震源を特定せず策定する地震動」についての検討結果においても，Ｍｗ６．５相当以上の地震でも，地表で地震断層が認めにくい地震や地震規模に比べて著しく短い断層長しか特定できない地震が存在することを前提に，地域的な特徴を踏まえて，対象となる地震の検討が必要とされていたこと（認定事実2(1)ウ（ウ）ｃ），「震源を特定せず策定する地震動」の見直しの議論においても，「地表地震断層が出現しない可能性のある地震」は，現在の地震動審査ガイドの「Ｍｗ６．５未満」から推定誤差等を考慮して，「Ｍｗ６．５程度未満」と変更することとされている（同2(1)エ（ウ））にとどまることからすれば，Ｍｗ６．６の北海道胆振地震によって上記の考え方が根本的に誤っているなどということにはならないものと考えられる。そうすると，直ちに地震動審査ガイドが不合理であるということはできないし，また，北海道胆振東部地震を考慮していないことについて，看過

し難い過誤，欠落があるということもできない。

(3) 震源の位置も規模も推定できない地震（Ｍｗ６．５未満）について

ア 地震動審査ガイドの例示する地震について

原告らは，地震動審査ガイドは，少なくとも例示した１６地震については，十分な検討をすることを求めていると主張し，被告が，地震動審査ガイドが震源を特定せず策定する地震動策定に際して観測記録収集対象として例示する１４地震のうち，２０１１年茨城県北部地震，２０１３年栃木県北部地震，２０１１年和歌山県北部地震及び２０１１年長野県北部地震の観測記録について，今後の調査検討が必要であるとして収集対象とせず，また，留萌支庁南部地震を除く残り９地震は「加藤ほか（２００４）による応答スペクトル」を超えないとして収集対象としていないことが，地震動審査ガイドに反すると主張する。

しかし，地震動審査ガイドにおいて，１６地震が，「収集対象となる内陸地殻内地震の例」とされていること（認定事実2(1)ウ（ウ）ｂ）からも明らかなように，１６地震はあくまで例示であって，要件ではない。

また，２０１３年栃木県北部地震，２０１１年和歌山県北部地震，２０１１年茨城県北部地震及び２０１１年長野県北部地震の４地震については，認定事実2(1)エのとおり，精度の高い地盤モデルを作成するためには，物理モデルによるサイト特性評価に必要な数値解析手法の開発，数値解析に必要な地盤定数の測定，収集，モデルの更正に必要な観測記録の収集・分析の三つの作業が一体として求められるなど，技術的に容易なものではなく，電力事業者全体の取組みにもかかわらず，各観測地点の地盤物性の評価等に時間を要し，基盤地震動の評価に至っていない状況にあり，こうした状況を踏まえ，原子力規制委員会は，平成２９年１１月，「震源を特定せず策定する地震動」（Ｍｗ６．５未満の地震）についての検討チーム（特定せずの地震動検討チーム）を設け，同検討チームにより検討が進められ，その結果が「全国共通に考慮すべき『震源を特定せず策定する地震動』に関する検討報告書」として取りまとめられるに至っている。

以上のとおり，上記４地震については，基盤地震動の評価にまだ至っておらず，これに代替する地震動の策定方法の検討結果を踏まえた地震動審査ガイド等の改正が今後行われることが予定されている状況にあることに照らすと，上記４地震を収集記録の対象外としたことが看過し難い過誤，欠落であるということはできない。

また，地震動審査ガイドの例示するＭｗ６．５未満の１４地震のうち，上記４地震及び留萌支庁南部地震以外のものについては，被告において，加藤ほか（２００４）による応答スペクトルとの比較において本件敷地への影響が大きいとは判断されなかった（認定事実３(5)イ（イ））というのであり，敷地への影響をみて収集する記録を選別することが不合理とはいえず，敷地への影響に係る当該判断が誤りであることを認めるに足りる証拠はない。そうすると，これらの地震を収集記録の対象外としたことについて，看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

なお，原告らは，地震動審査ガイドはＭｗ６．５未満の地震は事前に分かっていない直下の断層で起こる可能性があるとしているから，Ｍｗ５．７の地震でしかない留萌支庁南部地震を超える地震が本件発電所の敷地直下の隠れた断層で発生する可能性を想定する必要があるのに，被告はそのような検討をしておらず，地震動審査ガイドに反する不十分なものであると主張する。しかし，地震動審査ガイドは，認定事実２(1)ウ（ウ）のとおり，「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を検討対象地震として適切に選定」（Ｉ．４．２．１(1)）することを求め，「震源の位置も規模も推定できない地震」については，「震源近傍において強震動が観測された地震を対象とする」（Ｉ．４．２．１〔解説〕(1)）ものとし，Ｍｗ５．０～６．２の１４地震を収集対象として例示しているのであるから（Ｉ．４．２．１〔解説〕(3)），必ずしもＭｗ６．５程度の地震の観測記録を収集対象としなければならないものではなく，地震動審査ガイド違反があるということはできない

したがって，被告において，地震動審査ガイドがＭｗ６．５未満の地震として例示する１４地震から留萌支庁南部地震以外の地震を収集対象の観測記録から除外したことについて，看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

イ　留萌支庁南部地震の評価

原告らは，被告が検討した留萌支庁南部地震についても，観測点が異なれば更に大きな地震動が観測された可能性が高いとして，少なくとも当該地震で発生した可能性のある最大の地震動程度は想定する必要があり，観測点でたまたま観測された地震動に若干上乗せする程度の不確かさの考慮では不十分であると主張する。

しかし，そもそも原告らの主張する，「当該地震で発生した可能性のある最大の地震動」の内容及びこれを考慮する手法が不明であることに加え，地震動審査ガイドは，認定事実2(1)ウ（ウ）のとおり，検討対象地震について，「地震時に得られた震源近傍における観測記録を適切かつ十分に収集していることを確認する」（Ⅰ．４．２．１(1)）こととして震源近傍の観測記録を用いることを前提としており，被告が，認定事実3(5)イ（イ）のとおり，留萌支庁南部地震の震源近傍（震央距離で８．６ｋｍ）のＨＫＤ０２０（Ｋ－ＮＥＴ港町）の地表の観測記録を用いて検討したことが不合理であるとはいえない（なお，認定事実2(1)エ（ウ）のとおり，検討チーム報告書においては，震央距離１０ｋｍ以内の記録のみを用いることが望ましいとしつつも，これに該当する記録数が少ないことから，震央距離３０ｋｍ以内で収集した観測記録を半径１０ｋｍ程度の震源近傍の領域内で観測されたものと想定して統計処理上のデータ数を確保するために，はぎとり波の応答スペクトルに震源距離補正を施すこと（震源距離補正）が議論されており，上記のとおり震央距離８．６ｋｍの留萌支庁南部地震の際のＨＫＤ０２０の観測記録を用いることは，上記の議論に照らしても不合理なものとはいえない。）。また，不確かさの考慮が不十分であると断ずるだけの具体的根拠もなく，留萌支庁南部地震の評価について，看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

(4)　地震動審査ガイドの見直しの議論について

原告らは，検討チーム報告書の提案する標準応答スペクトルが，非超過確率は９７．７％（平均＋２σ）のスペクトルに基づいて設定することとされていること（認定事実2(1)エ（エ））について，原発事故の被害の甚大性に鑑みれば，最低限，現に発生し

た地震動は全て完全に包絡した地震動を策定すべきとしつつも，少なくともこれまでの「震源を特定せず策定する地震動」は不十分であったことが明らかになったと主張する。

しかし，認定事実2(1)エ（エ）のとおり，原子力規制委員会は，原子力規制庁の報告を踏まえ，標準応答スペクトルと留萌支庁南部地震の応答スペクトルには大きな差はなく，これまでの留萌支庁南部地震を基にした基準地震動を用いた審査を否定するものではないという前提の下，今後の「震源を特定せず策定する地震動」の審査について，標準応答スペクトルによる評価のみで行うのか，標準応答スペクトルによる評価に加えて留萌支庁南部地震による評価を併せて求めるのかを協議し，双方の手法の違いの観点から後者の方法を選択するものとしている。

したがって，現在，導入に向けた検討が進められている標準応答スペクトルによる評価は，留萌支庁南部地震による評価と大きく異なるものとはされておらず，標準応答スペクトルの導入によって，留萌支庁南部地震による評価を用いた本件発電所の「震源を特定せず策定する地震動」の評価が直ちに不合理となるものとはいえないから，これと前提を異にする原告らの上記主張は採用することができない。

(5) 鉄道構造物との比較

原告らは，鉄道標準における「簡易な手法」による標準Ｌ２地震動（スペクトルⅡ）及び短周期成分の卓越したＬ２地震動を挙げて，本件発電所の「震源を特定せず策定する地震動」の評価が不十分である旨の主張をする。

確かに，鉄道標準における「簡易な手法」によるＬ２地震動は，当該敷地における詳細な調査ないし検討とは別に全国一律に考慮すべき地震動である点では，原子力発電所において採用されている「震源を特定せず策定する地震動」の評価手法と類似しているということができる。

しかし，認定事実2(4)アのとおり，鉄道標準におけるＬ２地震動は，活断層の調査及び対象地震の選定に基づき，震源となる活断層と建設地点を特定して設定する方法を原則とし，詳細な検討を必要としない例外的な場合（Ｍｗ７．０よりも大きな震源

域が近傍に確認される場合及び耐震設計上の基盤面より深い地盤の影響によって地震動の著しい増幅が想定される場合のいずれにも該当しない場合）に，簡易な手法により策定することが認められるものであり，この簡易な手法は，地点毎に個別に地震動を設定する作業量等を勘案し，簡易にＬ２地震動を設定可能な標準地震動を用意したものと説明されている。すなわち，鉄道構造物については，全国様々な場所で数多く設置されるものであり，一律に詳細な検討を求めることは経済合理性に反することから，詳細な検討が省略できる例外的な場合に，「簡易な手法」による評価で足りるものとされているといえる。

これに対し，原子力発電所は，限られた特定の地点に立地し，耐震設計上重要な機能を担う施設が安全確保の対象として明確であることなどから，敷地及びその周辺について，詳細な活断層等に関する各種調査を実施することが前提となっており，内陸地殻内地震については，その調査結果等を踏まえた「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と，調査を行っ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いい切れないことから，全ての敷地において共通的に考慮すべき地震動として「震源を特定せず策定する地震動」の双方を考慮することによって，敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動としての基準地震動が策定されるとの体系が採用されている（認定事実２(1)イ，同ウ）。

したがって，鉄道標準において，詳細な調査・検討に代わるものとして認められる「簡易な手法」によるＬ２地震動と，原子力発電所における，詳細な調査・検討を行う「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」とともに相補的に考慮される「震源を特定せず策定する地震動」は，その体系を大きく異にし，その一部のみを取り出して比較することが適切とはいえないから，鉄道標準と比較して「震源を特定せず策定する地震動」における地震観測記録の収集等を論難する原告らの主張を採用することはできない。

したがって，鉄道標準と比較をして本件発電所の「震源を特定せず策定する地震動」の評価が不十分であるとする原告らの主張は，採用することができない。

(6) 湾岸構造物との比較

原告らは，野津意見書（甲Ｄ１９４・３３～３５頁）を引用して，ＨＫＤ０２１（Ｋ－ＮＥＴ留萌）直下で求めた港湾施設技術基準のＭ６．５の直下地震の地震動と比較して被告による「震源を特定せず策定する地震動」の評価は不十分であると主張する。

しかし，そもそも，被告は，留萌支庁南部地震の検討に当たって，ＨＫＤ０２０（Ｋ－ＮＥＴ港町）の観測記録を使用しており（認定事実３(5)イ（イ)），ＨＫＤ０２１の観測記録を用いたことを前提とする上記野津意見書の見解は，その前提に誤りがある。

また，認定事実２(4)イのとおり，港湾施設技術基準においてレベル２地震動において想定する地震の一つであるＭ６．５の直下地震について，その地震動のレベルは，当該地点のサイト特性，特に短周期側のサイト増幅特性が大きければ，最大加速度が大きく異なることは証人野津も認めている（証人野津１０５頁）ところ，経験的サイト増幅特性は，短周期側で，ＨＫＤ０２１が約４０倍，ＨＫＤ０２０が約５０～６０倍となっており（認定事実２(4)イ），常陸那珂―Ｕの短周期側の増幅率が３～４倍程度と比べて大きく異なる。そうすると，港湾施設技術基準中のＭ６．５の直下地震の地震動は，そのレベルが評価地点のサイト増幅特性によって大きく異なるにもかかわらず，本件発電所付近とはサイト増幅特性が大きく異なるＨＫＤ０２１でこれを求めて，本件発電所における「震源を特定せず策定する地震動」と比較することは適切であるとはいえない。

したがって，ＨＫＤ０２１で求めた港湾施設技術基準中のＭ６．５の直下地震の地震動と比較して被告の「震源を特定せず策定する地震動」が不十分とする野津意見書は，その前提に誤りがある上，本件発電所付近とＨＫＤ０２１とではサイト増幅特性が大きく異なる点を看過したものであるといわざるを得ず，採用することができない。

(7) 小括

以上によれば，震源を特定せず策定する地震動の評価に係る新規制基準に不合理な点があるとは認められず，また，原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるとも認められない。

９　争点３（基準地震動の策定）についての総括

以上によれば，原子力規制委員会は，被告が策定した本件発電所の基準地震動が，設置許可基準規則４条及び同解釈別記２の規定に適合するものであると判断しているところ（認定事実３(7)），前記４ないし８において検討したとおり，基準地震動策定に係る新規制基準に不合理な点があるとは認められず，また，基準地震動策定に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるとも認められない。

第４　争点４（地震に対する安全確保対策（耐震安全性））について

１　認定事実４（耐震安全性に係る規制の内容等）

掲記の証拠及び弁論の全趣旨によれば，原子力発電所の耐震安全性に係る規制の内容等は，以下のとおり認められる。

(1)　新規制基準以前における耐震設計について

ア　本件発電所建設当時

（ア）昭和４５年安全設計審査指針

本件発電所の原子炉設置許可処分がされた昭和４７年当時，審査指針類の一つとされていた昭和４５年安全設計審査指針は，耐震設計について，地震による機能喪失や破損を起こした場合の安全上の影響を考慮し，重要度により適切に耐震設計上の区分がされ，それぞれの重要度に応じた適切な設計であることを要求していた（乙Ｂイ１０）。

（イ）本件発電所の建設当時の耐震設計

被告は，地震時又は地震後の放射線障害から公衆を保護するため，ＪＥＡＧ４６０１－１９７０等に基づき，以下に示す原則に従って本件発電所の耐震設計を行った（乙Ｃ２・８－１－(2)，(3)頁，弁論の全趣旨）。

①　建屋，構築物，機器・配管系は原則として剛構造にする。剛構造とは，建物・構築物及び機器・配管系が外力を受けた場合，外力の大きさ，建物・構築物及び機器・配管の構造，材質等に応じて曲がり，ねじれなどの変形を起こすが，この変形の程度

が小さいもの，すなわち変形を起こしにくい構造をいう。

② 地震に対する安全を確保するため，原子炉建屋のように重要な建屋，構築物は，直接岩盤（砂質泥岩から成る久米層）上に設置する。

③ 全ての建屋，構築物，機器・配管系は，地震に対する本件発電所の安全を考慮した重要度に応じて分類し（重要度順にA，B，Cの３クラス），それぞれの重要度に応じた耐震設計を行う。

④ 重要な建屋，構築物，機器・配管系は，基盤（標高－１７m）における最大加速度１８０ガルの地震動（認定事実１(1)参照）に対して動的解析によって設計する。この場合，設計地震力は，建築基準法に示された震度の３倍の震度から定まる静的地震力を下回らないようにする。（なお，地震力とは，地震動により建物・構築物及び機器・配管系に作用する力をいい，地震力には，基準地震動を用いた地震応答解析により求める動的地震力と，建物重量に係数を乗じて求める静的地震力がある。これらのうち，静的地震力は，耐震設計を簡便に行うために，本来は動的な交番荷重（周期的に大きさが正負に繰り返し作用する荷重）である地震力を，水平方向又は鉛直方向に作用する，時間が経過しても変化しない一定の力に置き換えたものである。）

⑤ 格納容器並びに制御棒及び制御棒駆動機構等に対しては，上記④の地震動の最大加速度１８０ガルの１．５倍に相当する２７０ガルの地震動（認定事実１(1)参照）に対して動的解析を行い格納容器の機能が保持され，かつ安全に原子炉の停止ができることを確認する。

原子炉安全専門審査会による本件発電所の原子炉設置許可申請の審査（前提事実２）においては，昭和４５年安全設計審査指針が参照され，本件発電所の耐震設計はこれに適合すると判断された（乙Ｃ１０，乙Ｃ１５・１０～１４頁，丙Ｃ７）。

イ 旧耐震設計審査指針当時

（ア）旧耐震設計審査指針の内容

旧耐震設計審査指針においては，「発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなけれ

ばならない」ことが基本方針とされ（認定事実１(2)），原子力発電所の耐震設計の基本方針として，「施設の重要度に応じて設計する」，「原子炉建屋は剛構造とする」，「原子炉建屋などの重要な施設は建築基準法で定める地震力の３倍とする」ものとした（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２２６頁）。なお，旧耐震設計審査指針における耐震設計上の重要度分類は，地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から，Ａ，Ｂ，Ｃの３クラスに分類し，更にＡクラスのうち特に重要な施設をＡｓクラスとするものであった（丙Ｄ１４・４４頁）。

そして，Ａクラスの施設は，設計用最強地震（基準地震動$Ｓ_1$）による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に耐えることが求められ，更に，Ａｓクラスの施設は，設計用限界地震（基準地震動$Ｓ_2$）による地震力に対してその安全機能が保持できることが求められていた（丙Ｄ７７・３頁）。

（イ）本件発電所のバックチェック後の耐震設計

被告は，平成７年２月，本件発電所について，旧耐震設計審査指針に対するバックチェックを行い，基準地震動$Ｓ_1$（最大加速度１８０ガル）及び$Ｓ_2$（最大加速度３８０ガル）を策定した（認定事実１(4)）。

その上で，被告は，耐震安全性の確認を，旧耐震設計審査指針の重要度分類等に基づき，地震に対して安全上重要となる建物・構築物及び機器・配管の各施設について行った。その際には，上記基準地震動を基に地震力を算出するとともに，各施設に作用する地震力を設定し，この地震力と運転時に作用する荷重等とを組み合わせた応力解析を行う等して，耐震安全性を確認し，その結果，本件発電所の安全上重要な施設について，旧耐震設計審査指針に照らして耐震安全性が確保されていることを確認した。（弁論の全趣旨）

ウ　新耐震設計審査指針当時

（ア）新耐震設計審査指針の内容（乙Ｂイ１）

新耐震設計審査指針は，基本方針として，「耐震設計上重要な施設は，敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中

に極めてまれではあるが発生する可能性があり，施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して，その安全機能が損なわれることがないように設計されなければならない。さらに，施設は，地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点からなされる耐震設計上の区分ごとに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられるように設計されなければならない。」としていた（認定事実１(6)）。

新耐震設計審査指針においては，基準地震動をS_1とS_2の２種類からＳｓへと一本化した（認定事実１(6)）ほか，耐震設計上の重要度分類についても，想定される基準地震動を上回る強さの地震動が発生する可能性を否定できないとして，「残余のリスク」を合理的に実行可能な限り小さくするという観点から一部改めることとされ，旧耐震設計審査指針におけるＡクラス全体がＡｓクラスと同等の扱いに格上げされ，これに伴い，旧耐震設計審査指針との混同を避けるためＡクラス全体の呼称がＳクラスへと変更された（乙Ｂイ１・２～４頁，丙Ｄ１４・４４，４５頁）。

さらに，新耐震設計審査指針においては，弾性設計用地震動Ｓｄが新たに加えられ，Ｓクラスの各施設は，基準地震動Ｓｓによる地震力に対してその安全機能が保持できることに加え，弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に耐えることが要求されることとなった（乙Ｂイ１・７頁，丙Ｄ１４・４７頁）。耐震設計の考え方においては，基準地震動Ｓｓによる地震力に対して，耐震安全上重要な施設の安全機能が保持されることが基本であり，この基準地震動Ｓｓに対する施設の安全機能の保持をより高い精度で確認するため，工学的な観点から基準地震動Ｓｓと密接に関連付けられる弾性設計用地震動Ｓｄが併せて設定されることとなった。上記の「地震力に耐える」とは，ある地震力に対し施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされるということを意味する。この弾性設計用地震動Ｓｄは，施設若しくはその構成単位ごとに安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率を考慮して，工学的判断から求められる係数を基準地震動Ｓｓに乗じて設定されるが，弾性設計用地震動Ｓｄと基準地震動Ｓｓの応答スペクトル比率（Ｓｄ／Ｓｓ）は，弾

性設計用地震動Ｓｄに求められる性格上，ある程度以上の大きさであるべきであり，目安として０．５を下回らないような値で求めることが望ましいとされる。弾性設計用地震動を用いるのは，施設が全体的にこれによる地震力に対しておおむね弾性限界状態に留まることを把握することによって，基準地震動Ｓｓによる地震力に対する施設の安全機能保持の把握を確実なものとするためであり，これは旧耐震設計審査指針における基準地震動S_1が耐震設計上果たしてきた役割の一部を担うものとされている。（乙Ｂイ１・９，１０頁）

（イ）本件発電所のバックチェック後の耐震設計

被告は，新耐震設計審査指針のバックチェックにおいて，以下の方針により本件発電所の耐震安全性を評価した（甲Ｄ７６・２７～４０頁）。

ａ　建物・構築物の耐震安全性の評価

被告は，建物・構築物の耐震安全性評価に当たり，原子炉建屋を評価対象施設として，地震応答解析モデルを構築し，基準地震動S_sを用いて地震応答解析を行い，耐震壁の最大応答せん断ひずみがＪＥＡＣ４６０１－２００８（丙Ｂア２９・１１２頁）で規定されている評価基準値（２．０×10^{-3}）を超えないことを確認した。

原子力安全・保安院も，上記耐震安全性評価を妥当なものと判断し，基準地震動Ｓｓに対して原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと判断した。

ｂ　機器・配管系の耐震安全性の評価

被告は，機器・配管系の耐震安全性の評価に当たり，Ｓクラスの施設のうち７設備（圧力容器，格納容器，制御棒等）を評価対象施設として，基準地震動S_sによる地震力と地震以外の荷重を組み合わせた構造強度評価を実施し，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４等に定める評価基準値を超えないことを確認するとともに，制御棒について，基準地震動Ｓｓによる燃料集合体の相対変位を求め，試験により挿入性が確認された相対変位（約８０ｍｍ）以下であることを確認した。

原子力安全・保安院も，上記耐震安全性評価を妥当なものと判断し，基準地震動Ｓｓに対して機器・配管系の主要な設備の耐震安全性は確保されているものと判断し

た。

(2) 新規制基準における耐震設計規制（原子炉設置（変更）許可段階）

ア 設計基準対象施設について（甲ＢＡ５，丙ＢＡ９）

（ア）意義

「設計基準対象施設」とは，発電用原子炉施設のうち，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し，又はこれらの拡大を防止するために必要となるものをいう（設置許可基準規則２条２項７号）。

（イ）弾性設計

設計基準対象施設は，地震力に十分に耐えることができるものでなければならない（設置許可基準規則４条１項，認定事実２(1)ア）。

設置許可基準規則４条１項にいう「地震力に十分に耐える」とは，ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいう。この場合，上記の「弾性範囲の設計」とは，施設を弾性体とみなして応力解析を行い，施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいう。また，この場合，上記の「許容限界」とは，必ずしも厳密な弾性限界ではなく，局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ることをいう。（設置許可基準規則解釈別記２・１項）

「弾性範囲」とは，物体が外部から力を受けた場合に，その外力の大きさが一定の範囲であれば，その大きさに比例した変形（歪み）が一時的に生じるものの，外力が消滅すれば元の形状に戻り，歪みが残らない範囲のことをいい，逆に，元の形状に戻らなくなる範囲を「塑性域」という。例えば，構造材の一つである鉄筋を両側から引っ張ったとき，①ある程度の応力までは変形せず弾性域に留まるが，②更に応力がかかり降伏点（Ｓｙ）を超えると弾性範囲に留まらず塑性域に入る。そして，③更に大きい応力が加われば徐々に変形が進み，④最大応力値（Ｓｕ）に達し，最終的に破断する。建物・構築物は，地震時にも機器・配管を支える役割（支持機能）を担っており，弾性設計に用いる地震力に対し鉄筋又は鉄骨が①の弾性範囲に留まるように設計

することで，より大きい地震力に対しても構築物に求められる支持機能が維持される。（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２７５，２７６頁）

（ウ）耐震重要度分類

設置許可基準規則４条２項に規定する「地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度」とは，地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から，各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）をいう。設計基準対象施設は，耐震重要度に応じて，以下のクラス（以下「耐震重要度分類」という。）に分類するものとする。（設置許可基準規則解釈別記２・２項）

ａ　Ｓクラス（同１号）

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

・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系

・使用済燃料を貯蔵するための施設

・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設

・原子炉停止後，炉心から崩壊熱を除去するための施設

・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後，炉心から崩壊熱を除去するための施設

・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に，圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設

・放射性物質の放出を伴うような事故の際に，その外部放散を抑制するための施設であり，上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設

・津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）及び浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）

・敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。）

b　Bクラス（同2号）

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

・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて，一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設

・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし，内蔵量が少ない又は貯蔵方式により，その破損により公衆に与える放射線の影響が実用炉規則2条2項6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）

・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で，その破損により，公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設

・使用済燃料を冷却するための施設

・放射性物質の放出を伴うような場合に，その外部放散を抑制するための施設で，Sクラスに属さない施設

c　Cクラス（同3号）

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

（エ）耐震重要度に応じた耐震設計

設置許可基準規則4条1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために，耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては，

以下の方針によること（設置許可基準規則解釈別記２・３項）。

a　Ｓクラス（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）（同１号）

・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。

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

・機器・配管系については，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と，弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して，応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。なお，「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については，地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

b　Ｂクラス（同２号）

・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。また，共振のおそれのある施設については，その影響についての検討を行うこと。その場合，検討に用いる地震動は，弾性設計用地震動に２分の１を乗じたものとすること。

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

・機器・配管系については，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ，その結果発生する応力に対して，応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

c　Cクラス（同３号）

・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。

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

・機器・配管系については，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ，その結果発生する応力に対して，応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

（オ）地震力の算定

設置許可基準規則４条２項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては，以下に示す方法によること。（設置許可基準規則解釈別記２・４項）

a　弾性設計用地震動による地震力（同１号）

・弾性設計用地震動は，基準地震動との応答スペクトルの比率の値が，目安として０．５を下回らないような値で，工学的判断に基づいて設定すること。

・弾性設計用地震動による地震力は，水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお，建物・構築物と地盤との相互作用，埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について，必要に応じて考慮すること。

・地震力の算定に当たっては，地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮の上，適切な解析法を選定するとともに，十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。

・地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については，解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに，必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また，敷地における観測記録に基づくとともに，最新の科学的・技術的知見を踏まえて，その妥当性が示されていること。

b　静的地震力（同２号）

① 建物・構築物

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

Sクラス 3．0

Bクラス 1．5

Cクラス 1．0

ここで，地震層せん断力係数C_iは，標準せん断力係数Coを0．2以上とし，建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とすること。

・また，建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることの確認が必要であり，必要保有水平耐力の算定においては，地震層せん断力係数C_iに乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は，耐重要度分類の各クラスともに1．0とし，その際に用いる標準せん断力係数Coは1．0以上とすること。この際，施設の重要度に応じた妥当な安全余裕を有していること。

・Sクラスの施設については，水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとすること。鉛直地震力は，震度0．3以上を基準とし，建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定すること。ただし，鉛直震度は高さ方向に一定とすること。

② 機器・配管系

・耐震重要度分類の各クラスの地震力は，上記①に示す地震層せん断力係数C_iに施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし，当該水平震度及び上記①の鉛直震度をそれぞれ20％増しとした震度より求めること。

・なお，水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用させること。ただし，鉛直震度は高さ方向に一定とすること。

なお，上記①及び②において標準せん断力係数Co等を0．2以上としたことについては，発電用原子炉設置者に対し，個別の建物・構築物，機器・配管系の設計において，それぞれの重要度を適切に評価し，それぞれに対し適切な値を用いることによ

り，耐震性の高い施設の建設等を促すことを目的としている。耐震性向上の観点からどの施設に対してどの程度の割増し係数を用いれば良いかについては，設計又は建設に関わる者が一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定すること。

イ　耐震重要施設について（甲Ｂア５，丙Ｂア９）

（ア）意義

「耐震重要施設」とは，設計基準対象施設のうち，地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいものをいう（設置許可基準規則３条１項）。

（イ）安全機能維持設計

耐震重要施設は，基準地震動による地震力（その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない（設置許可基準規則４条３項）。

設置許可基準規則４条３項にいう「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために，基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては，以下の方針によることが要求される（設置許可基準規則解釈別記２・６項。なお，弾性設計と機能維持設計の考え方については，別紙１２のとおりに整理できる。）。

ａ　耐震重要施設のうち，後記ｂ以外のもの

・基準地震動による地震力に対して，その安全機能が保持できること。

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

・機器・配管系については，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び事故時に

生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して，その施設に要求される機能を保持すること。なお，上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また，動的機器等については，基準地震動による応答に対して，その設備に要求される機能を保持すること。具体的には，実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお，上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については，地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

b　津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

・基準地震動による地震力に対して，それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能，浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）が保持できること。

・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は，常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して，当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに，その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）を保持すること。

・浸水防止設備及び津波監視設備は，常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して，その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。

・これらの荷重組合せに関しては，地震と津波が同時に作用する可能性について検討し，必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮するこ

と。

なお，上記の「終局耐力」とは，構造物に対する荷重を漸次増大した際，構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え，この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。

また，耐震重要施設が，耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって，その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては，敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて，事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに，耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。

なお，上記の「耐震重要施設が，耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって，その安全機能を損なわない」とは，少なくとも次に示す事項について，耐震重要施設の安全機能への影響が無いことを確認すること。

・設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響

・耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響

・建屋内における下位のクラスの施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

・建屋外における下位のクラスの施設の損傷，転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

ウ　重大事故等対処施設について（甲Ｂア５，丙Ｂア９）

（ア）意義

重大事故等対処施設とは，重大事故等に対処するための機能を有する施設をいう（設置許可基準規則２条２項１１号）。

（イ）地震による損傷の防止

a　重大事故等対処施設は，次に掲げる施設の区分に応じ，それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない（設置許可基準規則３９条１項）。

（a）常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事

故等対処施設を除く。）（同項１号）

基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

（ｂ）常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）（同項２号）

設置許可基準規則４条２項により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。

ｂ　設置許可基準規則３９条の適用に当たっては，同解釈別記２に準ずるものとする（同解釈第３９条１項）

設置許可基準規則３９条１項２号に規定する「第４条第２項の規定により算定する地震力」とは，設置許可基準規則解釈別記２・２項から４項までにおいて，代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。

(3)　地震動審査ガイド（Ⅱ．耐震設計方針）

新規制基準において，原子炉設置（変更）許可申請の審査に用いられる内規である地震動審査ガイドのうち，「Ⅱ．耐震設計方針」の部分の内容は，以下のとおりである（甲Ｂア７，甲Ｄ１７，乙Ｂア５１）。

ア　目的（１．１）

地震動審査ガイドのうち，「Ⅱ．耐震設計方針」の部分は，発電用軽水型原子炉施設の設置許可段階の耐震設計方針に関わる審査において，審査官等が設置許可基準規則及び同解釈の趣旨を十分踏まえ，耐震設計方針の妥当性を厳格に確認するために活用することを目的とするものであり，耐震設計方針に係る審査は，主に，基本方針，耐震重要度分類，弾性設計用地震動，地震力の算定法，荷重の組合せと許容限界，設計における留意事項に関する方針や考え方の妥当性を確認するものとされる。

イ　基本方針（２．）

（ア）基本方針の概要（２．１）

原子炉施設の耐震設計の基本方針については，『耐震重要施設（設計基準対象施設のうち，地震の発生によって生ずるおそれがある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの。）は，その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。』である。この基本方針に関して，設置許可に係る審査において，以下の要求事項を満たした設計方針であることを確認する。

・原子炉施設の耐震重要度分類を，地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失及びそれに続く公衆への放射線による影響を防止する観点から，Ｓクラス，Ｂクラス及びＣクラスに分類し，それぞれ重要度のクラスに応じた耐震設計を行うこと。

・Ｓクラスの各施設は，基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できること。また，弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。

・Ｂクラスの各施設は，静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。また，共振のおそれのある施設については，その影響についての検討を行うこと。

・Ｃクラスの各施設は，静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。

・上記において，耐震重要施設が，下位のクラスに属するものの波及的影響によって，その安全機能を損なわないように設計すること。

（イ）審査範囲及び事項（２．２）

設置許可に係る審査においては，基本設計段階における審査として，主に，耐震重要度分類，弾性設計用地震動の妥当性について確認する。地震力の算定法，荷重の組合せと許容限界，設計における留意事項については，方針，考え方を確認し，その詳細を後段規制（工事計画認可）において確認することとする。それぞれの審査事項ご

との審査内容は以下のとおりである。

a　耐震重要度分類（２．２(1)）

・重要な安全機能を有する施設はＳクラス，これと比べて影響が小さいものはＢクラス，これら以外の一般産業施設，公共施設と同等の安全性が要求される施設はＣクラスと適切に分類されていることを確認する。

b　弾性設計用地震動（同(2)）

・弾性設計用地震動が，「地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐える」ように工学的判断に基づいて設定されていることを確認する。また，具体的な設定値及び設定根拠を確認する。

c　地震力の算定法（同(3)）

・基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は，地震応答解析を行って水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定することを確認する。

・建物・構築物の水平方向静的地震力は，地震層せん断力係数に施設の重要度分類に応じた係数を乗じ，さらに当該層以上の重量を乗じて算定する方針であることを確認する。また，水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとすることを確認する。機器・配管系の静的地震力はこれらの水平震度及び鉛直震度をそれぞれ２０％増しとした震度より求めることを確認する。

d　荷重の組合せと許容限界（同(4)）

・建物・構築物，機器・配管系の各々について，耐震重要度分類毎に地震と組み合わせるべき荷重及び対応する許容限界についての考え方が適切であることを確認する。

e　設計における留意事項（同(5)）

・耐震重要施設が下位のクラスに属するものの波及的影響によって，その安全機能を損なわない設計となっていることを確認する。

ウ　耐震重要度分類（３.）

耐震重要度分類の定義が下記を踏まえ妥当であることを確認する。また，施設の具

体的な耐震重要度分類の妥当性について確認する。

（ア）Ｓクラスの施設（３．１）

・地震により発生する可能性のある事象に対して，原子炉を停止し，炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設

・自ら放射性物質を内蔵している施設

・当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設

・これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し，環境への放射線による影響を軽減するために必要な機能を持つ施設

・これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設

・地震に伴って発生する可能性のある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設

（イ）Ｂクラスの施設（３．２）

・安全機能を有する施設のうち，機能喪失した場合の影響がＳクラスと比べ小さい施設

（ウ）Ｃクラスの施設（３．３）

・Ｓクラス施設及びＢクラス施設以外の一般産業施設，公共施設と同等の安全性が要求される施設

エ　弾性設計用地震動（４.）

弾性設計用地震動の策定方針が下記を踏まえ妥当であることを確認する。なお，基準地震動については，地震動審査ガイドの「Ｉ．基準地震動」（認定事実２(1)ウ参照）にて妥当性を確認する。

・弾性設計用地震動の具体的な設定値及び設定根拠。

・弾性設計用地震動は，基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として０．５を下回らないような値で工学的判断に基づいて設定すること（新耐震設計審査指針（「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」認定事実１(6)参照）における弾性設計用地震動Ｓｄの規定と同様)。

オ　地震力の算定法（５.）

動的地震力及び静的地震力の各々の算定方針が，下記を踏まえ妥当であることを確認する。

（ア）地震応答解析による地震力（５．１）

ａ　基準地震動による地震力（５．１．１）

・基準地震動による地震力は，基準地震動を用いて水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお，建物・構築物と地盤との相互作用，埋込み効果及び周辺地盤の非線形について必要に応じて考慮すること。

ｂ　弾性設計用地震動による地震力（５．１．２）

・弾性設計用地震動による地震力は，弾性設計用地震動を用いて水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお，建物・構築物と地盤との相互作用，埋込み効果及び周辺地盤の非線形について必要に応じて考慮すること。

・Ｂクラス施設について，「共振のおそれのある施設については，その影響についての検討を行うこと」の検討に用いる地震動は，弾性設計用地震動に２分の１を乗じたものとすること。

ｃ　地震応答解析（５．１．３）

基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力の算定

・対象とする施設の形状，構造特性等（建屋の床柔性，クレーン類の上下特性等）を考慮したモデル化すること。

・地震応答解析手法の適用性，適用限界等を考慮の上，適切な解析法を選定するとともに，十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。

・建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については，解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに，必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また，敷地における観測記録に基づくとともに，

最新の科学的・技術的知見を踏まえて，その妥当性が示されていること。

（イ）静的地震力（５．２）

ａ　建物・構築物（５．２．１）

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

Ｓクラス ３．０，Ｂクラス １．５，Ｃクラス １．０

・建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認すること。

・Ｓクラスの施設については，水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとすること。

ｂ　機器・配管系（５．２．２）

・各耐震クラスの地震力は，上記ａ（５．２．１）に示す地震層せん断力係数に施設の重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし，当該水平震度及び上記ａ（５．２．１）の鉛直震度をそれぞれ２０％増しとした震度より求めること。

・水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用すること。

カ　荷重の組合せと許容限界（６．）

荷重の組合せと許容限界の考え方が，下記を踏まえ妥当であることを確認する。なお，本項記載の荷重の組合せと許容限界の規定以外の場合であっても，その妥当性が試験等により確認されていれば，これらの適用を妨げない。

（ア）建物・構築物（６．１）

ａ　Ｓクラスの建物・構築物（６．１．１）

（ａ）基準地震動との組合せと許容限界（６．１．１(1)）

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

（b）弾性設計用地震動との組合せと許容限界（同(2)）

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

b　Bクラスの建物・構築物（6．1．2）

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

c　Cクラスの建物・構築物（6．1．3）

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

（イ）機器・配管系（6．2）

a　Sクラスの機器・配管系（6．2．1）

（a）基準地震動との組合せと許容限界（6．2．1(1)）

・通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して，その施設に要求される機能を保持すること。

・上記により求まる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が微少なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないこと。

・動的機能等については，基準地震動による応答に対して，その設備に要求される機能を保持すること。具体的には，実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

（b）弾性設計用地震動との組合せと許容限界（同(2)）

・通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と，

弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して，応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

b　Bクラスの機器・配管系（6．2．2）

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

c　Cクラスの機器・配管系（6．2．3）

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

キ　設計における留意事項（7.）

波及的影響に係る設計方針が下記を踏まえ妥当であることを確認する。

耐震重要施設が，下位のクラスに属するものの波及的影響によって，その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては，敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて，事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに，耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。（7．1）

少なくとも，次に示す事項について，耐震重要施設の安全機能への影響が無いことを確認すること。

・設置地盤，地震応答性状の相違等に起因する相対変位，不等沈下による影響

・耐震重要施設と下位クラスの施設との接続部における相互影響

・建屋内における下位クラスの施設の損傷，転倒，落下等による耐震重要施設への影響

・建屋外における下位クラスの施設の損傷，転倒，落下等による耐震重要施設への影響

(4)　新規制基準における耐震設計規制（工事計画認可段階）

ア　原子炉等規制法の定め

原子炉等規制法４３条の３の９第１項本文は，「発電用原子炉施設の設置又は変更の工事（中略）をしようとする発電用原子炉設置者は，原子力規制委員会規則で定め

るところにより，当該工事に着手する前に，その設計及び工事の方法その他の工事の計画（中略）について原子力規制委員会の認可を受けなければならない。」とし，同第３項は，「原子力規制委員会は，前２項の認可の申請が次の各号のいずれにも適合していると認めるときは，前２項の認可をしなければならない。」とし，同項２号において，「発電用原子炉施設が第４３条の３の１４の技術上の基準に適合するものであること。」と規定している。

これを受けて，原子力規制委員会は，原子炉等規制法４３条の３の１４にいう「技術上の基準」として，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））を制定し，その解釈（丙ＢアⅠ０）を示している。

イ　設計基準対象施設について

技術基準規則５条１項は，「設計基準対象施設は，これに作用する地震力（設置許可基準規則第４条第２項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。」と規定し，同解釈５条１項は，「第１項の規定は，設置許可基準規則第４条第１項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき，設計基準対象施設が，設置許可基準規則第４条第２項の地震力に対し，施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。」と規定している（丙ＢアⅠ０）。

ウ　耐震重要施設について

技術基準規則５条２項は，「耐震重要施設（設置許可基準規則第３条第１項に規定する耐震重要施設をいう。）は，基準地震動による地震力（設置許可基準規則第４条第３項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。」と規定し，同解釈５条２項は，「第２項の規定は，設置許可基準規則第４条第３項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき，耐震重要施設が，設置許可基準規則第４条第３項の基準地震動による地震力に対し，施設の機能を維持していること又は構造強度を確保して

いることをいう。」と規定している（丙Ｂア１０）。

エ　重大事故等対処施設について

ａ　重大事故等対処施設は，次に掲げる施設の区分に応じ，それぞれ次に定めるところにより施設しなければならない（技術基準規則５０条１項）。

（ａ）常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）（１号）

基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。

（ｂ）常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）（２号）

設置許可基準規則４条２項の規定により算定する地震力に十分に耐えること。

ｂ　技術基準規則５０条の適用に当たっては，５条の解釈に準ずるものとする（技術基準規則解釈５０条１項）。（丙Ｂア１０）

技術基準規則５０条１項２号に規定する設置許可基準規則４条２項の規定により算定する地震力とは，同規則解釈第３９条２項の地震力とする（技術基準規則解釈５０条２項）。（丙Ｂア１０）

(5)　工認審査ガイド（丙Ｂア２０）

ア　総論

原子力規制委員会は，平成２５年６月１９日，発電用軽水型原子炉施設の工事計画認可に係る耐震設計に関わる審査に用いる内規として，「耐震設計に係る工認審査ガイド」（以下「工認審査ガイド」という。丙Ｂア２０（ただし，平成２９年１１月１５日改正後のもの））を制定した。

工認審査ガイドは，発電用軽水型原子炉施設の工事計画認可に係る耐震設計に関わる審査において，審査官等が，設置許可基準規則，同解釈，技術基準規則及び同解釈（以下「規制基準」と総称する。）の趣旨を十分踏まえ，耐震設計の妥当性を厳格に確認するために活用することを目的とするものである（１．１）。

また，工認審査ガイドは，同ガイド作成時点で適用実績のある耐震設計に関わる規格及び基準の規定，並びに既往の研究成果等（以下「規格及び基準等」という。）について適用可能なものを示しているが，耐震設計に関わる新たな規格及び基準等並びに新たな知見に常に注視し，審査においてそれらを必要に応じて速やかに考慮することとしている。（１．３⑥）

工認審査ガイドは，適用実績のある耐震設計に関連した規格及び基準等として，「原子力発電所耐震設計技術指針ＪＥＡＧ４６０１－１９８７」（ＪＥＡＧ４６０１－１９８７），「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編ＪＥＡＧ４６０１・補－１９８４」（ＪＥＡＧ４６０１－１９８４）及び「原子力発電所耐震設計技術指針ＪＥＡＧ４６０１－１９９１ 追補版」（ＪＥＡＧ４６０１－１９９１）（工認審査ガイドは以上の３つの指針をＪＥＡＧ４６０１と総称している。）のほか，以下のもの等を挙げる。（同⑦，⑧）

・建築基準法・同施行令

・鋼構造設計規準－許容応力度設計法－（一般社団法人日本建築学会，２００５年改定）（以下「鋼構造設計規準」という。）

・発電用原子力設備規格　設計・建設規格（一般社団法人日本機械学会，２００５年版，２００７年追補版）（設計・建設規格（２００７））

イ　共通基本事項（２.）

工認審査ガイドは，建物・構築物，機器・配管系，土木構造物並びに津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備に係る総括的な確認内容について大要以下のとおり規定する。

（ア）耐震設計の基本方針（２．１）

【確認内容】

耐震設計の基本方針については以下を確認する。

耐震設計を実施するに当たって，ＪＥＡＧ４６０１，設計・建設規格（２００７）等を適用する場合は，旧耐震設計審査指針によるＡs クラスを含むＡクラスの施設を

Ｓクラスの施設と，旧耐震設計審査指針による基準地震動Ｓ$_2$，Ｓ$_1$をそれぞれ基準地震動Ｓｓ，弾性設計用地震動Ｓｄと読み替え，規制基準の要求事項に留意して用いていること。（確認内容(1)）

（イ）耐震設計上の重要度分類（２．２）

【確認内容】

耐震設計上の重要度分類については以下を確認する。

ａ　施設の耐震設計上の重要度分類は，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に，旧耐震設計審査指針によるAs クラスを含むAクラスの施設をＳクラスの施設と読み替え，規制基準の要求事項に留意して用いていること。例えば，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備については，地震により発生する可能性のある当該機能の喪失による安全機能への影響の観点から，Ｓクラスとしていること。

ｂ　施設を構成する設備は，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に，主要設備，補助設備，直接支持構造物，間接支持構造物，波及的影響を検討すべき設備に区分していること，また，設備の区分ごとに，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に，旧耐震設計審査指針によるAs クラスを含むAクラスの施設をＳクラスの施設と読み替え，規制基準の要求事項に留意して，耐震設計上の重要度分類を適用していること。

（ウ）設計用地震力の算定（２．３）

【確認内容】

施設の耐震設計に用いる地震力（以下「設計用地震力」という。）の算定については以下を確認する。

ａ　各耐震クラスの施設のうち，主要設備，補助設備及び直接支持構造物に適用する設計用地震力の算定は，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に行っていること。

なお，水平方向の動的地震力の算定に係るＪＥＡＧ４６０１の規定については，旧耐震設計審査指針による基準地震動Ｓ$_2$，Ｓ$_1$をそれぞれ基準地震動Ｓｓ，弾性設計用地震動Ｓｄと読み替え，規制基準の要求事項に留意して準用していること。

また，鉛直方向の動的地震力の算定については，既往の研究等において試験，解析等により妥当性が確認されている手法，設定等を，適用条件，適用範囲に留意して用いていること。

b　間接支持構造物，波及的影響を検討すべき設備については，それぞれに関連する主要設備，補助設備又は直接支持構造物の耐震設計に適用する地震動による地震力に対して安全上支障が無いことを確認していること。特にＳクラスの設備に係る間接支持構造物，波及的影響を検討すべき設備に適用する地震動は，ＪＥＡＧ４６０１の規定について基本的に旧耐震設計審査指針による基準地震動S_2，S_1の双方を基準地震動Ｓｓと読み替え，規制基準の要求事項に留意して準用していること。

c　基準地震動Ｓｓによる地震力及び弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力については，水平２方向及び鉛直方向について適切に算定していることとしているが，施設の構造，応答性状に応じた応答解析手法，解析条件を考慮して非安全側にならない組合せを用いて算定していること。なお，上記ｂのＳクラスの設備に係る間接支持構造物，波及的影響を検討すべき設備及び共振のおそれのあるＢクラスの施設についても，検討に用いる地震力において，基準地震動Ｓｓ又は弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力の算定の考え方に準じて適切に実施していること。

ウ　機器・配管系に関する事項（４.）

工認審査ガイドは，機器・配管系に関する事項について，以下のとおり規定する。

（ア）使用材料及び材料定数（４．１）

【審査における確認事項】

使用材料及び材料定数については以下を確認する。

a　機器・配管系の地震応答解析及び構造設計においては，安全上適切と認められる規格及び基準等に基づく材料及び材料定数を使用していること。

b　地震応答解析に用いる材料定数は，地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮していること。

【確認内容】

使用材料及び材料定数については以下を確認する。

「安全上適切と認められる規格及び基準等」として，適用可能な規格及び基準等は，ＪＥＡＧ４６０１，設計・建設規格（２００７）が挙げられる。

（イ）荷重及び荷重の組合せ（４．２）

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては，施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

ａ　地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１，設計・建設規格（２００７）を参考に，運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

ｂ　荷重の組合せ

Ｓクラスの機器・配管系について，基準地震動Ｓｓによる地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際及び弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に，地震力と上記ａの荷重とを組み合わせていること。

（ウ）許容限界（４．３）

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては，安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。

【確認内容】

許容限界については以下を確認する。

「安全上適切と認められる規格及び基準等」として，適用可能な規格及び基準等は，

ＪＥＡＧ４６０１，設計・建設規格（２００７）が挙げられる。

（エ）地震応答解析（４．４）

ａ　地震応答解析手法及び地震応答解析モデル（４．４．１）

【審査における確認事項】

機器・配管系の地震応答解析においては，適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。

【確認内容】

地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。

（ａ）地震応答解析手法

地震応答解析手法は，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に設定していること。

（ｂ）地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル

①　地盤・建物部分の地震応答解析モデル

地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち，地盤・建物部分の地震応答解析モデルは，「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。

②　機器・配管系部分の地震応答解析モデル

ａ）　地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は，地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化していること。

ｂ）　地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち，機器・配管系部分の水平方向の地震応答解析モデルは，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に設定していること。また，機器・配管系部分のモデル化に当たっては変形特性に応じて構成部材ごとに曲げ，せん断，ねじり及び軸力に対する剛性を考慮していること。

ｃ）　地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち，機器・配管系部分の鉛直方向の地震応答解析モデルは，規制基準の要求事項に留意して，水平

方向の地震応答解析モデルの設定に係るＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に，機器・配管系の振動特性に応じた代表的な振動モードが表現でき，応力評価等に必要な地震荷重を算定できるものを設定していること。また，機器・配管系部分のモデル化に当たっては変形特性に応じて構成部材ごとに曲げ，せん断，ねじり及び軸力に対する剛性を考慮していること。

（ｃ）その他の機器及び配管系の地震応答解析モデル

①　その他の機器

ａ）　その他の機器単体（機器－配管系の連成系を含む）の水平方向の地震応答解析モデルは，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に，設定していること。また，機器のモデル化に当たっては変形特性に応じて構成部材ごとに曲げ，せん断，ねじり及び軸力に対する剛性を考慮していること。

ｂ）　その他の機器単体（機器－配管系の連成系を含む）の鉛直方向の地震応答解析モデルは，規制基準の要求事項に留意して，水平方向の地震応答解析モデルの設定に係るＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に，機器の振動特性に応じた代表的な振動モードが表現でき，応力評価等に必要な地震荷重を算定できるものを設定していること。また，機器のモデル化に当たっては変形特性に応じて構成部材ごとに曲げ，せん断，ねじり及び軸力に対する剛性を考慮していること。

②　その他の配管系

その他の配管系の水平方向及び鉛直方向の地震応答解析モデルは，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に設定していること。

（ｄ）機器・配管系の地震応答解析モデルの諸定数

①　機器・配管系の地震応答解析モデルの材料定数は，「4. 機器・配管系に関する事項 4.1 使用材料及び材料定数」によること。

②　機器・配管系の水平方向の減衰定数は，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に設定していること。既往の研究等において試験等により妥当性が確認されている設定等を用いる場合は，適用条件，適用範囲に留意する。

③　機器・配管系の鉛直方向の減衰定数は，規制基準の要求事項に留意して，水平方向の減衰定数の設定に係るＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に設定していること。既往の研究等において試験等により妥当性が確認されている設定等を用いる場合は，適用条件，適用範囲に留意する。

b　入力地震力（４．４．２）

【審査における確認事項】

機器・配管系の地震応答解析モデルへの入力地震力は，地震応答解析の使用目的を考慮し，「3. 建物・構築物に関する事項 3.1 使用材料及び材料定数，3.4 地震応答解析」に基づき適切に算定していることを確認する。

【確認内容】

入力地震力については以下を確認する。

（ａ）地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析

「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」及び「同章 3.4.2 入力地震動」に基づき，入力地震力を算定していること。

（ｂ）機器・配管系単体の地震応答解析

①　スペクトルモーダル解析を用いる場合は，機器・配管系の設置位置の加速度応答波を基に設計用床応答スペクトルを算定していること。

②　時刻歴応答解析を用いる場合は，機器・配管系の設置位置の加速度応答波を入力地震力として算定していること。

③　剛構造と判断される機器・配管系の地震力は，当該機器・配管系の設置位置における建物の応答加速度に基づき算定していること。

④　機器・配管系が剛構造であることの判断は次によること。

ａ）　水平方向：ＪＥＡＧ４６０１の規定に基づいていること。

ｂ）　鉛直方向：水平方向に係るＪＥＡＧ４６０１の規定を準用し，判断基準を設定していること。

（ｃ）設計用床応答スペクトル

①　水平方向の設計用床応答スペクトルは，ＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に算定していること。

②　鉛直方向の設計用床応答スペクトルは，規制基準の要求事項に留意して，水平方向の設計用床応答スペクトルの設定に関するＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に算定していること。

③　Ｂクラスの機器・配管系の共振の検討に用いる設計用床応答スペクトルは，上記①及び②の規定に基づき，以下のいずれかにより算定していること。

ａ）　弾性設計用地震動Ｓｄの設計用模擬地震波に２分の１を乗じたものを用いて建物・構築物等の地震応答解析を実施し，機器・配管系の設置位置における加速度応答波から算定していること。

ｂ）　弾性設計用地震動Ｓｄを用いて建物・構築物等の地震応答解析を実施し，機器・配管系の設置位置における加速度応答波を基にした設計用床応答スペクトルに２分の１を乗じて算定していること。

（オ）構造設計手法（４．５）

ａ　構造解析手法及び構造解析モデル（４．５．１）

【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては，適切な構造解析手法及び構造解析モデルを設定していることを確認する。

【確認内容】

構造解析手法及び構造解析モデルについては以下を確認する。

（ａ）構造解析手法及び構造解析モデルは，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１又は設計・建設規格（２００７）の規定を参考に設定していること。

なお，機器・配管系の構造設計に当たっては，支持構造物を含む構成要素について，その変形状態が地震荷重の配分に及ぼす影響に留意する。

（ｂ）構造解析モデルの材料定数は，「4. 機器・配管系に関する事項 4.1 使用材料及

び材料定数」によること。

b　水平方向及び鉛直方向地震力の組合せ（４．５．２）

【審査における確認事項】

水平２方向及び鉛直方向の地震力による応力の組合せを適切に行っていることを確認する。

【確認内容】

水平方向及び鉛直方向地震力の組合せについては以下を確認する。

（ａ）動的な地震力の組合せ

水平２方向及び鉛直方向の地震力による応力の組合せを簡易的に行う際は，各方向の入力地震動の位相特性や機器・配管系の構造，応答特性に留意し，非安全側の評価にならない組合せ方法を適用していること。

なお，各方向の入力地震動の位相特性や機器・配管系の三次元応答特性により応答の同時性を考慮する必要がある場合は，各方向の各時刻歴での応答値を逐次重ね合わせる等の方法により，応答の同時性を考慮していること。

（ｂ）静的な地震力の組合せ

水平方向及び鉛直方向の地震力による応力の組合せを行う際は，水平方向と鉛直方向の地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとしていること。

（カ）基準地震動Ｓｓによる地震力に対する耐震設計（４．６）

a　構造強度（４．６．１）

【審査における確認事項】

構造強度については以下を確認する。

（ａ）機器・配管系の構造強度に関する耐震設計については，基準地震動Ｓｓによる地震力と施設の運転状態ごとに生じる荷重を適切に組み合わせ，施設に作用する応力等を算定し，それらが許容限界を超えていないこと。

なお，上記により求まる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に対し十分な余裕を有し，その施設に要求され

る機能に影響を及ぼさないこと。

（ｂ）屋外に設置されるＳクラスの機器・配管系の基礎地盤の支持性能については，基準地震動Ｓｓにより生じる機器・配管系を支持する基礎地盤の接地圧が，安全上適切と認められる規格及び基準等に基づく限界値に対して妥当な余裕を有していること。

【確認内容】

構造強度については以下を確認する。

（ａ）機器・配管系の構造強度に関する耐震設計においては，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１又は設計・建設規格（２００７）の規定を参考に，評価対象部位の応力評価，疲労評価及び座屈評価を行っていること。評価対象部位として，機器・配管系の耐震性を確認する上で必要な箇所を選定していること。

（ｂ）機器・配管系の構造強度に関する耐震設計においては，規制基準の要求事項に留意して，地震力とそれ以外の荷重を組み合わせ，施設に生ずる応力等を算定し，それがＪＥＡＧ４６０１又は設計・建設規格（２００７）の規定を参考に設定された許容限界を超えていないこと。

なお，上記の荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても，その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に対し十分な余裕を有し，その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。

（ｃ）直接支持構造物の強度評価は，機器・配管系の本体から作用する伝達荷重及びその構造に応じて作用するその他の荷重等を考慮して実施していること。

（ｄ）屋外に設置されるＳクラスの機器・配管系の基礎地盤の支持性能についての「安全上適切と認められる規格及び基準等に基づく限界値」として，ＪＥＡＧ４６０１等を参考に，地盤の極限支持力度を設定していること。

ｂ　動的機能（４．６．２）

【審査における確認事項】

Ｓクラスの施設を構成する主要設備又は補助設備に属する機器のうち，地震時又は

地震後に機能保持が要求される動的機器については，基準地震動Ｓｓを用いた地震応答解析結果の応答値が動的機能保持に関する評価基準値を超えていないことを確認する。

【確認内容】

動的機能については以下を確認する。

（ａ）水平方向の動的機能保持に関する評価については，規制基準の要求事項に留意して，機器の地震応答解析結果の応答値がＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に設定された機能確認済加速度，構造強度等の評価基準値を超えていないこと。なお，弁等の機器の地震応答解析結果の応答加速度が当該機器を支持する配管の地震応答により増加すると考えられるときは，当該機器については，当該配管の地震応答の影響を考慮し，一定の余裕を見込むこと。また，適用条件，適用範囲に留意して，既往の研究等において試験等により妥当性が確認されている設定等を用いること。

（ｂ）鉛直方向の動的機能保持に関する評価については，規制基準の要求事項に留意して，機器の地震応答解析結果の応答値が水平方向の動的機能保持に関する評価に係るＪＥＡＧ４６０１の規定を参考に設定された機能確認済加速度，構造強度等の評価基準値を超えていないこと。なお，弁等の機器の地震応答解析結果の応答加速度が当該機器を支持する配管の地震応答により増加すると考えられるときは，当該機器については，当該配管の地震応答の影響を考慮し，一定の余裕を見込むこと。また，適用条件，適用範囲に留意して，既往の研究等において試験等により妥当性が確認されている設定等を用いること。

（ｃ）上記（ａ）及び（ｂ）の評価に当たっては，当該機器がＪＥＡＧ４６０１に規定されている機種，形式，適用範囲等と大きく異なる場合又は機器の地震応答解析結果の応答値がＪＥＡＧ４６０１の規定を参考にして設定された機能確認済加速度を超える場合（評価方法がＪＥＡＧ４６０１に規定されている場合を除く。）については，既往の研究等を参考に異常要因分析を実施し，当該分析に基づき抽出した評価項目毎に評価を行い，評価基準値を超えていないこと。また，当該分析結果に基づき抽

出した評価部位について，構造強度評価等の解析のみにより行うことが困難な場合には，当該評価部位の地震応答解析結果の応答値が，加振試験（既往の研究等において実施されたものを含む。）により動的機能保持を確認した加速度を超えないこと。

（キ）弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力・静的地震力に対する耐震設計（４．７）

【審査における確認事項】

弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力・静的地震力に対する耐震設計については以下を確認する。

ａ　Ｓクラスの機器・配管系の強度評価については，基準地震動Ｓｓによる地震力に対する安全機能の保持を確実にするとの観点から，弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方と地震力以外の荷重を組み合わせ，その結果発生する応力等が安全上適切と認められる規格及び基準等を参考に設定されている許容限界を超えていないこと。

ｂ　Ｂクラス，Ｃクラスの機器・配管系の強度評価については，静的地震力及び動的地震力（Ｂクラスの共振影響検討に係るもの）と地震力以外の荷重を組み合わせ，その結果発生する応力等が，安全上適切と認められる規格及び基準等を参考に設定されている許容限界を超えていないこと。

ｃ　屋外に設置されるＳクラスの機器・配管系の基礎地盤の支持性能については，「4. 機器･配管系に関する事項 4.6 基準地震動Ｓｓによる地震力に対する耐震設計」における支持性能の確認に加え，弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方により生じる機器・配管系を支持する基礎地盤の接地圧が，安全上適切と認められる規格及び基準等を参考に設定されている許容限界を超えていないこと。

ｄ　屋外に設置されるＢクラス，Ｃクラスの機器・配管系の基礎地盤の支持性能については，静的地震力及び動的地震力（Ｂクラスの共振影響検討に係るもの）により生じる機器・配管系を支持する基礎地盤の接地圧が，安全上適切と認められる規格及び基準等を参考に設定されている許容限界を超えていないこと。

【確認内容】

弾性設計用地震動Ｓｄによる地震力・静的地震力に対する耐震設計については以下を確認する。

ａ　機器・配管系の強度評価における「安全上適切と認められる規格及び基準等」として，規制基準の要求事項に留意して，ＪＥＡＧ４６０１又は設計・建設規格（２００７）の規定を参考に適用していること。

ｂ　屋外に設置されるＳクラスの機器・配管系の基礎地盤の支持性能についての「安全上適切と認められる規格及び基準等に基づく許容限界」として，「4. 機器・配管系に関する事項 4.6 基準地震動Ｓｓによる地震力に対する耐震設計 4.6.1 構造強度」における地盤の極限支持力度を基に短期許容支持力度を設定していること。

ｃ　屋外に設置されるＢクラス，Ｃクラスの機器・配管系の基礎地盤の支持性能についての「安全上適切と認められる規格及び基準等に基づく許容限界」として，ＪＥＡＧ４６０１，建築基準法・同施行令等の規定を参考に，地盤の短期許容支持力度を設定していること。

(6)　設計用の規格類

ア　ＪＥＡＧ４６０１について（丙Ｂア２６～２８，弁論の全趣旨）

（ア）策定・改訂経緯

日本電気協会は，昭和４５年，原子力発電所の耐震設計に関する規格として「原子力発電所耐震設計技術指針（ＪＥＡＧ４６０１－１９７０）」を策定した。ＪＥＡＧ４６０１－１９７０のうち，重要度分類・評価基準値に関する部分の増補，改訂版として昭和５９年に策定されたものが，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４（丙Ｂア２７）である。このＪＥＡＧ４６０１－１９８４は，日本電気協会が当時の通商産業省から「耐震設計用地震力のとり方に関する指針」の検討の依頼を受けて電気技術基準調査委員会の下に原子力耐震安全評価特別委員会を発足させ，当時の科学技術庁の原子力平和利用委託研究の成果に留意しつつ検討して取りまとめたものであり，その策定に際しては，地震学・耐震工学・原子力安全工学・材料強度解析等の各分野に関する学識経

験者，原子力発電所設置者及び原子力設計製作者が関与し，当該委員会，ワーキンググループ検討会等の様々な会合が多数回開かれている。（丙Ｂア２７・まえがき）

その後，ＪＥＡＧ４６０１－１９７０の全般的な改訂版として，昭和６２年に完成した指針がＪＥＡＧ４６０１－１９８７（丙Ｂア２６）である。ＪＥＡＧ４６０１－１９８７の取りまとめに当たっては，日本電気協会が電気技術基準調査委員会原子力専門委員会の下に耐震設計分科会を設置し，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４の策定時と同様，様々な分野の多数の専門家の関与を受けて，検討会，分科会等の様々な会合を多数回開いている（丙Ｂア２６・まえがき）。そして，ＪＥＡＧ４６０１－１９８７の追補版として，ＪＥＡＧ４６０１－１９９１（丙Ｂア２８）が作成されている。

以上のＪＥＡＧ４６０１－１９８４，ＪＥＡＧ４６０１－１９８７及びＪＥＡＧ４６０１－１９９１の三編で，一つの耐震設計体系（ＪＥＡＧ４６０１）を成している。そして，ＪＥＡＧ４６０１－１９８７には，原子力発電所における耐震設計技術の全般が記載されているが，機器・配管系に係る荷重の組合せと許容限界の詳細についてはＪＥＡＧ４６０１－１９８４によるものとされている（丙Ｂア２６・４９５頁）。

これらのＪＥＡＧ４６０１を一本化するとともに新耐震設計審査指針の制定に合わせて一部見直しをしたものとして，「原子力発電所耐震設計技術規程（ＪＥＡＣ４６０１－２００８）」があり，当面はＪＥＡＧ４６０１と平行して適用・運用されるものとされている（丙Ｂア２９・９枚目）。

なお，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４が参照する「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和５５年通商産業省告示第５０１号（以下「告示５０１号」という。））（丙Ｂア２７・７７頁等）は，平成１８年１月に廃止され，現在の耐震設計体系の下では，一般社団法人日本機械学会の策定した設計・建設規格（２００７）（丙Ｂア３４）がその内容を取り込んだものとしてこれに代わるものとなっているところ，告示５０１号の別表第１０において示されるＳｕ値（設計引張強さ）は，データの分布状況を把握し，確率的統計処理を行い１％破損確率限界値を上回らないよう設定したものである（丙Ｄ１８３・７９１頁）。また，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））によるＡｓクラスを含むＡクラスの施設をＳクラスの施設と，当該指針による基準地震動$Ｓ_2$，$Ｓ_1$をそれぞれ基準地震動Ｓｓ，弾性設計用地震動Ｓｄとするなどの所要の読替えがなされることとなる（丙Ｂア２０・５，６頁等）。

（イ）運転状態及び許容応力状態

ＪＥＡＧ４６０１－１９８４においては，以下の運転状態ごとに異なる許容値を設定しており，地震動により生ずる応力については，運転状態$Ⅲ_A$Ｓ，同$Ⅳ_A$Ｓにおいて考慮することが求められる（丙Ｂア２７・３６，３７，７７頁，丙Ｄ１５２・６頁）。

ＪＥＡＧ４６０１－１９８４において，運転状態とは，以下のものをいう。

ａ　運転状態の定義等

①　運転状態Ⅰ：原子炉施設の通常運転時の運転状態。

②　運転状態Ⅱ：運転状態Ⅰから逸脱した運転状態であって，運転状態Ⅲ，運転状態Ⅳ，試験状態以外の運転状態。

③　運転状態Ⅲ：原子炉施設の故障，異常な作動等により原子炉の運転停止が緊急に必要とされる運転状態。

④　運転状態Ⅳ：原子炉施設の安全性評価の観点から，異常な状態を想定した運転状態。

上記の定義は，構造設計用プラントの状態を示しており，構造物に加わる荷重の発生頻度又は可能性を考慮して，発生しやすい荷重状態に対しては高い安全率を考えた許容限界を，また，発生がまれかあるいはほとんど考えられない荷重状態に対しては，より現実的な許容限界を与えるために設定されたものであるが，上記の定義では各事象によってもたらされるプラントの状態を分類するのは難しいため，次のような考え方の下にこれを行うものとされている。

（ａ）一般事項

運転状態Ⅰ～Ⅳの分類は，それを引き起こす事象の発生頻度の観点から行われる。その発生確率が１０^{-7}／炉年を下回ると判断される事象は，運転状態Ⅰ～Ⅳには含め

ない。

ここで分類する運転状態は，地震を原因とする事象とは無関係に考えたものであり，地震の従属事象となるかどうかは，運転状態と地震動との組合せで検討する。

（b）運転状態Ⅰ～Ⅳの分類の考え方

運転状態Ⅰとは，計画的な運転状態若しくはこれらの間の計画的移行をいう。

運転状態Ⅱとは，プラントの運転状態において，プラントの寿命程度の期間中に予想される設備の単一故障，又は運転員の単一誤操作等の事象によって，原子炉が通常運転をはずれるような状態をいう。

運転状態Ⅲとは，発生頻度が十分に低い事象によって引き起こされる状態であって，運転状態Ⅱで考慮する単一故障等の範囲からはずれるが，設備の設計の妥当性を評価することが必要と考えられるものをいう。

運転状態Ⅳとは，発生頻度が極めて低く，プラント寿命中には起こるとは考えられない事象によって引き起こされる状態であるが，万一発生した場合の設計の妥当性を評価するために特に考慮するものをいう。

b　許容応力状態

ＪＥＡＧ４６０１－１９８４において，上記①ないし④の各運転状態に相当する応力評価を行う許容応力状態を，それぞれ許容応力状態$Ⅰ_A$などといい，また，許容応力状態$Ⅲ_A$又は$Ⅳ_A$を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態を許容応力状態$Ⅲ_A$Ｓ又は$Ⅳ_A$Ｓという。弾性設計用地震動により生ずる応力については運転状態$Ⅲ_A$Ｓとして考慮され，基準地震動Ｓｓにより生ずる応力については運転状態$Ⅳ_A$Ｓとして考慮される。

（ウ）「その他の支持構造物」（ボルト材）の許容値に係る評価式

本件ロッドは，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４の定める「その他の支持構造物」に該当し，ボルト材でもあるところ，このような場合，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４の２．９．１により２．８．１(3)の準用がなされる結果，引張応力及びせん断応力に対する許容値は，それぞれ，運転状態Ⅰにおいてｆｔ・ｆｓ，運転状態$Ⅲ_A$Ｓにおいて１．５

ｆｔ・１．５ｆｓ，運転状態Ⅳ$_A$Ｓにおいて１．５ｆｔ*・１．５ｆｓ*である。なお，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４において，ボルト材等を除く「その他の支持構造物」であれば，２．９．１により２．８．１(2)が準用される結果，引張応力及びせん断応力に加え，圧縮応力，曲げ応力，支圧応力や座屈なども考慮される。(丙Ｂア２７・１１８～１２１頁)

ｆｔ及びｆｔ*は，以下のようにして算出される（丙Ｂア２７・７７～７８頁，丙Ｂア３４・Ｉ－８－７～Ｉ－８－１４頁)。Ｓｙは設計降伏点を，Ｓｕは設計引張強さをそれぞれ表し，ｍｉｎ（Ａ，Ｂ）はＡとＢとのいずれか小さい方の値を表す。以下の評価式のうち，「ｍｉｎ（Ｓｙ，０．７Ｓｕ)」とあるのは，後記ウの鋼構造設計規準におけるＦ値に相当するもので，降伏点と引張強さとが近い鋼材においては，許容応力度の決定に際しての基準に降伏点のみでなく引張強さの７０％をも用いることにより余裕を確保するためである。また，運転状態Ｉにおいて，ｆｔ及びｆｔ*を求めるに当たりＦ値を２で除するのは，後記イのとおり，設計・建設規格（２００７）において，材内に発生する単位面積当たりの力である応力について，ボルト材においてはネジ部を伴い断面積が一様ではなく，異なる断面ごとに応力を算出するのは煩雑であることを考慮したものである。さらに，運転状態Ⅳ$_A$Ｓのｆｔ*算出における比較対象として１．２Ｓｙが採用されていることについては，後記イのとおり通常材料の実降伏点は設計値に対して余裕があることなどによるとされている。

ｆｔ＝ｍｉｎ（Ｓｙ，０．７Ｓｕ）÷２

ｆｔ*＝ｍｉｎ（１．２Ｓｙ，０．７Ｓｕ）÷２

(エ) 座屈評価

座屈とは，構造物に加える荷重を次第に増加すると，ある荷重で急に変形の模様が変化し，大きなたわみを生ずることをいう。

ＪＥＡＧ４６０１は，径厚比（半径／板厚の比，Ｒ／ｔ）の大きい円筒殻が転倒モーメント，軸圧縮力を受けた場合には，弾性限界以下で座屈するいわゆる弾性座屈を生じることから，地震時の軸圧縮荷重及び曲げモーメントによる評価式（以下「座屈

評価式」という。）を示している（丙Bア２６・６０６～６０７頁，丙Bア２７・９０～９１頁，１６９頁）。

この座屈評価式は，ＮＡＳＡ（アメリカ航空宇宙局（National Aeronautics and Space Administration））が広範な座屈試験を基に下限曲線として示す設計公式を踏まえながら，ＮＡＣＡ（アメリカ航空諮問委員会（National Advisory Committee for Aeronautics））における実機に近くデータ数の多い実験結果とも比較するなどした上で，許容値として厳しい基準となるよう，上記の下限曲線から更に安全率１．５を考慮するなどして導き出したものであり，上記安全率を考慮した許容値は実験データの９９％信頼下限を十分下回るものとなっており，信頼性の高いものとされている。本件発電所の格納容器の平均半径（Ｒ）を円筒の板厚（ｔ）で除した値（η）は約３４０であり，この領域における実験データの分布をみても，ＪＥＡＧ４６０１の定める評価式がかなり保守的に設定されているといえる。（丙Bア２７・１６９～１７８頁，丙Ｃ４９・１２～１３頁・同付属資料１７頁）

なお，当時の財団法人原子力工学試験センター及び財団法人発電設備技術検査協会が，多度津工学試験所において耐震信頼性実証試験を行い，その結果を平成元年に取りまとめたところによれば，格納容器の実機構造を模擬した縮尺模型試験体を大型高性能振動台（最大積載量１０００トン）に載せ，地震動を模擬した振動を与えて実際に揺さぶり，その結果による応力の発生値と，本件発電所を含むＢＷＲプラントで一般に用いられる解析モデルを用いて算出する応力の発生値とを比較したところ，座屈評価で相対的に厳しい部位である格納容器基部（サプレッション・チェンバ基部シェル）において，実験結果である発生値が，解析結果である発生値の半分程度（設計解析値７．２ｋｇｆ／mm^2に対し，実測値は内面で２．８ｋｇｆ／mm^2，外面で３．７ｋｇｆ／mm^2）にとどまり，保守性が確認されている（丙Ｃ４９・１３，１４頁，丙Ｄ１７７）。

（オ）質点系モデルによる解析

ＪＥＡＧ４６０１においては，ＢＷＲの圧力容器，炉内構造物等の設備の実機の構

造における重量を集中質点とするなどする多質点系モデルの作成手法が示されている（丙Ｂア２６・５１８～５４２頁）。

上記手法の妥当性について，当時の財団法人原子力工学試験センター及び財団法人発電設備技術検査協会による多度津工学試験所での耐震信頼性実証試験により，当該手法に基づくモデルを用いた解析により得られた応答加速度は，本件発電所と同様の１１００ＭＷｅ級のＢＷＲの圧力容器を２分の１に縮尺するなどした試験体の加振試験の結果である応答加速度をおおむね上回るなどの安全側の結果を得つつ，挙動を再現できることが確認されている（丙Ｄ２３７）

イ　設計・建設規格（２００７）・同（２０１２）

（ア）一般社団法人日本機械学会が平成１９年９月に策定した「発電用原子力設備規格設計・建設規格（２００７年追補版）」（設計・建設規格（２００７）。丙Ｂア３４，３７）は，「クラス１支持構造物」のボルト材のうち，溶接部以外の部分で，使用温度が４０℃を超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金以外のもの（本件ロッドはこれに該当する。）の許容応力（引張応力）ｆｔ（ＭＰａ）について，運転状態Ⅳに相当する供用状態Ｄでは，１．５×ｍｉｎ(１．２Ｓｙ，０．７Ｓｕ)÷２という評価式により求めることができるものとしていた（丙Ｂア３４・Ｉ－８－７，Ｉ－８－１３，Ｉ－８－１４頁，Ｉ－解説１－３２頁，弁論の全趣旨）。

（イ）設計・建設規格（２００７）は，上記評価式のうち２で除するとしている点について，「ボルト実効引張応力としては，ネジ部の谷径断面積を考慮して算定する方法もあるが，ボルト径が同一でもネジの仕様ごとに算定断面が異なり複雑となる。したがって，応力算定はボルト呼び径に対して行うこととし，谷径断面積／呼び径断面積の比で許容応力を低減することとした。」「谷径断面積に対する許容応力としては，一般の引張応力を用いるためｆｔ＝０．６７Ｆとなるが，これに対し呼び径断面評価の際の低減率（上記の比）はメートルネジで最小０．７５程度であり，これを考慮してｆｔ＝０．５Ｆとした。」としている。（丙Ｂア３４・Ｉ－解説８－２３頁）なお，谷径断面積とは，ボルトのねじ部の谷底を仮想的な円筒とした場合の直径（d_1）か

ら算出される断面積（$\pi \times d_1^2 / 4$）をいい，呼び径断面積とは，ボルトのねじ部の山頂を仮想的な円筒とした場合の直径（ｄ）から算出される断面積（$\pi \times d^2 / 4$）をいう。また，上記のＦ＝ｍｉｎ（Ｓｙ，０．７Ｓｕ）である（同Ⅰ－８－７，Ⅰ－８－１３頁）。

（ウ）また，設計・建設規格（２００７）は，上記の供用状態Ｄでの許容値を算出するに当たり１．２Ｓｙを用いる理由について，「供用状態Ｄの荷重は，プラント寿命中起こり得ないような非常に頻度の低い荷重であることから，供用状態Ｄにおける一次応力の許容値としてクラス１容器と同様に０．７Ｓｕのみを制限条件としてもよいが，単軸応力に着目した設計であることもあって基本的に降伏点以下とすることとする。ただし，供用状態Ｄの荷重は，事故時の衝撃荷重が主でひずみ速度が大であることおよび通常材料の実降伏点は設計値に対し余裕があることを考慮して，１．２Ｓｙを制限条件とした。」としている（丙Ｂア３４・Ⅰ－解説８－２２頁）。

（エ）そして，設計・建設規格（２００７）は，平成２４年に設計・建設規格（２０１２）へと改定された。原子力規制委員会は，平成２６年８月６日，設計・建設規格（２０１２）についての技術評価を取りまとめ，技術的に妥当であることを確認したとしている（丙Ｂア３５）。

設計・建設規格（２０１２）は，設計・建設規格（２００７）が前記（イ）のとおりボルト呼び径断面積（軸部断面積）に基づき行うこととしていた応力算定を「ボルトネジ部の有効断面積」に基づき算出することとし，その場合には，低減率０．７５を考慮する必要がないことから，許容引張応力を，設計・建設規格（２００７）のｆｔ＝Ｆ／２から，ｆｔ＝Ｆ／１．５に変更した。なお，ボルトネジ部の有効断面積の代わりに軸部断面積の７５％を用いてもよいとされている。原子力規制委員会は，このボルト断面積に関する規定の変更について，応力の制限を実質的に変更するものではなく，また，呼び径断面積を有効断面積に変更することについては，より精度よく引張応力の評価をするものであり，技術的に妥当としている。（丙Ｂア３５・１３～１５頁）

ウ　鋼構造設計規準（丙Ｂア３３）

工認審査ガイドにおいて，ＪＥＡＧ４６０１以外で適用実績のある耐震設計に関連した規格及び基準等の一つとして挙げられている「鋼構造設計規準」（一般社団法人日本建築学会，２００５年改定）は，構造用鋼材の許容応力度について，「終局体力を構造物の安全性の基礎とする場合，鋼材の降伏点のみに基づいて許容応力度を定めたのでは高降伏点のものほど安全率が小さくなる。この点を考慮して本規準では，鋼材の降伏点と引張強さの７０％（中略）のうち小さい方の値をもって，許容応力度を決定する場合の基準値Ｆとして与え，これに基づいて各種許容応力度を定めることとした。引張強さの７０％を基準にとった点に関しては特に確たる根拠はないが，従来長い間使用されてきた構造用鋼の降伏比がだいたい０．７以下であったこと，国際溶接学会でもこの程度の値を目安としていることなどを考慮して定めたものである。」（４６頁）としている。また，許容引張応力度は，全鋼種について基準値Ｆに対して１．５の安全率を採用している（４７頁）。

(7)　加圧試験等の知見

ア　ＢＷＲ型格納容器の試験体による加圧試験（甲Ｃ７６の１・２４～２６頁，丙Ｃ４２・４．１－１８～２１，３０頁）

当時の財団法人原子力発電技術機構は，平成８年，米国原子力委員会の共同事業として米国サンディア国立研究所で，ＢＷＲ鋼製格納容器であるMark-Ⅱ改良型鋼製格納容器を模擬した１０分の１スケールの試験体による加圧試験を行った。

同加圧試験の結果，機器ハッチより上の上部円錐胴部におけるゲージによって記録された一般部でのひずみデータが１．９０～２．０５％であった一方で，機器ハッチの周りに設置したゲージのいくつかは非常に高いひずみの値を記録し，開口部右側では約８．８％の最大ひずみで板厚の減少（ネッキング）が生じ，開口部左側では約５．３％のひずみで亀裂が発生した。（丙Ｃ４２・４．１－２１の図，甲Ｃ７６の１・２４，２５頁）

同加圧試験は，シビアアクシデント時の格納容器の漏えい耐力評価を目的として試

験体内部に段階的に圧力を加えたものであり，圧力が４．６２Ｍｐａになった時点で，音響センサーと加圧システムが漏えいの兆候をとらえ，圧力を４．６６Ｍｐａに増大させた時，ガスの流出が機器ハッチに向けられたカメラによって観測された。同試験の最高圧力は，設計圧（Ｐｄ）０．７８ＭＰａの５．９７倍であり，試験体の破損モードは，破局的なものではなく，漏えい的なものであった。（丙Ｃ４２・４．１－１８頁）

上記試験については，米国原子力規制委員会と共同で，５か国８機関が参加し，ラウンドロビン解析会議が開催された。これによると，試験前予測解析において一般部の挙動については試験結果と比較的よい一致をみたが，構造不連続部でひずみ集中が発生する現象については必ずしもよい予測は得られておらず，高精度で試験データとの一致の得られた機関はなかった（丙Ｃ４２．１－３０頁）。

イ　ＰＷＲ型鋼製格納容器の試験体による加圧試験

米国サンディア国立研究所では，昭和５９年，ＰＷＲ型鋼製格納容器の８分の１のスケールの試験体による加圧試験が実施され，フープひずみ（円周方向の一般膜に生じたひずみ）が約２．２５％程度であった一方，機器ハッチ周囲のスティフナー（補強材である防撓材）の付け根が局所ひずみ約５．４％にて破壊していた（甲Ｃ７６の１・２６頁，甲Ｃ９４）。

ウ　鉄筋コンクリート格納容器（ＲＣＣＶ）実証試験

多度津工学試験所では，平成１０年から平成１２年代はじめにかけて，地震荷重による鉄筋コンクリート格納容器（ＲＣＣＶ）実証試験が実施された。同試験では，最終的なコンクリート構造の破壊と同時に，鋼製ライナー（格納容器の内膜であり，気密性を維持するもの。）に亀裂が発生し，ハッチ周辺に位置する鋼製ライナーの板厚変化部に生じた局所ひずみは約３．８％であった。ライナー破損部の亀裂は，長さ数ｍｍの貫通亀裂で板厚減少（ネッキング）も生じており，開口周辺の厚板と溶接線に近いところで，かつフラットバー溶接の近傍で発生していた。（甲Ｃ７６の１・２７～２８頁，甲Ｃ９４，甲Ｃ９５・２－１－添２－１～２頁）

(8) 安全率について

機械等の設計においては，安全を確保するためのパラメータとして安全率（安全係数）が用いられる。設計上，許容できる最大応力を許容応力といい，許容応力は，基準の強さを安全率で除して求める。基準の強さとは，破損の限界を表す応力であり，引張強さなどが用いられ，安全率は，一般的には，材料強度のばらつきや荷重の見積もり誤差などの不確定な要因を考慮して，設計者が設定する数値である。

安全率には，①材料の疲労限度に対する安全率と，②使用応力に対する安全率があるとされ，①は，材料の欠陥，化学成分，熱処理，加工等の不均一性，試料と実物の相違，標準試験資料のばらつき，切欠き効果，寸法効果，表面状況など材料の疲労限度に影響を与える諸因子の推定値の不確実さを補うための安全率であり，②は，部材にかかる荷重のばらつき，その見積りの不確実性，製品寸法の不同や精度，応力計算の近似性などのために設計計算において求められる使用応力の不確実性を補う安全率である。（甲Ｃ７６，７７，７９，８２～８６，丙Ｃ４６・１３頁，証人後藤２２，２３頁）

２　認定事実５（本件発電所の耐震安全性について）

掲記の証拠及び弁論の全趣旨によれば，本件発電所の耐震安全性について，以下の事実が認められる。

(1) 本件発電所の基本的な構造（丙Ｄ１５９・４１，４２頁）

ア　岩盤支持

本件発電所の原子炉建屋は，敷地の地盤を２０m以上掘り下げて露出させた基礎地盤である久米層の泥岩盤上に打設された人工岩盤に直接支持されている。タービン建屋は，現場打コンクリートピアー基礎により泥岩盤に支持される。（丙Ｈ３・添付書類八・８－２－２頁）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（地盤が不均一な沈下を起こす現象のことをいう。）による影響を避けることができることに基づくものである（このような岩盤支持に係る構造により，兵庫県南部地震等において，岩盤上における原子力

発電所の揺れの大きさが，表層地盤の揺れの大きさと比べて低く抑えられることは認定事実1(3)ア（ア）のとおり)。(丙Ｄ１５９・付属資料１２９頁，証人川里２４頁)

イ　剛構造を取り入れた耐震構造

本件発電所では，安全上重要な建物・構築物及び機器・配管について，原則として剛構造としている（認定事実4(1)ア（イ）①)。なお，剛構造の有効性に関しては，東北地方太平洋沖地震において震度６強以上が観測された地点周辺の鉄筋コンクリート造建物の被害率が非常に小さかったなどの過去の事例を通じて，剛構造設計のコンセプトに基づいた耐震設計・耐震建築が，加速度が大きいだけの震動に対しては十分な抵抗力を持つことなどが知られている（丙Ｄ６３～６６。認定事実1(10)エ（イ))。

原子炉建屋は，地上６階地下２階建てで，平面が約６７ｍ（南北方向）×約６７ｍ（東西方向）の鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）の建物であり，最下階床面からの高さは約６８ｍで地上高さは約５６ｍである。原子炉建屋の基礎に当たる部分には，厚さ５ｍの基礎版を設置している。また，基礎版には鉄筋を張り巡らし，原子炉建屋全体の重量を支えることができるようにした上で，直径約４０ｍｍの太い鉄筋を縦・横に配した厚さ約１．８ｍの耐震壁から成る鉄筋コンクリート製の構造物（壁式鉄筋コンクリート造）としている。(丙Ｄ１５９・付属資料１３１，１３２頁，丙Ｈ３・８－１－１４７頁，証人川里２４頁)

ウ　構造バランスの配慮

本件発電所では，安全上重要な建物・構築物につき，その一部に力が集中することなく全体で地震に抵抗するよう，全体の構造バランスに配慮するとともに，地震力に抵抗する構造部材をバランスよく配置している。

原子炉建屋では，重量の重い円錐状で鋼製格納容器を基礎版中央部に設置し，平面方向は，中央部の円筒型耐震壁を囲むように正方形の耐震壁をバランスよく配置し，上下方向は地震力が上下の階にスムーズに伝達するよう耐震壁を上階・下階で連続させて配置するなどして，地震時に建屋全体で地震力に抵抗し，無理なく力が基礎版に伝わる構造としている。(丙Ｄ１５９・付属資料１３０頁)

(2)　本件発電所の耐震安全性評価

本件発電所の耐震安全性評価は，以下のとおりである（丙Ｄ１５９・４２～４５頁，丙Ｈ３・添付書類八・８－１－１０９～１７６頁，弁論の全趣旨）。

ア　基本方針

被告は，本件発電所の建物・構築物及び機器・配管について，地震による事故時に放射性物質が周辺環境に異常放出されるリスクから周辺公衆を守るという観点から，原子力発電所の安全を確保する上での重要度に応じて，Ｓクラス，Ｂクラス，Ｃクラスにそれぞれ分類し，この耐震重要度分類に応じた耐震性安全性評価を次の方針で行った。その際，被告は，Ｓクラスの施設について，ＪＥＡＧ４６０１等の規格に基づき耐震安全性を確認した。

Ｓクラスの施設は，基準地震動による動的地震力に対して安全機能を保持でき，また，弾性設計用地震動による動的地震力（弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率は０．５と設定し，例えば，基準地震動Ｓｓのうち，最大加速度が最も大きい基準地震動Ｓｓ－２２（認定事実３(6)ア）に対応する弾性設計用地震動Ｓｄ－２２の最大加速度は，水平方向で５０５ガルとした。丙Ｈ５・２４，２５頁），又はＳクラスの施設の静的地震力のいずれか大きい方の地震力におおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるものとする。

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ものとする。Ｂクラスの施設のうち共振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。

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ものとする。

なお，上位の分類に属するものは，下位の分類に属するものの波及的影響によって安全機能を損なわないものとする。

イ　建物・構築物（原子炉建屋）（丙Ｄ１５９・４４頁）

建物・構築物について，被告は，例えば，耐震重要度分類がＳクラスである原子炉建屋につき，以下のとおり，基準地震動を用いた解析を行うなどして，地震時に原子

炉建屋に発生する応力や変形などを計算し，その発生値が許容値を下回ることを確認した。

まず，敷地の地盤を地震波が伝播する解析モデルに置き換えて，これに標高－３７０ｍの解放基盤表面位置における基準地震動又は弾性設計用地震動を入力し，地盤伝播解析により，原子炉建屋基礎底面及び埋込み部における地震動を算出した。

そして，原子炉建屋を質点系モデルに置き換えて地震応答解析（地震動によって建物・構築物及び機器・配管系が受ける影響（応答）を解析的に求めること全般をいう。原子力発電所の施設の耐震設計や耐震安全性の評価においては，地震動に対して，建物・構築物及び機器・配管系の各部が，どのような力を受けたり変形したりするかを検討するために，これらを適切な解析モデルに置き換え，地震応答解析が行われる。）を行い，地震動により時々刻々と変化する質点系モデルの挙動を計算し，原子炉建屋の各質点位置での揺れ（加速度，変形）の大きさの最大値を算出するとともに，ある物体に加わる力の大きさは物体の質量と加速度との積によって求められるという力学の基本原理により，算出した加速度から動的地震力の値を算出した（丙Ｄ１５９・付属資料１３５，１３６頁）。

また，一般の建物の設計において建築基準法に基づき考慮する静的地震力に関し，本件発電所では，その３倍の静的地震力を用いて，原子炉建屋の各部が受ける地震力を算出した。

そして，上記方法に従い算出された弾性設計用地震動による動的地震力と静的地震力とを比較し，いずれか大きい方を採用した。このうち，動的地震力については，地震応答解析から求まる原子炉建屋の各質点位置での揺れの大きさの最大値により算出した値を用いている。

次に，弾性設計用地震動による動的地震力及び静的地震力のうち，大きい方の地震力を用いた応力解析を行い，原子炉建屋各部材に発生する応力の発生値を算出し，これが弾性範囲に収まることを確認した（弾性設計）。その際，上記地震力に加えて，自重，積載荷重，土圧，水圧等の各部材に働く荷重を組み合わせて解析を行っている。

原子炉建屋では，上記の弾性設計に加え，基準地震動を入力した地震応答解析を行い，発生値として算出した最大の変形量が許容値を下回っていることを確認した（機能維持設計）。なお，上記許容値は，ＪＥＡＧ４６０１により終局耐力時のひずみ（４．０×１０$^{-3}$）の半分の値（２．０×１０$^{-3}$）とされている（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・２８５～２８７頁，丙Ｂア２６・３９２頁，丙Ｄ１５９・付属資料１３７頁）。

ウ　機器・配管系

被告は，耐震重要度分類がＳクラスである制御棒駆動機構，残留熱除去系，圧力容器，格納容器等の主要設備につき，以下のとおり，地震時に対象設備に発生する応力を計算し，その計算結果が許容値を下回ることを確認した。

まず，前記イの解放基盤表面位置における基準地震動又は弾性設計用地震動を用いた地盤伝播解析により，原子炉建屋基礎底面及び埋込み部における地震動を算出した上で，地震時の代表的な振動モードを考慮して，対象設備を１質点又は多質点の質点系のモデルに置き換えて地震応答解析を行い，動的地震力を算出した。その際，圧力容器，格納容器等の大型機器については，地盤と原子炉建屋との相互作用を考慮すべく地盤・原子炉建屋・当該機器を連成したモデルを用いた時刻歴応答解析法（地震動に対する地盤や建物・構築物等の応答を検討するために，地盤や建物・構築物等を適切なモデルに置き換え，設計用の地震動を入力して，地盤や建物・構築物等の各位置が受ける力と揺れの大きさを時々刻々に求める解析法）を，また，その他の機器・配管については，スペクトル・モーダル法（応答スペクトルを用いて求めた各固有振動モードの応答の最大値を重ね合わせることにより，多質点系の最大応答を略算する方法）を，それぞれ適用して地震応答解析を行った。この地震応答解析の際，被告は，機器等の設置される各階の床と地震波のそれぞれについて周期に対する応答加速度を評価した床応答曲線を作成し，地震動によって固有周期の異なる機器ごとに生じる揺れの大きさを算出しているが，床応答曲線を評価に用いる際は，応答波から作成される床応答曲線をそのまま用いることなく，周期軸方向に±１０％拡幅しており，評価結果に余裕を持たせている（丙Ｂア２６・５１７頁）。（丙Ｄ１５９・４４，４５頁）

また，格納容器については，一般の建物の設計において建築基準法に基づき考慮する静的地震力を３倍して地震力を算出した。また，格納容器以外の主要設備については，上記の３倍から更に１．２倍して地震力を算出した。

このようにして算出した基準地震動による動的地震力，及び弾性設計用地震動による動的地震力と静的地震力とのいずれか大きい方の地震力を用いて，応力解析を行い，発生値を求めた。その際，これらの地震力に加えて，通常運転時の状態において各設備に作用する自重，圧力等の各設備に働く荷重を組み合わせるなどして解析を行っている。

以上を踏まえ，弾性設計用地震動による動的地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対し，当該設備が全体としておおむね弾性状態に留まること（弾性設計），また，基準地震動による動的地震力に対し，応力の発生値が許容値の範囲内にあること（機能維持設計）を，それぞれ確認した。

加えて，地震時又は地震後に動的機能が要求されるポンプ，非常用ディーゼル発電機等の動的機器（Ｓクラス）については，地震応答解析によって算定される最大応答加速度が機能維持加速度よりも小さく，地震時にもその動的機能が維持されることを確認した。

(3)　圧力容器スタビライザ

圧力容器スタビライザについては，以下のとおりである（丙Ｈ３・添付書類八・８－３－１４８頁，丙Ｃ４９）。

ア　圧力容器スタビライザの構造・機能等

圧力容器は，内径約６．４ｍ，高さ約２３ｍ，重量は圧力容器内部構造物，原子炉冷却材及び燃料集合体を含めて約１６００ｔである。圧力容器は，底部の鋼製スカートで支持され，スカートは鉄筋コンクリート造円筒形の原子炉本体の基礎に固定されたベヤリングプレートにボルトで接続されている。

圧力容器は，その外周の原子炉遮蔽頂部で圧力容器スタビライザによって水平方向に支持されて，原子炉遮蔽の頂部は格納容器スタビライザによって格納容器に結合さ

れている。圧力容器スタビライザは，地震力に対し，圧力容器の上部を横方向に支持している。

したがって，圧力容器は，水平力に対して，スカートで下端固定，圧力容器スタビライザで上部ピン支持となっている。(以上につき丙Ｈ３・添付書類八・８－１－１５０頁)

本件発電所の圧力容器は，その内部に燃料集合体等を収納するため，安全機能が喪失した場合における公衆への影響が特に大きい施設として，耐震重要度分類でもＳクラスの施設に属するものである。この圧力容器の地震時における水平方向の荷重に対して支持機能を担う圧力容器スタビライザについても同じくＳクラスに属することから，被告は，本件発電所において，地震の際の荷重がバランスよく分散して伝達されるような構造を採用している。圧力容器スタビライザは，圧力容器に作用する地震時の水平方向の荷重を原子炉遮蔽に伝達する機能を備えるよう，原子炉遮蔽に設置されたベースプレート上に溶接し，円形を成す圧力容器を取り囲むよう４５度の等間隔でもって，合計８個を設置している。地震時に圧力容器に作用する水平方向の荷重については，上記のように原子炉遮蔽に伝達された後，格納容器スタビライザ及びシアラグを介して，最終的に原子炉建屋に伝達されることから，全体として特定の部位に力が集中するようなことは容易には起きにくい構造である。(丙Ｃ４９・１，２頁，同付属資料２～５頁，丙Ｄ１５９・４８頁，同付属資料１４２，１４３頁)

圧力容器スタビライザは，上記のとおり，原子炉遮蔽（シールドウォール）と圧力容器とを接続する設備であり，水平方向の地震動により圧力容器に発生する荷重を原子炉遮蔽へと伝達する機能を有している。

圧力容器スタビライザは，別紙１３のとおり，その中央部に空間部分があり，圧力容器の凸部であるスタビライザブラケットがはめ込まれた後に，これを両側面から支持できるよう，ディスクスプリングによる締付けを行った棒状のロッド(本件ロッド)が取り付けられており（なお，本件ロッドはナットにより締め付けられている。），圧力容器スタビライザからの原子炉遮蔽に対する荷重の伝達は，主として本件ロッドに

よりなされる。本件ロッドには，地震の際，地震力に関わりなく常に作用するディスクスプリングによる初期締付荷重と，地震力により作用する荷重とが合わさって作用する。なお，スタビライザブラケットが圧力容器スタビライザにはめ込まれても，スタビライザブラケットの上部方向には空間が残るなど上下方向には拘束しない構造となっており，圧力容器スタビライザは，地震時における圧力容器の鉛直方向の荷重の支持機能は担っていない。（丙Ｃ４９・１～３頁，同付属資料５，６頁）

イ　本件ロッドの材料について

本件ロッドには，構造用合金鋼の中で最も優秀な強靭性を備えるニッケルクロムモリブデン鋼（ＪＩＳ規格：ＳＮＣＭ４３９）が採用されている（丙Ｄ１５０・３３９頁，丙Ｄ１５１・６９頁）。

本件ロッドのミルシート（昭和４９年９月１７日付け）の値は，「降伏点」が９６ｋｇ／ｍｍ²，「引張強さ」は１０８ｋｇ／ｍｍ²であり（丙Ｄ1'５５），これをＭＰａに換算すると，降伏点は約９４１ＭＰａ，引張強さは約１０５９ＭＰａである。ミルシートとは，鋼材等の材料を製造したメーカーが，納品するものと同じ材料で作成した試験体の試験結果により，強度等を証明する書類である（証人門谷光人８０．８１頁，証人後藤２５，７７頁）。

ウ　圧力容器スタビライザの使用・保管環境等について

被告は，本件発電所の運転時における圧力容器スタビライザの使用環境について，本件発電所の運転期間延長申請に係る劣化状況報告書において，圧力容器スタビライザは，通常運転時には窒素ガス雰囲気中にあり有意な腐食が発生する可能性が小さく，運転中には有意な荷重を受けないことから疲労が蓄積されるようなものでもなく，今後も使用環境が変わらないことから，これらの傾向が変化する要因があるとは考え難いと評価しており，また，目視点検において有意な腐食は確認されていないとしている（丙Ｈ１１・添付書類二・「東海第二発電所　容器の技術評価書」１－９～１－１０頁）。

また，本件発電所の核燃料は，平成２３年６月に全て取り出されて以降，令和２年

６月４日時点においても燃料の装荷時期は未定という状況にあって（丙Ｃ５６），本件発電所は，格納容器内を含め，一様に常温環境下にあり，空調設備による環境整備がされている（弁論の全趣旨）。

また，金属材料には，一般に，ある温度以下になると延性及び靭性が低下して脆くなる性質（脆性）がある。この温度を脆性遷移温度という。材料の脆性遷移温度は，中性子照射によって上昇するが，これは，材料が中性子照射を受けるとより高い温度で脆性を示しやすくなることを意味する。これを，中性子照射に起因する脆化（中性子照射脆化）という。

このため，本件発電所では，材料の脆性遷移温度の初期値及びその上昇の程度が，材料の種類，材料中の不純物の含有量，材料に対する熱処理の方法によって左右されることを踏まえ，圧力容器（圧力容器スタビライザを含む。）の材料として，高い延性かつ靭性を有する低合金鋼を使用し，不純物の含有量を低く抑えるとともに，焼入れ・焼戻しの熱処理を施している。また，被告は，運転上の制限値として，脆性遷移温度に余裕を持たせた冷却材温度制限値を定め，管理を実施するとともに，圧力容器の中性子照射による脆化傾向を監視し，圧力バウンダリの健全性が確保できることを確認している。（丙Ｃ４０・１４，１５頁，同付属資料３３頁，弁論の全趣旨）

エ　本件設置変更許可申請における重大事故等対策評価

設置許可基準規則解釈３７条１－１は，重大事故等対処施設について，「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物，系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって，炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する」事故シーケンスグループについては，一定の必ず想定する事故シーケンスグループに加え，個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループについて，個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（ＰＲＡ）及び外部事象に関するＰＲＡ（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施し，その結果，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には，想定する事故シーケンスグループとして追加

すること（すなわち，当該事故シーケンスを想定した上で，炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講ずることが求められる。）を要求している（甲Ｂア５）。

被告は，本件設置変更許可申請において，「原子炉圧力容器の支持機能喪失等により，原子炉圧力容器に接続されている原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷や，原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより，原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンス」を想定し，大規模な損傷の場合には，「原子炉圧力容器の損傷により原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の全周破断による原子炉注水機能の喪失や，炉内構造物の大規模破損による冷却材流路の閉塞により，炉心の除熱が困難となり炉心損傷に至る。」としたもののの，「本事故シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも２．２×１０$^{-7}$／炉年であり，全炉心損傷頻度（７．５×１０$^{-5}$／炉年）に対しても約０．３％と小さい。また，原子炉圧力容器等の損傷による炉心損傷に至る事故シナリオに対して，蒸気乾燥器支持ブラケットの支持機能が喪失したとしても，炉心との間には気水分離器が設置されており直接炉心に接触することはなく，また，原子炉圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても，原子炉圧力容器の周囲を囲む原子炉遮蔽壁等の存在により原子炉圧力容器が大きく傾くことはなく，その影響は原子炉圧力容器に接続されている配管の一部破損に留まるものと考えられる。この場合は既存のＬＯＣＡシナリオと同様の進展になることが想定される。以上を総合的に勘案した上で，本事象については，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。」としている（丙Ｈ３・添付書類十・追補２「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補・別紙２－７頁～別紙２－９頁）。

オ　本件工認申請における耐震安全性評価（丙Ｈ１４・Ｖ－２－３－４－２－１）

被告は，本件工認申請に当たって，本件発電所の圧力容器スタビライザについて，設計基準対象施設においてはＳクラス施設に分類されることから，設計基準対象施設としての構造強度評価を行うこととし，圧力容器等の大型機器を模擬したモデル（大型機器・構造物の地震応答解析モデル。甲Ｃ１０９）を用いて，圧力容器スタビライ

ザに発生する荷重を求め，この荷重から算定される応力の発生値がＪＥＡＧ４６０１等に基づく許容値を下回ることなどをもって，評価基準を満足することを確認した。なお，被告は，本件工認申請において，設計・建設規格（２００７）に示されている付録材料図表に基づき，圧力容器スタビライザの最高使用温度として設定されている３０２℃における値として，本件ロッドのＳｙについて６７９ＭＰａ，Ｓｕについて８３９ＭＰａを採用した（丙Ｂア３４・Ｉ－付録図表－７６，９０頁，丙Ｈ１４・「Ｖ－２－３－４－２－１原子炉圧力容器スタビライザの耐震性についての計算書」１０頁，弁論の全趣旨）。

その結果，本件ロッドの引張応力について，許容応力状態$\mathrm{IV_A S}$に対する評価結果は，発生値４１０ＭＰａ（ディスクスプリングの初期締付荷重による応力値２４７ＭＰａと地震力による生ずる応力値１６３ＭＰａの合計）に対して許容値４４０ＭＰａであり，機能維持できることを確認した（丙Ｄ１５９・４８～５０頁，丙Ｈ１４・「Ｖ－２－３－４－２－１原子炉圧力容器スタビライザの耐震性についての計算書」１９頁）。

上記許容値（運転状態$\mathrm{IV_A S}$）の計算式は，以下のとおりである。

$1.5 f_t^* = 1.5 \times \min(1.2 S_y, 0.7 S_u) \div 2$

$= 1.5 \times \min(1.2 \times 679, 0.7 \times 839) \div 2$

$= 1.5 \times \min(814, 587) \div 2$

$= 440\mathrm{MPa}$

なお，被告は，本件工認申請において，本件ロッドの応力の発生値を算出するに当たり，本件ロッドの最も小さい径である谷径（$6.860 \times 10^3 \mathrm{mm}^2$）でもって断面積を算出しており，これは設計・建設規格（２０１２）を適用した場合の本件ロッドの有効断面積（$6.995 \times 10^3 \mathrm{mm}^2$）よりも小さいものである（丙Ｄ１５４，１５７，弁論の全趣旨）。

(4) 格納容器

ア 格納容器の構造等（丙Ｃ４９・９～１０，１３頁，同付属資料１４頁，丙Ｈ３・

添付書類八・８－１－１４９頁）

格納容器は，内径約２６ｍ（半径約１３ｍ），高さ約１６ｍ，厚さ約３．２ｃｍ～約３．８ｃｍの鋼製円筒殻と底部内径約２６ｍ，頂部内径約１２ｍ，高さ約２４ｍ，厚さ約２．８ｃｍ～約３．８ｃｍの鋼製円錘殻（したがって，その半径Ｒは，板厚ｔの約３４０倍以上（Ｒ／ｔ＝１３ｍ／３．８ｃｍ≒３４０）である。），底部内径約１２ｍ，頂部内径約９．７ｍ，高さ約２ｍの鋼製円錘殻，その上に載る格納容器ヘッド及び底部コンクリートスラブより構成され，全体の高さは約４８ｍである。

格納容器は，圧力容器及び原子炉冷却材再循環系を取り囲むドライウェル，円筒形で内部に純水を保有するサプレッション・チェンバ等から構成され，その下端は鉄筋コンクリート製の原子炉建屋基礎盤により支持されている。ドライウェル及びサプレッション・チェンバの外表面（底部コンクリートマット部は除く。），内表面は，ともに鋼板に塗装を施した鋼製としている。

格納容器の円錘頂部付近には上部シアラグ及びスタビライザがあり，これらが圧力容器より格納容器に伝えられる水平力及び格納容器にかかる水平力の一部を周囲の一次遮蔽壁に伝える構造となっている（丙Ｃ４９・１０頁，同付属資料２頁）。上部シアラグには格納容器円周方向の隙間があるが，約０．５ｍｍと荷重伝達に大きな不均一が生じるような隙間ではなく，格納容器半径方向の隙間もあるが，圧力容器側の隙間が約２ｍｍ，原子炉建屋側の隙間が約３０ｍｍであるのに対し，シアラグの挿入量が約９０ｍｍと地震等により容易に外れない構造となっている（丙Ｄ２４３）。

本件発電所の格納容器は，放射性物質が本件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ものとし，閉じ込め機能を持たせており，安全機能が喪失した場合における公衆への影響が特に大きい施設として，耐震重要度分類で最も上位のクラスであるＳクラスの施設に属する。

イ　本件設置変更許可申請における評価（重大事故等対策）

被告は，本件設置変更許可申請において，重大事故等対策の有効性評価を行うに当たり，「格納容器が損傷することで，格納容器内の原子炉圧力容器等の構造物及び機

器が広範囲にわたり損傷し，原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンス」を想定し，大規模な損傷の場合には，「格納容器内の配管及びＥＣＣＳ注入配管が同時に構造損傷して，大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，原子炉注水機能も喪失するため，炉心損傷に至る。なお，この場合，格納容器が損傷しており，閉じ込め機能にも期待することはできない。」と評価したものの，「本事故シーケンスの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも４．１×１０$^{-9}$／炉年であり，全炉心損傷頻度（７．５×１０$^{-5}$／炉年）に対して０．１％未満と小さい。最大地震荷重を受ける格納容器スタビライザが損傷した場合でも，荷重の再配分により残りの格納容器スタビライザ及び原子炉圧力容器ペデスタルで原子炉遮蔽壁の地震荷重を受けることができることから，直ちに原子炉遮蔽壁が転倒するには至らず，原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の一部損傷若しくは破損に留まるものと考えられる。この場合は既存のＬＯＣＡシナリオと同様の進展になることが想定される。また，最大地震荷重を受ける格納容器下部シアラグが損傷した場合でも，荷重の再配分により残りの格納容器下部シアラグ及びダイヤフラム・フロアで原子炉圧力容器ペデスタルの地震荷重を受けることができることから，直ちに原子炉圧力容器ペデスタルが転倒するには至らず，原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の一部損傷若しくは破損に留まるものと考えられる。この場合は既存のＬＯＣＡシナリオと同様の進展になることが想定される。以上を総合的に勘案した上で，本事象については，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。」としている（丙Ｈ３・添付書類十・追補２「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補・別紙２－４頁～別紙２－７頁）。

ウ　本件工認申請における耐震安全性評価

（ア）許容応力状態V_ASについて（丙Ｃ４９・１４～１７頁，丙Ｄ１７８）

被告は，本件工認申請に当たって，本件発電所の格納容器について，設計基準対象施設においてはＳクラス施設に，重大事故等対処設備においては常設耐震重要重大事

故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類されることから，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として構造強度評価を行うこととし，設計基準対象施設としての許容応力状態$\mathrm{IV_AS}$に対する評価に加え，重大事故等対処設備としての許容応力状態$\mathrm{V_AS}$に対する評価を行った。

許容応力状態$\mathrm{V_AS}$における評価は，被告において，東京電力が柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉について行った評価手法を参考に，重大事故等対処施設が設計基準事故を超える事象が発生した場合に必要な措置を講じるためのものであることを考慮し，従来の運転状態ⅠないしIV（認定事実４(6)ア（イ）ａ）に加え，重大事故等が発生している状態としての運転状態Ｖを新たに定義するとともに，設計条件を超える運転状態Ｖの許容応力状態として$\mathrm{V_A}$を定義し，更に地震との組合せにおいては許容応力状態$\mathrm{V_AS}$を定義するなどの検討方針の下で行ったものである（丙Ｃ４９・１４頁，丙Ｄ１７８・３９－４－１０～１３頁，丙Ｄ１８４）。

許容応力状態$\mathrm{V_AS}$の評価に当たっては，荷重の組合せを考慮する判断目安として，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４の設計基準の際のスクリーニング基準である10^{-7}／炉年（前提事実４(6)ア（イ）ａ（ａ））から更に保守性を見込んだ10^{-8}／炉年を採用した上で，重大事故等の発生確率及び基準地震動の発生確率を踏まえて，約７０日間の継続時間を要する重大事故等の状態については，基準地震動Ｓｓとの荷重の組合せを検討することとした（丙Ｃ４９・１４，１５頁，丙Ｄ１７８・３９－４－１６～１７頁）。

具体的には，格納容器の許容応力状態$\mathrm{V_AS}$における座屈評価を行うに当たり，座屈評価に与える影響が厳しくなるよう，重大事故等対策の有効性評価の中で最もサプレッション・チェンバのプール水位が上昇するケースである，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で代替循環冷却系が使用できない場合を仮定したケース，すなわち，再循環系配管の完全破断を起因事象として想定した上で，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系の機能喪失に加えて，残留熱除去系，残留熱除去系海水系の機能喪失を仮定するとともに，外

部電源の喪失と非常用電源の機能喪失をも仮定し，更に，代替循環冷却系が使用できない場合を仮定するケースを採用している。同ケースでは，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイに加え，格納容器破損防止のため，格納容器圧力逃がし装置による除熱を行うこととされている。被告は，同ケースの継続時間は長期に及ぶと考えられることなどを踏まえ，炉心の著しい損傷が既に生じた後の状態において想定するサプレッション・チェンバのプールの水荷重と，基準地震動Ｓｓによる荷重とを組み合わせた座屈評価を行っており，更に，その際のサプレッション・チェンバのプールの水荷重については，①重大事故等対策の有効性評価において，上記で挙げた「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうちの代替循環冷却系が使用できない場合では，格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）ないし耐圧強化ベント系の機能を維持すべく，これらが接続されているベントライン（底部から約１５．２ｍ）に達しないよう，プール水位が通常水位（約７ｍ）から＋６．５ｍ（底部から約１３．５ｍ）に到達した時点で格納容器スプレイを停止するなどしてプール水の水位を制御し，評価基準を満たすことができることを確認した（丙Ｈ３・添付書類十・１０(5)－７－５５９頁～６０９頁。なお，原子力規制委員会も本件設置変更許可の際にこれを十分なものと認めている。丙Ｈ５・２２８～２３４頁）にもかかわらず，当該ベントラインに達する水位（底部から約１５．２ｍ）を設定し，また，②水荷重は底部コンクリートマット（底部ライナー部）に本来作用するが，Ｐ６に軸圧縮荷重として作用する（丙Ｄ１７９）との保守的な条件を設定した。（丙Ｃ４９・１４～１７頁，同付属資料１９頁，弁論の全趣旨）

（イ）格納容器底部とフランジプレートの接合部（丙Ｃ４９・１２～１６頁，同付属資料１４頁，丙Ｈ１５）

被告は，本件工認申請に当たって，格納容器底部とフランジプレートの接合部について，発生応力が大きくなる部位の一つ（Ｐ６）として選定し，ＪＥＡＧ４６０１に示されている座屈評価式（認定事実４(6)ア（エ））に基づき評価した。

その結果，上記部位について，設計基準対象施設としての許容応力状態$\mathrm{IV_AS}$に対する座屈評価は，許容値１．０に対して発生値０．５９であり，重大事故等対処設備としての許容応力状態$\mathrm{V_AS}$に対する座屈評価は，許容値１．０に対して発生値０．９８であった。

（ウ）格納容器スタビライザのフランジボルト（丙Ｈ１７）

被告は，本件工認申請に当たり，格納容器スタビライザについて，設計基準対象施設においてＳクラス施設に分類されることから，設計基準対象施設としての構造強度評価を行ったところ，その際，フランジボルトの引張応力について，呼び径断面積に基づく設計・建設規格（２００７）の評価式を適用して応力を算出し，また，格納容器の最高使用温度である１７１℃を適用して，許容応力状態$\mathrm{IV_AS}$に対する発生値を５０９ＭＰａ（基準地震動Ｓｓにより格納容器スタビライザ１箇所当たりに作用する水平荷重について５．６４×10^6Ｎと算出し，これを呼び径断面積１．１０８×$10^4$$mm^2$で除したもの。弁論の全趣旨），許容値を５３４ＭＰａと評価した。

（エ）トラス（丙Ｈ１７）

ａ　本件工認申請

被告は，本件工認申請において，格納容器スタビライザのトラスの組合せ応力について，圧縮力と曲げモーメントとを求め，これらの各値を設計・建設規格（２００７）の定める評価式（組合せ応力評価式）に適用し，その計算値が０．９２５であるとして１を下回ることを確認している。

ｂ　組合せ応力評価式のＦ値について

上記組合せ応力評価式とは，「$\sigma_c / f_c + {}_c\sigma_b / f_b \leqq 1$」という評価式であり，$f_c$は許容圧縮応力を，$f_b$は許容曲げ応力を，$\sigma_c$は平均圧縮応力を，${}_c\sigma_b$は圧縮側曲げ応力を，それぞれ意味する。組合せ応力評価式のうち，f_c及びf_bについては，Ｆ値に基づく値が設定される。（丙Ｂア３４・Ｉ－８－７～Ｉ－８－１１頁）

本件工認申請において，Ｆ値は，以下のとおりである（丙Ｄ１８６）。

Ｆ＝ｍｉｎ（１．２Ｓｙ，０．７Ｓｕ）

＝ｍｉｎ（１．２×３９２ＭＰａ，０．７×５４９ＭＰａ）

＝３８４ＭＰａ

また，本件工認申請におけるf_c及びf_bの値は，それぞれ３０３ＭＰａ，３８４ＭＰａであり，Ｆ値をＳｕに置き換えて計算した場合には，f_cは３９１ＭＰａに，f_bは５４９ＭＰａとなる（丙Ｄ１８６）。

(5)　原子力規制委員会による適合性判断

原子力規制委員会は，本件発電所の耐震安全性について，圧力容器スタビライザについては前記(3)の，格納容器については前記(4)の耐震安全性の評価等を含め，基本設計ないし基本設計方針を定めた本件設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則４条及び同解釈別記２の規定（認定事実４(2)）に適合するものであると認め，詳細設計を定めた本件工認申請の内容が技術基準規則５条（同(4)）の規定に適合するものであると認めた（丙Ｈ５・２３～３４頁，８の１・３～６頁）。

３　争点４－１（耐震安全性に関する新規制基準の合理性）について

(1)　新規制基準における耐震安全性の体系について

新規制基準は，基準地震動について，設置許可基準規則解釈別記２・４項において，設置許可基準規則４条３項の「その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震」による地震動をいうものと定義し，同５項において，「最新の科学的・技術的知見を踏まえ，敷地及び敷地周辺の地質・地質構造，地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なもの」として，策定することを求めている（認定事実２(1)イ（ア））。

そして，新規制基準は，上記のとおり基準地震動が適切に策定されることを前提として，耐震設計については，認定事実４(2)から(5)のとおり，①設計基準対象施設について，全体として弾性設計を求め，耐震重要度分類の最も高いＳクラスの設備については弾性設計用地震動（基準地震動との応答スペクトルの比率が０．５を下回らないような値で工学的判断に基づいて設定される地震動）又は静的地震力（建物重量に係数を乗じて求める地震力）を用いて弾性範囲に留まるかの確認を行うなど，耐震重要

度分類に応じた耐震設計を要求しており，②高い耐震設計が求められる耐震重要施設については，基準地震動に対しても安全機能を維持できることを求め，上記①，②の基本方針が，原子炉設置（変更）許可申請において，設計方針に反映されているかを審査するとともに，工事計画認可申請の審査においても上記基本方針に従い，信頼性の認められる設計用の規格等に基づく工事計画となっているかが審査されるものとなっている。

(2) 原告らの主張について

原告らは，設置許可基準規則が，耐震設計において基準地震動Ｓｓを超える地震動が発電用原子炉施設に到来する可能性について全く言及しておらず，耐震重要施設及び重大事故等対処施設について想定する地震力がいずれも同じ基準地震動であることが不合理であると主張する。

しかしながら，基準地震動は，安全上重要な施設の耐震安全性を確保するため，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，詳細な調査検討を行った上，当該発電用原子炉施設の立地における地域性に加えて保守性を考慮し，上記の目的のために備えるべき地震動として想定されるものであるから（前記第３の４），これを安全上重要な機能を持つ各施設の耐震設計に用いることは，当該発電用原子炉施設の地震に対する設計上の安全性を確保するという目的に照らし，不合理ということはできない。

そして，新規制基準においては，設計基準対象施設について，弾性範囲の設計を求めていること，設計に用いられるＪＥＡＧ４６０１などの規格等においては，安全性確保の観点からＦ値（Ｓｙと０．７Ｓｕの低い方の値）の採用，評価式における安全率（１．５や２で除する。）などの保守的な考慮がされ（認定事実４(6)ア（ウ），同（エ），同イ，同ウ），加えて，原子力発電所の安全性を確保する上で重要な耐震重要施設については，基準地震動に対してもその安全機能維持を求めるものであり，一定程度の余裕を持った耐震設計がされることに照らすと，基準地震動Ｓｓを超える地震が発生しても直ちに設計基準対象施設が破損し，又は耐震重要施設が安全機能を喪失するわけではない。以上によれば，基準地震動が適切に策定される限りにおいて，基準地震動

に基づいて耐震設計を行う体系を採用することが不合理であるということはできない。

4　争点４－２（圧力容器スタビライザ・ロッドの耐震安全性）について

(1)　本件発生値について

ア　圧力容器スタビライザの構造について

原告らは，製作精度や地震動の影響などによりシアラグの間の隙間の大きさに差が生じ，あるいはシアラグが脱落し，これにより圧力容器スタビライザに作用する荷重の伝達状況に偏りが生じ，発生値が許容値を超える可能性があると主張し，同旨の証人後藤による意見書（甲Ｃ９６・２９～３８頁）を提出する。

証人後藤は，十数年間にわたり原子力プラントエンジニアリング部門で原子炉格納容器の設計と耐性評価研究に従事し，原子炉格納容器設計の責任者を務めた経験もある耐震設計の専門家であり，福島第一発電所事故後，平成２３年から平成２４年にかけて原子力安全・保安院ストレステスト意見聴取会委員，国会事故調査委員会協力調査員も務めている（甲Ｃ７６の１・４頁，証人後藤１頁）。

しかし，証人後藤による上記意見書の指摘は，格納容器円周方向には製作上必要な隙間が設けられており，格納容器半径方向（シェルに垂直な方向）には各構造物が熱膨張しても荷重を伝えないように，比較的大きな隙間を設けていること（甲Ｃ９６・３１頁）を前提とするところ，認定事実5(4)アのとおり，本件発電所の格納容器円周方向の隙間は，約０．５ｍｍと１ｍｍにも満たない水準であって，荷重の伝達に大きな不均一が生じるとは考え難く，また，格納容器半径方向の隙間についても，圧力容器側の隙間が約２ｍｍ，原子炉建屋側の隙間が約３０ｍｍであるのに対し，シアラグの挿入量は約９０ｍｍもあることに照らすと，証人後藤の上記指摘は本件発電所のシアラグの隙間を踏まえたものとはいえない。

また，証人後藤は，意見書（甲Ｃ１０８・２，３頁）において，８個ある圧力容器スタビライザの剛性（ばね定数）にも様々な要因によるばらつきが発生して一部の圧力容器スタビライザに荷重が集中し，応力発生値が増加する可能性があるとも指摘し，

ばらつきの原因として，荷重伝達状況に影響する程のねじの過度な締付けや緩み，荷重伝達状況を複雑化する接触による摩擦，ディスクスプリングの左右のそれぞれに発生した変位量の違いを指摘するが（甲Ｃ１０８・２頁），抽象的な可能性の指摘を超えるものとはいえない。

したがって，証人後藤による上記指摘及びこれに依拠する原告らの上記主張は，にわかに採用することができない。

イ　地震応答解析モデル

原告らは，本件工認申請において，被告が大型機器・構造物の地震応答解析モデルを用いたこと（認定事実５(3)オ）について，同モデルは，大型の三次元構造物である圧力容器等を，それぞれ１本の柱にモデル化した一次元の質点系モデルであり，三次元モデルでなければ表すことのできない変位や面外振動などは考慮されていない上，質量の配分や剛性の評価の仕方によっては固有周期の計算結果に影響を及ぼすおそれがあると主張し，同旨の証人後藤による意見書（甲Ｃ１０８・１，２頁）を提出する。

しかし，認定事実４(6)ア（オ）のとおり，ＪＥＡＧ４６０１において多質点系モデルの作成手法が採用されており，多度津工学試験所の耐震信頼性実証試験により，当該手法に基づくモデルを用いた解析により得られた応答加速度の再現性等が確認されている。

そして，上記の証人後藤の意見書の指摘は，三次元的な立体構造を一次元のモデルに置き換えた場合に，質量の配分や剛性の評価によっては固有周期の数値が変わることや，耐震解析では実挙動を十分に再現できないこともあるなど，三次元モデルを一次元モデルに置き換えた場合に捨象される問題を検討する必要があることを指摘するものであって，結局のところ，再現性に問題があり得る場合もあることの抽象的な可能性の指摘を超えるものとはいえない。

そうすると，一次元質点系モデルの採用を理由として本件発生値が過小評価であるとする証人後藤の指摘及び原告らの主張を直ちに採用することはできない。

ウ　初期締付荷重について

認定事実5(3)オのとおり，本件発生値４１０ＭＰａのうち，ディスクスプリングの初期締付荷重による応力値は２４７ＭＰａであり，地震力による生ずる応力値は１６３ＭＰａであるところ，原告らは，本件ロッドの初期締付荷重について，ナットの締め増しによる増加の可能性があると主張し，証人後藤による同旨の意見書（甲Ｃ１０８・３～５頁）を提出する。

しかし，上記の指摘についても，抽象的可能性を指摘するものにとどまるといわざるを得ず，直ちに採用することはできない。

エ　基準地震動Ｓｓの策定過程・静的解析について

被告は，基準地震動Ｓｓの策定に当たって，様々な保守的な条件設定を重ねた地震動評価をしていること，設計に用いる地震力については，実際の地震において建物に作用する力は時々刻々と変化する「ほんの一瞬」しか作用しない動的な力であるところを，その最大値をもって，時間的に変化せず，一定の力で作用し続ける静的な力とするとの保守的な仮定を置いていることから，本件発生値に余裕があると主張する。

しかし，基準地震動Ｓｓは，地震による原子力災害が発生する可能性を極めて低くするため，備えるべきものとして想定される地震動であるから，基準地震動Ｓｓを前提とすること自体が発生値の余裕であるとする考え方は採用することができない。また，実際の地震において，建物に作用する力は時々刻々と変化するものであるが，実際にどのように変化するかについて予測して再現することも困難であるから，これを一定の力で作用し続ける静的な力として評価することもやむを得ないといえ，この点をもって余裕があると評価することも安全側の考え方とはいい難い。

したがって，被告の上記主張を採用することはできない。

オ　小括

以上検討したところによれば，本件発生値が過小評価のおそれがあるとする原告らの主張も採用することができないものの，基準地震動Ｓｓの策定過程における保守的考慮や静的解析を理由に本件発生値に余裕があるとする被告の主張も採用すること

ができない。

(2) 本件許容値について

ア 本件許容値の設定について

本件許容値は，工認審査ガイドにおいて引用されているＪＥＡＧ４６０１及び設計・建設規格（２００７）の評価式に基づき，４４０ＭＰａと設定されたものである（認定事実４(5)ウ（カ），同(6)ア，同イ，同５(3)オ）。

そして，ＪＥＡＧ４６０１及び設計・建設規格（２００７）等の設計用の規格においては，安全性確保の観点からＦ値（Ｓｙと０．７Ｓｕの低い方の値）の採用，評価式における安全率（１．５や２で除する。）などの保守的な考慮がされているのであり（認定事実４(6)ア（ウ），同イ，同ウ），これを用いて算出された本件許容値は，その数値の中に余裕が内在しているといえる。

もっとも，安全率は，標準試験資料のばらつき，切欠き効果，寸法効果，表面状況など材料の疲れ限度に影響を与える諸因子の推定値の不確実さを補うため，あるいは部材にかかる荷重のばらつき，その見積りの不確実性，製品寸法の不同や精度，応力計算の近似性などのために設計計算において求められる使用応力の不確実性を補うため，機械設計等の分野で一般に必要とされるものであり（認定事実４(8)），原子力発電所の設計に特有のものではない。

イ 破損モードについて

（ア）ＪＥＡＧ４６０１等の規格について

原告らは，圧力容器スタビライザが破損する経過につき被告は延性破壊だけで説明しているが，金属材料の破損モードは延性破壊に限られず，脆性破壊，疲労破壊，座屈等の様々な態様があり，本件材料に形成された応力が当該材料の降伏点（Ｓｙ）に達する以前に破損をもたらす可能性があると主張し，証人後藤も，同旨の見解を述べている（甲Ｃ７６の１・１６～１７頁，甲Ｃ９６・１０～２９頁，証人後藤１４～２０頁）。

しかし，被告が本件工認申請に当たり採用しているＪＥＡＧ４６０１においては，

例えば，本件ロッドは，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４の定める「その他の支持構造物」に該当し，ボルト材でもあることから，ＪＥＡＧ４６０１－１９８４の２．９．１により２．８．１(3)の準用がなされ，引張応力とせん断応力が考慮されるのに対し，ボルト等を除く「その他の支持構造物」（ＪＥＡＧ４６０１－１９８４の２．９．１により２．８．１(2)が準用される。）であれば，上記に加え，圧縮応力，曲げ応力，支圧応力や座屈なども考慮される（認定事実４(6)ア（ウ））など，対象となる機器の形状やこれに応じた荷重の作用等に応じた破損モードの解析手法を含む内容を定めているものと評価することができる。

また，証人後藤も，ＪＥＡＧ４６０１等の工認審査ガイドで採用している基準や規格について，根本的に全てを否定しているわけではなく，地震動に関して衝撃的な荷重が考慮されていない等の点で異論があるが，基本的なところは納得しているところもあると述べている（証人後藤１６，１７，１０５，１０６，１２０，１２１頁）。そして，証人後藤が指摘する地震動による衝撃荷重とは，大振幅の強震動パルスを意味するものと解されるところ（同６４，６５，１０６頁），前記第３の６（争点３－２－２）において検討したところに照らすと，本件発電所の耐震設計上，大振幅の強震動パルスの衝撃荷重を別途検討していないことをもって，看過し難い過誤，欠落であるということはできない。

（イ）原告らが挙げる破損モードについて

a　座屈

原告らが挙げる破損モードのうち，座屈については，認定事実４(6)ア（エ）のとおり，ＪＥＡＧ４６０１において，径厚比（半径／板厚の比，Ｒ／ｔ）の大きい円筒殻が転倒モーメント，軸圧縮力を受けた場合には，弾性限界以下で座屈するいわゆる弾性座屈を生じることから，座屈評価式が定められ，これを考慮することとされているところ，圧力容器スタビライザの形状は認定事実５(3)アで認定したとおりであって，座屈が発生するような形状であるとは認め難く，これを考慮すべき理由はない。

b　疲労破壊

疲労破壊について，証人後藤は，本件発電所は東北地方太平洋地震後１０年近くにわたって運転を停止しており，その間に腐食を含めて劣化要因がなかったとは断言できない，地震は度々起きているから，繰り返し荷重による疲労の蓄積がないとは断言できない等と述べている（甲Ｃ１０８・１０頁）。

しかし，認定事実５(3)ウのとおり，圧力容器スタビライザは，通常運転時には窒素ガス雰囲気中にあり，運転中には有意な荷重を受けないこと，運転停止後は格納容器内を含め，一様に常温環境下にあり，空調設備による環境整備もされていることから，腐食等の劣化が進む状況にあるとは認められない。

また，本件発電所においては，原子炉の緊急停止がされるような大きな地震動が観測された事例は，東北地方太平洋沖地震に限られ，本件ロッドの耐震性に影響を及ぼすほどの地震による疲労の蓄積があるとも認められない。

したがって，証人後藤の疲労破壊の指摘は，抽象的可能性の指摘にとどまるものといわざるを得ず，この点について看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

ｃ　脆性破壊

認定事実５(3)ウのとおり，被告は，圧力容器の材料として，高い延性かつ靭性を有する低合金鋼を使用し，不純物の含有量を低く抑えるとともに，焼入れ・焼戻しの熱処理を施し，また，運転上の制限値として，脆性遷移温度に余裕を持たせた冷却材温度制限値を定め，管理を実施するとともに，圧力容器の中性子照射による脆化傾向を監視して圧力バウンダリの健全性が確保できることを確認している。

このようにして，被告は，中性子照射量の大きい圧力容器の炉心領域部を含め圧力容器の健全性を確保できることを確認しているのであって，圧力容器と同様に高い靭性を備えた材料を用いて設計される圧力容器スタビライザ（認定事実５(3)ウ）については，炉心領域部よりも上部に設置されること（同ア）をも踏まえると，中性子照射に伴い脆化が進展するような使用環境にあるとは認められない。

したがって，圧力容器スタビライザについて，脆性破壊を検討していないことが看過し難い過誤，欠落であるということはできない。

（ウ）小括

以上のとおり，被告が用いたＪＥＡＧ４６０１等の規格には，必要に応じて延性破壊以外の破損モードも適切に定められているといえ，圧力容器スタビライザないし本件ロッドにおいて，座屈，疲労破壊及び脆性破壊等を検討していないことが，看過し難い過誤，欠落に該当するとはいえない。

ウ　設計と実構造物との違いについて

原告らは，本件ロッドの降伏点Ｓｙ（６７９ＭＰａ）や応力の最大値Ｓｕ（８３９ＭＰａ）は，引張試験片による実験値にすぎず，実構造物では，ひずみ，応力集中部や潜在的欠陥などにより引張強さ（Ｓｕ）よりはるかに低い応力で破壊が起こり得るから，上記降伏点（Ｓｙ）及び引張強さ（Ｓｕ）をそのまま実構造物に適用すべきでないと主張し，証人後藤も，同旨の見解を述べている（甲Ｃ７６の１・２２～３１頁，甲Ｃ９６・１０～２９頁，証人後藤２７～３１頁）。

しかしながら，証人後藤も，ｆｔ＝ｍｉｎ（Ｓｙ，０．７Ｓｕ）÷２，ｆｔ*＝ｍｉｎ（１．２Ｓｙ，０．７Ｓｕ）÷２といったＪＥＡＧ４６０１等による評価式を否定するものではない（証人後藤１２０，１２１頁）。そして，応力集中部の発生可能性については，認定事実５(3)アの本件ロッドの形状に照らすと，屈折部の応力が集中するような構造とも認め難いし，また，実構造物の三次元的な多軸応力場では，降伏点が大きくずれることがあるとの点（甲Ｃ９６・１１～１５頁）については，圧力容器スタビライザは，鉛直方向の荷重は作用せず，水平方向のみであること（認定事実５(3)ア）を指摘することができる。

証人後藤は，意見書において，応力集中により材料試験より低い値で破断した事例として，①平成８年に米国サンディア国立研究所で実施された，Mark-Ⅱ改良型鋼製格納容器を模擬した１０分の１スケールの試験体による加圧試験，②同じく米国サンディア国立研究所で実施された昭和５９年のＰＷＲ型鋼製格納容器の８分の１のスケールの試験体による加圧試験，③多度津工学試験所で平成１０年から平成１２年代はじめにかけて実施された地震荷重による鉄筋コンクリート格納容器（ＲＣＣＶ）実

証試験を挙げる（認定事実４(7)）が，これらの試験を踏まえても，ＪＥＡＧ４６０１等の設計用の規格を変更するような議論がされている状況にはない（証人後藤１０３～１０５頁）。

次に，欠陥による破壊等の可能性についてみると，ＪＥＡＧ４６０１等の規格におけるＳｕ値は，確率的統計処理を行い１％破損確率限界値を上回らないよう設定したものであり（認定事実４(6)ア（ア）），また，被告は，本件ロッドの実材料についてのミルシートを取得している（認定事実５(3)イ）。

加えて，前記アのとおり，本件許容値については設計と実構造との違いも含め安全率が考慮されていると考えられ，ＪＥＡＧ４６０１等の規格によってもなお不十分とする具体的な理由は見当たらない。

以上に照らすと，少なくとも，ＪＥＡＧ４６０１等の評価式に基づく本件許容値が不合理であるということはできず，他にこれを認めるに足りる証拠はない。

エ　設計・建設規格（２０１２）について

本件許容値は，設計・建設規格（２００７）に基づき算出されたものであるが，被告は，本件ロッドの最も小さい径である谷径（６．８６０×１０^{3}mm^{2}）に基づいて断面積を算出しており，これは，設計・建設規格（２０１２）を適用した場合の本件ロッドの有効断面積（６．９９５×１０^{3}mm^{2}）よりも小さい（認定事実５(3)オ）。

そのため，本件ロッドについては，設計・建設規格（２０１２）を適用することも可能であり，その場合の評価式は，２で除していたところを１．５で除することとなるから（認定事実４(6)イ（エ）），許容値は５８７ＭＰａとなる。その場合，本件発生値４１０ＭＰａのうち，ディスクスプリングの初期締付荷重による応力値が２４７ＭＰａ，基準地震動Ｓｓによる応力発生値が１６３ＭＰａであること（認定事実５(3)オ）から，単純計算で基準地震動Ｓｓによる応力発生値が２倍になっても，上記の許容値を超えることはないこととなる（２４７ＭＰａ＋１６３ＭＰａ×２＜５８７ＭＰａ）。

(3)　小括

本件許容値４４０ＭＰａは本件発生値４１０ＭＰａの約１．０７倍であるから，設

計上の裕度（規制上の許容値に対し設計上設ける余裕）は小さいこととなる。

しかし，本件許容値４４０ＭＰａ自体がＪＥＡＧ４６０１及び設計・建設規格（２００７）の規格に基づく余裕を考慮した値であり，設計降伏点である６７９ＭＰａの０．５３倍であって，弾性状態にとどまるものである。

そして，工認審査ガイドは，基準地震動Ｓｓによる地震力に対する機器・配管系の構造強度に関する耐震設計の確認内容としては，規制基準の要求事項に留意して，地震力とそれ以外の荷重を組み合わせ，施設に生ずる応力等を算定し，それがＪＥＡＧ４６０１又は設計・建設規格（２００７）の規定を参考に設定された許容限界を超えていないことを求めており（認定事実４(5)ウ（カ）ａ【確認内容】（ｂ）），このような審査基準が不合理であるということはできない。さらに，本件ロッドについては設計・建設規格（２０１２）を用いることも可能であって，その場合の許容値５８７ＭＰａは，基準地震動Ｓｓによる応力発生値が２倍になっても上記許容値を超えないことは，前記(2)エで説示したとおりである。

したがって，その余の点を判断するまでもなく，本件許容値が本件発生値の約１．０７倍であることをもって原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

５　争点４－３（格納容器の耐震安全性）について

(1)　座屈について

原告らは，格納容器底部とフランジプレートの接合部（Ｐ６）の許容応力状態V_ASに対する座屈評価が，許容値１．０に対し発生値０．９８であることは，耐震設計上問題があると主張するので，以下検討する。

ア　重大事故等対処設備としての評価であることについて

認定事実５(4)ウ（イ）のとおり，被告は，本件工認申請において，格納容器底部とフランジプレートの接合部について，発生応力が大きくなる部位の一つ（Ｐ６）として選定し，ＪＥＡＧ４６０１の座屈評価式に基づき評価したところ，設計基準対象施設としての許容応力状態IV_ASに対する座屈評価は，許容値１．０に対して発生値０．

５９であり，重大事故等対処設備としての許容応力状態V_ASに対する座屈評価は，許容値１．０に対して発生値０．９８であった。

許容応力状態IV_ASは，ＪＥＡＧ４６０１において，運転状態Ⅳ相当の応力評価を行う許容応力状態IV_Aを基本として，それに基準地震動Ｓｓにより生ずる応力をも考慮する許容応力状態として定められている（認定事実４(6)ア（イ））。

そして，重大事故等対処施設のうち常設耐震重要重大事故防止設備については，基準地震動による地震力に対し，重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることが求められ（設置許可基準規則３９条１項），設置許可基準規則解釈３９条１項は，その適用に当たっては，設置許可基準規則解釈別記２に準ずるものとしているところ（認定事実４(2)ウ），被告は，重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえて，重大事故等が発生している状態を仮定し，更に基準地震動Ｓｓと組み合わせたものとして許容応力状態V_ASを想定し，その際，荷重の組合せを考慮する判断目安としてＪＥＡＧ４６０１－１９８４のスクリーニング基準よりも更に保守性を見込んだ10^{-8}／炉年を採用し，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）で代替循環冷却系が使用できないという厳しい想定を仮定して，耐震安全性の評価を行ったものである（認定事実５(4)ウ（ア））。

イ　発生値について

（ア）サプレッション・チェンバのプールの水位について

原告らは，被告による許容応力状態V_AS下でサプレッション・チェンバのプール水位の想定が，ベントラインに達するレベルの水位（底部から約１５．２ｍ）による荷重しか想定していないことは不十分であると主張する。

しかし，認定事実５(4)ウ（ア）のとおり，被告は，重大事故等対策の有効性評価において，上記で挙げた「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうちの代替循環冷却系が使用できない場合では，格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）ないし耐圧強化ベント系の機能を維持すべく，これらが接続されているベ

ントライン（底部から約１５．２ｍ）に達しないよう，プール水位が通常水位（約７ｍ）から＋６．５ｍ（底部から約１３．５ｍ）に到達した時点で格納容器スプレイを停止するなどしてプール水の水位を制御し，評価基準を満たすことができることを確認しており，許容応力状態V_ASにおいては，更に１．７ｍ水位の高いベントラインに達する水位を想定していることに加え，このような事態においては，格納容器圧力逃がし装置を用いることが想定されており，格納容器スプレイによる冷却を最優先する余りベントラインを超える水位まで上昇するような事態は想定し難い。

したがって，ベントライン下端以上の水位の水荷重を考慮した座屈評価を行うべきとする原告らの主張は，採用することができない。

（イ）余震等について

また，原告らは，許容応力状態V_ASは，重大事故等の状態が約７０日間継続していることを前提とするものであるところ，２０１６年熊本地震のように本震と同規模の地震が同一地域で短期間に発生する可能性があるとして，基準地震動Ｓｓと同程度クラスの地震を想定すべきと主張する。

しかし，認定事実3(8)アのとおり，同地震において２度にわたり震度７が観測された地点は益城町のみであるところ，同町に位置するKMMH１６（ＫｉＫ－ｎｅｔ益城）の観測記録（最大１３９９ガル（鉛直方向））は，火山灰質粘土や砂から成る地盤の地表観測記録であるのに対し，同観測点の地下－２５２ｍの地震基盤相当の硬質な岩盤（Ｓ波速度約２．７ｋｍ／ｓ）に設置された地震計では，鉛直方向で最大１２７ガル，水平方向でも最大２３７ガル（南北方向）にとどまり，地上の揺れの数分の一であったのであり，同地震で観測された上記の地震観測記録は，表層地盤での増幅の影響を受けたものである。このほか，許容応力状態V_ASのような状況下で更に基準地震動Ｓｓクラスの余震等を考慮しなければならないとするに足る具体的根拠は見当たらない。

したがって，２０１６年熊本地震の例を挙げて基準地震動Ｓｓ規模の余震の発生を考慮しなければならないとする原告らの主張は，採用することができない。

（ウ）発生値の検討

被告は，ＢＷＲプラントで一般に用いられる解析モデルを用いて発生値を算出しているところ，多度津工学試験所において，格納容器の実機構造を模擬した縮尺模型試験体を大型高性能振動台に載せて行われた耐震信頼性実証試験の結果，座屈評価で相対的に厳しい部位である格納容器基部（サプレッション・チェンバ基部シェル）において，実験結果である発生値が，上記解析モデルによる発生値の半分程度との結果が得られたこと（認定事実４(6)ア（エ））に照らすと，上記解析モデルによって発生値を算出することが不合理であるということはできない。

もっとも，被告は，座屈評価における発生値については，圧力容器スタビライザについて述べたのと同様に，基準地震動を用いていることや静的な力を考慮していることが発生値における余裕であると主張するが，同主張を採用することができないことは前記４(1)エのとおりである。

ウ　許容値について

原告らは，被告が提出した本件工認申請の際の座屈評価に係る証拠（丙Ｈ１５）は，各種データがマスキングされていて信用性に乏しい，また，仮にこれが正しいものであるとしても，実構造物で使用された材料に特有の品質や劣化状況などによってばらつきが生ずる可能性が高いなどと主張する。

しかし，上記証拠は，本件工認申請の審査資料であり，格納容器の材料のデータなど，当該材料を製造したメーカーの営業秘密等も記載されていることがうかがわれ，同資料については原子力規制委員会による審査がされていることをも踏まえれば，各種データにマスキングがされていることから直ちに上記証拠の信用性が乏しいということはできない。

また，座屈評価式は，認定事実４(6)ア（エ）のとおり，ＪＥＡＧ４６０１において示されているものであって，ＮＡＳＡが広範な座屈試験を基に下限曲線として示す設計公式を踏まえながら，ＮＡＣＡにおける実機に近くデータ数の多い実験結果とも比較するなどした上で，許容値として厳しい基準となるよう，上記の下限曲線から更に

安全率１．５を考慮するなどして導き出したものであって，上記安全率を考慮した許容値は実験データの９９％信頼下限を十分下回るものとされているなど，豊富な実験結果に裏付けられる信頼性と保守性とを兼ね備えているものといえる。なお，原告らは，同実験においても上記ＮＡＳＡの式の下限を下回るものがある旨の主張をするが，ＮＡＳＡの式の下限を若干下回るものが僅かにある程度であり，その信頼性を左右するようなものではない。また，証人後藤は，上記ＮＡＣＡの実験結果に相当大きな幅でばらつきがあると証言する（証人後藤４４頁）が，上記ＮＡＳＡ式は証人後藤が指摘するばらつきの全てを下回っていることに照らしてその信頼性を左右するものではなく，証人後藤も，座屈評価式について不合理であるとは考えておらず，安全率もある程度きちんとしていると理解している旨証言する（同６６，６７頁）。

このほか，原告らは，材料の品質や劣化状況などによってばらつきが生ずる可能性が高いなどという抽象的な主張をするにすぎず，上記のとおり安全率を加味して設定された座屈評価式の信頼性を左右するものではない。

したがって，座屈評価式が不合理であるとはいえず，また，座屈評価式により算出された許容値について，看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

エ　小括

以上のとおりであり，原告らが指摘する格納容器底部とフランジプレートの接合部（Ｐ６）の格納容器の許容応力状態V_ASに対する座屈評価（許容値１．０に対して発生値０．９８）は，設計上の裕度（規制上の許容値に対し設計上設ける余裕）が小さいといわざるを得ないものの，許容値は発生値を上回っており，許容値は座屈評価式による裕度を内在させるものであること，許容応力状態V_ASは重大事故等対処設備として相当厳しい想定の下での評価であること，許容応力状態IV_ASに対する座屈評価は許容値１．０に対して発生値０．５９であることに照らすと，原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

(2)　座屈以外について

原告らは，格納容器スタビライザのフランジボルトの引張応力の評価が，発生値５

０９ＭＰａに対し許容値が５３４ＭＰａであり，耐震裕度が１．０４倍であることから耐震性に問題がある等と主張する。

しかし，認定事実５(4)ウ（ウ）のとおり，被告は，本件工認申請に当たり，格納容器スタビライザのフランジボルトの引張応力について，工認審査ガイドが参照すべきものとする設計・建設規格（２００７）に基づき（認定事実４(5)ア），設計基準対象施設としての構造強度評価を行っており，その評価方法が不合理であるとは認められず，また，その評価の過程において，看過し難い過誤，欠落があるということもできない。また，認定事実５(4)ウ（エ）のとおり，被告は，本件工認申請において，格納容器スタビライザのトラスの組合せ応力について，圧縮力と曲げモーメントとを求め，これらの各値を設計・建設規格（２００７）の定める評価式（組合せ応力評価式）に適用し，その計算値が０．９２５であるとして１を下回ることを確認しており，その評価方法が不合理であるとは認められず，また，その評価の過程において，看過し難い過誤，欠落があるということもできない。

６　争点４（耐震安全性）についての総括

以上によれば，原子力規制委員会は，本件発電所の圧力容器スタビライザ及び格納容器の耐震安全性について，その基本設計ないし基本設計方針を定めた本件設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則４条及び同解釈別記２の規定に適合するものであり，その詳細設計を定めた本件工認申請の内容が技術基準規則５条の規定に適合するものであると判断しているところ（認定事実５(5)），前記３ないし５において検討したとおり，耐震安全性に係る新規制基準に不合理な点があるとは認められず，また，耐震安全性に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるとも認められない。

第５　争点５（津波に対する安全確保対策）について

１　認定事実６（津波対策に係る規制等）

掲記の証拠及び弁論の全趣旨によれば，津波対策に係る規制等について，以下のとおり認められる。

(1) 東北地方太平洋沖地震による津波被害

ア 本件発電所

東北地方太平洋沖地震（平成２３年３月１１日午後２時４６分発生）に伴う津波は，本件発電所の湾内静穏域に設置された潮位計の観測可能範囲を超えたことから最高水位及び最低水位の測定値を取得できなかったが，東海港沖合約１５０ｍの位置に設置された波高計では，同日午後４時５０分頃最大水位約Ｈ．Ｐ．（日立港工事用基準面）＋５．５ｍ（標高＋４．６ｍ）が確認されており，また，津波の痕跡高調査から，遡上高は，Ｈ．Ｐ．＋６．３ｍ（標高＋５．４ｍ）程度と推定されている（丙Ｄ８１）。

本件発電所の原子炉は，東北地方太平洋沖地震発生の２分後である同時４８分にはスクラムにより自動停止し，同地震の影響による外部電源（常用電源系２７５ｋＶ，予備電源系１５４ｋＶ）の喪失を受けて自動起動した非常用ディーゼル発電機３台により，原子炉の冷却を開始した。その後，本件発電所に，同地震に伴う津波が到来した結果，津波対策工事完了間近であった北側の海水ポンプ室（敷地高さ：Ｈ．Ｐ．＋約５．１ｍ）に海水が流入して非常用ディーゼル発電機冷却用海水ポンプ１台が水没して自動停止したことから，非常用ディーゼル発電機も１台が使用不能となった（同日午後７時２５分）。一方で，南側の海水ポンプ室は既に津波対策工事が完了しており津波の浸入を防ぐことができたことから，同室にある残りの非常用ディーゼル発電機２台の運転により原子炉等の冷却に必要な電源を確保し，また，同月１３日午後７時４１分には予備の外部電源が復旧して受電を開始し，その後，原子炉隔離時冷却系，残留熱除去系，主蒸気逃がし安全弁といった原子炉等の注水・除熱・減圧の機能を担う各種の設備により，同月１５日午前零時４０分に冷温停止（原子炉冷却材温度１００℃未満）に至った。（甲Ｅ１・１８０頁，丙Ｃ４０・２２～２３頁，同付属資料５１～５４頁，丙Ｅ２・１～４，１７～１８頁，丙Ｅ３，５）

イ 津波に伴う船舶の被害等について

東北地方太平洋沖地震により，東北地方から関東地方北部の太平洋側を中心に，北海道から沖縄県にかけて広い範囲で津波が観測された。岩手県宮古で津波高（潮位観

測所で計測した海上での津波の高さ）８．５m，福島県相馬で津波高９．３mの津波が観測され（潮位観測所が津波により被害を受けたためにデータを入手できない期間があり，後続の波で更に高くなった可能性がある。），その間の沿岸の津波高は，おおむね８～９mであるなど，東方地方から関東地方北部の太平洋側で高い津波が観測された。（甲Ｄ４９，丙Ｅ１）

東北地方太平洋沖地震時に太平洋側港湾に在泊していた船舶の行動や被害について，各種文献調査結果，港湾管理者からの情報収集結果，船社に対するヒアリング調査結果及び鹿島港でのＡＩＳ（Automatic Identification System. 船舶自動識別装置）データを取りまとめたところ，合計１２０隻の大型船舶（漁船は除く。）のうち，５７％が湾外退避（漂流しつつ湾外避難に成功したものを含む。），１７％が湾内待機（係留強化，広い水域で投錨などしたもの），２６％が湾内漂流した（湾内漂流船のうち約６１％は無人であった。）とされている。また，上記の湾外退避した船舶のうち被災の無かったものが８８％，被災軽度のものが１２％であり，上記の湾内待機した船舶のうち被災の無かったものが５５％，被災軽度のものが４５％であるのに対し，上記の湾内で漂流した船舶については，被災の無かったものは１隻もなく，６４％が自力航行不能（座礁，陸への乗り上げなど），１３％が被災重度，２０％が被災軽度，３％が行方不明という結果であった。（甲Ｄ９３）

なお，大型の船舶は，その漂流を防ぐために係留索等によって岸壁等に係留されるが，ＡＩＳのデータ解析から，船舶の動き出す力が係留索の耐力を上回ったことにより漂流した事例が報告されており，通常の係留方法によって漂流を防ぐには限界がある。実際に津波の来襲が警報されると，船舶の所有者は船舶を沖合へと移動させるのが一般的であるが，東北地方太平洋沖地震に伴う津波時のＡＩＳのデータ解析によれば，大型の船舶ほど湾外に避難できていなかったことが分かっており，その理由としては，離桟に必要なタグボートや水先人が手配できないこと，陸上作業員の避難で係留索の解除ができないこと，地震による停電のために荷役機器の離脱ができないことが挙げられ，大型船舶の緊急離桟訓練の実施など，ソフト対策の必要性も指摘されて

いる。（甲Ｄ２３４・１頁，２３５・４頁）

国土交通省海事局が平成２３年１１月に東北地方太平洋沖地震の際に日本近海を航行又は日本の港湾に寄港していた商船等の船長を対象に行ったアンケート（有効回答数３５３件）を取りまとめたところによれば，東北地方太平洋沖地震の際，洋上避難をしようとした船舶のうち，避難に要した時間は６０分程度であったものが最も多く，避難することができなかったものが約１３％（東日本太平洋沿岸では２２％）を占めた（甲Ｄ９７）。

このほか，東北地方の港において，数多くの係留中の船舶が湾内で漂流し，又は座礁するなどした事例が報告されており，例えば，八戸港では，荷役中であった約２万ｔの貨物船が，緊急離桟しようとしたが，津波に圧流され係留索が切断し，防波堤内側の浅瀬に乗り上げた事例が，宮古港では，係留中であった１０００総トンの起重機船などの多数の船が陸上に乗り上げた事例が，釜石港では，約５０００総トンの貨物船が荷役中に津波に襲われ，係留索が切断し，岸壁に乗り上げた事例等が報告されている（甲Ｄ１０３）。また，鹿島港においても，２６万ＤＷＴ（載貨重量トン数。貨物を積載した状態での重量と船舶のみの重量との差）の原油タンカーが押し波を受けて湾内に押し込まれ，引き波を受けて航路脇で座礁し，次の押し波を受けて防波堤に衝突した事例，１８万ＤＷＴの鉱石船が湾内で津波を受け，漂流状態となり座礁した事例が報告されている（甲Ｄ９８）。

なお，東北地方太平洋沖地震の際，福島第一発電所の敷地内でも，津波により，重油タンク，門型クレーン，車両などが漂流物となり，建屋外壁において，漂流物が衝突したと思われる痕跡が一部で確認されているが，漂流物による構造躯体の損傷は確認されていない（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３２４頁）。

ウ　福島第一発電所について

東北地方太平洋地震による津波被害により，福島第一発電所事故が発生したことは前提事実６(1)のとおりである。

なお，平成１４年７月３１日には地震調査研究推進本部地震調査委員会が「三陸沖

から房総沖にかけての地震活動の長期評価について」（以下「地震本部長期評価」という。）を公表し，三陸沖北部から房総沖までの日本海溝沿いの領域において，Ｍ８クラスのプレート間地震（津波地震）が発生する確率は今後３０年以内に２０％程度と評価されていた（甲Ｄ８８）。福島第一発電所事故に係る国会事故調報告書は，地震本部長期評価について，東北地方太平洋沖地震の震源域の一部しか推定できていなかったものの，東京電力が平成２０年５月頃に計算したところによれば，地震本部長期評価の予測する地震は，福島第一発電所敷地にＯ．Ｐ．＋１５．７ｍの津波をもたらすと予測されたことから，東北地方太平洋沖地震による高い津波は，この地震本部長期評価からだけでも予測することができたにもかかわらず，東京電力がその危険性を軽視し，敷地前面の検潮所における最大上昇水位Ｏ．Ｐ．＋６．１ｍの津波を想定した対策のままであった（前提事実６(1)）ことを福島第一発電所事故の原因の一つとして指摘している（甲Ｅ１・８１～８９頁）。

(2) 設置許可基準規則・同解釈

ア 概要（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３０４～３０６，３１３～３１６頁）

新規制基準策定に当たっては，津波を原因として全交流電源及び直流電源を喪失し，原子炉冷却機能を失った結果，炉心溶融に至ったという福島第一発電所事故（前提事実６(1)）の教訓を踏まえ，最新の科学的知見を基に設定したとしても，それを超える津波が襲来する可能性は否定できず，その場合のリスクを最小限にするためにいかなる対策を講ずるべきかという視点で議論が進められた。

その結果，基準津波策定については，従前は地震随伴事象として津波を想定していたところ，これに限定せず，世界の津波事例や津波の発生機構等から考えると，プレート境界で大きなすべりにより強い揺れと大きな津波を生成する地震や海溝近傍で発生し強い揺れを伴わないが大きな津波を生成する津波地震，地震以外にも火山の山体崩壊や地すべり等が大きな津波の発生要因となっていることから，国内外の津波事例を踏まえ，その発生機構やテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で検討を行うことを基本とし，津波に対する安全性評価としては，多層的な津波対策を講じること

を求めることとし，津波に対する防護施設の設置等により基準津波による津波を安全上重要な施設の設置位置（敷地高さ）に遡上又は流入させないこと（ドライサイト）を基本としつつ，津波が防潮堤を超え敷地に遡上又は流入する事象等（設計を超える事象）に対しても一定の耐性を付与するよう求めることとし，具体的には，以下のような対策を求めている。

① 外郭防護（遡上波防護）

耐震重要施設（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の設置された敷地への津波の到達又は流入の防止を基本方針とする。

② 外郭防護（漏水防護）

取水・放水施設及び地下部等からの漏水による浸水に対する防護措置として，漏水による浸水範囲を限定し，浸水想定範囲周辺に耐震重要設備がある場合は，防水区画化し，必要に応じて浸水量や安全機能への影響を評価し，長期間の冠水が想定される場合は排水設備を設置する。

③ 内郭防護

Ｓクラスに属する設備を内包する建物及び区画について，浸水防護重点化範囲として明確化し，当該範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口を特定し，浸水対策を講ずる。

イ 設置許可基準規則

設置許可基準規則は，津波について，以下のとおり定めている。

（ア）設計基準対象施設は，その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。（５条１項）

（イ）重大事故等対処施設は，基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。（４０条）

ウ 設置許可基準規則解釈（甲ＢアＳ，丙ＢアＳ）

設置許可基準規則解釈は，以下の内容を定めている。

（ア）基準津波（別記３・１項）

「基準津波」は，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，波源海域から敷地周辺までの海底地形，地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定すること。また，津波の発生要因として，地震のほか，地すべり，斜面崩壊その他の地震以外の要因及びこれらの組合せによるものを複数選定し，不確かさを考慮して数値解析を実施し，策定すること。また，基準津波の時刻歴波形を示す際は，敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ，時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう，施設から離れた沿岸域における津波を用いること。

なお，基準津波の策定に当たっての調査については，目的に応じた調査手法を選定するとともに，調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって，調査結果の信頼性と精度を確保すること。

（イ）基準津波の策定方針（別記３・２項）

「基準津波」の策定に当たっては，以下の方針によること。

a　津波を発生させる要因として，次に示す要因を考慮するものとし，敷地に大きな影響を与えると予想される要因を複数選定すること。また，津波発生要因に係る敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえ，プレート間地震及びその他の地震，又は地震及び地すべり若しくは斜面崩壊等の組合せについて考慮すること。（別記３・２項１号）

・プレート間地震

・海洋プレート内地震

・海域の活断層による地殻内地震

・陸上及び海底での地すべり及び斜面崩壊

・火山現象（噴火，山体崩壊又はカルデラ陥没等）

b　プレート形状，すべり欠損分布，断層形状，地形・地質及び火山の位置等から考えられる適切な規模の津波波源を考慮すること。この場合，国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ，津波の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性

を考慮した上で検討を行うこと。また，遠地津波に対しても，国内のみならず世界での事例を踏まえ，検討を行うこと。（同２号）

c　プレート間地震については，地震発生域の深さの下限から海溝軸までが震源域となる地震を考慮すること。（同３号）

d　他の地域において発生した大規模な津波の沖合での水位変化が観測されている場合は，津波の発生機構，テクトニクス的背景の類似性及び観測された海域における地形の影響を考慮した上で，必要に応じ基準津波への影響について検討すること。（同４号）

e　基準津波による遡上津波は，敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること。また，行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には，波源設定の考え方及び解析条件等の相違点に着目して内容を精査した上で，安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映すること。（同５号）

f　耐津波設計上の十分な裕度を含めるため，基準津波の策定の過程に伴う不確かさの考慮に当たっては，基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因（断層の位置，長さ，幅，走向，傾斜角，すべり量，すべり角，すべり分布，破壊開始点及び破壊伝播速度等）及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で，適切な手法を用いること。（同６号）

g　津波の調査においては，必要な調査範囲を地震動評価における調査よりも十分に広く設定した上で，調査地域の地形・地質条件に応じ，既存文献の調査，変動地形学的調査，地質調査及び地球物理学的調査等の特性を活かし，これらを適切に組み合わせた調査を行うこと。また，津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査，敷地周辺に襲来した可能性のある津波に係る調査，津波の伝播経路に係る調査及び砂移動の評価に必要な調査を行うこと。（同７号）

h　基準津波の策定に当たって行う調査及び評価は，最新の科学的・技術的知見を

踏まえること。また，既往の資料等について，調査範囲の広さを踏まえた上で，それらの充足度及び精度に対する十分な考慮を行い，参照すること。なお，既往の資料と異なる見解を採用した場合には，その根拠を明示すること。（同８号）

ｉ　基準津波については，対応する超過確率を参照し，策定された津波がどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。（同９号）

（ウ）耐津波設計方針（別記３・３項）

設置許可基準規則５条１項の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために，基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては，以下の方針によること。

ａ　Ｓクラスに属する施設（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を除く。（中略））の設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また，取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。（以下省略）（別記３・３項１号）

ｂ　取水・放水施設及び地下部等において，漏水する可能性を考慮の上，漏水による浸水範囲を限定して，重要な安全機能への影響を防止すること。そのため，以下の方針によること。（以下省略）（同２号）

ｃ　上記のａ，ｂに規定するものの他，Ｓクラスに属する施設については，浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。（以下省略）（同３号）

ｄ　水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止すること。そのため，非常用海水冷却系については，基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能保持でき，かつ冷却に必要な海水が確保できる設計であること。また，基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保でき，かつ取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。（同４号）

ｅ　津波防護施設及び浸水防止設備については，入力津波（施設の津波に対する設計を行うために，津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して，それぞれの施設に対し

て設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また，津波監視設備については，入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため，以下の方針によること。（同５号）

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

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

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

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

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

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

防止設備への影響の防止措置を施すこと。

⑦　上記③，④及び⑥の設計等においては，耐津波設計上の十分な裕度を含めるため，各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高，波力・波圧，洗掘力及び浮力等）について，入力津波から十分な余裕を考慮して設定すること。また，余震の発生の可能性を検討した上で，必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮すること。さらに，入力津波の時刻歴波形に基づき，津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討すること。

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

f　地震による敷地の隆起・沈降，地震（本震及び余震）による影響，津波の繰り返しの襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘，砂移動及び漂流物等）を考慮すること。（同六）

g　津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価に当たっては，入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施すること。（以下省略）（同七）

(3)　津波審査ガイド（Ⅰ．基準津波）

新規制基準において，原子炉設置（変更）許可申請の審査に用いられる内規である津波審査ガイドのうち，「Ⅰ．基準津波」に関する部分の内容は，以下のとおりである（甲ＢＡ１，８，乙ＢＡ５８）。

ア　基本方針（２.）

施設の安全設計に用いる基準津波は，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，波源海域から敷地周辺までの海底地形，地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定すること。

また，基準津波は，地震のほか，地すべり，斜面崩壊等地震以外の要因，及びこれ

らの組合せによるものを複数選定し，不確かさを考慮して数値解析を実施し，策定すること。

イ　津波発生要因の選定（３．１）

(ア)津波を発生させる要因として，以下の事象を検討していることを確認する。(３．１．１(1))

・プレート間地震

・海洋プレート内地震

・海域の活断層による地殻内地震

・陸上及び海底での地すべり，斜面崩壊

・火山現象（噴火，山体崩壊，カルデラ陥没等）

（イ）プレート間地震では，津波を発生させる要因として，以下の事象を考慮していることを確認する。(同(2))

・プレート境界での大きなすべりにより強い揺れと大きな津波を生成する地震及び海溝直近の分岐断層まで同時に活動する地震

・プレート境界（海溝近傍）でのゆっくりとした大きなすべりにより強い揺れは伴わないが大きな津波を生成する津波地震

・上記の同時発生

ウ　基準津波の策定方針（３．２）

（ア）基準津波は，津波の発生要因（同ガイド３．１．１）を考慮した波源モデルに基づき，津波の伝播の影響等を踏まえて複数策定していることを確認する。

（イ）基準津波の策定に当たっては，最新の知見に基づき，科学的想像力を発揮し，十分な不確かさを考慮していることを確認する。

エ　津波波源の設定（３．３）

（ア）国内外の津波事例の考慮（３．３．１）

a　基準津波の波源及び波源モデルの設定に当たっては，調査結果を踏まえ，プレート形状，すべり欠損分布，断層形状，地形・地質並びに火山の位置等から考えられ

る発生要因に応じた適切な規模の津波波源を考慮していることを確認する。(３．３．１(1))

b　近地津波及び遠地津波を対象とした津波波源の設定に当たっては，国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ，津波の発生機構やテクトニクス的背景の類似性を考慮していることを確認する。(同(2))

c　国内外の津波事例を対象に観測記録を基にしたインバージョン解析により求められた波源モデルのすべりの不均一性等を考慮していることを確認する。(同(3))

d　津波堆積物を基に津波波源が推定されている既往津波については，推定精度を踏まえた津波波源の不確実さも考慮して検討していることを確認する。(同(4))

e　上記の検討に当たっては，以下の事項に留意している必要がある。(同(5))

・津波堆積物の調査は，調査範囲や場所に限界もあり，調査を行っても津波堆積物が確認されない場合があること。また，津波堆積物調査から得られる津波堆積物の分布域及び分布高度は，実際の浸水域及び浸水高・遡上高より小さいこと。

・津波の規模の想定は，津波に係る直接的な調査だけでは限界があること。

・大規模な津波を発生させる巨大地震や津波地震は，沈み込みプレート境界では，過去の事例の有無や場所に関わらずその発生を否定できないこと。

・地震や津波の発生域と規模は，過去の事例によるだけではそれを超えるものが発生する可能性を否定したことにはならないこと。

（イ）プレート間地震に起因する津波波源の設定（３．３．２）

a　プレート間地震については，地震発生域の深さの下限から海溝軸までが震源域となる地震（断層幅が飽和するような地震）を考慮していることを確認する。(３．３．２(1))

b　その際，地震発生域の下限の深さとしては，地震による地殻上下変動を考慮し，対象施設の敷地における津波の影響が最大となるように設定されていることを確認する。(同(2))

c　対象海域における既往地震の発生位置や規模を参考に，プレート境界面の領域

区分（以下「セグメント」という。）を設定し，セグメントの組合せにより，津波波源の位置，面積，規模を設定していることを確認する。（同(3)）

d　上記ｃのセグメントの組合せに応じた津波波源の総面積に対し，地震の規模に関するスケーリング則に基づいてモーメントマグニチュード及び平均すべり量を設定していることを確認する。その際，剛性率の異なるセグメントを組み合わせる場合には，剛性率の違いを考慮して適切にモーメントマグニチュード及び平均すべり量を設定していることを確認する。（同(4)）

e　モーメントマグニチュードの大きさに応じて津波波源のすべり分布の不均一性を考慮して段階的にすべり量を設定していることを確認する。その際，最大すべりが海溝付近に設定されていることを確認する。（同(5)）

f　Ｍｗ９クラスの巨大津波の場合には，破壊様式（破壊伝播方向，破壊伝播速度）の影響が考慮されていることを確認する。（同(6)）

g　海溝付近における津波地震の発生を考慮していることを確認する。（同(7)）

h　海溝付近にプレート境界から分岐した断層（分岐断層）の存在が否定できない場合には，プレート間地震との連動を考慮していることを確認する。（同(8)）

（ウ）プレート間地震に起因する津波の波源設定の対象領域の例示（３．３．２［解説］(2)）

日本周辺海域における既往津波の発生の有無に捉われることなく，日本周辺のプレート構造及び国内外で発生したＭｗ９クラスの巨大地震による津波を考慮すると，プレート間地震に起因する津波波源の設定は，別紙１４に示す３つの領域が対象となる。各領域範囲を津波波源とした場合の地震規模を以下に示す。（地震規模は参考値である。）

①　千島海溝から日本海溝沿いの領域（最大Ｍｗ９．６程度）

②　伊豆・小笠原海溝沿いの領域（最大Ｍｗ９．２程度）

③　南海トラフから南西諸島海溝沿いの領域（最大Ｍｗ９．６程度）

ただし，２０１１年東北地方太平洋沖地震では宮城県沖の日本海溝近傍においてお

よそ５０ｍを越える大すべりが生じたばかりであり，今後数百年オーダーの期間にこの領域で同程度の規模のすべりの発生が起こる可能性は他の地区に比べて小さい。

（エ）津波波源のモデル化に係る不確かさの考慮（３．３．７）

ａ　津波波源のモデル化に当たっては，発生要因に応じて津波波源の規模に影響するパラメータについて不確かさを考慮していることを確認する。例えば，地震起因の津波では，断層の位置や走向等の各種パラメータ及びすべりの不均一性等に係る不確かさを考慮していることを確認する。（３．３．７(1)）

ｂ　複数の震源が連動して破壊が広範囲に及ぶことが想定される場合には，破壊様式（破壊伝播方向，破壊伝播速度）に係る不確かさを考慮していることを確認する。（同(2)）

ｃ　各種パラメータの不確かさの設定については，その範囲及び科学的根拠が明示されていることを確認する。科学的根拠が示せない場合でも，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，安全評価の観点から十分な幅をもって設定されていることを確認する。（同(3)）

ｄ　波源特性の不確かさの要因（断層の位置，長さ，幅，走向，傾斜角，すべり量，すべり角，すべり分布，破壊開始点，破壊伝播速度等）及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方，解釈の違いによる不確かさが偶然的不確実さ及び認識論的不確実さに分類されていることを確認する。（同(4)）

ｅ　これら認識論的不確実さの要因については，それぞれの不確実さの幅を設定した上で，全不確実さの組合せをロジックツリーにより明示されていることを確認する。（同(5)）

オ　津波評価手法及び評価条件（３，４）

（ア）基準津波の策定，波源のモデル化，水位変動及び砂移動の評価等に当たっては，妥当性を確認した数値計算などを用いていることを確認する。（３．４．１(1)）

（イ）既往津波の痕跡高の再現性の検討により，数値計算に用いたモデル及び計算手法の妥当性を確認する。（３．４．２(1)）

（ウ）再現性の確認に使用する津波の痕跡が存在する場所において，その周辺における津波発生当時の地形が現在と異なる場合には，その差異を適切に考慮していることを確認する。（同(2)）

（エ）数値計算等の妥当性の検討においては，敷地周辺に来襲したと考えられる既往最大の津波（信頼性のあるデータを有するもの）の再現性を用いて確認する。（同(3)）

カ　津波評価結果からの基準津波の選定（３．５）

（ア）基準津波は，発生要因を考慮した波源モデルに基づき，津波の伝播の影響等を踏まえた津波を複数作成して検討した上で，安全側の評価となるよう，想定される津波の中で施設に最も大きな影響を与えるものとして策定されていることを確認する。（３．５．１(1)）

（イ）数値計算に当たっては，基準津波の断層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，これらの想定津波群による水位の中から敷地に最も影響を与える上昇水位及び下降水位を求め，これらの津波水位波形が選定されていることを確認する。（同(2)）

（ウ）基準津波は，敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ，時刻暦波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう，施設から離れた沿岸域で定義し，時刻歴波形として示されていることを確認する。（３．５．２(1)）

キ　基準津波の選定結果の検証（３．６）

（ア）基準津波を選定する際には，その規模が，敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠や歴史記録等から推定される津波の規模を超えていることを確認する。（３．６．１(1)）

（イ）行政機関において敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には，波源設定の考え方，解析条件等の相違点に着目して内容を精査した上で，安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映されていることを確認する。（３．６．２行政機関による既往評価との比較(1)）

（ウ）地方自治体による地域防災計画策定のための津波評価が行われている場合につ

いては，同評価による津波高推計との評価条件及び評価結果の比較・分析が行われていることを確認する。(同(3))

ク　超過確率の参照（４.）

日本原子力学会標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：２０１１」及び東北地方太平洋沖地震による津波から得られた知見等を踏まえて，確率論的津波ハザード評価を行い，評価地点における基準津波による水位の超過確率が求められていることを確認する。（４．１）

(4)　津波審査ガイド（Ⅱ．耐津波設計方針）

新規制基準において，原子炉設置（変更）許可申請の審査に用いられる内規である津波審査ガイドのうち，「Ⅱ．耐津波設計方針」に関する部分の内容は，以下のとおりである（甲ＢＡ１，８，乙ＢＡ５８）

ア　基本方針（２.）

（ア）原子炉施設の耐津波設計の基本方針については，『重要な安全機能を有する施設は，施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり，施設に大きな影響を与えるおそれがある津波（基準津波）に対して，その安全機能を損なわない設計であること』である。この基本方針に関して，設置許可に係る安全審査において，以下の要求事項を満たした設計方針であることを確認する。（２．１）

①　津波の敷地への流入防止（２．１(1)）

重要な安全機能を有する施設の設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達，流入させない。また，取水路，放水路等の経路から流入させない。

②　漏水による安全機能への影響防止（同(2)）

取水・放水施設，地下部において，漏水可能性を考慮の上，漏水による浸水範囲を限定して，重要な安全機能への影響を防止する。

③　津波防護の多重化（同(3)）

上記２方針のほか，重要な安全機能を有する施設については，浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。

④　水位低下による安全機能への影響防止（同(4)）

水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する。

（イ）上記の要求事項のうち①及び②については，津波の敷地への浸水を基本的に防止するものである。③については，津波に対する防護を多重化するものであり，また，地震・津波の相乗的な影響や津波以外の溢水要因も考慮した上で安全機能への影響を防止するものである。なお，③は，設計を超える事象（津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象等）に対して一定の耐性を付与するものでもある。

ここで，①においては，敷地への浸水を防止するための対策を施すことも求めており，②においては，敷地への浸水対策を施した上でもなお漏れる水，及び設備の構造上，津波による圧力上昇で漏れる水を合わせて「漏水」と位置付け，漏水による浸水範囲を限定し，安全機能への影響を防止することを求めている。

（ウ）設置許可に係る安全審査においては，基本設計段階における審査として，主に，基本事項，津波防護方針の妥当性について確認する。施設・設備の設計については，方針，考え方を確認し，その詳細を後段規制（工事計画認可）において確認することとする。（２．２）

イ　入力津波の設定（３．３）

（ア）入力津波の設定に当たっては，入力津波が各施設・設備の設計に用いるものであることを念頭に，津波の高さ，津波の速度，衝撃力等，着目する荷重因子を選定した上で，各施設・設備の構造・機能損傷モードに対応する効果（浸水高，波力・波圧，洗掘力，浮力等）が安全側に評価されることを確認する。（３．３【確認内容】(2)）

（イ）施設が海岸線の方向において広がりを有している場合（例えば敷地前面の防潮堤，防潮壁）は，複数の位置において荷重因子の値の大小関係を比較し，当該施設に最も大きな影響を与える波形を入力津波として設定していることを確認する。(同(3))

ウ　敷地への浸水防止（外郭防護１）（４．２）

重要な安全機能を有する設備又はそれを内包する建屋の設置位置・高さに，基準津波による遡上波が到達しないこと又は到達しないよう津波防護施設を設置している

ことを確認する。（４．２．１【確認内容】(1)①）

エ　漏水による重要な安全機能への影響防止（外郭防護２）（４．３）

前記(2)ウ（ウ）ｂに適合する方針であることを確認する。なお，後段規制（工事計画認可）においては，浸水想定範囲，浸水経路，浸水口，浸水量，浸水防止設備の仕様等について確認する。（４．３．１ないし４．３．３の各【確認内容】）

オ　重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）（４．４）

（ア）前記(2)ウ（ウ）ｃに適合する方針であることを確認する。なお，後段規制（工事計画認可）においては，浸水範囲，浸水量の想定，浸水防護重点化範囲への浸水経路・浸水口及び浸水防止設備の仕様について，確認する。（４．４．２【確認内容】(1)）

（イ）津波による溢水を考慮した浸水範囲，浸水量については，地震による溢水の影響も含めて，以下の例のように安全側の想定を実施する方針であることを確認する。（以下省略）（同(2)）

カ　水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響防止（４．５）

（ア）地殻変動量を安全側に考慮して，水位低下に対する耐性（海水ポンプの仕様，取水口の仕様，取水路又は取水ピットの仕様等）について，以下を確認する。（以下省略）（４．５．１【確認内容】(2)）

（イ）基準津波に伴う取水口付近の漂流物については，遡上解析結果における取水口付近を含む敷地前面及び遡上域の寄せ波及び引き波の方向，速度の変化を分析した上で，漂流物の可能性を検討し，漂流物により取水口が閉塞しない仕様の方針であること又は閉塞防止措置を施す方針であることを確認する。なお，取水スクリーンについては，異物の混入を防止する効果が期待できるが，津波時には破損して混入防止が機能しないだけでなく，それ自体が漂流物となる可能性が有ることに留意する必要がある。（４．５．２【確認内容】(3)）

キ　津波監視（４．６）

敷地へ津波の繰り返しの来襲を察知し，津波防護施設，浸水防止設備の機能を確実に確保するために，津波監視設備を設置するとの要求事項に適合する方針であること

を確認する。また，設置の概要として，おおよその位置と監視設備の方式等について把握する。（４．６【確認内容】(1)）

ク　漂流物による波及的影響の検討（５．４．２）

（ア）漂流物による波及的影響の検討方針が，津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物及び設置物等が破損，倒壊及び漂流する可能性について検討すること，上記検討の結果，漂流物の可能性がある場合には，防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう，漂流防止装置又は津波防護施設・設備への影響の防止措置を施すこととの要求事項（前記(2)ウ（ウ）ｅ⑥参照）に適合する方針であることを確認する。（５．４．２【確認内容】(1)）

（イ）設計方針の確認に加え，入力津波に対して津波防護機能が十分保持できる設計がなされることの見通しを得るため，以下の例のような具体的な方針を確認する。(同(2))

①　敷地周辺の遡上解析結果等を踏まえて，敷地周辺の陸域の建物・構築物及び海域の設置物等を網羅的に調査した上で，敷地への津波の襲来経路及び遡上経路並びに津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において発生する可能性のある漂流物を特定する方針であること。なお，漂流物の特定に当たっては，地震による損傷が漂流物の発生可能性を高めることを考慮する方針であること。

②　漂流防止装置，影響防止装置は，津波による波力，漂流物の衝突による荷重との組合せを適切に考慮して設計する方針であること。

(5)　技術基準規則・同解釈

技術基準規則６条１項は，設計基準対象施設が基準津波によりその安全性が損なわれるおそれがないよう，防護措置その他の適切な措置を講じなければならないことを定め，その意味について，同解釈６条１項は，設置許可基準規則５条の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき，基準津波により設計基準対象施設の安全性を損なわないよう，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設置等の措置を講じていること並びにそれらの機能を維持していることをいうものとしている（丙Ｂア

１０）。

(6) 耐津波設計に係る工認審査ガイド（丙Ｂア２１）

工事計画認可に係る耐津波設計に関わる審査の内規とされる耐津波設計に係る工認審査ガイドは，原子炉設置（変更）許可の審査に用いられる津波審査ガイドとは，それぞれ詳細設計段階（前者），基本設計段階（後者）のものとしてすみ分けているが，その整合性について詳細設計段階において慎重な審査が必要であり，また，基本設計段階における施設・設備の設計方針が詳細設計段階において施設・設備の位置，仕様等として具現化され，その状態を反映した基本的な事項や津波防護の基本方針について詳細設計段階において再確認する必要があるため，入力津波の設定や，敷地の特性に応じた津波防護の基本方針等においては，確認内容に共通性を持たせている。（１．３．③）

耐津波設計に係る工認審査ガイドでは，漂流物の特定等に関して，以下の内容が定められている。

ア　津波の二次的な影響による非常用海水冷却系の機能保持確認（３．６．２）

基準津波に伴う取水口付近の漂流物については，遡上解析結果における取水口付近を含む敷地前面及び遡上域の寄せ波及び引き波の方向，速度の変化を分析した上で，漂流物の可能性を検討し，漂流物により取水口が閉塞しないこと，又は閉塞防止措置を施していることを確認する。（３．６．２【確認内容】(3)前段）

イ　漂流物による波及的影響の検討（３．７．１）

漂流物の特定，漂流物による影響の程度に応じた措置等について，以下を確認する。（３．７．１【確認内容】(1)）

①　敷地周辺の遡上解析結果等を踏まえて，敷地周辺の陸域の建物・構築物及び海域の設置物等を網羅的に調査した上で，敷地への津波の襲来経路及び遡上経路並びに津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において発生する可能性のある漂流物を特定していること。なお，漂流物の特定に当たっては，地震による損傷が漂流物の発生可能性を高めることを考慮していること。また，敷地港湾及び敷地前面海域にお

いて停泊，係留される船舶がある場合は，津波の特性，地形，人工物の配置，待避行動等を考慮の上，漂流物となる可能性について検討していること。

② 特定された漂流物が防潮堤等の津波防護施設，浸水防止設備に及ぼす影響の程度に応じて，以下のような津波防護施設，浸水防止設備への設計上の考慮又は影響防止措置を施していること。

ａ）瓦礫等の軽量物が漂流物として特定されている場合，又は，漂流物に対して後述のｂ）の対策が施されていない場合，津波防護施設，浸水防止設備の設計において，漂流物が当該施設・設備に衝突する荷重を考慮していること。

ｂ）タンク・船舶等の重量物が漂流物として特定されている場合，当該重量物が漂流しないよう固定する等，漂流防止装置を設置，又は，津波防護施設，浸水防止設備に対して，漂流物が衝突しないよう防護柵，防護壁等の影響防止装置を設置。

ウ 荷重及び荷重の組合せ（４．３）

発電所施設周辺の一般的な漂流物としては，周辺に停泊されている船舶や車両，コンテナ，木材等の人工物が挙げられる。対象漂流物の設定に当たっては，現地踏査等により，潜在的に漂流物となり得る対象とその形状，数量について検討を行い，漂流物の特定がなされていることを確認する。（４．３【確認内容】①ｅ））

(7) 船舶の緊急退避又は係留避泊について

ア 船舶津波避難マニュアル作成の手引き

国土交通省は，船舶の津波避難対策に関し，東北地方太平洋沖地震において，同地震に伴う津波の来襲前に港外に避難できなかった多くの船舶が港内で漂流，座礁するなどの経験ないし教訓を踏まえ，学識経験者，海事関係者及び関係省庁等の議論を経て，津波来襲時に船長が短時間に的確な避難行動を判断できるよう，平成２６年３月に「船舶津波避難マニュアル作成の手引き」を策定し公表した（丙Ｄ１１３，１１４，１５９・６９～７０頁）。

上記手引きは，主に大型船の津波対応行動を想定し，避難行動の判断に必要な事項を取りまとめ，参考資料として詳細な情報を掲載し，津波避難マニュアルの一例を示

すものである（丙Ｄ１１４）。

もっとも，平成２８年４月７日時点の国土交通省の説明によると，旅客船や危険物輸送船の運航事業者については既に船舶津波避難マニュアルが作成されているものの，全国約４０００の内航事業者のうちマニュアルの作成が確認できている事業者は３７０にとどまり全体の１割にも満たず，また，外航船舶については，国内の大手事業者についてはマニュアルが作成されているが，外国の海運事業者が運航する船舶については，英語版の手引きの準備を進め，働きかけを行っている段階である（甲Ｄ２３６）。

イ　港内津波対策の手引き

公益社団法人日本海難防止協会は，２０１３年度大地震及び大津波来襲時の航行安全対策に関する調査研究報告書「港内津波対策の手引き」を公表しているところ，その中には以下の指摘がある（甲Ｄ２３７）。

（ア）公益社団法人日本海海難防止協会が平成９年に実施した，日本海沿岸の青森県から石川県までの９つの港を使用する一般船舶を対象とする避難準備所要時間の調査では，総トン数１万ｔ以上５万ｔ未満の船舶６２隻のうち，１５分未満が６隻，１５～２９分が２１隻，３０～４４分が８隻，４５～５９分が９隻，６０～８９分が１２隻，９０～１１９分が３隻，１２０分以上が３隻であり，５万ｔ以上の船舶４隻の内訳は，１５分未満，１５～２９分，４５～５９分，６０～８９分が各１隻ずつであった（同１１頁）。

（イ）最近の大型ＬＮＧ船バースにおいては，クイックリリースフック等緊急離桟設備が設置され離桟準備の所要時間が４０分程度との報告がある（同１０頁）。

（ウ）船舶の係留限界に係る参考資料として，平成２４，２５年度に開催された「津波来襲時の航行安全対策に関する調査研究委員会」において，係留動揺シミュレーション手法により，仮想桟橋に係留する大型危険物積載船（ＬＮＧ船等）及び一般船舶（１００００ＤＷＴ，３０００ＤＷＴ）に対する津波高さ，流速ごとの係留限界を求めた結果，モデル港（清水港）での津波高さに対する係留限界は，ＬＮＧ船ではおお

むね１～３m程度，一般船舶ではおおむね３～６m程度であったとの報告がある（同４６頁）。

ウ　避難海域水深について

（ア）　避難海域水深としては，田中ら（２００４）は２０～３０m以深，佐藤（１９８４）は５０m以深，今村（２００４）は２００m以深を推奨している。風間ら（２００６）は，小型船舶被害軽減を目的として，対象地域に来襲する沿岸域の津波波高に応じた避難海域の設定方法，すなわち一律の水深ではなく各地域で想定される津波高さから避難海域の条件を満たす水深帯を簡易的に設定し，これを避難海域設定の目安とする方法を提案している。（甲Ｄ２４２）

（イ）釜石海上保安部は，岩手県沿岸について，水深１００mまでを暫定的な避難海域とし，水深２００mを避難海域の目安としている（甲Ｄ２５３，丙Ｄ１１４・６０頁）。

銚子海上保安部は，避難海域に求められる条件は，①津波流速によって操船不能となる限界流速２ノット（約１m/s）以下であること及び②砕波が発生しない水深であることとし，津波の高さが３mの場合，①流速が１m/s以下となる水深は４２m，②砕波が発生しない水深は１２mであり，津波の高さが６mの場合，①流速が１m/s以下となる水深は１０８m，②砕波が発生しない水深は２４mであるなどとし，先ずは水深５０mまでの避難を呼びかけるちらしを作成している（甲Ｄ２４１）。

２　認定事実７（本件発電所における基準津波の策定について）

証拠（丙Ｄ９４，９５，１５９・５４～６６頁，丙Ｈ３・添付書類六・６－６－１～８４頁及び掲記のもの）によれば，本件発電所における基準津波の策定について，以下の事実が認められる。

(1)　津波に関する各種調査

ア　文献調査

被告は，宇佐美ほか（２０１３），渡辺（１９９８），国立天文台（２０１４），竹内ほか（２００７）等の文献を用いて，８６９年貞観地震に伴う津波まで遡って，敷地

周辺に影響を与えたと考えられる津波を調査した。この文献調査の結果，敷地周辺に比較的大きな影響を与えたと考えられる津波として，「１６７７年延宝房総沖地震に伴う津波」及び「東北地方太平洋沖地震に伴う津波」がある。１６７７年延宝房総沖地震については，竹内ほか（２００７）において，茨城県沿岸では記録の残っている最大の津波で，水戸紀年，大洗地方史，玄蕃先代集乾等の史料による建物被害等の記載から津波浸水高を推定した結果から，ひたちなか市の浸水高は４．５～５．５ｍとされており（丙Ｄ９７），また，東北地方太平洋沖地震については，本件発電所での痕跡高はおおむね５～６ｍ（最大６．５ｍ）である（丙Ｄ１５９・付属資料１６３頁）。

また，被告は，津波堆積物に関し，澤井（２０１２）（丙Ｄ９８）等の文献調査を実施し，茨城県日立市十王町及び千葉県銚子市で津波堆積物が見つかったとされていること，日立市十王町で確認された津波堆積物から３回のイベントが推定され，いずれも河川近傍の標高５ｍ以下の低地で検出されていることなどを確認した。

行政機関における津波評価として，本件発電所の位置する茨城県は，津波に対して総合的防災対策を構築する際の基礎となる検討を行うに当たり，茨城県沿岸に最大クラスの津波をもたらすと想定される地震として，東北地方太平洋沖地震と同様の震源域の地震（Ｍｗ９．０）と，「延宝房総沖地震津波」の震源域等を参考にした地震（Ｍｗ８．４）とを選定し，それぞれ茨城沿岸全域において津波浸水シミュレーションを実施し，２種類のシミュレーション結果を重ね合わせ，最大となる津波の浸水想定を公表している。それによると，本件発電所のある地域海岸（地域海岸９）の津波の水位はＴ．Ｐ．＋５．０～１０．９ｍ，最大遡上高Ｔ．Ｐ．＋１２．３ｍ，影響開始時間２６分である（丙Ｄ９９）。

イ　「東北地方太平洋沖地震に伴う津波」に関する知見の収集

東北地方太平洋沖地震の特徴として，複数の領域が連動して破壊が生じたことや，「すべり」（前提事実５(2)のとおり，津波評価に支配的な影響を与える。）の分布は不均質であり，三陸沖中部の南部，宮城県沖，三陸沖南部海溝寄り，福島県沖の四領域及びその海溝軸付近の領域においては大きなすべりが生じている一方，茨城県沖の海

溝軸付近では大きなすべりは生じていないこと，ＳＭＧＡの位置とすべり量の大きな領域とが必ずしも一致するものではないこと（丙Ｄ３８）などが知られている（丙Ｄ１５９・付属資料１５６～１５９頁）。

このような東北地方太平洋沖地震の特徴である破壊領域，すべり等に関し，被告は，これらが津波評価に与える影響が大きいことを踏まえ，以下のとおり，国内外を問わず各種知見を収集し，①固着の程度と破壊伝播の関係性，②固着の程度とすべりの関係性について，以下の知見を確認した。

まず，①の固着の程度と破壊伝播の関係については，固着の程度が小さい領域は，破壊伝播のバリアとなるとの知見がある。具体的には，日本海溝沿いの陸側のプレートと太平洋プレートの境界で発生するプレート間地震について，フィリピン海プレートにおいては固着の程度が弱く，同プレートの北東端が破壊伝播のバリアとなる。実際，東北地方太平洋沖地震の余震分布をみても，フィリピン海プレート北東端をほぼ南限としており，沈み込む太平洋プレートの上部のプレートが北米プレートからフィリピン海プレートに変わる領域において，破壊の南への伝播が止められている。

また，茨城県沖北端付近の領域も固着の程度が弱く，破壊伝播のバリアとして作用する。この領域においては，複数の海山が沈み込むに伴い，プレート境界面上に海溝軸から堆積物が沈み込んでおり，このことがプレート境界における固着の程度を弱めていると分析されている。実際，東北地方太平洋沖地震の際にも，同地震本震の破壊が茨城県沖海域を手前に停止している（丙Ｄ１５９・付属資料１７０頁）。

次に，②の固着の程度とすべりとの関係性についてみると，ＧＰＳデータ等の分析により，大きなすべりが生じた領域は，固着の程度が大きい領域に対応している。固着が強いプレート境界と２０世紀以降の巨大地震の発生域との関係をみても，Ｍ９クラスの巨大地震は，全てカップリング係数が中程度以上の特定の領域で発生している（丙Ｄ１５９・付属資料１６８，１６９頁）。なお，東北地方太平洋沖地震について，日本海溝の海溝軸付近で固着の程度よりも大きいすべり（いわゆるダイナミックオーバーシュート）が生じており，その領域は遠洋性粘土層が連続的に分布する領域に対

応しているとする見解もある（丙Ｄ９４・５－１－１５～１７頁）。（以上の固着の程度と破壊伝播ないしすべりとの関係性につき，丙Ｄ４１～４３，同１００～１０７）

以上のほかに，東北地方太平洋沖地震前後で，応力状態が圧縮状態から引張状態に変化したことから，三陸沖中部から福島県沖に蓄積されていた巨大地震を引き起こす歪みは，ほぼ完全に解消されたという見解が示されており，地震調査研究推進本部（２０１２）（丙Ｄ４０）等においては，津波堆積物調査の結果等から，過去に同規模の巨大地震が数百年間隔で発生している傾向がみられると分析するとともに，次の東北地方太平洋沖型の地震の発生確率につき，今後１００年間でほぼ０％と評価している。（ただし，その評価の信頼度は４段階のＣ（やや低い）であり，想定地震と同様な過去の地震データが少なく，必要に応じ地震学的知見を用いて発生確率を求めたため，発生確率の値の信頼性はやや低く，今後の新しい知見により値が大きく変わり得るとされている。）

⑵　プレート間地震に起因する津波の評価（丙Ｄ１５９・５７～６４頁）

被告は，プレート間地震に起因する津波について，上記⑴の津波に関する各種調査により得られた知見を踏まえて，敷地に面する日本海溝沿いを検討対象領域とした上で，「東北地方太平洋沖地震型の津波波源」及び「茨城県沖に想定する津波波源」を設定し，本件敷地に与える影響が大きくなるように，すべりの不均質性を考慮するなどしながら数値シミュレーションを用いた津波評価を行った。そして，これらの津波評価の結果から，本件発電所に与える影響の大きい津波波源として，「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」を選定した（後記ア。丙Ｄ１５９・付属資料１６４頁）。

次に，上記のようにして選定した「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」について，破壊開始点，破壊伝播速度等の不確かさを考慮した数値シミュレーションを行い，防潮堤前面での最高水位及び取水口前面での最低水位を評価した（後記イ）。

なお，上記の津波評価は，プレート間地震に起因する津波のうちの近地津波を対象としたものである。プレート間地震に起因する津波には遠地津波によるものもあるが，これについては，過去に本件敷地に最も大きな影響を及ぼしたと考えられる１９６０

年チリ地震津波の津波波源を代表として再現解析を行い，本件敷地への影響が小さいことを確認している。（丙Ｄ９４・５－１－１４頁）

ア　本件発電所に与える影響の大きい津波波源の選定

（ア）東北地方太平洋沖地震型の津波波源

前記(1)のとおり，本件敷地に比較的大きな影響を及ぼした地震津波として，「東北地方太平洋沖地震に伴う津波」がある。同地震において大きなすべりが生じた領域は，三陸沖中部の南部，宮城県沖，三陸沖南部海溝寄り，福島県沖の４領域及びその沖合の海溝軸付近であり，固着の程度が大きい領域に対応している（前記(1)イ）。また，茨城県沖北端付近では複数の海山が沈み込むことによりプレート境界における固着の程度を弱め，破壊伝播のバリアとして作用したと考えられ，実際，東北地方太平洋沖地震の際にも，同地震本震の破壊が茨城県沖海域を手前に停止している（同①）。

以上を踏まえ，被告は，三陸沖中部から福島県沖及びその沖合の海溝軸付近の領域を大きなすべりが生じる領域として，東北地方太平洋沖型の波源モデルを設定した。その地震規模はＭｗ９．１であり，平均応力降下量，平均すべり量等の各種パラメータについては，世界で発生した巨大地震及び日本周辺で発生した地震を対象として知見の収集・整理を行っている南海トラフ検討会第二次報告（津波断層モデル編）（丙Ｄ１０８）等を踏まえて設定した。

その際，すべり量の不均質性については，「東北地方太平洋沖地震に伴う津波」を含む国内外のＭ９クラス地震の津波波源に関する知見・教訓を整理した結果を踏まえてプレート間地震に起因する津波の特性化波源モデルの設定方法を提案する杉野ほか（２０１４）（甲Ｄ５０，丙Ｄ１０９）を参考とし，超大すべり域，大すべり域及び背景領域について，すべり量をそれぞれ平均すべり量の約３倍，約１．４倍，約０．３３倍に，面積をそれぞれ全体の面積の約１５％，約２５％，約６０％に設定した。津波評価に支配的な影響を与える超大すべり域及び大すべり域の位置については，三陸沖中部から福島県沖の範囲の海溝軸付近で，本件発電所に与える津波水位の影響が最も大きくなる位置に設定した。（別紙１５のとおり）

（イ）茨城県沖に想定する津波波源

前記(1)アのとおり，敷地に比較的大きな影響を及ぼした地震津波として，「１６７７年延宝房総沖地震に伴う津波」がある。

被告は，東北地方太平洋沖地震において大きなすべりが生じていない茨城県沖に津波波源を想定することとし，以下のとおり，「茨城県沖に想定する津波波源」と，「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」との二つを考慮した。

まず，「茨城県沖に想定する津波波源」については，その北限を茨城県沖と福島県沖との境界，その南限を北米プレートとフィリピン海プレートとの構造境界とするＭｗ８．５の波源モデルを設定した。平均応力降下量，平均すべり量等の各種パラメータについては，南海トラフ検討会第二次報告（津波断層モデル編）（丙Ｄ１０８）等を踏まえて設定した（別紙１６のとおり）。すべり量の不均質性については，上記の茨城県沖の領域は固着の程度が小さいと考えられるが，敷地に与える影響が大きくなるよう，杉野ほか（２０１４）を参考に，大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の約２倍，約０．３３倍に，面積をそれぞれ全体の面積の約４０％，約６０％となるように設定した。大すべり域の位置については，海溝軸付近に配置した。

被告は，これに加えて，更なる保守的検討として，「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」（Ｍｗ８．７）を設定した（別紙１７のとおり）。この津波波源の領域は，前記(1)イ①の知見によれば，フィリピン海プレートが破壊伝播のバリアとなると考えられるところを，北米プレートとフィリピン海プレートとの境界を越えて南限を房総沖まで拡張させたものである。その上で，すべり量については，杉野ほか（２０１４）（甲Ｄ５０，丙Ｄ１０９）では，Ｍｗ８．９以上のプレート間地震において，超大すべり域，大すべり域及び背景領域について，すべり量をそれぞれ平均すべり量の３倍，１．４倍，０．３３倍とし，面積をそれぞれ全体の面積の１５％，２５％，６０％となるように設定することを提案し，Ｍｗ８．７のプレート間地震を想定する場合には超大すべり域を設定することを提案していないが，被告は，これよりも保守的に超大すべり域を設定することとし，超大すべり域，大すべり域及び背景領域について，す

べり量をそれぞれ平均すべり量の約４倍，約２倍，約０．６２倍とした（ただし，平均すべり量は変えていないため，面積は，それぞれ全体の面積の約５％，約１５％，約８０％としている。）。加えて，茨城県沖では固着の程度が大きくなく，大きなすべりは示唆されないものの，超大すべり域及び大すべり域の位置については，茨城県沖から房総沖の範囲の海溝軸付近で，本件発電所に与える津波水位の影響が最も大きくなる位置に設定した。（以上の検討について，丙Ｄ９４・５－１－３３～３５頁，丙Ｄ１５９・付属資料１７４～１７６頁）

なお，東北地方太平洋沖地震について，日本海溝の海溝軸付近で，プレート境界面に存在する遠洋性粘土層が連続的に分布する領域に対応して，遠洋性粘土に起因する摩擦の低下によりダイナミックオーバーシュートが生じたとする見解がある（前記(1)イ）が，茨城県沖北端付近では，沈み込んだ海山により遠洋性粘土層が分断されており，同様の事象が発生する可能性は低いと考えられる（丙Ｄ９４・５－１－１７頁）。

（ウ）津波波源の選定

被告は，上記（ア）及び（イ）で設定した波源モデルを用いて数値シミュレーションによる津波評価を行い，本件発電所に与える影響の大きい津波波源として，「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」を選定した。

この津波評価においては，水深の浅いところほど遅く進み，水深の浅い方へと曲がっていくなどの津波が沿岸に伝播する過程で生ずる挙動を適切に考慮すべく，海底地形及び沿岸地形をモデル化した地形データを用いた。

イ　茨城県沖から房総沖に想定する津波波源の津波評価

被告は，上記アのとおり敷地に与える影響の観点から選定した「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」について，より詳細に敷地に与える影響を検討すべく，その波源モデルを用いて，破壊開始点，破壊伝播速度等を合理的と考えられる範囲で変化させたパラメータスタディを実施した。その結果，敷地に最も大きな影響がある波源は，水位上昇側では，検討モデルＡ－３（上記波源モデルの北限を基準に超大すべり域，大すべり域を南へ２０ｋｍ移動したモデル）で，破壊開始点⑥，破

壊伝播速度３．０ｋｍ/ｓ，立ち上がり時間３０秒のケースであり，防潮堤前面での最高水位はＴ．Ｐ．＋１７．２ｍであったのに対し，水位下降側では，検討モデルＡ－５（検討モデルＡ－３よりも更に超大すべり域，大すべり域を南へ２０ｋｍ移動したモデル），破壊開始点⑤，破壊伝播速度１．０ｋｍ/ｓ，立ち上がり時間３０秒のケースであり，取水口前面での最低水位はＴ．Ｐ．－５．３ｍであった。（丙Ｄ９４・５－１－３６，４５頁）

(3) プレート間地震以外の地震に起因する津波の評価

被告は，海洋プレート内地震に起因する津波として，地震調査研究推進本部（２０１２）等を踏まえ，１９３３年昭和三陸沖地震津波を基本とした津波波源を設定し，その津波評価を行った。この結果における防潮堤前面での最大水位上昇量は６．４４ｍ，取水口前面での最大水位低下量は－４．１９ｍである。（丙Ｄ９４・５－１－４８～５７，丙Ｄ１５９・６４頁）

また，敷地周辺における活断層の分布状況に関する調査により確認された海域活断層について，これによる内陸地殻内地震に起因する津波を，簡易予測式を用いて評価した。なお，これらの海域活断層のうちで最も高い津波高の評価結果が得られるものは，Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の同時活動によるものであるが，その場合でも推定津波高は１．８ｍと低い。（丙Ｄ９４・５－１－５８～６０）

(4) 地震以外に起因する津波の評価

被告は，本件発電所に影響を与える可能性がある地震以外を要因とする津波として，陸上及び海底での地すべり並びに斜面崩壊に起因する津波，火山現象に起因する津波を考慮することとし，これらの評価を行った。

まず，陸上及び海底での地すべり並びに斜面崩壊に起因する津波について，文献調査として，地すべり地形を示すものを確認して，当該文献が指摘する地すべり地形について，空中写真判読，国土地理院５ｍＤＥＭによる地形解析，現地調査による地形判読を行うなどの検討を行い，敷地への影響はないことを確認した。

次に，火山現象に起因する津波については，敷地周辺において，火山現象による歴

史津波の記録はなく，海底活火山の存在も認められないことから，敷地への影響はないことを確認した。

このように，地震以外に起因する津波については，前記(2)及び(3)の地震に起因する津波と比較して敷地に与える影響が十分に小さく，また，地震に起因する津波との間に津波発生要因の関連性はないことから，これら二つの津波を組み合わせて評価する必要はないと判断した。（丙Ｄ１５９・６４頁，丙Ｄ９４・５－１－６３～８１頁）

(5)　基準津波の策定

被告は，以下のとおり基準津波を策定した（丙Ｄ１５９・６５頁，丙Ｄ９４・５－１－８２頁，丙Ｈ３・添付書類六・６－６－１８頁）。

ア　基準津波

被告は，前記(1)ないし(4)の検討結果から，水位上昇側で本件発電所に最も大きな影響がある津波波源及び水位下降側で同発電所に最も大きな影響がある津波波源はいずれも前記(2)ア（イ）の「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」によるものであるとし，当該波源を用いて基準津波を策定することとした。

そして，被告は，基準津波を，施設からの反射波の影響が微小となるよう，敷地前面の沖合約１９ｋｍ（水深１００ｍ）の位置に策定した。同位置における時刻歴波形上，地震発生から２４．７分後に同位置にＴ．Ｐ．＋７．１ｍの津波が到来する。（丙Ｄ９４・５－１－８６頁，丙Ｈ３・添付書類六・６－６－１８頁）

基準津波は，本件発電所の東方より襲来し，地震発生の約３５分後に本件敷地前面に到達し，約３７分後には敷地へと遡上し，地震発生の約４０分後に引き波となる。防潮堤前面の最高水位はＴ．Ｐ．＋１７．１ｍである。（丙Ｄ１１５・５条２．５－２３頁，丙Ｄ１５９・付属資料１７８頁，丙Ｈ３・添付書類六・６－６－１８頁）

本件発電所周辺海域及び本件敷地前面海域の地震発生後３３．５分から４２分までの基準津波の流向ベクトルは，おおむね，押し波は東から西，引き波は西から東を向いている（丙Ｄ１１５・５条２．５－２３～３０頁）。

基準津波の波高及び波長は，沖合３ｋｍにおいて波高７．４ｍ，波長約１１ｋｍで

あり，沖合５ｋｍにおいて波高７．２ｍ，波長約１２ｋｍである（丙Ｄ２５３）。

被告は，地質学的証拠及び歴史記録等による検討として，基準津波の津波波源の遡上域が澤井（２０１２）（丙Ｄ９８）等の示す津波堆積物調査結果を上回ることを確認し，また，行政機関による既往評価（丙Ｄ９９）との比較として，茨城県が評価した津波高さを基準津波が上回ることを確認した。

イ　基準津波の年超過確率

被告は，日本原子力学会（２０１２）（日本原子力学会標準　原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：２０１１），土木学会（２０１６）（公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会　原子力発電所の津波評価技術２０１６）（丙Ｄ９６），原子力安全基盤機構（２０１４），地震調査研究推進本部（２０１２，２０１４）及び東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえ，確率論的津波ハザード評価（なお，同手法は，東北地方太平洋沖地震時には整備されていなかった。）を行い，基準津波による水位の年超過確率を求めた。

基準津波策定位置における基準津波の最高水位及び最低水位の年超過確率は，それぞれ10^{-4}程度及び10^{-3}程度である。

(6)　原子力規制委員会による適合性判断

原子力規制委員会は，前記(1)ないし(5)により策定された基準津波が，設置許可基準規則５条及び同解釈別記３の規定に適合するものであると認めた（丙Ｈ５・３８～４４頁）。

(7)　基準津波策定後の事情（巨大地震モデル検討会概要報告の公表）

ア　巨大地震モデル検討会による検討（甲Ｄ２１０）

中央防災会議「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会」の報告（平成２３年９月）は，過去に発生が確認されている地震を対象として策定された「日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震防災対策推進基本計画」（平成１８年３月）等に基づき防災対策を推進していたにもかかわらず，平成２３年３月１１日，従来の想定をはるかに超えるＭ９．０の東北地方太平洋沖地震が発生し，東北地方か

ら関東地方北部の太平洋側沿岸に巨大な津波が襲来し，死者・行方不明者（震災関連死も含め）２万２０００人以上，全壊家屋１２万棟以上などの甚大な被害が発生したことの教訓を踏まえ，今後の地震・津波対策の想定は，「あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を検討していくべきである」とし，「最大クラスの津波に対しては，避難を軸に総合的な津波対策をする必要がある」と提言している。日本海溝及び千島海溝沿いの海溝型地震についても，このような考え方に沿い，最大クラスの地震・津波を想定した検討を行うため，平成２７年２月，内閣府に「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会」（巨大地震モデル検討会）が設置され，日本海溝・千島海溝沿いの海溝型地震に係る各種調査結果や科学的な知見等を幅広く収集し，防災の観点から分析・整理するなどして検討がされた。そして，巨大地震モデル検討会の検討結果を踏まえ，中央防災会議防災対策実行会議の下に，「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震対策ワーキンググループ（WG）」が設置され，当該地域における被害想定及び対策を検討することとなったことから，内閣府（防災担当）は，令和２年４月２１日，今後の同WGの検討のほか県の検討に資するため，巨大地震モデル検討会での検討の主要な事項について取りまとめた巨大地震モデル検討会概要報告を公表した。

なお，今後は，同WGにおいて，各地域の特性を踏まえ，最大クラスの地震による被害を想定し，具体的な防災対策が審議される予定であり，巨大地震モデル検討会においても，その審議を踏まえ，必要な点検等を行うとともに，最大クラスのモデル検討における考え方や基礎資料等の詳細な分析・整理を行い，報告書として取りまとめる予定であるとしている。

イ　巨大地震モデル検討会概要報告の内容

巨大地震モデル検討会概要報告は，最大クラスの津波断層モデルと強震断層モデルについて次のとおり報告している（甲Ｄ２１０）。

「２．最大クラスの津波断層モデルと強震断層モデル

(1)　検討対象領域と検討における基本的な考え方

東北地方太平洋沖地震は，日本海溝で発生した最大クラスの地震で，震源断層域は岩手県沖から茨城県沖までの広範な領域に及んでいるが，その主たる「大すべり域」は宮城県沖の領域にある。今後，この大すべり域の北側領域（岩手県沖以北の日本海溝及び千島海溝沿いの領域），あるいは南側領域（福島県以南の日本海溝及び伊豆・マリアナ海溝沿いの領域）で，大すべりが発生し，巨大な津波を伴う最大クラスの地震となる可能性が考えられる。

しかしながら，これら両領域は，北側は岩手県沖からカムチャツカ半島までの約２，４００ｋｍ，南側は福島沖から伊豆・小笠原海溝の南端まで２，０００ｋｍ以上にも及んでいる。このような広範な領域をほぼ同時に破壊するような地震は知られていないのと同様に，その領域のどの区域で最大クラスの地震が発生するのか，それがＭ９を上回った場合に断層のすべり量がどの程度の大きさになるのかについての蓋然性の高い推測は，現在の科学的知見では困難である。

一方で，地震調査研究推進本部は，宮城県等の海岸域での過去３千年間の津波堆積物の調査資料から，東北地方太平洋沖地震と同程度の巨大な津波は，５５０～６００年間隔で５回発生していることを示している。他の地域でも，これと同程度の発生頻度で最大クラスの津波が発生しているとすると，過去３千年以上の津波堆積物の調査資料から，その間に発生した最大クラスの津波を推定できることを示唆する。この考え方を基にして，本モデル検討会では，過去６千年間の津波堆積物から想定される最大の津波断層モデルを，防災対策の観点から想定する最大クラスの津波断層モデルとして取り扱うこととした。

津波堆積物の調査資料については，岩手県から北海道の沿岸では，最大クラスの検討に必要な過去６千年間にわたる資料が調査されているが，福島県以南の沿岸においては資料が不足している。そのため，今回の検討では，岩手県から北海道の海溝沿いの領域における最大クラスの津波断層モデルを対象とすることとし，福島県以南の領域については，津波堆積物調査の進展を待つこととし，今後の課題とした。」

「(3)　二つの領域における最大クラスの津波断層モデルの構築

今回の検討対象領域で地震が発生した場合，海域で発生した津波は，震源域に面した海岸に大きな津波として伝播する特性を持つことから，東北地方の沖合で発生した地震による津波は，東北地方の海岸では大きいのに比して，北海道の襟裳岬より東の海岸への影響は小さく，逆に，北海道東部の太平洋沿岸で発生した地震による津波は，北海道東部の海岸では大きいのに比して，東北地方の海岸，北海道の日高支庁以西の海岸への影響は小さい。

即ち，それぞれの海岸での最大の津波によると考えられる堆積物は，その海岸に面した海域で発生した津波によるものと考え，大きな津波を発生させる地震の領域は，岩手県沖から北海道日高地方の沖合の日本海溝沿いの領域と，襟裳岬から東の千島海溝沿いの領域とに区分けして検討することとした。ここでは，前者の領域を対象に検討したモデルを「日本海溝（三陸・日高沖）モデル」，後者を「千島海溝（十勝・根室沖）モデル」と呼ぶこととする。

推定された最大クラスの津波断層モデルの地震の規模は，日本海溝（三陸・日高沖）モデルがＭｗ９．１，千島海溝（十勝・根室沖）モデルがＭｗ９．３である。」

「(4)　地震の連動性に対する津波の推計結果の取扱い

日本海溝沿いと千島海溝沿いの地震が連動して発生したかについては，その発生メカニズムを含め関心の高いところである。しかしながら，津波堆積物の年代資料からは，この課題に関する詳細な分析は，今のところ困難である。

今回の「日本海溝（三陸・日高沖）モデル」と「千島海溝（十勝・根室沖）モデル」のそれぞれから推計される津波は，二つの領域での地震が連動したか否かに関わらず，それぞれの領域における最大の津波によると考えられる津波堆積物を説明するモデルとなっている。

被害想定や防災対応の検討で，二つの領域の地震の連動発生を想定する場合には，二つのモデルによる津波を加算して推計するのではなく，二つのモデルから推計される津波の最大のものを選択する方式により得られた津波高，浸水域等を用いることが妥当と考える。」

ウ　巨大地震モデル検討会概要報告についての対応

原子力規制庁は，国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報や最新の科学的・技術的知見を規制に反映させる必要性の有無について整理し認識を共有することを目的とし，技術情報検討会を継続的に開催しているところ，令和２年５月１１日の技術情報検討会において，巨大地震モデル検討会概要報告に関し，規制対応の要否及び今後の対応を確認した上，原子力規制委員会に報告した。同報告のうち，（ア）規制対応の要否，（イ）本件発電所の基準津波への影響の有無，（ウ）今後の対応は大要次のとおりである。（丙Ｄ２５０，弁論の全趣旨）

（ア）地震動審査ガイド及び津波審査ガイドでは，基準地震動及び基準津波の策定に当たり，プレート間地震の発生様式を考慮することとしており，巨大地震モデル検討会概要報告の対象となった日本海溝・千島海溝沿いの地震は，両審査ガイドで示されている地震の発生様式に該当するため，両審査ガイドを改訂する必要はない。また，巨大地震モデル検討会概要報告の情報は，津波審査ガイド「Ｉ．３．６基準津波の選定結果の検証」「Ｉ．３．６．２行政機関による既往評価との比較」において「波源設定の考え方，解析条件等の相違点に着目して内容を精査した上で，安全側の評価を実施するという観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映されていることを確認する。」という部分の「行政機関による既往評価」に該当することから，同審査ガイドを改訂する必要はない。

（イ）本件発電所の基準津波については，巨大地震モデル検討会概要報告の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震（Ｍｗ９クラス：三陸沖中部～茨城県沖）による津波と比較した上で，茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震（Ｍｗ８．７）の震源域を設定して津波評価を実施し，入力津波高さは敷地前面東側：１７．９ｍ，敷地側面北側：１５．４ｍ，敷地側面南側：１６．８ｍとしていることを確認していることから，これを大きく下回る巨大地震モデル検討会概要報告の結果（東海村の最大沿岸津波高５．０ｍ）による本件発電所の基準津波への影響はないと判断されるので，特段の対応を要しない。

（ウ）巨大地震モデル検討会概要報告は，同報告で取りまとめた震度分布・津波高等は，被害想定を検討する過程において，改めて検証した結果，修正されることがあるとしていることから，引き続き，動向を注視していく。

3　認定事実8（本件発電所の津波対策について）

証拠（丙D１５９・６６～７１頁，丙H３・添付書類八・８－１－１７７～２８８頁及び掲記のもの）並びに弁論の全趣旨によれば，本件発電所における津波対策について，以下の事実が認められる。

(1)　本件発電所における津波対策

被告は，本件発電所の津波に対する安全性を確保できるよう，津波対策として，本件発電所の敷地への津波の浸水を防止するための対策（外郭防護１。後記ア），津波に伴う漏水に係る対策（外郭防護２。後記イ），重要な安全機能を有する施設を隔離するための対策（内郭防護。後記ウ），水位変動に伴う取水性低下に係る対策（後記エ），津波監視設備の設置（後記オ）を講じることとした。

ア　本件発電所の敷地への津波の浸水を防止するための対策（外郭防護１）（丙D１５９・６６，６７頁，丙H３・添付書類八・８―１―１４８～１４９頁）

本件発電所では，津波の地上部からの到達ないし流入を防止すべく，敷地を取り囲むようにして，敷地前面東側においては天端高さT．P．＋２０mの防潮堤及び防潮扉，敷地側面北側においては天端高さT．P．＋１８mの防潮堤，敷地側面南側においては天端高さT．P．＋１８mの防潮堤及び防潮扉をそれぞれ設置する（丙D１５９・付属資料１８１，１８２頁）。

防潮堤は，①鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁，②鋼製防護壁及び③鉄筋コンクリート防潮壁の３種類の構造形式を採用する。

①鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁は，延長約１．５km，直径約２m及び約２．５mの複数の鋼管杭を鉄筋コンクリートで巻き立てた天端高さT．P．＋１８m及びT．P．＋２０mの鉄筋コンクリート梁壁と鋼管鉄筋コンクリートとを一体とした剛な構造物であり，鋼管杭を介して，十分な支持性能を有する岩盤である久米層に支持させ

る。

②鋼製防護壁は，延長約８０ｍ，天端高さＴ．Ｐ．＋２０ｍ，奥行約５～約１６ｍの鋼殻構造であり，適切に配置された鋼板を溶接及び高力ボルトで接合した剛な構造である。鋼製防護壁は，幅約５０ｍの取水構造物を横断し，取水構造物の側方に位置する地中連続壁基礎を介して，久米層に支持させる。鋼製防護壁には，その下部と取水路との間の隙間から津波が到達ないし流入しないよう，１次止水機構を設置する。

③鉄筋コンクリート防潮壁は，延長約１６０ｍ，天端高さＴ．Ｐ．＋２０ｍ，奥行約１０～約２３ｍの鉄筋コンクリート造の剛な構造物であり，地中連続壁基礎を介して，久米層に支持させる。

防潮堤のうち，敷地南側の敷地境界にある①鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁及び海水ポンプエリアに設置する③鉄筋コンクリート防潮壁には，それぞれのアクセスのために防潮扉を１箇所ずつ設置する。これら防潮扉は上下スライド式の鋼製扉であり，それぞれ杭又は地中連続壁基礎を介して，久米層に支持させる。

また，敷地へ津波が流入する経路となる可能性のある取水路，放水路等について，津波の流入を防止できるよう，浸水防止蓋，逆止弁，放水路ゲート等を設置する。

イ　津波に伴う漏水に係る対策（外郭防護２）（丙Ｈ３・添付書類八・８－１－１９２～１９４，２１０，２１１頁，丙Ｈ５・５３～５５頁）

被告は，本件発電所について，津波が取水路から流入する可能性があり，漏水が継続するものと仮定して，海水ポンプ室及び循環水ポンプ室を浸水想定範囲として設定した。そして，浸水想定範囲の境界から浸水の可能性のある経路として，海水ポンプ室及び循環水ポンプ室の床面に開口部が存在するため，これらに海水ポンプグランドドレン排出口逆支弁及び取水ピット空気抜き配管逆支弁を設置する。

被告は，浸水想定範囲である海水ポンプ室に津波防護対象設備である非常用海水ポンプを設置しているため，海水ポンプ室を防水区画化する。また，海水ポンプ室に設置する海水ポンプグランドドレン排出口及び循環水ポンプ室に設置する取水ピット空気抜き配管の逆支弁については，浸水量を評価し，非常用海水ポンプへの影響がな

いことを確認した。

ウ　重要な安全機能を有する施設を隔離するための対策（内郭防護）（丙Ｈ３・添付書類八・８－１－１９４～１９８頁，丙Ｈ５・５５～５８）

被告は，本件発電所の浸水防護重点化範囲として，原子炉建屋，使用済燃料乾式貯蔵建屋，常設代替高圧電源装置置場，常設代替高圧電源装置用カルバート，海水ポンプ室及び非常用海水系配管を設定し，津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を想定した上で，同範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉，開口部及び貫通口等）を特定し，流入防止対策を実施することとしている。

例えば，タービン建屋内において地震により循環水系配管等が損傷して当該箇所から津波の流入等が生ずる事象を想定し，この際にも浸水防護重点化範囲（原子炉建屋）へ影響することを防止できるよう，タービン建屋と隣接する原子炉建屋の地下階の貫通部に止水処置を実施することとしている。

エ　水位変動に伴う取水性低下に係る対策

本件発電所では，非常用取水設備として，取水路，取水ピット及び海水ポンプ室から構成される取水構造物を設置している。津波による水位変動に伴う取水ピットの水位の低下によって，重要な安全機能を有する非常用海水ポンプの取水性に影響が生じることがないよう，取水口前面の海中に貯留堰を設置する。（丙Ｈ３・添付書類八・８－１－１７９，１９８，１９９頁）

オ　津波監視設備の設置

本件発電所では，敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し，その影響を俯瞰的に把握するために，津波監視設備として，津波・構内監視カメラ，取水ピット水位計及び潮位計を設置する（丙Ｈ３・添付書類八・８－１－２０３，２０４頁）。

(2)　基準津波に対する耐津波安全性の確認

被告は，基準津波による上昇側最高水位は，上昇側の潮位のばらつき等を考慮して，防潮堤前面（東側）においてＴ．Ｐ．＋１７．９ｍを評価水位に設定した。この評価水位に対し，前記(1)アのとおり，本件発電所の敷地を取り囲むようにして，天端高さ

T．P．＋２０ｍ（敷地前面）又はT．P．＋１８ｍ（敷地側面）の防潮堤を設置するなどの津波対策を講じ，基準津波による遡上波に対して安全性を確保する。その際，周辺地盤，防潮堤等を含むモデルを設定して，基準地震動Ｓｓ及び基準津波を用いた解析を行い，地震の際に地震動によって作用する地震力に対する防潮堤の耐震安全性及び津波によって作用する波力に対する防潮堤の耐津波安全性が確保されることを確認した。（丙Ｄ１５９・６８～６９頁）この波力の算定に当たっては，「港湾の津波避難施設の設計ガイドライン」（国土交通省港湾局　平成２５年１０月。丙Ｄ１１１）や「防波堤の耐津波設計ガイドライン」（同局　平成２７年１２月一部改訂。丙Ｄ１１２）等を参考とした（弁論の全趣旨）。

また，基準津波による下降側水位は，下降側の潮位のばらつき等を考慮して，T．P．－６．０ｍを評価水位に設定した。この評価水位は，非常用海水ポンプの取水可能水位T．P．－５．６６ｍを下回るが，取水口前面の海中に天端高さT．P．－４．９ｍの貯留堰を設置することにより，非常用海水ポンプ全台（７台）が３０分以上運転を継続し，取水性を保持するために必要な水量を確保できる。津波高さが貯留堰天端高さT．P．－４．９ｍを下回る時間は約３分間であることから，３０分以上運転継続が可能な容量を備えている。（丙Ｄ１５９・６９頁）

基準津波に伴う砂移動による影響については，砂移動に関する数値シミュレーションを実施するなどして，取水口が閉塞することはないことや，非常用海水ポンプの取水への影響がないことを確認した（丙Ｈ３・添付書類八・８－１－２００頁）。

(3)　津波に伴う漂流物について

ア　特定した漂流物に対する評価（丙Ｄ１１５，丙Ｈ３・添付書類八・８－１－２００～２０２頁）

（ア）漂流物の特定

被告は，津波に伴う漂流物調査範囲選定のため，基準津波における沿岸域の水位，流向及び流速の時系列データを抽出した。漂流物調査の範囲は，漂流物が本件発電所に到達する可能性のある距離とし，津波の流向が発電所に向かっているときの最大流

速と継続時間により漂流物の移動量を算出したところ，最大約３．６ｋｍとなったことから，保守的に取水口から半径５ｋｍの範囲を漂流物調査の範囲として設定した。これを前提として，本件発電所の敷地の内外の陸域及び海域について，施設ないし設備の位置，構造等に加えて，過去の被災事例を考慮するなどして検討を行い，漂流物となる可能性のあるものを抽出した上で，本件発電所の対象施設の位置に到達する漂流物となるかを検討した。これらの検討の結果，漁船（総トン数５ｔ（排水トン数１５ｔ）），建物のガレキ，流木，車両等について，本件発電所の防潮堤や取水口に到達する可能性があると判断した。

被告は，取水口から半径５ｋｍ以内に航行ないし停泊する船舶のうち，上記漁船以外の船舶は漂流物としなかった。

（イ）特定した漂流物に対する評価

被告は，上記（ア）の検討の結果，漂流物として特定したものについて，防潮堤への衝突，冷却用海水系の取水性への影響を検討し，本件発電所の安全性を確保できることを確認した（丙Ｄ１５９・６９頁）。

このうち，漂流物の防潮堤への衝突に係る安全性については，本件工認申請に当たり，基準津波が防潮堤に襲来する際に作用する津波による最大荷重（最大波高時における波力）と，漂流物が防潮堤に衝突する際に作用する漂流物による最大荷重（最大流速時における漂流物荷重）とを重畳させて考慮することとし，更に，漂流物の衝突による荷重を算出するに当たっては，防潮堤近傍における基準津波の防潮堤に向かう方向の最大流速を約１．５倍したものを用いるなどの保守的な条件設定を行っている。このようにして，基準津波に伴う漂流物の防潮堤への衝突の影響を考慮しても，防潮堤の構造健全性が保持されることを確認している。（丙Ｂア２１・３８頁，丙Ｄ２５１）

イ　両港区に入港する大型船舶について

（ア）両港区の状況

本件発電所の敷地の北方約２．５～３ｋｍには日立港区があり，同港区には，日立

ＬＮＧ基地，モータープール，工場等がある。また，本件発電所の敷地南方約４ｋｍには常陸那珂港区があり，同港区には常陸那珂火力発電所がある。（丙Ｄ１１５・５条２．５－１００頁，丙Ｄ２５２・５条１．２－１３，１４頁）

茨城県港湾課の平成２７年次の統計によれば，茨城港日立港区の港湾入港船舶（汽船であり，総トン数５ｔ未満のものは対象外。）は，総隻数２０５５隻，総トン数９６３万５２５７ｔ，茨城港常陸那珂港区については総隻数１５６５隻，総トン数１８７７万０７６８ｔであった（甲Ｄ９４）。

日立港区の防波堤の外側，本件発電所の北東方向約２ｋｍの地点に外航ＬＮＧ船専用バース（泊地）があり，約７万ｔの液化天然ガス（ＬＮＧ）を積載した総トン数約１２．４万ｔのＬＮＧ船が同バースに着桟しパイプラインに接続して液化天然ガスをタンクに移送する（甲Ｄ２４５，２５０，２５４）。

また，本件敷地から約２．５ｋｍ付近の海域を通過して，毎日，釧路港から日立港区に入港する貨物船として，総トン数１万３９５０ｔのほくれん丸及び第二ほくれん丸がある。そのほか，原告らが，令和２年６月１０日から同月１５日までの間調査した結果によると，１５隻の不定期船が日立港区に入港しており（最も大きいものは総トン数５万６５５６ｔの車両運搬船である。），その中には，本件敷地の東側約２．５ｋｍの海域を航行し，同付近に停泊するものも複数存在した（甲Ｄ２４３，２４５，２４９，丙Ｄ２５２・５条１．２－１６の第１．２－６図）。

（イ）審査資料における被告の説明

被告は，前記ア（ア）のとおり，取水口から半径５ｋｍ以内に航行ないし停泊する船舶のうち，総トン数５ｔの漁船以外の船舶は漂流物としなかったが，この点に関連して，被告が原子力規制委員会に提出した審査資料（平成３０年９月作成）には，次のとおりの説明がある（丙Ｄ１１５・５条２．５－１００～１０５，１０７～１０９頁，丙Ｄ２５２）。

ａ　敷地周辺の人口構造物の位置，形状等について

発電所の敷地北方約３ｋｍに位置する茨城港日立港区においては，その沿岸部に天

端高さＴ．Ｐ．約＋２．５ｍ～Ｔ．Ｐ．約＋５．６ｍの防波堤（東防波堤，南防波堤及び沖防波堤）が設置され，また，本件発電所の敷地の南方約４ｋｍに位置する茨城港常陸那珂港区においては，その沿岸部に天端高さＴ．Ｐ．約＋１．１ｍ～Ｔ．Ｐ．約＋８．６ｍの防波堤（北防波堤，東防波堤）が設置されている。本件敷地前面海域における通過船舶としては，常陸那珂―苫小牧，大洗―苫小牧を結ぶ定期航路がある。また，茨城港日立港区及び茨城港常陸那珂港区では，不定期に貨物船及びタンカー船の入港がある。第１．２－７図に本件敷地前面海域を通過する定期船の航行ルートを示す（第１．２－７図には，常陸那珂港又は大洗港を出港した定期船の航路が本件発電所の敷地東側においては約１５ｋｍ以上離れていることが示されている。）。（丙Ｄ２５２・５条１．２－１３～１７頁）

ｂ　本件発電所北側エリアについて

「③　船舶（漁船，定期船）

発電所敷地の北方約４ｋｍに漁港があり，５ｔ未満（総トン数）の漁船については，発電所近郊の海上で操業することを考慮し，保守的に津波襲来時に漂流する可能性があるものとして評価した。（中略）

また，発電所周辺を定期的に航行する定期船としては，発電所敷地北方約２．５ｋｍに位置する茨城港日立港区に寄港する船舶がある。これらの船舶が停泊しているときに津波警報等が発表された場合には，荷役及び作業を中止した上で，緊急退避又は係留避泊する運用としていることから，漂流物とはならない。仮に，係留避泊時に津波の襲来を受けて漂流した場合を想定しても，津波は東方から襲来するため係留避泊位置近傍の陸域に漂流することから，発電所には向かってこない。

④　津波の流向について

第２．５－２７図（別紙１８）に発電所敷地周辺に漂流物を想定した軌跡解析を実施した結果を示す。発電所北側エリアのうち日立港区周辺の評価点（初期配置①，③）及び久慈川河口周辺の評価点（初期配置④）については，防波堤ありケースと防波堤なしケースにおいて大きな挙動の違いは確認されなかった。日立港区周辺の評価点

（初期配置①，③）は初期地点の近辺にて漂流を続ける挙動を示しており，久慈川河口周辺の評価点（初期配置④）は久慈川へ遡上する挙動が確認された。発電所前面海域の評価点（初期配置⑤）及び遠洋海域の評価点（初期配置②）については防波堤なしケースに比べて防波堤ありケースの解析において漂流範囲が広くなる傾向が確認された。漂流範囲が広くなる傾向にあった防波堤ありケースでは，発電所前面海域の評価点（初期配置⑤）については南方向へ移動する挙動が確認され，遠洋海域の評価点（初期配置②）については外海方向へ移動する挙動が確認された。以上より，軌跡解析の結果からも発電所北側エリアで発生する漂流物は発電所へ接近してこないと考えられる。

なお，解析は水粒子の軌跡シミュレーションであり，漂流物の挙動と水粒子の軌跡が完全に一致するものではないが，水粒子の軌跡は漂流物の挙動と比較して敏感であり，漂流物の発電所への影響を評価する上で重要な流向（漂流物の移動方向）については，十分に把握できると考えられる。また，水粒子の軌跡は押し波，引き波を交互に受けてある一定の範囲内を移動する挙動又は発電所へ接近してこない傾向を示していることから，漂流物に作用する慣性力を考慮したとしても，漂流物が発電所に影響を及ぼすような挙動を示すおそれはない。」

c　本件発電所南側エリアについて

「③　船舶（定期船）

発電所周辺を定期的に航行する定期船としては，発電所敷地南方約３ｋｍに位置する常陸那珂火力発電所に寄港する船舶がある。船舶が停泊しているときに津波警報等が発表された場合には，荷役及び作業を中止した上で，緊急退避又は係留避泊する運用としていることから，漂流物とはならない。仮に，係留避泊時に津波の襲来を受けて漂流した場合を想定しても，津波は東方から襲来するため係留避泊位置近傍の陸域に漂流することから，発電所には向かってこない。

④　津波の流向について

軌跡解析の結果からも発電所南側エリアで発生する漂流物は発電所へ接近してこ

ないと考えられる。

第２．５－２７図（別紙１８）に発電所敷地周辺に漂流物を想定した軌跡解析を実施した結果を示す。発電所南側エリアの評価点については，防波堤なしケースに比べて防波堤ありケースの解析において漂流範囲が広くなる傾向が確認された。漂流範囲が広くなる傾向にあった防波堤ありケースでは，発電所南側エリアの北部の評価点（初期配置⑧）については発電所南側エリアの北部の前面海域を漂流する挙動が確認された。発電所南側エリアの北部の他の評価点（初期配置⑪）及び常陸那珂火力発電所敷地前面海域の評価点（初期配置⑦）については北上しながら外海方向へ移動する挙動が確認された。常陸那珂火力発電所敷地の評価点（初期配置⑥）については外海方向へ移動した後南方向へ移動する挙動が確認された。

以上より，軌跡解析の結果では発電所南側エリアで発生する漂流物が発電所へ接近してくる挙動は確認されなかった。なお，解析は水粒子の軌跡のシミュレーションであり，漂流物の挙動と水粒子の軌跡が完全に一致するものではないが，水粒子の軌跡は漂流物の挙動と比較して敏感であり，漂流物の発電所への影響を評価する上で重要な流向（漂流物の移動方向）については，十分に把握できると考えられる。また，水粒子の軌跡は押し波，引き波を交互に受けてある一定の範囲内を移動する挙動又は発電所へ接近してこない傾向を示していることから，漂流物に作用する慣性力を考慮したとしても，漂流物が発電所に影響を及ぼすような挙動を示すおそれはない。」

（ウ）本件設置変更許可申請書添付書類による被告の説明

平成３１年１月作成の本件発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（完本）の添付書類八（変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書）における本件発電所近傍を航行又は停泊する大型船舶に関連する記載は次のとおりである。（丙Ｈ３・添付書類八・８－１－１８１，２０２頁）

「１．４．１設計基準対象施設の耐津波設計

１．４．１．１耐津波設計の基本方針

(2) 敷地及び敷地周辺における地形，施設の配置等

c．敷地周辺の人工構造物の位置，形状等の把握

他には海上交通として，発電所沖合約１５ｋｍに常陸那珂―苫小牧及び大洗―苫小牧を結ぶ定期航路がある。また，茨城港日立港区及び茨城港常陸那珂港区では，不定期に貨物船及びタンカー船の入港がある。

１．４．１．６　水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響防止

(2)　津波の二次的な影響による非常用海水ポンプの機能保持確認

c．漂流物の取水性への影響

（b）　抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備の影響

発電所近傍を通過する定期船に関しては，発電所沖合約１５ｋｍに定期航路があるが，半径５ｋｍ以内の敷地前面海域にないことから発電所に対する漂流物とはならない。」

（エ）水粒子の軌跡解析について

a　被告が行った両港区を含む本件発電所の敷地周辺海域を対象とする合計１１の評価点の水粒子による軌跡解析は，土木学会（２０１６）（丙Ｄ９６）に準拠した計算プログラム「Ｔｓｕｎａｍｉ」を使用し，津波の初期波形が対象地点に向かって地形等に応じて伝播していく過程について，非線形長波理論等の基礎方程式を用いるなどして，全ての計算格子における津波の流量と水位とを一定の計算時間間隔で繰り返して計算することにより，任意の地点及び時刻の水位や流速（流向を含む。）を求める手法によるものである（丙Ｄ９６）。その結果（ただし，初期配置①～⑧，⑪に係るもの）は，第２．５－２７図（別紙１８）のとおりであり，漂流物として考慮している漁船（初期配置⑤）を除くと，水粒子の軌跡に本件敷地に向かう傾向はみられない。

b　別紙１８の初期配置①は，茨城港日立港区に入港・出港する大型船（貨物船等）を考慮したものであるが，防波堤に囲まれた同港区の出入口付近に設定している（丙Ｄ１１５・５条２．５－１０２頁，丙Ｄ２００）。

初期配置②は，茨城港日立港区に入港・出港する大型船（貨物船等）が本件発電所

東側を航行する経路を考慮したものであるが，本件敷地前面から約４ｋｍ程度の水域に設定している（丙Ｄ１１５・５条２．５－１０２，丙Ｄ２００，丙Ｄ２５２・５条１．２－１６）。なお，本件敷地から約２．５ｋｍの水域を航行し又は停泊する船舶があることは前記（ア）のとおりである。

初期配置③は，茨城港日立港区のＬＮＧ基地の大型タンク等の設備を考慮したものであり，船舶を考慮したものではなく，水粒子の軌跡は同港区内にある（丙Ｄ１１５・５条２．５－１０２，丙Ｄ２００）。

初期配置④は，茨城港日立港区のＬＮＧ基地に隣接してＬＮＧ船が停泊することを考慮したものであるが，ＬＮＧ基地の南端角付近のやや久慈川河口寄りに設定しており，水粒子の軌跡は久慈川を遡る挙動を示している（丙Ｄ１１５・５条２．５－１０２，１０４頁，丙Ｄ２００，丙Ｄ２５２・５条１．２－１６）。もっとも，外航ＬＮＧ船専用バースは初期配置④より東側の海域にあり，ＬＮＧ内航船バースは日立港の内側にあることから，ＬＮＧ船が初期配置④に停泊するのかについては疑義がある（甲Ｄ２４５・１８頁，甲Ｄ２５４）。

ｃ　被告は，被告が検討した東北地方太平洋沖型地震の波源による津波について上記と同様の水粒子による軌跡解析を行ったところ，前記ａと同様に，漂流物として考慮している漁船（初期配置⑤）を除くと，本件敷地に向かう傾向はみられない（丙Ｄ２０７）。

（オ）東海港における浚渫作業船舶について

被告は，平成２９年１０月１７日，耐津波設計方針（津波の二次的な影響評価における漂流物の設定変更・東海港における浚渫作業船舶の変更）について作成した資料において，東海港の浚渫を行う作業台船（約４４ｔ）について，係留による漂流防止対策を計画していたが，漂流のリスクを低減する観点から，津波襲来時に緊急退避の実効性が確認されたエンジンを有する浚渫船に変更することにより安全性を高めることを説明しているところ，その説明の中で，水深約３０ｍが安全海域であるとし，水深約３０ｍの海域は本件敷地前面から約３．３ｋｍの地点であり，上記浚渫船が同

地点まで約２６分で退避できることをもって緊急退避の実効性を確認したとしている（甲Ｄ２４８）。

(4) 設計を超える事象（津波が敷地内に遡上又は流入する事象）に対する対策

本件発電所の設計を超える事象（津波が敷地内に遡上又は流入する事象）に対する対策は，以下のとおりである（丙Ｄ１５９・６８，７１頁）。

被告は，仮に基準津波を超える津波によって敷地内に浸水が生じたとしても，原子炉建屋等に設置された非常用電源設備を含む安全上重要な機能を有する設備の機能を維持することができるよう，水密扉，水密ハッチ，浸水防止蓋等を設置するとともに，貫通部には止水処置を実施するなどの対策を講じ，防潮堤前面には，防潮堤内側に流入した津波を排水できるよう，フラップゲートを設置する。（丙Ｄ１５９・付属資料１８３頁）

被告は，後記認定事実１５(4)イ（ア）のとおり，新規制基準を踏まえて，炉心の著しい損傷を防止するための対策等を講じることとし，電源の強化，原子炉の注水機能の強化等を行うべく，代替交流電源設備（常設，可搬型），代替直流電源設備（常設，可搬型），代替所内電気設備及び燃料給油設備，高圧代替注水系の設備，低圧代替注水系（常設・可搬型）の設備等を設置することとしているが，これらの多様な設備を設置するに当たっても，水密性を有する建屋内に設備を設置したり，敷地の高台に設備を設置・配備したりするなど津波にも配慮することで，基準津波を大きく超える津波に対しても本件発電所の安全性を確保できるようにすることとしている。（丙Ｄ１５９・付属資料１８４頁）

被告は，新規制基準を踏まえて講じる炉心の著しい損傷を防止するための対策の有効性を評価するに当たり，事故シーケンスグループの一つとして「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」として，仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の最高水位としてＴ．Ｐ．＋２４ｍに達する津波が本件発電所に襲来する場合を想定した。この場合においても，防潮堤については，余裕をもった設計を行うことにより波力に対して損傷に至ることはないが，防潮堤の高さを上回る津波が防潮堤内側に流入する

に伴い，海水ポンプ室が浸水し，海水ポンプ室に設置する非常用海水ポンプが機能喪失して最終ヒートシンクが喪失し，全交流動力電源喪失に至ると評価した。しかしながら，上記のとおり，敷地に遡上する津波に対し本件発電所の安全性を確保できるよう，建屋内の浸水を防止するとともに，電源強化等のための更なる設備を設置するに当たっては，水密性を有する建屋内や敷地の高台に配置するなどの津波にも配慮した対策としていることから，本件発電所の安全性を確保することができ，「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」の対策として有効であることを確認した。(丙Ｄ１５９・付属資料１８９頁)

(5) 原子力規制委員会による適合性判断

原子力規制委員会は，前記(1)ないし(4)による本件発電所の津波評価及び津波対策について，基本設計ないし基本的設計方針を定めた本件設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則５条及び同解釈別記３の規定に適合するものであると認め，詳細設計を定めた本件工認申請の内容が技術基準規則６条の規定に適合するものであると認めた（丙Ｈ５・４４～６５頁，丙Ｈ８の１・６～９頁)。

また，原子力規制委員会は，基準津波を大きく上回るＴ．Ｐ．＋２４ｍの津波を用いて被告の行った有効性評価を踏まえ，本件設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則３７条の規定に適合するものであると認めた（丙Ｈ５・２１５～２２０頁)。

４ 争点５－１（基準津波策定）について

(1) 基準津波の意義について

ア 設置許可基準規則及び同解釈において，基準津波は，設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波と定義されるものであり（認定事実６(2)イ（ア)），その策定に当たっては，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，波源海域から敷地周辺までの海底地形等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することや，津波の発生要因として，地震のほか，地すべり，斜面崩壊その他の地震以外の要因及びこれらの組合せによるものを複数選定し，不確かさを考慮して数値解析を実施し策定することなどを基本方針とし（同(2)ウ（ア)），プレート形状，すべり欠損分布，断

層形状，地形・地質及び火山の位置等から考えられる適切な規模の津波波源を考慮すること，その際には国内外の大規模な津波事例を踏まえて津波の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で検討を行うこととし，更に，耐津波設計上の十分な裕度を含めるため，基準津波の策定の過程に伴う不確かさの考慮に当たっては，基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因（断層の位置，長さ，幅，走向，傾斜角，すべり量，すべり角，すべり分布，破壊開始点及び破壊伝播速度等）及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえること，津波の調査においては，必要な調査範囲を地震動評価における調査よりも十分に広く設定した上で，調査地域の地形・地質条件に応じ，既存文献の調査，変動地形学的調査等の特性を活かし，これらを適切に組み合わせた調査を行うことなどが要求される。加えて，策定された基準津波による遡上津波は，敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること並びに行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には，波源設定の考え方及び解析条件等の相違点に着目して内容を精査した上で，安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映することが求められる。（同⑵ウ（イ））

また，津波審査ガイドにおいても，基準津波の波源及び波源モデルの設定に当たっては，「大規模な津波を発生させる巨大地震や津波地震は，沈み込みプレート境界では，過去の事例の有無や場所に関わらずその発生を否定できないこと」や「地震や津波の発生域と規模は，過去の事例によるだけではそれを超えるものが発生する可能性を否定したことにはならないこと」などに留意しつつ，津波波源のモデル化については，各種パラメータの不確かさの設定につきその範囲及び科学的根拠が明示されていることを確認し，科学的根拠が示せない場合には最新の科学的・技術的知見を踏まえ，安全評価の観点から十分な幅をもって設定されていることを確認するものとし，「基準津波は，発生要因を考慮した波源モデルに基づき，津波の伝播の影響等を踏まえた津波を複数作成して検討した上で，安全側の評価となるよう，想定される津波の中で

施設に最も大きな影響を与えるものとして策定されていることを確認する」ことなどが定められている（同(3)）。

これらによれば，新規制基準は，基準津波が，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，幅広い各種調査を実施した上でこれを精査検討し，耐津波設計上の十分な裕度を含めるために不確かさを十分に考慮して設定される複数の波源から算定される津波のうち，最大（引き波評価の場合は最低）の津波であること，かつ当該地域の既往最大の津波を十分に上回る津波であることを要求し，そのための検討方法や留意事項等を定めるものであり，具体的審査基準として不合理であるということはできない。

イ　原告らは，基準津波は，既往最大ではなく想定最大のものであり，当該原子力発電所を襲う可能性がある津波をカバーしていなければならないこと（言い換えれば，基準津波を超える津波が当該原子力発電所を襲うことはまずないといえるものであること）が求められ，基準津波がそのようなものでないとすれば，新規制基準は不合理であると主張する。

しかし，原告らの主張する「想定最大」，「当該原子力発電所を襲う可能性がある津波をカバーする」については，最大であるかをどのように想定するのか，襲来する可能性がある津波をどのように想定するかこそが問題となるものであり，「想定最大」「襲来する可能性がある津波をカバーする」というだけでは，その意味するところは明らかでないといわざるを得ない。

なお，原告らは，事故が発生した場合の「重大事故等対処施設」について，新規制基準が設計基準対象施設の基準津波の何倍かに耐えられるようにすることを求めず，「基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない」ことが求めていること（認定事実6(2)イ（イ））も上記主張の根拠の一つとして挙げるが，新規制基準においては，福島第一発電所事故の教訓を踏まえ，最新の知見に基づいて基準津波を策定してもこれを超える津波の発生可能性を完全に否定することはできないことから，津波を敷地内に流入させないことを基本方針としつつ，更に多層的に津波対策を講じることを求めており（同6(2)ア，同(4)ア），これらの津波対

策規制を全体としてみると，基準津波が前記アのとおりのものであることが不合理であるとはいえない。

したがって，原告らの上記主張は理由がない。

(2) 津波審査ガイドについて

原告らは，津波審査ガイドは，プレート間地震に起因する津波の波源設定の対象領域として，千島海溝から日本海溝沿いまでを一つの領域として考慮することを求めている（その地震規模は「参考値」としながら最大Mw９．６とされている。）にもかかわらず，被告が津波波源として設定したのは，岩手県沖から茨城県沖までを波源域とする東北地方太平洋沖型地震の津波波源と茨城県沖に想定する津波波源であって，千島海溝から日本海溝沿いの広い領域と大きな規模の地震を考慮することを求める津波審査ガイドに反すると主張する。

しかし，津波審査ガイドは，プレート間地震に起因する津波波源の設定について，対象海域における既往地震の発生位置や規模を参考にセグメントを設定することなど，対象海域における調査結果等を踏まえて合理的な波源を設定すべきことを本文に定めており，その解説において，千島海溝から日本海溝沿いの領域をプレート間地震に起因する津波波源設定の対象領域として例示しているにすぎず（認定事実６(3)エ（イ），同（ウ)），当該例示と異なる波源を設定することが直ちに津波審査ガイドの規定に反するとはいえない。

その上で，被告は，認定事実７(1)イで認定したとおり，東北地方太平洋沖地震におけるすべりの分布は不均質であり，三陸沖中部の南部，宮城県沖，三陸沖南部海溝寄り，福島県沖の四領域及びその海溝軸付近の領域においては大きなすべりが生じている一方，茨城県沖の海溝軸付近では大きなすべりは生じていないこと，固着の程度と破壊伝播との関係性として，固着の程度が小さい領域であるフィリピン海プレート及び茨城県沖北端付近の複数の海山が沈み込む領域が破壊伝播のバリアになるとの知見が示されていること，固着の程度とすべりとの関係性として，大きなすべりが生じた領域は，固着の程度が大きい領域に対応していることなどの知見が示されているこ

とに照らして，三陸沖中部から福島県沖及びその沖合の海溝軸付近の領域と，茨城県沖の領域とを区別し，これら二つの領域のそれぞれに津波波源を想定したのであり，このような対象海域で得られた東北地方太平洋沖地震の知見の考慮が不合理であるとはいえない。

したがって，被告が千島海溝から日本海溝沿いまでを一つの領域として津波波源の設定をしなかったことが津波審査ガイドに反するとの原告らの主張は採用することができず，また，上記設定を検討していないことにつき，原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤・欠落があるということもできない。

(3) 巨大地震モデル検討会概要報告について

原告らは，一般防災を目的とする巨大地震モデル検討会概要報告において，本件発電所の前面海域を含む福島県以南の日本海溝から伊豆・マリアナ海溝沿いの領域で，大すべりが発生し，巨大な津波を伴う最大クラスの地震となる可能性があることが明示されたことから同領域を１つの領域とする波源が検討されなければならない旨主張する。

しかし，巨大地震モデル検討会概要報告は，認定事実７(7)イのとおり，福島県以南の日本海溝及び伊豆・マリアナ海溝沿いの領域で，大すべりが発生し，巨大な津波を伴う最大クラスの地震となる可能性が考えられるとする一方で，上記の領域は福島沖から伊豆・小笠原海溝の南端まで２，０００ｋｍ以上にも及んでおり，その領域のどの区域で最大クラスの地震が発生するかについての蓋然性の高い推測は，現在の科学的知見では困難であり，福島県以南の沿岸においては津波堆積物の調査資料が不足していることから，福島県以南の領域については，津波堆積物調査の進展を待つこととし，今後の課題とする旨整理しているのであって，現時点において，東北地方太平洋沖地震で得られた知見（茨城県沖の海溝軸付近では大きなすべりは生じていない，固着の程度が小さい領域であるフィリピン海プレート及び茨城県沖北端付近の複数の海山が沈み込む領域が破壊伝播のバリアになるというもの。認定事実７(1)イ）を否定するものとも，疑いを抱かせるものともいえない。また，同概要報告は，北側領域（岩

手県沖以北の日本海溝及び千島海溝沿いの領域）について，同領域を２つの領域に分けて津波断層モデルを構築するとしており，北側領域についてもこれを１つの領域として検討することを前提とはしていない（同(7)イ）。そして，認定事実７(7)ウのとおり，原子力規制庁は，技術情報検討会における検討を踏まえ，本件発電所の基準津波について，巨大地震モデル検討会概要報告の震源域より近い東北地方太平洋沖地震（Ｍｗ９クラス：三陸沖中部～茨城県沖）による津波と比較した上で，茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震（Ｍｗ８．７）の震源域を設定して津波評価を実施し，入力津波高さは敷地前面東側：１７．９ｍ，敷地側面北側：１５．４ｍ，敷地側面南側：１６．８ｍとしていることを確認していることから，これを大きく下回る巨大地震モデル検討会概要報告の結果（東海村の最大沿岸津波高５．０ｍ）による本件発電所の基準津波への影響はない旨を原子力規制委員会に報告していることに照らすと，巨大地震モデル検討会概要報告をもってしても，本件発電所の基準津波に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落は認められない。

(4)　小括

以上によれば，基準津波の策定に係る新規制基準に不合理な点があるとは認められず，また，本件発電所における基準津波の策定は新規制基準に適合するとの原子力規制委員会の判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということもできない。

５　争点５－２（津波対策）について

(1)　津波波源及び流向の想定について

原告らは，津波に伴う漂流物の調査に当たっては，主として津波高さを考慮して策定される基準津波にとらわれず，可能性のある津波波源及び流向は全て想定して網羅的に調査し，漂流物を特定すべきであるとした上で，被告が基準津波の波源とした「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」では，北東方向から本件発電所に到達する可能性のある漂流物，特に大型船舶を想定しないこととなり，津波審査ガイドの「敷地周辺の遡上解析結果等を踏まえて，敷地周辺の陸域の建物・構築物及び海域の設置物等を網羅的に調査した上で，敷地への津波の襲来経路及び遡上経路並びに津波防護施

設の外側の発電所敷地内及び近傍において発生する可能性のある漂流物を特定する方針であること」（Ⅱ．５．４．２【確認内容】(2)①。認定事実６(4)ク（イ)）に違反すると主張する。

設置許可基準規則は，設計基準対象施設が基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものであること（５条１項）及び重大事故等対処施設が基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることを要求するものであり（４０条）（認定事実６(2)イ），津波審査ガイドもこれを受けて耐津波設計の基本方針は，重要な安全機能を有する施設は，基準津波に対して，その安全機能を損なわない設計であることとしており（同(4)ア），基準津波とは波源を異にする津波を全て網羅的に調査することなどは求めていない。したがって，基準津波とは波源を異にする津波について漂流物の検討をしていないことは，設置許可基準規則及び津波審査ガイドに反するものではない。

もっとも，この点，基準津波を策定する過程で設定される複数の波源ごとに津波の流向は異なると考えられるところ，当該発電用原子炉施設に対して漂流物となるか否かが津波の流向によって決せられるものであり，かつ複数の波源ごとに津波の流向に有意の差異がある場合には，基準津波の流向では当該発電用原子炉施設に対する漂流物とはならないが，基準津波の波源以外の波源による津波の流向では漂流物になるものの存在があり得ることとなるから，基準津波についてのみ漂流物の有無を検討する規制の在り方には疑義がないではない。

しかしながら，これを本件について検討するに，被告が検討した東北地方太平洋沖地震型の津波波源（別紙１５）と，基準津波の津波波源（茨城県沖から房総沖に想定する津波波源。別紙１７）とは，茨城県沖部分において重なり合っていることや，被告が，東北地方太平洋沖地震型の波源による津波について水粒子による軌跡解析を行った結果，基準津波の場合と同様の傾向を示していること（認定事実８(3)イ（エ）ｃ）に照らすと，被告が検討した東北地方太平洋沖地震型の波源による津波と，基準津波（茨城県沖から房総沖に想定する津波）との流向について，漂流物の有無を決する有

意な差異があるとは直ちには認め難い。

原告らは，津波に伴う漂流物の波源の想定に関して，巨大地震モデル検討会概要報告において，日本海溝の領域の一部である北部の三陸沖領域と千島海溝の領域は連動するとされているなどとも主張するが，認定事実7(7)イのとおり，巨大地震モデル検討会概要報告は，むしろ，日本海溝沿いの領域と千島海溝沿いの領域とは，互いに，一方の領域で発生した津波の他方の領域への影響は少ないとして，これらの領域を区分けして検討することとし，被害想定や防災対応の検討で，二つの領域の地震の連動発生を想定する場合には，二つのモデルによる津波を加算して推計するのではなく，二つのモデルから推計される津波の最大のものを選択する方式により得られた津波高，浸水域等を用いることが妥当と判断しており，巨大地震モデル検討会概要報告自体，三陸沖領域と千島海溝の領域が連動することを前提とした津波波源の設定は提案していない。

そうすると，原子力規制委員会が基準津波以外の津波に伴う漂流物について検討をしていないことについて，看過し難い過誤，欠落があるとまでは断じることができない。

(2) 大型船舶を津波に伴う漂流物として想定することの要否について

認定事実8(3)イ（ア）のとおり，本件敷地の北方約２．５～３ｋｍの茨城港日立港区及び南方約４ｋｍの茨城港常陸那珂港区には総トン数５ｔ以上の船舶が入港し，中には大型船舶も含まれるところ，同ア（ア）のとおり，被告は，両港区に入港する大型船舶について，本件発電所において想定すべき漂流物として考慮していないことから，以下検討する。

ア　両港区内の大型船舶が漂流する可能性について

（ア）緊急退避・係留避泊について

東北地方太平洋沖地震の際，太平洋側港湾に在泊していた大型船舶１２０隻の調査の結果，７４％が湾外退避又は湾内待機（係留強化や湾内水域での投錨）をおおむね成功させ，そのうち湾外退避した大型船舶の８８％は被害がなくその余も軽度被災に

とどまり，そのうち湾内待機をした大型船舶の５５％は被害がなくその余は軽度被災にとどまり，座礁したり陸に乗り上げたりしたものはなかったというのであり（認定事実６(1)イ），その後，「船舶津波避難マニュアル作成の手引き」が作成されて，国内の事業者が運航する大型船舶についてはおおむねこれに沿ったマニュアルを作成しているとみられること（同(7)ア）に照らすと，津波襲来時，両港区に在泊する多くの大型船舶は，緊急退避又は係留避泊をするものと考えられる。

もっとも，被告の想定した基準津波においては，地震発生から２５分程度で基準津波策定位置（本件敷地から約１９ｋｍ沖合）にＴ．Ｐ．＋７．１ｍの津波が到来し，地震発生から約３５分後には本件敷地前面に到達するところ（認定事実７(5)ア），東北地方太平洋沖地震の際，緊急退避をするのに６０分程度を要した船舶が多く，１３％の船舶（東日本太平洋沿岸では２２％）は避難ができなかったとのアンケート結果や，東北地方太平洋沖地震による津波の際，離桟のためにタグボート等の準備を必要とする大型船舶ほど湾外に避難できていなかったとするＡＩＳデータ解析があること（同６(1)イ），平成９年の調査で，総トン数１万ｔ以上の一般船舶の避難準備所要時間は，１５分未満から１２０分以上までと様々であるが，３０分以上を要したとするものが５６％に及び，大型ＬＮＧ船バースにおいてはクイックリリースフック等緊急離桟設備が設置された場合でも離桟準備の所要時間が４０分程度との報告があること（同６(7)イ），また，係留避泊については，ＬＮＧ船や一般船舶の係留限界となる津波高さを，それぞれ，おおむね１～３ｍ程度，３～６ｍ程度とするシミュレーション結果もあること（同認定事実）に照らすと，両港区内の大型船舶の全てが緊急退避又は係留強化を成功させるとは限らない。

（イ）漂流した大型船舶の挙動について

しかし，認定事実６(1)イのとおり，東北地方太平洋沖地震の際の大型船舶１２０隻の調査によると，緊急退避も係留避泊もできなかった船舶２６％はいずれも湾内漂流したというのであり，湾内漂流した船舶は，湾内で座礁するなどしており，湾内に押し込まれるなどした事例もあった一方で，湾内から湾外へと漂流した事例は証拠上見

当たらない。その理由については，津波は，反射を繰り返すことで複雑な波となるところ（前提事実５(2)），港内にある船舶については，港内における反射波等の影響により複雑な津波の影響を受けるなどして，港内を漂流するにとどまったものと考えられる。そして，港内にある大型船舶については，通常の船舶に比して，その船体や重量の大きさゆえに，船体の各部位で異なる流向の津波の影響を受けるなど複雑な力が作用しやすいこと，沿岸ないし港湾施設との衝突が生じやすいこと，喫水の深さゆえに沿岸に乗り上げたとしても船底の接触等により抵抗が生ずることが考えられ，原告らの主張するような，津波高と防波堤との単純な引き算から求められる喫水の深さ以下の船舶が防波堤を乗り越えるようなことも考え難い。

イ　本件敷地前面の海域近傍に航行・停泊する大型船舶について

被告は，大型船舶については航路が予め定まっており，本件敷地前面の海域近傍に航路は設定されていないと主張するが，本件敷地の前面約２．５ｋｍの位置を航行・停泊する大型船舶があるほか，日立港区の防波堤の外側で本件敷地から北東約２ｋｍの地点には外航ＬＮＧ船専用バースがあり，ＬＮＧ船が停泊することは，認定事実８(3)イ（ア）のとおりである。そして，これらの船舶は，日立港区の湾外において航行・停泊する船舶であるから，緊急退避又は係留避泊に失敗した場合に湾内漂流するとはいえない。

この点，被告の審査資料や本件設置変更許可申請書添付書類では，両港区に不定期に入港する貨物船及びタンカー船があること並びに本件敷地前面から約１５ｋｍ沖合に定期船の航路があることは明記されているが，両港区に不定期に入港する貨物船及びタンカー船の航路については触れておらず（認定事実８(3)イ（イ），同（ウ）），被告が行った水粒子の軌跡解析においては，本件敷地前面の海域を航行する大型船舶は本件敷地前面約４ｋｍ付近を航行し（初期配置②），ＬＮＧ船は上記専用バースよりも久慈川河口寄りに停泊する（初期配置④）前提となっていること（認定事実８(3)イ（エ））から，十分な検討がされているのか必ずしも明らかではない。

しかしながら，本件敷地の前面約２．５ｋｍの海域を航行・停泊する大型船舶につ

いては，基準津波の波高及び波長が，沖合３ｋｍにおいて波高７．４ｍ，波長約１１ｋｍであり，沖合５ｋｍにおいて波高７．２ｍ，波長約１２ｋｍであること（認定事実７(5)ア），被告は本件敷地前面約３．３ｋｍの海域（水深約３０ｍ）を浚渫作業船舶が緊急退避する際の安全海域と評価していること（同８(3)イ（オ））に照らすと，本件敷地前面から約２．５ｋｍは安全水域に近い沖合と評価することができ，同地点を航行・停泊する大型船舶の緊急退避が困難であるということはできない。また，本件敷地から北東約２ｋｍの地点の外航ＬＮＧ船専用バースに停泊するＬＮＧ船については，被告の水粒子の軌跡解析の初期配置④位置が上記のとおり実際の位置と比べてずれているとしても，初期配置①及び④の軌跡の傾向（認定事実８(3)イ（エ））や基準津波の流向（認定事実７(5)ア）に照らすと，仮に上記ＬＮＧ船が緊急退避又は係留避泊に失敗した場合でも，本件敷地に向かって漂流するとは直ちには認め難い。

ウ　小括

以上によれば，大型船舶を津波に伴う漂流物から除外したことに係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があると断じることはできない。

６　争点５（津波に対する安全確保対策）についての総括

以上によれば，原子力規制委員会は，被告が策定した本件発電所の基準津波について，設置許可基準規則５条及び同解釈別記２の規定に適合するものであると判断し，また，津波に伴う漂流物の想定について，基本設計ないし基本設計方針を定めた本件設置変更許可申請の内容が同規則５条及び同解釈別記２の規定に適合し，詳細設計を定めた本件工認申請の内容が技術基準規則６条の規定に適合するものであると判断しているところ（認定事実７(6)，同８(5)），前記４及び５において検討したとおり，基準津波策定及び津波に伴う漂流物の想定に係る新規制基準に不合理な点があるとまでは認められず，また，基準津波策定及び津波に伴う漂流物の想定に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるとも認められない。

第６　争点６（火山（気中降下火砕物）に対する安全確保対策）について

１　認定事実９（火山に対する規制等について）

掲記の証拠及び弁論の全趣旨によれば，火山に対する規制等について，以下のとおり認められる。

(1) 設置許可基準規則・解釈（甲Ｂア５）

ア 火山に対する安全確保対策

設置許可基準規則６条１項は，「安全施設は，想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。」と定めており，上記の「想定される自然現象」には，火山の影響を含むものとされ（同解釈６条２項），上記の「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは，設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において，自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において，その設備が有する安全機能が達成されることをいうものとされる（同３項）。

また，設置許可基準規則６条２項は，「重要安全施設は，当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。」と定めており，上記の「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは，対象となる自然現象に対応して，最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう（同解釈６条５項前段）。

なお，設置許可基準規則６条１項の規定は，設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して，安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含むものとされている（同解釈６条１項）。

設置許可基準規則１２条２項は，「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは，当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって，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，当該系統を構成する機械又は器具の機能，構造及び動作原理を考慮して，多重性又は多様性を確保し，及び独立性を確保するものでなければならない。」と定めている。

イ　電源設備関係（全交流動力電源喪失対策）

（ア）設計基準対象施設

設置許可基準規則３３条２項は，「発電用原子炉施設には，非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない」とし，同条７項は，「非常用電源設備及びその附属設備は，多重性又は多様性を確保し，及び独立性を確保し，その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない」と定めているところ，同解釈３３条７項は，上記の「「十分な容量」とは，７日間の外部電源喪失を仮定しても，非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう」ものとし，「非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Ｓクラス）は，７日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること」を要求している。

（イ）重大事故等対処施設

設置許可基準規則３７条１項は，「発電用原子炉施設は，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない」とし，同解釈３７条１－１は，上記の「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物，系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって，「全交流動力電源喪失」を含む炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスと定めている。

設置許可基準規則５７条１項は，「発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備

の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない」とし，同解釈５７条１項は，上記の「必要な電力を確保するために必要な設備」として，「代替電源設備を設けること」として，常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること等の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を要求している。

(2) 技術基準規則・解釈

技術基準規則７条１項は，「設計基準対象施設が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は，防護措置，基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。」と定め，同解釈７条１項は，上記の「想定される自然現象」に火山事象を含むとし，同条２項は，上記「適切な措置を講じなければならない」とは，「供用中における運転管理等の運用上の措置を含む」としている（丙Ｂア１０）。

(3) 火山影響評価ガイドの策定（甲Ｄ５７）

ア 平成２５年火山影響評価ガイドの作成

原子力規制委員会は，平成２５年６月１９日，火山影響評価ガイドを制定した（以下，後述の平成２９年改正前の火山影響評価ガイドを指す場合は「平成２５年火山影響評価ガイド」という。）。

平成２５年火山影響評価ガイドは，設置許可基準規則，使用済燃料中間貯蔵施設の安全審査における「自然環境」の考え方について（平成２０年１０月２７日原子力安全委員会了承），日本電気協会「原子力発電所火山影響評価技術指針」（ＪＥＡＧ４６２５－２００９），IAEA Safety Standards “Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”(No.SSG-21,2012)を参考として，新規制基準が求める火山の影響により原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であることの評価の一例として作成されたものである。また，火山影響評価の妥当性を審査官が判断する際に参

考とするものである。

イ　降下火砕物に係る定め（６．１）

平成２５年火山影響評価ガイドでは，降下火砕物について，以下の定めがある。

（ア）降下火砕物の影響（６．１(1)）

a　直接的影響

降下火砕物は，最も広範囲に及ぶ火山事象で，ごく僅かな火山灰の堆積でも，原子力発電所の通常運転を妨げる可能性がある。降下火砕物により，原子力発電所の構造物への静的負荷，粒子の衝突，水循環系の閉塞及びその内部における摩耗，換気系，電気系及び計装制御系に対する機械的及び化学的影響，並びに原子力発電所周辺の大気汚染等の影響が挙げられる。

降雨・降雪などの自然現象は，火山灰等堆積物の静的負荷を著しく増大させる可能性がある。火山灰粒子には，化学的腐食や給水の汚染を引き起こす成分（塩素イオン，フッ素イオン，硫化物イオン等）が含まれている。

b　間接的影響

前述のように，降下火砕物は広範囲に及ぶことから，原子力発電所周辺の社会インフラに影響を及ぼす。この中には，広範囲な送電網の損傷による長期の外部電源喪失や原子力発電所へのアクセス制限事象が発生しうることも考慮する必要がある。

（イ）降下火砕物による原子力発電所への影響評価（６．１(2)）

降下火砕物の影響評価では，降下火砕物の堆積物量，堆積速度，堆積期間及び火山灰等の特性などの設定，並びに降雨等の同時期に想定される気象条件が火山灰等特性に及ぼす影響を考慮し，それらの原子炉施設又はその付属設備への影響を評価し，必要な場合には対策がとられ，求められている安全機能が担保されることを評価する（解説―１６，１７，１８）。

（解説―１６）原子力発電所内及びその周辺敷地において降下火砕物の堆積が観測されない場合は，次の方法により堆積物量を設定する。

・類似する火山の降下火砕物堆積物の情報を基に求める。

・対象となる火山の噴火量，噴煙柱高，全体粒度分布，及びその領域における風速分布の変動を高度及び関連パラメータの関数として，原子力発電所における降下火砕物の数値シミュレーションを行うことにより求める。数値シミュレーションに際しては，過去の噴火履歴等の関連パラメータ，並びに類似の火山降下火砕物堆積物等の情報を参考とすることができる。

（解説―１７）堆積速度，堆積期間については，類似火山の事象やシミュレーション等に基づいて，原子力発電所への間接的な影響も含めて評価する。

（解説―１８）火山灰の特性としては粒度分布，化学的特性等がある。

（ウ）確認事項（６．１(3)）

ａ　直接的影響の確認事項（６．１(3)（ａ））

①　降下火砕物堆積荷重に対して，安全機能を有する構築物，系統及び機器の健全性が維持されること。

②　降下火砕物により，取水設備，原子炉補機冷却海水系統，格納容器ベント設備等の安全上重要な設備が閉塞等によりその機能を喪失しないこと。

③　外気取入口からの火山灰の侵入により，換気空調系統のフィルタの目詰まり，非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がなく，加えて中央制御室における居住環境を維持すること。

④　必要に応じて，原子力発電所内の構築物，系統及び機器における降下火砕物の除去等の対応が取れること。

ｂ　間接的影響の確認事項（同（ｂ））

原子力発電所外での影響（長時間の外部電源の喪失及び交通の途絶）を考慮し，燃料油等の備蓄又は外部からの支援等により，原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れること。

(4)　平成２９年実用炉規則等の改正

ア　平成２５年火山影響評価ガイドを踏まえた気中降下火砕物濃度の推定（丙Ｄ２０４）

平成２５年火山影響評価ガイドを踏まえ，設置（変更）許可申請の審査においては，降下火砕物の侵入による影響に対する対策として，平型フィルタ等の設置や換気空調系の停止により，安全施設の安全機能が損なわれないようにすることを確認するほか，フィルタが閉塞するまでの時間及びフィルタ交換に必要な時間の試算を事業者に対して求めていたところ，各事業者は，機器への評価を行うための具体的な気中降下火砕物濃度として，原子力発電所での観測値がないため，数少ない観測値である，２０１１年アイスランドのエイヤフィヨルトヨークトル火山の噴火（以下，単に「エイヤフィヨルトヨークトル火山の噴火」という。）の実測値（０．００３ｇ／m^3），１９８０年のセントヘレンズ火山の噴火の観測値（０．０３３４０２ｇ／m^3）を用いて試算し，これらの気中降下火砕物濃度においてフィルタ交換により機能維持が可能であるとしてきた。

なお，セントヘレンズ火山の噴火の観測値は，同火山から約１３５ｋｍ離れたヤキマ地区（降灰量約０．８ｃｍ程度）での０．０３３４０２ｇ／m^3であるが，観測機器の測定限界を超えていたため，実際はより高い濃度であった可能性も否定できないとされている。

イ　降下火砕物検討チームにおける検討（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３５５～３５６頁）

原子力規制庁は，平成２８年度第３５回原子力規制委員会（同年１０月５日）における関西電力株式会社美浜発電所３号炉の審査書案に対する意見募集の結果報告として，火山灰による吸気フィルタ等への影響の検討にエイヤフィヨルトヨークトル火山の噴火の気中濃度観測値３２４１μｇ／m^3を用いているが，セントヘレンズ火山の噴火の観測値は３００００μｇ／m^3超とされていることから，検討のプロセスとして問題がないかその妥当性の説明を求める旨の意見を踏まえ，セントヘレンズ火山の噴火における大気中濃度を用いて評価を行い，施設の機能を確保できることを確認したことを報告した。その際，原子力規制委員会の委員から，気中降下火砕物濃度に関して，一般財団法人電力中央研究所の平成２８年４月付け報告書「数値シミュレー

ションによる降下火山灰の輸送・堆積特性評価法の開発（その２）気象条件の選定法及びその関東地方での堆積量・気中濃度に対する影響評価」（以下「電中研報告書」という。）において公表された富士宝永噴火に関する数値シミュレーションに係る研究報告等の学術研究について，収集・分析や研究を進め，その上で，規制に反映するか否かを判断する必要があるとの指摘があった。（甲Ｄ２１２（丙Ｄ２５４），甲Ｄ２１３）

また，原子力規制庁は，平成２８年度第４０回原子力規制委員会（同年１０月２６日）における指示に基づき，既に新規制基準に基づく原子炉設置変更許可がされていた九州電力株式会社川内原子力発電所１号炉及び２号炉，四国電力株式会社伊方発電所３号炉並びに関西電力株式会社高浜発電所１ないし４号炉について，これら各事業者に対し，セントヘレンズ山の噴火で得られた観測データ（０．０３３ｇ／m^3）を用いた施設の機能への影響を確認することを求めるとともに，電中研報告書に対する事業者の見解等を報告することを求めた（甲Ｄ２１３，２１４）。

原子力規制庁は，上記の確認結果等について，それぞれ，平成２８年度第４３回原子力規制委員会（同年１１月１６日），平成２８年度第５７回原子力規制員会（平成２９年１月２５日）において，報告を行った。

これらの対応を踏まえ，気中降下火砕物濃度に係る最新の知見の規制への反映の要否について検討を行うため，平成２８年度第６１回原子力規制委員会（平成２９年２月１５日）において，降下火砕物検討チームを設置することとされた。

降下火砕物検討チームは，平成２９年３月２９日から同年６月２２日までの間，学識経験者らの参加の下で計３回の会合を開催し，原子力発電所敷地における気中降下火砕物濃度の評価の考え方や機器への影響評価の考え方について検討を行い，同会合における検討結果として，「気中降下火砕物濃度等の設定，規制上の位置付け及び要求に関する基本的考え方」（以下「気中降下火砕物に係る規制の考え方」という。丙Ｄ１４４）を取りまとめた（甲Ｄ６１，１３５～１３７，２１５，丙Ｄ２０４）。

ウ　「気中降下火砕物に係る規制の考え方」における整理

気中降下火砕物に係る規制の考え方は，気中降下火砕物濃度等の設定，規制上の位置付け等について，以下のとおり整理している（丙Ｄ１４４）。

（ア）自然現象に関して想定する基準（ハザード・レベル）の設定の考え方

自然現象に関して想定する基準（以下「ハザード・レベル」という。）の設定には，主として，以下の既往最大又は理論的評価に基づく考え方を用いてきている。

ａ　既往最大に基づくハザード・レベルの設定

これは，「実測値」や「歴史的痕跡＋推測」から既往最大を決定し，不確かさを考慮して設定するものであるが，既往最大を超えるものの発生が否定できず，既往最大がハザード・レベルの設定として適切でない場合がある。

ｂ　理論的評価に基づくハザード・レベルの設定

これは，モデルから得られた解析値から，不確かさを考慮して設定するものであるが，モデルが確立していない場合や入力パラメータの設定根拠が確立できない場合はハザード・レベルが設定できない。

（イ）従来の審査における気中降下火砕物の取扱い

新規制基準への適合性審査（設置許可審査）において，外気取入口に設置されているフィルタは，気中降下火砕物が侵入し難い構造することを確認している。また，「既往最大に基づくハザード・レベルの設定」（前記（ア）ａ）の考え方により，機器への評価を行うための具体的な気中降下火砕物濃度を設定し，フィルタが閉塞するまでの時間及びフィルタ交換に必要な時間を試算しているが，国内原子力発電所での観測値はもとより国内での観測値もほとんどないため，海外での数少ない観測値（エイヤフィヨルトヨークトル火山の噴火の観測値，セントヘレンズ火山の噴火の観測値）を用い，事業者は，これらの気中降下火砕物濃度において全量が外気取入口からフィルタに侵入した場合でもフィルタ交換により機能維持が可能であるとしている。

（ウ）気中降下火砕物濃度の評価のためのモデルの現状

電中研報告書が，モデルにより気中降下火砕物濃度の評価を行ったこともあり，「理論的評価に基づくハザード・レベルの設定」（前記（ア）ｂ）の考え方が適用可能か検

討を行ったところ，①観測値の外挿により推定する手法，②降灰継続時間を仮定して堆積量から推定する手法及び③数値シミュレーションにより推定する手法が考えられるが，現在得られている科学的知見では，いずれも大きな不確実さを含んでいる。

具体的には，上記①の方法は，対象とする原子力発電所敷地とは異なる地点での観測値を用いて推定する手法であるが，現在得られている観測値（セントヘレンズ火山の噴火等）は不確実さが大きいことが分かっている（この方法による降下火砕物堆積量１５ｃｍのサイトにおける気中濃度の試算では，０．０３３ｇ／m^3（セントヘレンズ火山の噴火のヤキマ観測値）×１５ｃｍ（モデルサイトの堆積量）÷０．８ｃｍ（ヤキマ地区の堆積量）＝０．６ｇ／m^3となる。）。

また，上記②の方法は，堆積している降下火砕物の全粒径が降灰中に均一に落下すると仮定するものであり，落下速度の遅いものと速いものとが同時刻に降灰するとしているため，算出される数値は粒径ごとの気中降下火砕物濃度の総和となる。噴出継続時間≒降灰継続時間と仮定することで，最も短時間で同量の降灰を完了することとなり，単位時間当たりの降灰量は多く見積もられるものである。②の方法は，ａ原子力発電所敷地での堆積量から推定する手法と，ｂシミュレーションから得られた堆積量から推定する手法とがある。このうち，ａの方法は，当該原子力発電所敷地又はその周辺で降下火砕物の堆積が確認でき，かつ堆積している降下火砕物の適切な粒径分布測定が可能な場合に限られる。また，ｂの方法は，気中降下火砕物濃度の推定に必要な降下火砕物の堆積量と粒径分布を数値シミュレーション（Tephra2）により求めた値を用い推定する手法であり，数値シミュレーションで設定するパラメータに不確実さがある（ａの方法による試算では，堆積量１５ｃｍ，樽前山起源の火山噴出物の粒径分布を参考に試算し，降灰継続時間１２時間の場合の平均濃度３～７ｇ／m^3，降灰継続時間２４時間の場合の平均濃度２～４ｇ／m^3となる。）。

さらに，上記③の手法は，三次元の大気拡散シミュレーション（FALL3D というシミュレーションコード等）により，設定座標点で粒径ごとに降下火砕物濃度の時間的変化を算出する手法であり，多くのパラメータを入力する必要があるが，観測値等の

データが少なく，工学的判断によりパラメータを設定した上で推定するものである。この手法は，計算結果に大きく影響すると考えられる初期粒径，給源モデル，移流・拡散モデル等のパラメータを設定するための定量的な根拠に乏しく，過去の噴火の際の気象データが不明なことから，シミュレーション結果の検証も困難である（噴出量６．２ｋｍ^{3}相当規模の噴火による降灰を想定し，モデル火山から１００ｋｍ程度の地点で１５ｃｍ程度の降灰を想定した試算では，噴火継続時間を最短３時間～最長４８時間の４つのケースで計算したところ，いずれの条件でも気中濃度は１～２日程度数ｇ／ｍ^{3}が継続する。）。

このように，降下火砕物濃度は，比較的多くの実測データが得られる他の自然現象とは異なり，観測値が十分に得られていないことから，モデルの検証が十分になされておらず，モデルの入力パラメータの設定根拠も少ないため，「理論的評価に基づくハザード・レベルの設定」の考え方によりハザード・レベルを設定することは困難である。

（エ）総合的，工学的判断によるハザード・レベルの設定

前記（ウ）のとおり「理論的評価に基づくハザード・レベルの設定」が困難であっても，運用期間中の活動が否定できない火山の噴火により降下火砕物が襲来し，安全施設の安全機能を喪失する可能性があるため，設計あるいはその後の運用により安全施設の機能維持を確認すべきである。

その際は，大きな不確実さを含んでいるものの，上記②又は③の手法による推定値を考慮し，フィルタ交換等による安全施設の機能維持が可能かどうかの評価に用いる気中降下火砕物濃度及び継続時間を，総合的，工学的判断により設定することとし，これを「機能維持評価用参考濃度」と呼ぶ。これは，設計及び運用等による安全施設の機能維持が可能かどうかを評価するための基準であり，設計において考慮する基準である「設計基準」と区別して，「機能維持評価用基準」とし，機能維持評価用基準を，総合的，工学的判断により設定したものが「機能維持評価用参考濃度」である。

（オ）規制上の要求

新規制基準下では，地震・津波等は，発生時に復旧が困難な損傷等の共通要因故障を複数設備に同時に引き起こす可能性があることから，あらかじめ，施設・設備等の設計において，設計基準事故対処設備には耐震性等を有すること，重大事故防止設備には設計基準対処設備等との可能な限りの多様性を考慮することを要求している。

これに対し，気中降下火砕物に関し，安全施設は，ダンパー（空気流量制御弁）閉止等により一時的に停止すれば損傷等は考え難いこと，数時間～数日後に降灰が収まれば，安全機能を復旧できることから，必ずしも降灰開始と同時に損傷等を引き起こすとは限らない。

したがって，気中降下火砕物に対しては，施設・設備面での対応だけでなく，運用面での対応も含めて全体として対応することが可能であり，降下火砕物の特性を踏まえた要求とすべきである。

また，降下火砕物対策としては，原子炉の運転を停止し，安定な状態への移行及びその状態の維持に必要な安全施設の機能を維持することが必要であるため，以下の要求をする。

a　非常用交流動力電源設備（設計基準事故対処設備）の機能維持

機能維持評価用参考濃度に対して，適切な設計及び運用等により，原子炉を停止した後の安定な状態に移行し維持させるために必要な非常用交流動力電源設備の機能維持を求めるが，その濃度は，上記②の手法により降灰継続時間を２４時間と仮定した平均濃度又は上記③の手法により噴火継続時間を２４時間とした場合の最大濃度とし，その濃度において，非常用交流動力電源設備に対し，２４時間２系統の機能維持を求めることとする。

（理由）

広域に降下火砕物をもたらす火山噴火は比較的規模が大きいが噴火の頻度が少ないため，噴火継続時間が観測された事例は少ない。このため，過去のプリニー式噴火における噴火パラメータを取りまとめた文献を参考に，ＶＥＩ５～６の規模の噴火継続時間の平均値を求めると約２４時間となり，また，火口から敷地への一定風を仮定

すると噴火の継続時間と降灰時間はほぼ同一となることから，機能維持評価用参考濃度の推定に用いる降灰継続時間及び噴火継続時間を２４時間とした。また，上記②の手法で得られる平均濃度は，２４時間以降も引き続き降灰した場合の降灰量も含まれているので保守的な高い濃度となり，２４時間以降の降灰も合算されているので降灰継続時間が２４時間以上となった場合（濃度は下がり，総量は同じ）でも対応ができる。さらに，上記③の手法で得られるピーク濃度は，最大濃度を持続することを仮定しており，保守的な濃度となる。

仮に降灰継続時間が短くなった場合には，機能維持評価用参考濃度を一時的に上回ることになるが，１系統の機能維持であれば約２倍の濃度に対応できること，後述の全交流動力電源喪失等対策が控えていることから，炉心損傷を防止できる。

ｂ　代替電源設備（重大事故等対処設備）の機能維持

機能維持評価用参考濃度に対して，適切な設計及び運用等により，非常用交流動力電源設備２系統が偶発的に多重故障を起こした場合をあえて想定し，必要な代替電源設備等の機能維持を求めることとする（濃度及び降灰継続時間は前記ａと同じとする。）。

なお，機能維持評価用参考濃度に対しては，２系統の非常用交流動力電源設備の必要な機能維持が可能であることを要求しており，これらが同時に故障することは考え難い。加えて，待機している非常用交流動力電源設備をダンパー（空気流量制御弁）閉止等により停止しておけば，気中降下火砕物を共通要因として，複数が同時に故障することは一層考え難い。

ｃ　全交流動力電源喪失等への対策

機能維持評価用参考濃度には大きな保守性を持たせていること，１系統であれば機能維持評価用参考濃度の約２倍の濃度までは非常用交流動力電源設備の機能維持が見込まれること及び代替電源設備に気中降下火砕物対策を求めることから，フィルタ閉塞による「全交流動力電源喪失」は極めて考え難い。しかしながら，深層防護の考え方から，フィルタ閉塞等を起因とする「全交流動力電源喪失」を想定し，炉心損傷

の防止を求めることとする。この際，降灰継続時間を２４時間としたことを踏まえ，フィルタ閉塞時間は２４時間とするとともに，作業環境の悪化を想定することとする。

（理由）

気中降下火砕物濃度が機能維持評価用参考濃度を上回るのは，降灰継続時間が２４時間より短くなる場合である。機能維持評価用参考濃度の約２倍の濃度（非常用交流動力電源設備の１系統の機能維持となる）となるのは，降灰継続時間が約１２時間の場合であり，機能喪失は約１２時間より短くなるが，保守的にフィルタ閉塞時間は２４時間とする。

ｄ　評価を要するその他の設備

機能維持評価用参考濃度においては，交流動力電源設備以外の安全施設についても同様に適切な設計及び運用等により，水源（海水ポンプ，取水設備などを含む。），通信連絡設備等の機能維持，降灰時のアクセスルートの確保を求める。

エ　「気中降下火砕物に係る規制の考え方」に基づく規則等の改正に係る意見公募手続等

（ア）原子力規制庁は，平成２９年度第２５回原子力規制委員会（同年７月１９日）において，「気中降下火砕物に係る規制の考え方」について報告を行い，同委員会において，「気中降下火砕物に係る規制の考え方」に基づき規則等の改正を行うことが了承された。なお，同委員会の審議の中で，気中降下火砕物濃度の推定に係る降灰継続時間について２４時間が一つのメルクマールとなっていることにつき，同委員会の石渡明委員から，世界の大きな火山噴火をみると，大体妥当な線と思われる，非常に雑駁な数字ではあり，ケースによって倍半分（１２時間～４８時間）程度の開きはあるが，平均して２４時間くらいということと思われる旨の意見が述べられた。（甲Ｄ１３４（丙Ｄ１４５）・１７頁等）

（イ）原子力規制委員会は，降下火砕物に係る規制の考え方に基づく実用炉規則及び火山影響評価ガイドの改正案に対して，平成２９年９月２１日から１箇月間の意見公募手続を行った（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３５６頁）。

上記火山影響評価ガイドの改正案においては，「気中降下火砕物に係る規制の考え方」における「降灰継続時間を仮定して堆積量から推定する手法」（②の手法）が「３．１」の手法，「数値シミュレーションにより推定する手法」（③の手法）が「３．２」の手法とされ，これらのいずれかの手法により推定された気中降下火砕物濃度を，設計及び運用等による安全施設の機能維持が可能かどうかを評価するための基準として用いることとされた。なお，前記ウ（エ）のとおり，「気中降下火砕物に係る規制の考え方」においては，確立された知見による規制である「設計基準」と区別するために「機能維持評価用参考濃度」という用語が用いられていたが，原子力規制委員会における検討の結果，確立した知見ではないものの上記の手法により気中降下火砕物濃度を推定することとしたため，「機能維持評価用参考濃度」という用語は使用しないこととした。（丙Ｄ１４６，甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３５８頁）

なお，上記意見公募手続において，「気中降下火砕物濃度の推定方法は，「３．１の手法」と「３．２の手法」の両方で算出したもののうちいずれか厳しい方の値を用いるべきである」旨の意見に対し，原子力規制委員会は，「いずれの方法を用いた推定値も，実際の降灰現象と比較して保守性を有する値となっていることから，両方の手法で算出することは必ずしも要しません。」との回答をし，また，「フィルター交換に要する時間の予測は不可能であるし，そもそも降灰中のフィルター交換作業は困難であり，実効性に欠ける」旨の意見に対し，原子力規制委員会は，「降灰中のフィルター交換に係る手順の実現可能性やその前提となる気中降下火砕物濃度の想定の妥当性については，改正後の規則の規定に基づく保安規定変更認可の審査において確認することとしています。」との回答をしている（丙Ｄ１４６・別紙１・２，５頁，１４７）。

（ウ）前記の実用炉規則及び火山影響評価ガイドの改正案は，意見公募手続での指摘等を踏まえて一部修正された上，平成２９年度第５２回原子力規制委員会（同年１１月２９日）において決定され（丙Ｄ１４６，１４７），同年１２月１４日に施行された（ただし，経過措置として施行から約１年後の平成３０年１２月３１日までの猶予期間が設けられた。）。（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３５６～３５７頁）

オ　実用炉規則の改正（丙Ｄ１４７）

前記エの意見公募手続を経て改正された実用炉規則において，８４条の２が新たに設けられ（なお，同規定は，令和２年１月２３日原子力規制委員会規則第３号による改正後は，８３条１号ロにおいて定められている。），同条５号は，火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な事項として，以下の①ないし③を掲げている。

①　火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること。

②　①に掲げるもののほか，火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること。

③　②に掲げるもののほか，火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。

そして，上記①～③を含む火山影響等発生時における体制整備に関する事項は，保安規定において定めることとされた（実用炉規則９２条１項２１号の２。なお，令和２年１月２３日原子力規制委員会規則第３号による改正後は，同項１６号の設計想定事象に係るものとして規定されている。）。

なお，原子力規制委員会は，上記①の対策の例として，外気取入口のフィルタ交換体制の整備や交換用フィルタの用意等を挙げ，これらは運用面の対策であり，保安規定（変更）認可に係る審査において確認することとし，設置（変更）許可に係る審査における確認内容を変更するものではないが，事業者の判断で設置（変更）許可を伴う設備変更による対策を講じることは妨げないとしている（甲Ｇ６４（丙ＢＡ２５）・３５９頁）。

カ　平成２９年火山影響評価ガイドの改正（甲Ｄ５８，５９，丙ＢＡ１６）

（ア）気中降下火砕物濃度推定方法の改正

前記オの意見公募手続を経て改正された火山影響評価ガイド（以下，同改正後の火山影響評価ガイドを「平成２９年火山影響評価ガイド」という。）は，降下火砕物に係

る定めについて，「堆積物量」とあるのを「降灰量」等と一部の語句を訂正したほか，平成２５年火山影響評価ガイドにおける「６．１(2)降下火砕物による原子力発電所への影響評価」の「解説―１７」（前記(3)イ（イ））を，「６．１(3)（ａ）直接的影響の確認事項」の「③　外気取入口からの火山灰の侵入により，換気空調系統のフィルタの目詰まり，非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がなく，加えて中央制御室における居住環境を維持すること。」（同（ウ）ａ）の解説へと移した上で，以下のとおり改めた。

「解説―１７　堆積速度，堆積期間については，類似火山の事象やシミュレーション等に基づいて評価する。また，外気取入口から侵入する火山灰の想定に当たっては，添付１の「気中降下火砕物濃度の推定方法について」を参照して推定した気中降下火砕物濃度を用いる。堆積速度，堆積期間及び気中降下火砕物濃度は，原子力発電所への間接的な影響の評価にも用いる。」

（イ）「気中降下火砕物濃度の推定方法について」の概要

また，平成２９年火山影響評価ガイドの添付１の「気中降下火砕物濃度の推定手法について」の概要は，以下のとおりである。

ａ　はじめに（１.）

降下火砕物検討チームによる原子力発電所における降下火砕物の濃度評価の考え方と機器への影響評価に関する検討の結果，降下火砕物濃度の推定に必要な実測値（観測値）や理論的モデルは大きな不確実さを含んでおり，基準地震動や基準津波のようにハザード・レベル（注釈―１　ハザード・レベルとは，自然現象の影響を考慮する際に想定する水準である。設定に当たっては，既往最大の実測値（観測値）や検証された理論的モデル評価などを用いる。）を設定することは困難であることが示された。

そこで，総合的判断に基づき気中降下火砕物濃度を推定する手法を以下に示すこととし，本手法により推定された気中降下火砕物濃度は，設計及び運用等による安全施設の機能維持が可能かどうかを評価するための基準として用いる。

b　気中降下火砕物濃度の推定手法（3.）

原子力発電所において想定される気中降下火砕物濃度は，以下の３．１の手法又は３．２の手法により推定する。

３．１　降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法（３．１の手法）

３．２　数値シミュレーションにより気中降下火砕物濃度を推定する手法（３．２の手法）

３．１の手法では，降下火砕物の粒径の大小にかかわらず同時に降灰が起こると仮定していること，粒子の凝集を考慮しないこと等から，３．２の手法では，原子力発電所への影響が大きい観測値に基づく気象条件を設定していること等から，いずれの推定値も実際の降灰現象と比較して保守的な値となっている。このため，３．１又は３．２のいずれかの手法により気中降下火砕物濃度を推定する。

３．１の手法について

３．１の手法においては，原子力発電所の敷地において運用期間中に想定される降下火砕物がある期間（降灰継続時間）に堆積したと仮定して，降下火砕物の粒径の割合から求まる粒径ごとの堆積速度と粒径ごとの終端速度から算出される粒径ごとの気中濃度の総和を，気中降下火砕物濃度として求める。(注釈―２　粒径分布は，実測値を用いることを基本とするが，実測値の使用が困難な場合は，類似火山噴火の降下火砕物のデータを参考に粒径分布を設定する。また，想定される降灰量を数値シミュレーションにより求めた場合は，降灰量と同時に算出される粒径分布を使用する。注釈―３　粒径ごとの終端速度は既存の文献を参考とするが，最新の知見についても適宜参照する。)

なお，降下火砕物の終端速度は火砕物の粒径に依存し，その終端速度は実験的に求められている値を参考とする。また，降灰継続時間については，同程度の噴火規模での噴火継続時間を参照して設定する。この際，評価対象火山から原子力発電所敷地に向かう一定風を仮定するケースでは，噴火継続時間≒降灰継続時間（降灰量に支配的

な主要な降灰）とみなすことが可能である。ただし，原子力発電所敷地での降灰継続時間を合理的に説明できない場合は，降灰継続時間を２４時間とする。（注釈―４　過去のプリニー式噴火における噴火パラメータを取りまとめた文献を参考に，ＶＥＩ５～６の規模の噴火継続時間は約２４時間とした。）

３．２の手法について

３．２の手法においては，３次元の大気拡散シミュレーションにより設定座標点で粒径ごとに気中濃度の時間変化を算出し，得られた最大濃度を気中降下火砕物濃度とする。

シミュレーションで使用するパラメータは，想定する火山噴火の観測値や実測値，類似火山の噴火パラメータ等に基づいて設定するとともに，その設定根拠を明らかにする。（注釈―５　総噴出量，噴煙柱高度，噴出率，噴火継続時間，全粒径分布のパラメータを設定する際には，その不確実さを考慮して文献等に基づくデータを基にパラメータサーベイを行う。）

気象データの設定は，高層気象観測を実施している評価対象火山又は原子力発電所敷地に近い観測地におけるデータを基に，１年で最も原子力発電所敷地に対して影響のある月を抽出し，一定風を設定する。

(5)　令和元年火山影響評価ガイド（甲Ｄ２０２，丙Ｂア３８，丙Ｄ２０１）

平成２９年火山影響評価ガイドは，分かりやすさの観点から，令和元年１２月１８日付けで改正されたが（以下，同改正後の火山影響評価ガイドを指して「令和元年火山影響評価ガイド」ということがある。），降下火砕物についても内容の変更はない。

(6)　降下火砕物のシミュレーションソフト（Tephra2）について

ア　Tephra2について（甲Ｄ１３２～１３３，丙Ｄ１１６・６－１－７５頁，丙Ｄ１２２）

（ア）Tephra2 は移流拡散モデルを用いたシミュレーションプログラムであること（甲Ｄ１３３，丙Ｄ１２２）

Tephra2 とは，国（内閣府（防災担当）等）が策定した火山防災マップ作成指針等

においても用いられているシミュレーションプログラムであり，移流拡散モデルを用いている。移流拡散モデルとは，火山灰の風による移動（移流）と空中で拡がる現象（拡散）を盛り込んで作られたモデルである。火山灰は，噴煙から風に乗って風下に流れると同時に重力の影響を受けて高度を減じて最終的に着地するが，この風による輸送が移流である。ただし，実際の風は，渦を巻いたり，蛇行したりするが，Tephra2は，そういう複雑な動きを盛り込むことはできず，風向きと風速は各高度範囲で一定と仮定する。また，火山灰は，一旦空中に放出されると勝手に拡がっていくが，これが拡散である。Tephra2 は，拡散について，水平方向しか考慮できず，垂直方向の拡散は考慮することができない。このように，Tephra2 の移流拡散モデルは，上記の移流や拡散による実際の火山灰の動きを単純化して考慮するモデルであり，実際の三次元の大気場で噴煙の拡散を再現するといったようなことは不可能である。

（イ）Tephra2 は凝集・再飛散を考慮していないこと（甲Ｄ１３２）

Tephra2 を含む移流拡散モデル(TTDM : Tephra Transport and Dispersion Model)については，凝集や再飛散を十分モデル化できていない。凝集は，乾いた凝集体，火山豆石，泥雨に分類され，噴煙内外で生じる現象であり，国内外で噴火規模に依らず多くの観測事例があり，単独では地表まで到達しえない細粒火山灰の落下を促進させるため，これを考慮しない移流拡散モデルによる予測は，火口から近地の降灰量が過小，大気中の火山灰濃度と遠地の降灰量が過多になる傾向がある。

また，再飛散とは，一度地表面に沈着したテフラが，強風によって舞い上がり再び大気中を浮遊する現象である。

イ　萬年（２０１３）（甲Ｄ１３３，丙Ｄ１２２）

（ア）論文要旨

萬年（２０１３）は，論文要旨として次のとおり記載している。

移流拡散モデルを元にした降下火山灰シミュレーションコードである Tephra2 について，その歴史，理論，実行方法，最近の研究動向，今後の発展の方向性について記述した。Tephra2 では適当な初期パラメータを与えることにより，堆積物の分布を

計算できる。また，堆積物の情報から，初期パラメータをインバージョンにより求めることもできる。しかし，火口の極近傍の堆積物をうまく再現できないことや，大きい噴火では噴煙の高さがほとんど決まらないなどの問題点が知られている。これらの解決のためには，粒子の高さ方向の放出量変化を解明することと，噴煙の傘型領域をコードで表現することが必要である。こうした課題には，よく知られている噴火のデータを多数利用する必要があり，この分野への多くの研究者が参入することが期待される。

（イ）萬年（２０１３）の指摘

萬年氏は，Tephra2 は風について単純なモデルしか仮定できないが（前記ア（ア）），火山周辺１００ｋｍのオーダーで風向きが大きく変わるというのは考えにくいため，１００ｋｍのオーダー以下で考える場合，Tephra2 は一定の実用性があると考えるべきであり，１００ｋｍ以遠にラピリサイズの粒子を飛ばすのはかなりの大噴火であるから，逆に言うと，ラピリサイズの粒子が堆積している範囲について Tephra2 を適用して作業するのはほとんど問題ないとして，Tephra2,は，噴出物の移流拡散を単純化しているとはいえ，合理的にモデル化したコードであると評価した上で，Tephra2 等のシミュレーションコードを利用するに際しては，再現したい現象や観測事実がどういう性質のものなのかを勘案し，適切なコードを選ぶこと，コードの限界を把握することが重要であるとしている。

また，Tephra2 は，初期パラメータを与えて噴出物の分布を求めるというフォワード的な使用方法だけでなく，噴出物の分布から逆に初期パラメータを求めるインバージョン的な使用により，噴出量や噴煙高さを求める試みがされているところ，萬年氏によれば，高さ数 km 程度の小さい噴火では一定の成果を収めているようにも見える一方で，大きい噴火では噴煙の高さに関して精度がほとんどないことや，拡散係数が異常に高く求められるなど，その試みはあまりうまくいっていないとの指摘がされている。

萬年氏は，その原因として，Tephra2 が想定するモデルは，粒子離脱様式や噴煙の

形状が実際の噴煙と異なる可能性を指摘している。すなわち，Tephra2は，垂直に上昇する噴煙柱から粒子が離脱するというモデルに基づいているのに対し，現在主流の重力流モデルは，噴煙柱は，周りの大気を高い巻き込み速度で巻き込みながら上昇するため，粒子は噴煙柱内に維持され，例え粒子が噴煙から飛び出たとしても，巻き込む風に流されて噴煙に逆戻りすることから，噴煙柱からの離脱は考えられず，粒子の離脱は傘型領域（噴煙が高層に達し，大気の密度が噴煙の密度と同じになった場合，噴煙が上向きの運動量を失って，水平方向に広がり，傘型を形成する領域をいう。）から起きると考えるものであり，これによれば，大きな噴火の場合は，噴煙柱より遥かに幅が大きい傘型領域から粒子がもたらされるために，Tephra2のモデルを用いて噴煙柱の高さを調節するだけでは堆積物の分布を説明することができず，拡散係数を大きく動かす必要があるため大きな噴火の噴煙高度を決めることができないなどと分析がされ，今後のTephra2の改良や利用における課題として指摘している。

２　認定事実１０（本件発電所の敷地周辺の火山に関する評価について）

証拠（丙Ｄ１１６，１１７，丙Ｈ３・添付書類六・６－７－１～７９頁及び掲記のもの）によれば，被告は，本件設置変更許可申請において，本件発電所の敷地周辺の火山について，以下のとおりの評価をしたことが認められる。

(1)　本件発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

被告は，本件発電所の敷地周辺の火山の活動履歴，噴出物の分布等に関する文献調査，地形・地質調査及び火山学的調査等から，地理的領域（本件発電所の敷地から半径１６０ｋｍの範囲）内に分布する３２の第四紀火山のうち，高原山（敷地との距離約８８ｋｍ），那須岳（同約９３ｋｍ），男体・女峰火山群（同約１０５ｋｍ），日光白根山（同約１１６ｋｍ），赤城山（同約１２７ｋｍ），燧ケ岳（同約１３０ｋｍ），安達太良山（同約１３３ｋｍ），磐梯山（同約１３５ｋｍ），沼沢（同約１４３ｋｍ），吾妻山（同約１４７ｋｍ），榛名山（同約１５７ｋｍ），笹森山（同約１３３ｋｍ）及び子持山（同約１４５ｋｍ）の１３の火山（以下「本件１３火山」という。）を，将来の活動可能性が否定できず，本件発電所に影響を及ぼし得る火山として抽出した（別紙１

9）。

なお，本件発電所の敷地周辺に，数１０ｋｍ^{3}程度を超えるような巨大噴火をもたらす火山（丙Ｄ２０１・８０頁）は存在しない。

(2)　本件１３火山についての設計対応が不可能な火山事象に係る個別評価

被告は，上記(1)で抽出した本件１３火山のそれぞれについて，火山影響評価ガイドにおいて設計対応が不可能な火山事象とされている，「火砕物密度流」，「溶岩流」，「岩屑なだれ，地滑り及び斜面崩壊」，「新しい火口の開口」並びに「地殻変動」について，本件発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性があるか，個別評価を行ったところ，設計対応不可能な火山事象が本件発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいものと判断された。

(3)　本件発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象の抽出及びその影響評価

被告は，本件１３火山につき，上記(2)の設計対応不可能な火山事象とは別に，火山影響評価ガイドにおいて発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象とされている「降下火砕物」，「火山性土石流，火山泥流及び洪水」，「火山から発生する飛来物（噴石）」，「火山ガス」，「津波及び静振」，「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」について抽出し，本件発電所に対する影響の評価を行い，本件発電所の設計に当たり考慮すべき火山事象としては降下火砕物のみであることを確認した。そして，被告は，本件発電所に対する降下火砕物による影響評価を行うに当たって，文献調査，地質調査及びTephra2によるシミュレーション等により検討した結果，設計上考慮する降下火砕物の層厚を５０ｃｍ，粒径を８ｍｍ以下，密度を湿潤密度で１．５ｇ／ｃｍ^3，乾燥密度で０．３ｇ／ｃｍ^{3}と設定した。

３　認定事実１１（降下火砕物への対策等について）

証拠（丙Ｈ３・添付書類八・８－１－４４１～４５８頁及び掲記のもの）並びに弁論の全趣旨によれば，被告が本件発電所について行うこととしている降下火砕物対策等は，以下のとおりと認められる。

(1)　直接的影響とその対策

ア　降下火砕物の荷重を考慮すべき施設等における措置

被告は，考慮すべき施設等毎にその要求される機能に応じて，降下火砕物による荷重に対して裕度を持たせる，降下火砕物が堆積しにくい構造とする，直接堆積しない構造とするなどの措置を講じることとしている。

イ　外気取入口からの降下火砕物の侵入を考慮すべき施設等における措置

（ア）被告は，外気取入口から降下火砕物の侵入を考慮すべき施設等において，降下火砕物による閉塞，摩耗，腐食及び大気汚染により安全性が損なわれることがないよう，降下火砕物による閉塞，摩耗及び腐食を考慮すべき非常用ディーゼル発電機について，吸気口の開口部を下向きの構造とするとともに，同発電機の空気の流路にフィルタを設置するなどして降下火砕物の侵入を低減しつつ，フィルタに降下火砕物が付着した場合でも取替又は清掃可能な構造とする，降下火砕物が侵入した場合に備えて，耐摩耗性のある材料を使用する，降下火砕物に含まれる腐食性成分への対策として金属材料を使用するなどの措置を講じることとしている。

被告は，非常用ディーゼル発電機の呼気フィルタの閉塞について，セントヘレンズ火山の噴火における気中降下火砕物の観測濃度値（０．０３３４ｇ／ｍ^3）を用いて試算した吸気フィルタの閉塞時間（約７．１４時間）に対して，吸気フィルタ取替・清掃に作業員４名で約３時間，非常用ディーゼル発電機の切替に約０．５時間を見込んでおり，閉塞前にフィルタの交換・清掃等を行うことにより十分対応可能であることを確認し，その検討について本件設置変更許可申請の添付資料として原子力規制委員会に提出した（丙Ｄ２０２）。

また，被告は，中央制御室への汚染された大気の侵入を防止すべく，換気系にバグフィルタ（集塵機等に取り付ける袋状のフィルタをいい，このフィルタを用いた方式の集塵機自体も指す。）を設置する，外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転を可能にするとともに，外気取入遮断時において酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し，中央制御室内の居住性を確保するなどの措置を講ずることとしている。

取水設備の閉塞について，被告は，降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設ける

ことにより海水の流路となる施設が閉塞しない設計とすることとしている。

電気系及び計測制御系について，被告は，機械的影響（閉塞）については，残留熱除去系海水系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）用海水ポンプの電動機本体は外気と遮断された全閉構造，空気冷却器の冷却管内径及び冷却流路は降下火砕物粒径以上の幅を設ける構造とすることにより，機械的影響（閉塞）により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とすることとし，化学的影響（腐食）については，耐食性のある材料の使用や塗装の実装等によって，腐食により外部事象防護対象施設の安全機能を損なうことのない設計とすることとしている。

（イ）被告は，平成２９年実用炉規則等改正（認定事実９(4)オ及び同カ）に伴い，改正後の火山影響評価ガイドの手法に基づく気中降下火砕物濃度の推定による影響評価を行った上でこれに対する本件発電所の保全に関する措置を講じ，保安規定に定めることが求められている点について，本件口頭弁論終結時現在，これに対応する保安規定変更認可申請をしておらず，今後，その時点での最新の知見等に基づき，保安規定変更認可申請を行う予定であり，本件発電所における気中降下火砕物濃度に係る安全確保対策の具体的内容は，現時点において定まっていない（弁論の全趣旨）。

なお，被告は，平成３０年９月１８日の原子力規制庁による新規制基準適合性審査に関するヒアリングにおいて，「降下火砕物対策に係る検討について」と題する参考資料（本件参考資料）を提出しているところ，同書面において，火山影響評価ガイドに記載の手法に基づき設定した気中降下火砕物の濃度に対しては，設備対策に加え運用も加味した対応が合理的と判断していることから，保安規定認可までに対応を図るとした上で，①非常用交流動力電源設備機能維持対策として，各ディーゼル発電機の吸気フィルタに運転継続しながら取替可能となる着脱式フィルタを設定する方針であること，②代替電源設備等維持対策として，徐灰等の運用（ディーゼル駆動消火ポンプ又は常設高圧代替注水系ポンプの使用を想定）によって，必要な代替電源設備の機能維持を図る方針であること，③交流動力電源喪失時対策として，交流電源を必要

としない原子炉隔離時冷却系ポンプ等を用いて炉心冷却手段を確保する方針であることを示している。また，被告は，本件参考資料においては，３．１の手法により，設計層厚を５０ｃｍ，降下火砕物密度を０．８ｇ／ｃｍ^{3}と設定し，降灰継続時間を２４時間と仮定し，Tephra2 の粒径分布の計算値を用いて気中降下火砕物濃度を３．５ｇ／ｍ^{3}と推定しているところ，３．２の手法については，数値シミュレーション（３次元の大気拡散シミュレーション）で使用するパラメータ設定に必要な，想定する火山噴火（約４．４万年前に発生した赤城鹿沼テフラ噴火）における観測値に係る情報がないため，パラメータ設定が困難であり，算出結果の科学的合理性を評価することが困難であるとしている。（丙Ｄ２０３，弁論の全趣旨）

ウ　降下火砕物の除去等を考慮すべき施設等における措置

被告は，平成２９年実用炉規則等改正を踏まえた上で，堆積した降下火砕物の除去を適切に実施できるよう，そのための手順を定め，かかる措置を実施するに当たって必要な資材等を確保するなどの対策を講じ，今後，保安規定変更認可申請を行うこととしている（弁論の全趣旨）。

エ　その他の措置

被告は，上記アないしウ以外にも，降下火砕物による直接的影響に応じ，施設等毎に，以下の措置を講じることとしている。

すなわち，降下火砕物による化学的影響（腐食）については，当該施設等が受ける影響に応じ，降下火砕物に含まれる腐食性ガスや降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分に対し，塗装又は耐食性を有する材料を使用するとともに，日常保守管理等により状況に応じて補修を可能とする。降下火砕物による閉塞については，当該施設等が受ける影響に応じ，当該施設等の狭隘部に降下火砕物の粒径に対し十分な幅を設け閉塞しないような構造とするなどの措置を講じる。降下火砕物による摩耗については，主要な降下火砕物が砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さいものの，定期的な内部点検及び日常保守管理により状況に応じて補修を可能とする。降下火砕物による絶縁低下については，当該施設等を空調管理された場所に

設置し，外気取入口へのフィルタの設置，外気取入れダンパを閉止し閉回路循環運転による侵入阻止等を行うこととするなどの措置を講じる。

(2) 間接的影響とその対策

被告は，降下火砕物による間接的影響として，７日間の外部電源の喪失及び本件発電所へのアクセスの制限を想定し，これを考慮することとし，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の安全機能を維持することで，原子炉の停止及び停止後の原子炉の冷却並びに使用済燃料プールの冷却に係る機能を担うために必要となる電源の供給が継続できるようにするなど所要の措置を講じることとしている（丙Ｈ３・添付書類八・８－１－４５７頁）。

(3) 原子力規制委員会による適合性判断

原子力規制委員会は，被告による火山の評価（認定事実１０）及びこれを踏まえた対策（前記(1)及び(2)）を踏まえ，基本設計ないし基本的設計方針を定めた本件設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則６条１項及び２項の規定に適合すると認め，詳細設計を定めた本件工認申請の内容が技術基準規則７条１項の規定に適合すると認めた（丙Ｈ５・７４～８２頁，丙Ｈ８の１・１０～１１頁）。

ただし，前記(1)イ及びウのとおり，被告は，平成２９年実用炉規則等改正に伴い，改正後の火山影響評価ガイドの手法に基づく気中降下火砕物濃度の推定による影響評価を行った上で，これに対する本件発電所の保全に関する措置を講じ，保安規定に定めることが求められている点について，保安規定変更認可申請をすることとしているが，同申請をまだしておらず，この点に関する原子力規制委員会の適合性判断は行われていない。

４ 争点６－１（気中降下火砕物に係る保安規定変更認可申請前の司法審査の在り方等）について

(1) 「相当の根拠，資料に基づく主張立証」について

本件発電所については，本件設置変更許可及び本件工事計画認可がされている（前提事実１０）が，被告は，本件口頭弁論終結時までに平成２９年実用炉規則等改正（認

定事実９(4)オ，同カ）に対応した保安規定変更認可申請（以下「気中降下火砕物に係る保安規定変更認可申請」という。）をしておらず，平成２９年火山影響評価ガイド（令和元年火山影響評価ガイドも同じ。）の気中降下火砕物濃度の推定を踏まえた影響評価や具体的対策は定まっていない（認定事実１１(1)イ，同ウ）。

そして，発電用原子炉設置者は，原子炉等規制法４３条の３の２２第１項により保安のために必要な措置の一つとして，実用炉規則（令和２年１月２３日原子力規制委員会規則第３号による改正後のもの。本項において以下同じ。）８３条１号ロにより気中降下火砕物に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置を講じることが求められ，原子炉等規制法４３条の３の２４第１項及び実用炉規則９２条１項１６号により当該措置に関し保安規定に定め原子力規制委員会の認可を受けることが求められる。また，原子力規制委員会は，原子炉等規制法６１条の２の２第１項３号イ及び同項４号ロにより，保安のために必要な措置及び保安規定の定めの実施状況を検査し，同条１０項に基づき必要な措置を講ずるものとされ，発電用原子炉施設の保全に関する措置が同法４３条の３の２２第１項の規定に基づく実用炉規則８３条１号ロに違反していると認めるときは，同法４３条の３の２３第１項に基づき，発電用原子炉設置者に対し，当該発電用原子炉施設の使用の停止等を命ずることができ，更に，発電用原子炉設置者が同法４３条の３の２３の規定による命令に違反したときは，同法４３条の３の２０第２項４号に基づき，発電用原子炉設置者が同法４３条の３の２４条１項の規定に違反したときは，同法４３条の３の２０第２項５号に基づき，当該発電用原子炉施設の設置許可を取り消し，又は１年以内の期間を定めて発電用原子炉の運転の停止を命ずることができるのである。そうすると，被告が，気中降下火砕物に係る保安規定変更認可申請をしてその認可を受けることなく，本件発電所の原子炉が運転に至ることは考え難い。

以上のとおり，被告は，本件口頭弁論終結時において気中降下火砕物に係る保安規定変更認可申請すらしておらず，気中降下火砕物濃度の推定を踏まえた影響評価に基づく具体的対策が定まっていない以上，これについて主張立証を尽くすことは困難で

あり，かつ，被告が当該保安規定変更認可申請をして原子力規制委員会がこれを審査の上認可しない限りは本件発電所の原子炉が運転に至ることはないのであるから，気中降下火砕物に係る保安規定が求める安全性との関係では，当該規制基準が不合理であり今後の原子力規制委員会の審査によっても安全性を確保されることはないといえない限りは，人格権侵害の具体的危険性を認めることはできないというべきである。

したがって，被告は，気中降下火砕物に係る争点については，①気中降下火砕物濃度の推定ないし影響評価や具体的対応策について，設計段階である原子炉設置（変更）許可申請ではなく，運用面の規定である保安規定（変更）認可申請において審査することが不合理でないこと，②火山影響評価ガイドの定める気中降下火砕物濃度の推定手法が不合理でないことにつき，前記第２の２（争点２－２）で説示した訴訟上の義務である相当の根拠，資料に基づく主張立証を尽くせば足りる。

これに対し，原告らは，原子力規制委員会の適合性判断が示されていない以上，原子炉運転差止訴訟の原則に戻り，被告が人格権侵害の具体的危険性の不存在を主張立証すべきであると主張するが，人格権に基づく差止請求である以上，原告らにおいて，人格権侵害の具体的危険性の存在につき主張立証責任を負うのが原則であることに変わりはなく，原告らの主張は前提を誤るものである。また，原告らは，他の原子力発電所において，保安規定認可から再稼働までが３～４箇月であったことから，保安規定変更認可がされるのを待っていては差止めが間に合わないとも主張するが，安全確保対策の具体的内容が定まっていない以上，前記判断を左右するものではない。そこで，以下上記①について検討し，上記②については争点６－２で検討する。

(2)　気中降下火砕物濃度の推定等を保安規定変更認可申請において審査することの合理性

認定事実９(4)イ，同ウ（オ）及び同エ～カのとおり，平成２９年の火山影響評価ガイドの改正は，原子力規制委員会に設置された降下火砕物検討チームによる検討結果を取りまとめた「気中降下火砕物に係る規制の考え方」に基づき，気中降下火砕物について，安全施設は，ダンパー（空気流量制御弁）閉止等により一時的に停止すれば

損傷等は考え難いこと，数時間～数日後に降灰が収まれば，安全機能を復旧できることから，地震や津波等とは異なり，必ずしも降灰開始と同時に損傷等を引き起こすとは限らないという特性があることを踏まえ，施設・設備面での対応だけでなく運用面での対応も含めて全体として対応することが可能であり，このような降下火砕物の特性を踏まえた規制として，原子炉の運転を停止して安定な状態に移行しその状態を維持するための安全施設の機能を維持すること，すなわち機能維持が肝要であるとの観点から，保安措置及び保安規定に係る実用炉規則の改正とともに行われたものであり，このような降下火砕物の特性を踏まえた規制の考え方が不合理であるということはできない。そして，平成２９年火山影響評価ガイドは，上記の降下火砕物の特性を踏まえ，添付１の「気中降下火砕物濃度の推定手法について」を，「６．１(3)（ａ）③　外気取入口からの火山灰の侵入により，換気空調系統のフィルタの目詰まり，非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がなく，加えて中央制御室における居住環境を維持すること」に係る解説として位置付けており（認定事実９(4)カ），原子力規制委員会は，降灰中のフィルター交換の前提となる気中降下火砕物濃度の想定の妥当性については，平成２９年改正後の実用炉規則の規定に基づく保安規定変更認可の審査において確認することとしている（同(4)エ（イ））。

以上によれば，平成２９年火山影響ガイドの気中降下火砕物濃度の推定ないしその影響評価や具体的対策の適合性判断を保安規定（変更）認可に係る審査において行うことが不合理であるとはいえない。

これに対し，原告らは，平成２９年火山影響評価ガイドにおいて気中降下火砕物の推定の妥当性やそれによる施設の安全性については設計段階である原子炉設置変更許可段階でも審査されることが明示されたとも主張するが，認定事実９(4)カ（イ）ａ，同(5)のとおり，平成２９年火山影響評価ガイドは，気中降下火砕物濃度の推定について，設計及び運用等による安全施設の機能維持が可能かどうかを評価する基準として用いるとしており，令和元年火山影響評価ガイドでも同様である。これは，上記のとおり，気中降下火砕物の特質を踏まえ，施設・設備面での対応だけでなく運用面での

対応も含めて全体として対応することが可能であるとの考え方を表したものであり，気中降下火砕物濃度の推定の妥当性を必ず設計段階である原子炉設置変更許可処分段階で審査しなければならないとする趣旨とは解されないから，原告らの上記主張は採用することができない。

5　争点６－２（気中降下火砕物濃度の推定手法についての火山影響評価ガイドの規定の合理性）について

原告らは，要旨，３．１の手法（降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法）及び３．２の手法（数値シミュレーションにより気中降下火砕物濃度を推定する手法）のいずれも大きな不確実さを有するため，平成２９年改正後の火山影響評価ガイドが，両手法による評価を行った上で高い方を用いることとせず，いずれかを用いれば足りるとしていることが不合理であると主張する。

(1)　大きな不確実さを有することについて

認定事実９(4)イ，同ウ及び同カのとおり，平成２９年火山影響評価ガイドにおいて新たに設けられた３．１の手法及び３．２の手法は，学識経験者も参加した降下火砕物検討チームの検討結果を取りまとめた「気中降下火砕物に係る規制の考え方」を踏まえ，気中降下火砕物濃度については，比較的多くの実測データが得られる他の自然現象とは異なり，観測値が十分に得られていないことから，モデルの検証が十分になされておらず，モデルの入力パラメータの設定根拠も少ないため，いずれの手法も大きな不確実さを含んでおり，現在得られている科学的知見によっては，基準地震動や基準津波のようなハザード・レベル（設計基準）を設定することは困難であるとの認識に立った上で，なお，火山の噴火により降下火砕物が襲来した場合には安全施設の安全機能を喪失する可能性があるため，設計あるいはその後の運用により安全施設の機能維持を確認する必要があるとの観点から，フィルタ交換等による安全施設の機能維持が可能かどうかの評価に用いる気中降下火砕物濃度及び継続時間を総合的，工学的判断により設定することとし，３．１の手法又は３．２の手法を安全施設の機能維持が可能かどうかを評価するために用いることとしたものである。

そして，３．１の手法においては，認定事実９(4)ウ（ウ），同カ（イ）のとおり，降下火砕物は，粒径の大小（落下速度の差）にかかわらず同時に降灰が起こると仮定していること，認定事実９(4)カ（イ），同(6)ア（イ）のとおり，実際の噴火では，凝集により，単独では地表まで到達しえない細流粒火山灰の落下を促進させるという現象が発生することが多いが，これを考慮しないことにより，大気中の火山灰濃度と火口から遠い地点の降灰量を多目に見積もることができること等から，その推定値は，実際の降灰現象と比較して保守的な値であるとされている。３．２の推定手法では，認定事実９(4)カ（イ）のとおり，原子力発電所への影響が大きい観測値に基づく気象条件を設定すること等から，その推定値は実際の降灰現象と比較して保守的な値となっているとされている。

また，これらの手法の前提となる機能維持評価という観点からの規制の在り方は，前記４(2)で説示した気中降下火砕物の特質や，安全施設には多重性又は多様性を確保されるものとし（設置許可基準規則１２条２項），重大事故等対処施設として代替電源設備を設けるものとされていること（同規則５７条１項）や全交流動力電源喪失を想定して炉心損傷防止対策を講じることが求められていること（同規則３７条１項）を踏まえたものでもある（認定事実９(1)，同(4)ウ（オ））。

(2)　３．１の手法について

ア　Tephra2について

原告らは，３．１の手法において，萬年（２０１３）の指摘を挙げて不確実さが大きい等と主張する。

しかし，認定事実９(6)イによれば，萬年（２０１３）は，Tephra2の課題を指摘するものの，Tephra2の利用を否定するものではない。そして，前記(1)に説示したとおり，原子力規制委員会は，３．１の手法自体，不確実さが大きいことからハザード・レベルの設定に用いることはできないとした上で，機能維持評価基準として導入しているものである。また，特に，原子力発電所への影響評価という観点からみると，降灰量を求める上で重要な要因は風速や風向であると考えられ，敷地への影響が大きく

なるよう風速ないし風向を設定することにより保守的に評価することは可能である。

そして，Tephra2 は国の策定する火山防災マップ作成指針等にも利用されており（認定事実９(6)ア（ア)），現在の科学的知見によれば，他により適切な手法も見当たらないことに照らすと，Tephra2 を利用することが不合理であるということはできない。

イ　降灰継続時間について

平成２９年改正後の火山影響評価ガイドは，３．１の手法における降灰継続時間について，対象火山と同程度の噴火規模での噴火継続時間を参照して設定することを原則としつつ，原子力発電所敷地での降灰継続時間を合理的に説明できない場合は，降灰継続時間を２４時間とし，その理由を過去のプリニー式噴火における噴火パラメータを取りまとめた文献を参考に，ＶＥＩ５～６の規模の噴火継続時間は約２４時間としている（認定事実９(4)カ（イ）ｂ，同(5)）。

原告らは，２４時間という降灰継続時間は，平均値にすぎず，倍半分のばらつきがあることからこれよりも短くなると気中降下火砕物濃度が高くなるため，保守的な設定でないと主張する。

しかし，認定事実９(4)ウ（オ），同エ（ア）のとおり，気中降下火砕物濃度の推定手法について，学識経験者も参加した降下火砕物チームの検討結果によれば，２４時間という時間設定は，上記のとおり過去のプリニー式噴火における噴火パラメータを取りまとめた文献に基づくＶＥＩ５～６の規模の噴火継続時間の平均値であり，妥当な線であるもののケースによっては１２～４８時間程度の開きがあり得るとの原子力規制委員会委員の意見もあるが，３．１の手法は，堆積量から推定する手法であるため，これにより得られる平均濃度は，２４時間以降も引き続き降灰した場合の降灰量も含まれているため保守的に高い濃度となること，２４時間以降の降灰も合算されているので降灰継続時間が２４時間以上となった場合でも対応できることに加え，降灰継続時間が短くなった場合には濃度は高くなるものの，地震や津波と異なり，ダンパー（空気流量制御弁）閉止等により一時的に停止すれば損傷等は考え難いこと，数時

間～数日後に降灰が収まれば，安全機能を復旧できることから，必ずしも降灰開始と同時に損傷等を引き起こすとは限らないという気中降下火砕物の特性を踏まえ，非常用交流動力電源設備の機能維持対策（外気取入口のフィルタ交換等）による損傷等防止策や，気中降下火砕物について２系統の非常用交流動力電源の機能維持が可能であることが確認されれば，設定した気中降下火砕物濃度の約２倍の濃度に対応することができるとも見込まれること，これが喪失した場合に備えた代替電源設備機能維持対策を求めるにとどまらず，これらの電源設備が機能を喪失した場合に備えて全交流動力電源喪失対策をも求めることとし，運用面も含めた安全確保対策を講じることに照らすと，降灰継続時間を２４時間と設定したことが不合理とはいえない。

(3)　３．１の手法と３．２の手法を選択的に用いることについて

原告らは，被告を含む各事業者が３．１の手法を用いており，３．２の手法よりも保守的でない可能性があるとも主張するが，３．２の手法による場合，FALL3D によるシミュレーションには多くのパラメータ設定が必要になるが，パラメータを設定するための定量的根拠にも乏しいという問題があり（認定事実９(4)ウ（ウ)），被告も，検討対象火山である赤城山について，数値シミュレーション（３次元の大気拡散シミュレーション）で使用するパラメータ設定に必要な，想定する火山噴火（約４．４万年前に発生した赤城鹿沼テフラ噴火）における観測値に係る情報がないため，パラメータ設定が困難であると評価している（認定事実１１(1)イ（イ)）。なお，平成２９年実用炉規則等改正の契機の一つともなった電中研報告書は，FALL3D による数値シミュレーションを行っているが，その検討対象火山は，いずれも噴火時期を約２００～３００年前とする富士山宝永噴火及び浅間山天明噴火で，良好な噴出物や古記録が残されているものであるから（甲Ｄ２１２（丙Ｄ２５４)），これをもって他の火山についても３．２の手法による気中降下火砕物濃度推定が容易であるとはいえない。

また，原告らは，平成２９年火山影響評価ガイドが，３．１の手法と３．２の手法のいずれかで足りるとした点は，学識経験者の議論を踏まえたものではないと主張するが，認定事実９(4)ウ（エ）のとおり，降下火砕物検討チームの検討を踏まえてまと

められた「気中降下火砕物に係る規制の考え方」では，②又は③の手法による推定値を考慮することとしており，降下火砕物検討チームにおいて両手法を求めることを前提とした議論は見当たらない。

以上のとおりであり，仮に３．２の手法を必ず行うことを要求するとすれば，それが現実的に可能かどうかについての検討も必要となるところ，この点を明らかにすることなく，３．１の手法と３．２の手法を選択的に用いるものとしていることが不合理であるということはできない。

(4) 小括

以上のとおりであるから，平成２９年改正後の火山影響評価ガイドが，気中降下火砕物濃度の推定について，３．１の手法と３．２の手法を選択的に用いるものとしていることが不合理であるとは認められない。

６　争点６－３（被告による気中降下火砕物濃度の評価）について

原告らは，本件参考資料に記述されている気中降下火砕物濃度（３．５ｇ／m^3）（認定事実１１(1)イ（イ））を挙げてるる主張するが，被告は，本件口頭弁論終結時において気中降下火砕物に係る保安規定変更認可申請をしておらず，気中降下火砕物濃度の推定を踏まえた影響評価に基づく具体的対応策が定まっておらず，また，被告が当該保安規定変更認可申請をして原子力規制委員会がこれを審査の上認可しない限りは本件発電所が運転に至ることはないのであるから，規制基準が不合理であるといえない限り，気中降下火砕物に係る安全対策に看過し難い過誤，欠落があるとの理由により差止めを求めることができないことは前記４(1)に説示したとおりである。

７　争点６（気中降下火砕物）についての総括

以上によれば，気中降下火砕物濃度の推定等に係る適合性審査を保安規定変更認可申請において行うこととされている点が不合理であるとは認められず，平成２９年改正後の火山影響評価ガイドが，気中降下火砕物濃度の推定について，３．１の手法と３．２の手法を選択的に用いるものとしていることが不合理であるとも認められない。

第７　争点７（事故防止に係る安全確保対策及びその実効性を確保するための対応）

について

1　認定事実１２（原子力発電所の内部火災対策規制とケーブルについて）

原子力発電所の内部火災対策規制とケーブルについて，掲記の証拠及び弁論の全趣旨等によれば，以下のとおり認められる。

(1)　ブラウンズフェリー火災事故

１９７５年3月２２日，米国ブラウンズフェリー発電所において，格納容器貫通部の漏えい検査中，検査に用いていた蝋燭の火が貫通部のシール材（ポリウレタン）に引火して，結果的にケーブル分配室及び原子炉建屋の２箇所で火災が発生した（以下，この火災事故を「ブラウンズフェリー火災事故」という。）。ケーブル分配室の火災は約４時間で鎮火されたが，原子炉建屋の火災の消火には７時間以上を要した。数多くのケーブルが焼損し安全設備や機能が影響を受けた。特に電気・制御機器が利用不可能となったため，一時は炉心冷却が不十分な状態になるなどしたが，人的対応により大事には至らなかった。（甲Ｃ１０７・３頁，弁論の全趣旨）

(2)　旧火災防護審査指針（甲Ｃ２４）

我が国では，ブラウンズフェリー火災事故を受け，昭和５５年（１９８０年）１１月６日，発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」（以下「旧火災防護審査指針」という。）が定められた。

旧火災防護審査指針では，火災発生防止の方策の一つとして，「安全上重要な構築物，系統及び機器は，実用上可能な限り不燃性又は，難燃性材料を使用する設計であること」が要求された。

なお，本件発電所は前提事実２のとおり，昭和５３年運転開始のため旧火災防護審査指針は，原子炉設置許可の審査には用いられていない（弁論の全趣旨）。

(3)　設置許可基準規則（甲Ｂア５，丙Ｂア９）

設置許可基準規則８条１項は，「設計基準対象施設は，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の発生を防止することができ，かつ，早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下

「消火設備」といい，安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。」と定めており，設置許可基準規則解釈８条１項は，「第８条については，設計基準において発生する火災により，発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため，設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止，感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。また，上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは，安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。したがって，安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して，発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。」と定め，同２項は，「第８条について，別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第 1306195 号（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）（火災防護審査基準））に適合するものであること。」と定めており，設置許可基準規則解釈の冒頭には，「設置許可基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は，本解釈に限定されるものではなく，設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば，設置許可基準規則に適合するものと判断する。」と定められている。

また，設置許可基準規則１２条１項において「安全施設は，その安全機能の重要度に応じて，安全機能が確保されたものでなければならない。」と定められている。

(4) 火災防護審査基準（丙Ｂア１１）

ア 総論

火災防護審査基準は，「１．まえがき」，「１．１ 適用範囲」，「１．２ 用語の定義」という総論的事項のほか，「２．基本事項」，「２．１ 火災の発生防止」，「２．２ 火災の感知，消火」及び「２．３ 火災の影響軽減」という構成となっている。

火災防護審査基準は，「１．まえがき」で，「本基準に適合しない場合であっても，それが技術的な改良，進歩等を反映したものであって，本基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得ると判断される場合は，これを排除するものでは

ない。」と定めている。

また，火災防護審査基準は，「１．まえがき」で，「参考（審査官に向けて視点，注意事項を整理したもの）」として，「原子炉施設は，火災によりその安全性を脅かされることがないように，適切な火災防護対策を施しておく必要がある。本基準では，火災の発生防止対策を示すとともに，火災の感知及び消火，並びに火災の影響軽減対策をとり入れている。」と規定している。

イ　各論

火災防護審査基準には，以下の定めがある。

（ア）基本事項（２．(1)）

原子炉施設内の火災区域（耐火壁によって囲まれ，他の区域と分離されている建屋内の区域をいう（１．２(11)。以下同じ。）又は火災区画（火災区域を細分化したものであって，耐火壁，離隔距離，固定式消火設備等により分離された火災防護上の区画をいう（１．２(12)。以下同じ。）に設置される安全機能を有する構造物，系統及び機器を火災から防護することを目的として，以下に示す火災区域及び火災区画の分類に基づいて，火災発生防止，火災の感知及び消火，火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じること。

①　原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するための安全機能を有する構築物，系統及び機器が設置される火災区域及び火災区画

②　放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器が設置される火災区域

（イ）安全機能を有する構築物，系統及び機器について（２．１．２）

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，以下の各号に掲げるとおり，不燃性材料（不燃性とは，火災により燃焼しない性質をいう（１．２(1)）。）又は難燃性材料（難燃性とは，火災により燃焼し難く，著しい燃焼をせず，また，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質をいう（１．２(2)）。以下，不燃性材料と併せて「難燃性材料等」ともいう。）を使用した設計であること。ただし，当該構築物，系統及び機

器の材料が，不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（代替材料）である場合，若しくは，当該構築物，系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって，当該構築物，系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物，系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合は，この限りではない。

(⑶号)　ケーブルは難燃ケーブル（火災により着火し難く，著しい燃焼をせず，また，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質を有するケーブルをいう（１．２⑻）。）を使用すること。

（同参考）

使用するケーブルについて，「火災により着火し難く，著しい燃焼をせず，また，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質」を有していることが，延焼性及び自己消火性の実証試験により示されていること。

（実証試験の例）

・自己消火性の実証試験　　ＵＬ垂直燃焼試験

・延焼性の実証試験　　ＩＥＥＥ３８３又はＩＥＥＥ１２０２

（ウ）安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する影響の軽減（２．３．１⑵）

原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために，火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計であること。

具体的には，火災防護対象機器（原子炉の高温停止又は低温停止に影響を及ぼす可能性のある機器をいう（１．２⑬）。）及び火災防護対象ケーブル（火災防護対象機器を駆動又は制御するケーブル（電気盤や制御盤を含む。）をいう（１．２⑭）。）が次に掲げるいずれかの要件を満たしていること。

ａ　互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて，互いの系列間が３時間以上の耐火能力を有する隔壁（火災の影響を防止するための不燃性又は難燃性の構造物をいう（１．２⑷）。）等で分離されていること。

b　互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて，互いの系列間の水平距離が６ｍ以上あり，かつ，火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。この場合，水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。

c　互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて，互いの系列間が１時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており，かつ，火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。

(5)　電気学会推奨案（丙Ｃ１２）

電気学会推奨案（「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」）は，昭和５３年４月，当時我が国では原子力発電所に用いられるケーブルの必要性能を検証する試験方法が確立していなかったことから，原子力技術委員会の下で原子力発電所用電線・ケーブル調査専門委員会が学識経験者・使用者・製造者を集めて設立され，昭和５６年３月まで審議を行い，同年１１月，原子力発電所に使用する安全系の各種ケーブルを対象として，その環境試験方法及び耐延焼性試験方法の推奨案作成を目標に置き，その基礎としてケーブルの使用条件，性能，各種の劣化特性，試験方法などの調査・分析に基づき，諸外国の実情と関係規格を参考に，試験方法推奨案としてまとめたものである。

電気学会推奨案が定める試験の内容は，通常運転時の劣化に対する試験及びＬＯＣＡ時に対する試験から構成され，供試ケーブルに対し，①通常運転期間の熱量に相当する加熱を与える（熱劣化試験），②当該期間の被ばく量に加えて，ＬＯＣＡ時の被ばく線量を積算した放射線量を照射する（放射線照射試験），③ＬＯＣＡ時の温度，圧力，湿度等を与える（蒸気暴露試験），④上記①ないし③の各試験を経た試料を直線状に伸ばしてから金属製マンドレルに巻き付けて水中に浸し，その状態において規定電圧を印加する（屈曲浸水電圧試験），というものである。

(6)　ＡＣＡガイド（丙Ｃ１３）

その後，原子力発電所の通常運転時の熱・放射線による経年劣化を想定した電気学

会推奨案の加速劣化手法は，必ずしも実機を正確に模擬できていない可能性があることが判明したことから，これに対応するため，原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化評価手法を確立することを目的として，独立行政法人原子力安全基盤機構において，平成１４年～２０年に「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究（ＡＣＡ研究）が実施され，平成２６年２月，その結果を踏まえて，「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」（ＡＣＡガイド）が取りまとめられた。

ＡＣＡガイドにおいて，検証の目的は，設計基準事故時に事故の拡大を防止し速やかに収束するための安全機能を有するケーブルが，通常運転時の供用期間を経た後に設計基準事故の環境条件下においても期待される安全機能を遂行できるか否かを検証し，目標とする検証寿命を有していることを明らかにすることにあるとされ，検証に際しては，型式試験（検証対象ケーブルと同等の供試ケーブルを使用し，期待される機能を遂行できるかを検証する試験をいう。）による検証，使用実績による検証，状態監視による検証又は解析による検証等を行うこととされている。

このうち，型式試験は，ケーブルが通常運転時の供用期間を経た後に設計基準事故の環境条件下においても期待される安全機能を遂行できることを検証するための最適な方法であるとされる。

型式試験は，①劣化処理前の供試ケーブルについて，状態を確認するための機能試験を実施する（初期機能試験），②供試ケーブルに検証寿命相当の経年劣化を付与するため，検証寿命期間中の通常運転時の運転条件を模擬した環境等に供試ケーブルを曝す（劣化処理），③劣化処理後の供試ケーブルについて，状態を確認するための機能試験を実施する（劣化処理後機能試験），④供試ケーブルを設計基準事故における運転条件を模擬した環境等に曝す（事故時環境試験），⑤事故時環境試験後の供試ケーブルについて，その状態を確認するための機能試験を実施する（最終機能試験），⑥ＪＩＳに基づく耐電圧試験を行い，絶縁破壊が生じるか否かを判定する（健全性判定試験）というものである。

(7)　一般用ケーブルの耐用年数について

一般の電線・ケーブルの設計上の耐用年数は，その絶縁体材料に対する熱的・電気的ストレスの面から２０～３０年を基準として考えられており，使用状態における耐用年数は，その敷設環境や使用環境により大きく変化するものとされている。電線・ケーブルの耐用年数を短くする劣化要因としては，電気的要因（過電圧，過電流など），電線・ケーブルの内部への浸水，機械的要因（衝撃，圧縮，屈曲，捻回，引張，振動等），熱的要因（低温，高温による物性の低下），化学的要因（油，薬品による物性低下等），紫外線・オゾンや塩分付着（物性低下），鼠や白蟻による食害，かび等の微生物による劣化，施工不良（外傷等）が挙げられる。（甲Ｃ６５）

(8)　本件発電所のケーブルについて

本件発電所においては，建設時，ケーブルシース（ジャケット）に３０００箇所に及ぶ摩耗損傷個所が発見された。これは，ケーブルのビニールシースがケーブル相互の摩擦に弱いという特性に対する認識の欠如によりケーブル敷設時に必要な養生等の対策が欠けていたこと，当時の一般的なケーブルトレイ上へのケーブル延線工法が，敷設面上を直に引き摺るもので，延長済ケーブルの表面上を擦る形でケーブルが引き摺られていたことなどによるものであり，その損傷は，シースを貫通しない程度から，介在物露出・同損傷，導体絶縁損傷，導体損傷まで程度の差は広く，全般にわたり確認しないと通電できない状況となっていたため，ケーブルの延線工事は中断され，延線済みのケーブルを確認し，損傷個所をケーブルメーカーが修復し，その後の延線は擦れ合う個所に各種養生を施し施工を継続した。損傷に対する処置としては，具体的には，絶縁体が損傷しているものについては新ケーブルとの取替え，布テープ又はシールドテープが損傷しているものについては損傷テープ補修の上ビニール溶接，シースのみ損傷しているものについてはビニール溶接といった処置がされた。なお，上記損傷事例が発生した結果，ケーブルシース相互を摩擦させないよう，ケーブルの延線工法が見直された。（甲Ｃ６６，６７）

(9)　ＯＦケーブル火災事例（甲Ｃ１０５，丙Ｃ１５）

平成２８年１０月１２日，東京電力パワーグリッド株式会社の設備である埼玉県新

座市の新座洞道の新洞２６付近のＯＦケーブルにおいて火災が発生し，これに伴い東京都の一部地域において停電が発生した（以下，この火災を「新座洞道火災」という。）。この事象は，中心部から順に油通路，導体，絶縁体である油浸絶縁紙等で構成されるＯＦケーブル（Oil-Filled ケーブル）において，施工時にケーブルコア（導体と導体の回りに巻かれた油浸絶縁紙の総称）の自重の影響により，ケーブルコアに幅広補強絶縁紙（ケーブル同士の接続部を形成する際にケーブルコアの回りに巻く油浸絶縁紙）を巻き付ける際に隙間が生じ，そこに油が溜まることより油隙が形成され，ケーブルを使用するにしたがって拡大し，絶縁紙が黒色変化（絶縁油中の銅や硫黄，酸素などが反応して化合物となり，絶縁紙にたまって黒色になる現象）したことで部分放電が発生し，その結果，絶縁破壊により火災に至ったものであり，主として施工に起因する過去に例のない極めてまれな事象と分析されている。

なお，本件発電所では，外部電源を構成する２７５ｋＶ回線と起動変圧器とを接続する領域においてＯＦケーブルが用いられている（争いがない）。また，上記の２７５ｋＶの回線に接続されたＯＦケーブルについては，地中に敷設した洞道の中に設置し，コンクリート製の蓋をかぶせている（弁論の全趣旨）。

２　認定事実１３（重大事故等対策に係る規制等について）

掲記の証拠によれば，原子力発電所の重大事故等対策に係る規制等について，以下のとおり認められる。

(1)　新規制基準策定以前の重大事故等対策に係る規制等

ア　重大事故等対策規制がなかったこと

新規制基準策定以前は，原子炉等規制法及び原子力安全委員会指針等において，設計基準事故が生じた場合，「炉心は著しい損傷に至ること無く，かつ，十分な冷却が可能であること」のみが要求されており，設計上の想定を超える外的事象については，自主的対応に任され，設計上及び保安上の規制要求は行われてこなかった。平成１８年９月１９日決定の新耐震設計審査指針では，「残余のリスク」の存在を認識しつつ，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とされていた

（認定事実1(6)）ものの，その対策が具体的な規制要求としては位置付けられていなかった。（甲Ｃ１１０・１８頁，甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・１３８頁，乙Ｂイ１，丙Ｃ３０・１２頁）

イ　具体的な対応状況

原子力安全委員会は，平成４年５月２８日，「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」を決定した（以下，同決定を「平成４年決定」という。）。平成４年決定は，我が国の原子炉施設の安全性は，当時の安全規制の下に，設計，建設，運転の各段階において，異常の発生防止，異常の拡大防止と事故への発展の防止及び放射性物質の異常な放出の防止という多重防護の思想に基づき厳格な安全確保対策を行うことによって十分確保されており，シビアアクシデント（ここでは，安全評価において想定している設計基準事故を大幅に超える事象であって，炉心が重大な損傷を受けるような事象をいう。）は工学的には現実に起こるとは考えられないほど発生の可能性は十分小さいものとなっており原子炉施設のリスクは十分低くなっているものと判断されるとした上で，アクシデントマネジメント（シビアアクシデントへの拡大防止対策及びシビアアクシデントに至った場合の影響緩和対策）の整備を，この低いリスクを一層低減するものとして位置付け，原子炉設置者において，効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備することが強く奨励されるべきであるとされていた。（甲Ｃ４５の２）

当時の通商産業省は，平成４年７月，平成４年決定を受けて，電気事業者に対し，軽水型原子力発電所の原子炉施設ごとに確率論的安全評価（ＰＳＡ）の実施及びアクシデントマネジメントの整備を要請した（甲Ｃ５２・１頁）。

被告は，平成１４年５月頃，本件発電所について，原子炉停止機能を向上させるべく，再循環ポンプをトリップさせる回路等を新設する，原子炉及び格納容器への注水機能を向上させるべく，復水補給水系と消火系とを接続する注水配管やペデスタルへの注水配管等を新設する，格納容器からの除熱機能を向上させるべく，耐圧強化ベントを新設する，安全機能のサポート機能を向上させるべく，高圧炉心スプレイ系に接

続された非常用ディーゼル発電機の交流電源母線と直流電源予備充電器との接続ラインを新設するとの内容を含むアクシデントマネジメントを講じた（丙Ｃ４０・付属資料１８頁）。

上記を含む電気事業者のＰＳＡ実施結果及びアクシデントマネジメントの報告を受けた原子力安全・保安院は，平成１６年１０月，「軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価報告書」（以下「ＰＳＡ報告書」という。）を取りまとめた。ＰＳＡ報告書において，炉心の健全性及び格納容器の健全性に関するＰＳＡ（内的事象に対する確率論的安全評価）の結果が記載され，アクシデントマネジメント整備後，福島第一発電所１号炉の炉心損傷頻度は３．１×１０$^{-7}$／炉年，格納容器破損頻度は１．０×１０$^{-8}$／炉年であり，同２号炉の炉心損傷頻度は１．６×１０$^{-7}$／炉年，格納容器破損頻度は１．２×１０$^{-8}$／炉年であった。（甲Ｃ５２）

なお，海外諸国では，以前からリスク評価から得られる様々な情報が安全の向上等に用いられており，例えば，米国では，平成７年（１９９５年）に確率論的リスク評価（ＰＲＡ）の活用に関する政策声明書が発出され，ＰＲＡにより①安全上の意思決定の改善，②原子力規制委員会の資源のより効率的な使用，③事業者の不毛な負担軽減が可能であるとして，全ての原子力規制活動におけるＰＲＡ技術の利用促進を求め，平成９年（１９９７年）に内部事象に関する発電所ごとの固有のＰＲＡ（ＩＰＥプログラム）を完了し，平成１４年（２００２年）には，外部事象についても同様のＩＰＥＥＥプログラムを終えた（丙Ｃ６５・１１９，１２０頁）。

これに対し，我が国では，上記のとおり，内部事象についてはＰＳＡによる評価が行われてはいたものの，炉心損傷頻度を評価するレベル１ＰＳＡにより原子力発電所の安全水準が高いということを示す以外の使用は限定的で，事故発生後のシビアアクシデントの影響の分析（レベル２ＰＲＡ）や事故の進展による敷地外への影響の分析（レベル３ＰＳＡ）への展開はなされず，また，外部事象に対するリスク評価の取り組みについては遅々として進まなかった。日本原子力学会が平成１９年に地震ＰＲＡ

の実施基準を策定したが，津波その他の外部事象のリスク評価には至っていなかった。（丙Ｃ６５）

(2)　新規制基準における重大事故等対策に係る規制の概要

新規制基準における重大事故等対策に係る規制の概要は，以下のとおりである（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・１３８～１４０頁）。

ア　重大事故等対策の規制の経緯（甲Ｃ４６，丙Ｃ３０）

福島第一発電所事故後，原子力安全委員会は，平成２３年１０月２０日付けで「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策について」を決定し（以下，同決定を「平成２３年決定」という。），その中で，福島第一発電所事故の際，東京電力が自主的に整備したシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントは，電源や原子炉冷却機能の確保などの様々な対応においてその役割を適時に果たすことができず，その結果，炉心損傷を防止できなかっただけでなく，格納容器や原子炉建屋の健全性を維持できず，大量の放射性物質が環境中に放出されるに至ったことを受けて，平成４年決定における「リスクが十分に低く抑えられている」という認識や，原子炉設置者による自主的なリスク低減努力の有効性について，重大な問題があったことが明らかになったとして，我が国の原子炉施設において重大な事故が再び起きることがないよう，シビアアクシデント対策の新たな枠組みについての考え方を示すとともに，平成４年決定を撤廃することとした。

平成２３年決定においては，これまでの原子炉施設の規制要求は設計基準事象への対処の範囲（第３の防護レベル）にとどまっていたが，今後は第４の防護レベルに相当する「シビアアクシデントの発生防止，影響緩和」に対しても，規制上の要求や確認対象の範囲を拡大することを含めて，安全確保策を強化することとされた。また，平成２３年決定において，シビアアクシデントに係る安全評価は，原子炉のリスクを的確に把握し，これを効果的に抑制する方策を見いだすことを目的とするものであるため，多様な事故シーケンスを体系的に取り扱う確率論的安全評価によってリスク上重要なシーケンスを見いだし，これらについて決定論的安全評価を行うことを基本と

し，事故事象をできるだけ現実的に予測すること（最適予測）に重点を置くべきとした上で，シビアアクシデント時の事象進展や設計上の想定を超える自然事象の発生確率など不確かさが大きい領域や，発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象についても取り扱う必要があるとし，その際，専門家による工学的判断も用いて，確率論的及び決定論的な安全評価から得られる情報をリスクの低減に遅滞なく活用するとともに，新たな科学的知見や運転経験から得られる情報を反映させ，その不確実さを低減する不断の努力が必要であるとした。

その後，原子力安全・保安院は，平成２４年２月から８月にかけて，専門家や原子炉設置者の意見を聴取するなどしながら，シビアアクシデント対策規制の基本的考え方に関する整理を行い，同年８月２７日，「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について（現時点での検討状況）」（以下「ＳＡ対策規制の基本的考え方」という。）を取りまとめた。

ＳＡ対策規制の基本的考え方においては，①これまでのＰＳＡの知見の蓄積によって，著しい炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスや格納容器損傷に至る事故シーケンスは多数存在するが，比較的少数の事故シーケンスに類型化できることや格納容器を機能喪失させるような損傷モードが分かってきていることから，ＰＳＡの知見を活用して，考慮すべき重要な事故シーケンスを有限個抽出し，これらに対する対策の整備を求めていくことが有効であると考えられる，②ただし，福島第一発電所事故の知見を踏まえれば，事故シーケンスは内的事象のみならず，外的事象も考慮したものでなければならない，とされている。そして，ＳＡ対策規制の基本的考え方は，これまでの内的事象ＰＳＡの結果においては，著しい炉心損傷に至る事故シーケンスが起因事象，安全系及びサポート機能（電源等）の作動状態に着目して類型化されているとして，ＢＷＲにおいて著しい炉心損傷に至る事故シーケンスグループの例として，崩壊熱除去機能喪失，原子炉未臨界確保失敗，高圧注水・減圧失敗，ＬＯＣＡ時注水失敗，高圧・低圧注水失敗，全交流電源喪失，インターフェイスシステムＬＯＣＡを挙げ，また，著しい炉心損傷後に格納容器の損傷により放射性物質の大規模な放出に

至る事象についても，これまでの内的事象のＰＳＡ結果においては，格納容器への負荷の種類に着目して格納容器破損モードが類型化されているとし，格納容器破損モードの例として，雰囲気圧力・温度による静的負荷，格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステムＬＯＣＡ），デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通，高圧溶融物放出，格納容器直接接触，水蒸気爆発，水素爆発を挙げている。（丙Ｃ３０・１９，２０頁）

そして，ＳＡ対策規制の基本的考え方は，規制要求については，規制当局において類型化した有意な炉心損傷頻度をもたらす事故シーケンスグループを広く対象とする一方，プラント毎の違いもあり，上記に含まれない事故シーケンスであっても，有意な炉心損傷頻度をもたらすものが存在する可能性は否定し得ないことから，個別プラントにおいてＰＳＡを実施させ，プラント毎に事故シーケンスグループと対策を抽出させることされた（丙Ｃ３０・２２頁）。

ＳＡ対策規制の基本的考え方は，海外におけるＳＡ対策についても触れており，米国及びフランスでは，シビアアクシデントに至る可能性のある事故シーケンスについて，原子炉スクラム失敗及び全交流電源喪失の考慮が要求され，ＩＡＥＡ安全ガイドでは全交流電源喪失への対応を記載していること，格納容器の機能喪失の要因となる事象については，米国，フランス，ＩＡＥＡ安全ガイドのいずれにおいても，水素燃焼事象，格納容器バイパス等への対応を考慮しており，個別プラントのＰＳＡについては，米国及びフランスともに実施を要求しているとされている（丙Ｃ３０・２０，２１頁）。

これらの検討を経て定められた新規制基準においては，福島第一発電所事故を踏まえ，設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合や，炉心の著しい損傷が発生した場合の対策を求めることとし，具体的には，諸外国で対策を講じている設計基準事故に対処するための設備が機能喪失した場合における炉心の著しい損傷防止対策と格納容器破損防止対策だけでなく，福島第一発電所事故を経験した我が国独自の対策として，あえて格納容器が破損した場合を想定した対策を求めるなどし，これ

らに加えて，テロリズム対策も求めることとした。

新規制基準の策定に当たっては，諸外国及びＩＡＥＡの規則を調査し，それらも参考として厳しい要求事項を設けており，策定後にＩＡＥＡによる総合規制評価サービス（ＩＲＲＳ：Integrated Regulatory Review Service）を受け，「福島第一原子力発電所の事故の教訓を日本の法的枠組みに実効的に反映させた」との評価を得ている（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・１３８頁）。

イ　その他福島第一発電所事故についての各指摘

（ア）事故調査・検証委員会（政府事故調）

平成２３年決定後，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）は，平成２３年１２月２６日付け中間報告書において，「おわりに」として，何かを計画，立案，実行するときには，想定することと同時に，「想定以外のことがあり得ることを認識すべきである。たとえどんなに発生の確率が低い事象であっても，「あり得ることは起こる。」と考えるべきである。発生確率が低いからといって，無視していいわけではない。起こり得ることを考えず，現実にそれが起こったときに，確率が低かったから仕方がないと考えるのは適切な対応ではない。確率が低い場合でも，もし起きたら取り返しのつかない事態が起きる場合には，そのような事態にならない対応を考えるべきである。今回の事故は，我々に対して，「想定外」の事柄にどのように対応すべきかについて重要な教訓を示している。」と記載し（甲Ｃ４８），また，平成２４年７月２３日付け最終報告書では，畑村洋太郎委員長の所感として，「今回の事故の直接的な原因は，「長時間の電源喪失は起こらない」との前提の下に全てが構築・運営されていたことに尽きる。しかし，本来は「あり得ることは起こる」と考えるべきである。当委員会が中間報告を取りまとめた後の平成２４年２月に海外の専門家を招いて開催した国際会議においてフランスの専門家などから，原子力発電分野では“ありそうにないことも起こり得る（improbable est possible），と考えなければならない”と指摘された。どのようなことについて考えるべきかを考える上で最も重要なことは，経験と論理で考えることである。国内外で過去に起こった事柄や経験に

学ぶことと，あらゆる要素を考えて論理的にあり得ることを見付けることである。発生確率が低いということは発生しないということではない。発生確率の低いものや知見として確立していないものは考えなくてもよい，対応しなくてもよいと考えることは誤りである。さらに，「あり得ないと思う」という認識にすら至らない現象もあり得る，言い換えれば「思い付きもしない現象も起こり得る」ことも併せて認識しておく必要があろう。」としている（甲Ｃ４９）。

（イ）原子力安全・保安院

平成２４年２月付け原子力安全・保安院の「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（中間取りまとめ）」では，「予見した想定に過度に囚われたため，想定を超える事象には対応できない場合があることも今回の事故で強く認識された。」「深層防護の考え方に基づき，まずは十分な想定に対する評価により安全性を確保するとともに，想定を超えることは起こり得るとの前提にたち，想定を超えたものは次の層で事故進展等を防止できるよう厳格な「前段否定（故障・事故の発生を防止するため必要十分な対策を実施するが，その効果を否定し，故障・事故が発生したと想定し次なる対策を実施すること）」を適用する必要がある。」としている（甲Ｃ４７）。

（ウ）日本原子力学会

日本原子力学会は，平成２６年３月の学会事故調最終報告書において，我が国において，内的事象についてのＰＲＡはレベル２，３ＰＲＡに進展せず，外的事象についてはＰＲＡが実施されてこなかったことを指摘するとともに，手法や整備が完備していなかったとしても，仮に包括的なリスク評価を実施すれば，福島第一発電所事故のような事象進展シナリオを抽出でき，その発生頻度は低いという評価になったとしても，共通原因故障に係る蓋然性，シビアアクシデント拡大防止の困難さ，対策設備の簡明さなどから事故を防ぐ対策をとり，その効果をリスク評価で確認し，実効的ならしめるために適切な教育・訓練を行うという選択をとることは可能であり当然でもあっただろうという旨の指摘がされている。（丙Ｃ６５・１２１，１２３頁）

ウ　重大事故等対処施設・設備に関する要求事項と深層防護（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・１３９頁）

設置許可基準規則は，前提事実７(4)のとおり，設計基準対象施設（設置許可基準規則第二章）に係る対策があるにもかかわらず重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合を想定して，第三章において，第４の防護レベルに相当する重大事故時対策に係る規制を設けているところ，その規制は，主に発電用原子炉施設の基本的安全機能である，原子炉を「止める」，炉心を「冷やす」，放射性物質を「閉じ込める」との三つの観点（前提事実４）から設けられている。

まず，設置許可基準規則は，重大事故の事故発生防止対策として，炉心，燃料体又は使用済燃料及び運転停止中の原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための対策を講じることを要求している（例えば，同規則４４条ないし４９条１項及び５４条）。

さらに，設置許可基準規則は，万一重大事故が発生した場合においても，重大事故の拡大防止対策として，格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止する対策を講じることを要求している（例えば，同規則４９条２項及び５０条ないし５３条）。

そして，設置許可基準規則は，それでもなお格納容器が破損等した場合も想定し，放射性物質の拡散を抑制する対策を講じることを要求している（同規則５５条）。

(3)　重大事故等対策の有効性評価に係る設置許可基準規則・同解釈の定め

ア　炉心の著しい損傷の防止（設置許可基準規則３７条１項）

設置許可基準規則３７条１項は，「発電用原子炉施設は，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。」と定めており，同解釈３７条１項は，その詳細について，以下の内容を定めている（甲ＢＡ５，丙ＢＡ９）。

（ア）想定する事故シーケンスグループの選定（設置許可基準規則解釈３７条１－１）

設置許可基準規則３７条１項の「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうこ

とがないよう設計することを求められる構築物，系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって，炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の（ａ）及び（ｂ）の事故シーケンスグループ（以下「想定する事故シーケンスグループ」という。）とする。（ａ）の事故シーケンスグループについては，（ｂ）における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず，必ず含めなければならない。

（ａ）必ず想定する事故シーケンスグループ（①ＢＷＲ）

・　高圧・低圧注水機能喪失

（例えば，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（冷却材喪失事故（ＬＯＣＡ）を除く。）の発生後，高圧注水機能が喪失し，原子炉の減圧には成功するが，低圧注水機能が喪失して，炉心の著しい損傷に至るシーケンス（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・　高圧注水・減圧機能喪失

（例えば，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（ＬＯＣＡを除く。）の発生後，高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失し，炉心の著しい損傷に至るシーケンス（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・　全交流動力電源喪失

（例えば，全交流動力電源喪失の発生後，安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって，炉心の著しい損傷に至るシーケンス（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・　崩壊熱除去機能喪失

（例えば，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後，炉心冷却に成功するが，崩壊熱除去機能の喪失によって，炉心の著しい損傷に至るシーケンス（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・　原子炉停止機能喪失

（例えば，運転時の異常な過渡変化の発生後，原子炉停止機能が喪失し，炉心の著しい損傷に至るシーケンス（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・　ＬＯＣＡ時注水機能喪失

（例えば，大破断ＬＯＣＡの発生後，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し，炉

心の著しい損傷に至る事故シーケンスや，中小破断ＬＯＣＡの発生後，「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に，炉心の著しい損傷に至るシーケンス（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

（例えば，インターフェイスシステムＬＯＣＡ（圧力バウンダリとそれと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に，原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する事故）の発生後，破断箇所の隔離に失敗し，ＥＣＣＳによる原子炉水位の確保に失敗することによって炉心の著しい損傷に至るシーケンス（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

（ｂ）個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

①　個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（ＰＲＡ）及び外部事象に関するＰＲＡ（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。

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

（イ）有効性評価（同１－２～１－６）

ａ　「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置」の内容

設置許可基準規則３７条１項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは，以下に掲げる要件を満たすものであることをいうものとされる（同解釈３７条１－２）。

（ａ）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては，炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており（なお，「十分な対策が計画されており」とは，国内外の先進的な対

策と同等のものが講じられていることをいう。同解釈１－４），かつ，その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。

（ｂ）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス，格納容器バイパス等）にあっては，炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

ｂ　有効性評価の要件

上記ａの「有効性があることを確認する」とは，以下の評価項目をおおむね満足することを確認することをいうものとされる（同解釈３７条１－３）。なお，限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には，その根拠と妥当性を示すこと（同解釈３７条１－６）。

（ａ）炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり，かつ，炉心を十分に冷却できるものであること（具体的には，以下の要件を満たすものであることをいう。ｉ　燃料被覆管の最高温度が１２００℃以下であること，ii　燃料被覆管の酸化量は，酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの１５％以下であること。ただし，燃料被覆管の最高温度及び酸化量について，十分な科学的根拠が示される場合には，この限りでない。同解釈３７条１－５）。

（ｂ）原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の１．２倍又は限界圧力を下回ること。

（ｃ）原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。

（ｄ）原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

イ　格納容器破損防止（設置許可基準規則解釈３７条２項）

設置許可基準規則３７条２項は，「発電用原子炉施設は，重大事故が発生した場合において，原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない」と定めており，同解釈

３７条２項は，その詳細について，以下の内容を定めている（甲Ｂア５，丙Ｂア９）。

（ア）想定する破損モードの選定（同２－１）

設置許可基準規則３７条２項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは，以下の（ａ）及び（ｂ）の格納容器破損モード（以下「想定する格納容器破損モード」という。）とする。なお，（ａ）の格納容器破損モードについては，（ｂ）における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず，必ず含めなければならない。

（ａ）必ず想定する格納容器破損モード

・　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

（格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱（放射性物質の崩壊によって生じる熱）等によって発生した水蒸気，金属－水反応によって発生した非凝縮性ガス（温度が下がっても液体にならないガス）などの蓄積によって，格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し格納容器が破損する場合があることから検討することとされた破損モード（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

（圧力容器が高い圧力の状況で損傷すると，溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して，格納容器を破損する場合があることから検討することとされた破損モード（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

（溶融炉心と圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され格納容器が破損する場合があることから検討することとされた破損モード（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・　水素燃焼

（格納容器内に酸素等の反応性ガスが混在していると，水－ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ，格納容器が破損する場合があることから検討することとされた破損モード（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９）），

・ 格納容器直接接触（シェルアタック）

（圧力容器内の溶融炉心が格納容器内の床上へ流れ出す時に，溶融炉心が床面で拡がり格納容器の壁に接触することによって，格納容器が破損する場合があることから検討することとされた破損モード（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

（圧力容器内の溶融炉心が格納容器内の床上へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，格納容器床のコンクリートが浸食され，格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合があることから検討することとされた破損モード（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９））

（ｂ）個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（ＰＲＡ）及び外部事象に関するＰＲＡ（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。

② 上記①の評価の結果，上記（ａ）の必ず想定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には，想定する格納容器破損モードとして追加すること。

（イ）有効性評価（同解釈３７条２－２～２－４）

ａ 「格納容器の破損」等を防止するために必要な措置

設置許可基準規則３７条２項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは，想定する格納容器破損モードに対して，格納容器の破損を防止し，かつ，放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する，との要件を満たすものであることをいう（同解釈３７条２－２）。

ｂ 有効性評価の要件

上記ａの「有効性があることを確認する」とは，以下の評価項目をおおむね満足することを確認することをいう（同解釈３７条２－３）。なお，限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には，その根拠と妥当性を示すこと（同解釈３７条１－６）。

（ａ）格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。

（ｂ）格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

（ｃ）放射性物質の総放出量は，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

（ｄ）圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は２．０ＭＰａ以下に低減されていること。

（ｅ）急速な圧力容器外の溶融燃料―冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

（ｆ）格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること（具体的には，格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して１３ｖｏｌ％以下又は酸素濃度が５ｖｏｌ％以下であることを満たすことをいう。同解釈３７条２－４）。

（ｇ）可燃性ガスの蓄積，燃焼が生じた場合においても，（ａ）の要件を満足すること。

（ｈ）格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

（ｉ）溶融炉心による侵食によって，格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

ウ　新規制基準の考え方（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・１６０頁）

新規制基準の考え方は，事故シーケンスグループの抽出の際にＰＲＡを採用するのは，起因事象，安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態に着目して類型化した事故シーケンスグループを網羅的かつ体系的に検討できるからであり，すなわち，ＰＲＡでは原子力発電所の設計情報と運転情報を基に，起因事象を適切に洗い出すとともに，起因事象毎に安全停止状態に移行させるために必要な設備や操作を明確にした上でイベントツリーを作成することで，起因事象と安全機能の喪失の組合せを網羅的かつ体系的に検討することができるとしている。

(4)　有効性評価ガイド

有効性評価ガイドの内容等は，以下のとおりである（甲Ｃ３３，丙Ｂア１９，甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・１５４～１５６頁）。

ア　有効性評価ガイドについて

有効性評価ガイドは，設置許可基準規則３７条の規定のうち，有効性評価の評価項目（前記(3)）を満足することを確認するために原子力規制委員会が定めた内規であり，これに沿った手法で評価がされていればおおむね妥当と判断される。

イ　炉心の著しい損傷防止対策について

有効性評価ガイドは，炉心の著しい損傷防止対策における有効性評価の手法等について，以下の内容を定めている。

（ア）重要事故シーケンスの選定

まず，「想定する事故シーケンスグループ」（前記(3)ア（ア）のとおり，必ず想定する事故シーケンスグループ及び個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ）ごとに，炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し，評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は，以下のとおりである。（２．２．３）

a　共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し，炉心の著しい損傷に至る。

b　炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。

c　炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。

d　事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

（イ）有効性評価

その上で，重大事故等対策として要求される設備等により，当該重要事故シーケンスに対して炉心の著しい損傷を防ぐことができるかについて，計算シミュレーション等により評価の要件（例えば，燃料被覆管の最高温度が１２００℃以下）をおおむね満足すること，必要な要員及び燃料等について計画が十分なものであること等の確認をする有効性評価を行う。

有効性評価においては，原則として事故が収束し，原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する（少なくとも外部支援がないものとして７日間評価する。７日間より短い期間で安定状態に至った場合は，その状態を維持できることを示すこと。）（２．２．１(4)）。

なお，炉心損傷防止対策の有効性評価のうち，格納容器逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの評価では，敷地境界での実効線量を評価し，周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たりおおむね５ｍＳｖ以下）を確認することとされている（２．２．１(6)）。

ウ　格納容器破損防止対策について

有効性評価ガイドは，格納容器破損防止対策における有効性評価の手法等について，以下の内容を定めている。

（ア）評価事故シーケンスの選定

まず，想定する格納容器破損モード（前記(3)イ（ア）のとおり，必ず想定する格納容器破損モード及び個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード）ごとに，ＰＲＡに基づく格納容器破損シーケンスの中から，格納容器に対する負荷等の観点から厳しい事故シーケンスを，評価事故シーケンスとして選定する。

（イ）有効性評価

その上で，重大事故等対策として要求される設備等により，当該評価事故シーケンスに対して格納容器の破損を防ぐことができるかについて，計算シミュレーション等により評価項目（例えば，格納容器にかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること）をおおむね満足すること，必要な要員及び燃料等について計画が十分なものであること等を確認する有効性評価を行う。

有効性評価においては，原則として事故が収束し，原子炉及び格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する（少なくとも外部支援がないものとして７日間評価する。７日間より短い期間で安定状態に至った場合は，その状態を維持できることを示すこと。）（３．２．１(4)）。

なお，前記(3)イ（イ）ｂ（ｃ）の放射性物質による「環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため，想定する格納容器破損モードに対して，セシウム１３７の放出量が１００ＴＢｑを下回ることを確認する（３．２．１(6)）。

また，有効性評価ガイドでは，「圧力容器外の溶融燃料―冷却材相互作用」の破損モードにおいて，「実ウラン溶融酸化物を用いた実験では，衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って，水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし，溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧力スパイク）の可能性があることから，その影響を評価する。」（３．２．３(3)（ｄ）注）とされているほか，「水素燃焼」の破損モードについては，炉心内の金属―水反応による水素発生量は，圧力容器の下部が破損するまでに，全炉心内のジルコニウム量の７５％が水と反応するとすることが主要解析条件の一つとされている（同(4)ｂ（ａ））。

(5)　ＰＲＡについて

ア　ＰＲＡの手法について

ＰＳＡ（Probabilistic Safety Assessment，確率論的安全評価）及びＰＲＡ（Probabilistic Risk Assessment，確率論的リスク評価）は，いずれも，原子力発電所で発生し得る事故を対象として，その発生頻度と発生時の影響を定量評価することにより，施設の安全性のレベルを定量評価するとともに，相対的弱点を明確化する手法である。その基本的手法としては，まず原子力発電所を異常な状態にする「起因事象」を少数のグループに分類して，それぞれのグループの発生確率を推定し，続いて，これらの事象に対応すべき安全機能を拾い上げ，これらが必要とされる時に有効に作動するかそれとも失敗するかの組合せとその結果を考え，起因事象の確率と合わせてそれぞれの場合の確率を推定するというものである。その基本的なアプローチとして，炉心の損傷等の評価の目的にとって意味のある事故シーケンスを体系的に選び出す手法としての「イベントツリー」と，その事故シーケンスがどの程度の確率で発生するかを推定するための解析的な確率推定の方法としての「フォルトツリー」がある。（丙Ｃ３１・２６６～２７７頁，丙Ｃ４０・付属資料９３頁）

なお，日本原子力学会標準委員会リスク専門部会では，従来，確率論的安全評価（ＰＳＡ）という言葉を用いていたが，福島第一発電所事故を踏まえ平成２３年１２月に策定した津波リスク評価標準では確率論的リスク評価（ＰＲＡ）とし，その後に策定するリスク評価関連の標準においても確率論的リスク評価（ＰＲＡ）と呼称している。

日本原子力学会は，日本原子力学会（２０１５）（丙Ｄ１３１，１５６）等において，地震ＰＲＡの実施手順などを取りまとめ，また，土木学会は，土木学会（２０１６）（「原子力発電所の津波評価技術２０１６」）（丙Ｄ９６）において，確率論的津波評価手法（津波ＰＲＡ）を定めている。日本原子力学会（２０１５）は，日本原子力学会標準委員会において，原子力発電所の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から，原子力施設の設計・建設・運転・廃止措置などの活動において実現すべき技術の在り方を，原子力技術の提供者，利用者，専門家の有する最新の知見を踏まえ，影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平，公正，公開の原則を遵守しながら審議し，合意化したところを文書化した原子力標準の一つとされており，福島第一発電所事故を踏まえた検討もされている（丙Ｄ１３１・ⅰ～ⅶ頁）。

イ　佐藤元委員長の指摘（甲Ｃ５３，丙Ｃ３１）

（ア）佐藤一男元原子力安全委員会委員長は，その著書である「改訂　原子力安全の論理」において，大要以下のとおり指摘する。

ＰＳＡの結果には不確定性があり，その理由として，ある事故シーケンスが発生する確率が不確定であること（確率推定の不確定性）に加え，設計の範囲を超えた事故シーケンスではどのような現象が生ずるかについての知識が不完全であるために解析結果がどこまで正確でどこまで信頼できるかが不明確であること（現象論的不確定性）がある。そして，後者（現象論的不確定性）については決定論的評価においても同様にあてはまるものであり，この種の不確定性を克服するには，研究を一層推進して知見を増やし，より精密で正確度の高い解析ができるようにするほかはない。また，前者（確率推定の不確定性）については，機器の故障率データが不十分であることな

どの系統・機器の信頼性に加え，不確定性の大きな要因として人間の信頼性の問題があり，系統・機器の信頼性については機器の故障率などのデータベースを充実させることに尽きる。そのほか，統計の基本的性質として，個別のプラント毎にＰＳＡを行っても，故障確率については多数の同種の機器の平均として求められることが普通であるため，プラントに設置された特定の機器の時系列的統計に基づいたものとはいえず，プラント独特の設計の特徴を考慮しても，プラントのＰＳＡが完全にそのプラント独自のものとなっているわけではないという問題もある。

さらに，ＰＳＡにおいては，有意に寄与する事故シーケンスを漏れなく取り上げているかという完全性の問題があるが，イベントツリーなどの手法を注意深く適用することによって重大な考え落としはかなりの程度防止されると考えられ，意識していない事故を取り上げようがない点は，決定論的評価に基づく場合も同様であることから，安全評価の完全性を可能な限り追及する手段としてもＰＳＡは現在利用できる最も強力な道具である。

なお，ＰＳＡに用いられるイベントツリーについては，二者択一の分岐になっており中間的な状態は想定し得ないことや基本的に静的なもので安全機能の状態が時間的に変動する動的な状況を完全に記述するには限界があることからも注意を要し，また，イベントツリーで状態同定をしフォルトツリーで分岐確率を求め，これに基づいて各事故シーケンスの発生確率を求める時に，分岐した枝が各々独立であることが前提になっていることが多いが，本来独立なはずの二つ以上の系統あるいは機器が１つの原因で機能不全あるいは機能喪失を起こすことがあり（共通要因故障），設計の段階で十分に調べてその可能性を取り除くことが大切であるが，事前に発見することが難しい共通要因故障が存在すると確率の推定はその前提が大きく揺らいでしまうという問題もあると指摘する。

（イ）佐藤元委員長は，上記のほか，「ＰＳＡの問題点は，ここで説明した他にまだいくつも指摘できるだろう」とした上で，「だからといって，ＰＳＡが本質的にミスリーディングだから使うべきではないとか，役に立たないとか言うのではない。私が言い

たいことは全く正反対である。ＰＳＡに代表される確率的なものの考え方というのは，使い方さえ間違えなければ，極めて有効で強力なものである」と述べ，決定論的評価は，評価しようとしている対象の内容，前提，仮定などが明確で，その結果も比較的理解しやすいのに対して，確率論的評価では，決定論的評価では事前に与えられていた様々な条件が，実際に現れる可能性，すなわち確率も考慮に入れて解析し，評価するものであり，このように二つの評価方法は性質が異なるものであるから，上手に使い分けることが大切であると述べ，確率論的リスク評価と意思決定との関係に関し，「ＰＳＡを始めとする確率論的アプローチを意志決定に用いる時には，その不確定性を正しく認識し，その存在を前提として意志決定を行う必要があるということである」と述べている（丙Ｃ３１・２４２，２９６～２９８頁）。

ウ　更田委員長の指摘（甲Ｃ５４）

原子力規制委員会は，平成２９年２月１日，原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会に対し，原子力規制委員会が目指す安全目標と新規制基準への適合によって達成される安全の水準との比較評価について，調査審議を行い，結果を報告するように求め，両審査会は，平成３０年４月５日，その結果を取りまとめて報告し，同年５月９日に開催された平成３０年度原子力規制委員会第８回臨時会議では，両審査会の会長からの説明と意見交換が行われた。更田豊志原子力規制委員会委員長は，同会議において，「安全目標と確率論的リスク評価を絡めて最も大きな誤解というのは，要するに個別のプラントのリスクが確率と被害の積でリスクを表現することができて，それがある原子力規制委員会が定めた目標と比較して個々のプラントを見ていける。全くそんな技術水準にあるわけではないし，それから，例えばman　madeのテロリズム，確率で表現できるものではない。不確実性ばかりが言われるけれども，不確実性だけではなくて，不完全性の方がより大きな問題で，全てのリスクを網羅した評価となっていないという，それ以上に，そもそももっと平たく言えば，考えていないことは入っていないのですね。ですから，想定外で機器が壊れたことというのは，リスク評価には想定外なのですから，こうやって壊れると考えていないものは結果に

表れてこない。人のやることですから，当然，不完全さがある。むしろこの不完全さの持っている意味というのは非常に大きい。」「ですから，安全目標と，それから，個別のプラントの評価との比較ということに意義があるとは全く思わない」と述べる一方で，「リスク情報活用のコンテクストの中で捉えたら，これはもう釈迦に説法ですけれども，FV 重要度（Fussell-Vesely 重要度）や RAW（リスク増加価値）等をみることによって，ある機器が必ず壊れるときの CDF（炉心損傷頻度）の増分，あるいはある機器が絶対に壊れないとしたときの CDF の減じる分，少なくなる分，こういったものを比較することによって，個々の機器の重要度が，現在の技術水準に照らして，ある仮定の中ではあるけれども，個々の機器の重要度が相対的に分かってくる。これは検査頻度や，それから，検査をしていく上での優先順位に反映させることができるだろうし，それから，事故の対策を考えるときに，どの機器が特に重要な役割を果たすかといったようなことの目安にはなるだろうと。そういった意味で，リスク情報活用というのは非常に大きな可能性は持っていて，また，私たちの新検査制度の中でもこれを取り入れようとしているわけですけれども，安全目標と確率論的リスク評価との関係において，大きな誤解のないようにという指摘を頂いたのだと思っていまして，その点は誠に意味のある指摘を頂いたのだと思っています。」と述べている。

(6) 水素爆発について

水素爆発は，前記(3)イ（ア）のとおり，格納容器内に酸素等の反応性ガスが混在していると，水－ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ，格納容器が破損する場合があることから必ず想定する格納容器破損モードとして検討することとされたものである。前提事実６(1)のとおり，福島第一発電所事故の際も，炉心溶融に至り，溶融した炉心は格納容器の下部に落下し，その過程で，燃料被覆管に含まれるジルコニウムと水とが反応することなどにより大量の水素が発生し，その水素が格納容器の外の原子炉建屋内に漏えいし，同１，３号機の原子炉建屋で水素爆発が発生し，また，同３号機で発生した水素が同４号機の原子炉建屋内に流入し，同号機の原子炉建屋においても水素爆発が発生している（なお，同２

号機の原子炉建屋では，ブローアウトパネルが開いたことから水素爆発には至らなかった。)。

福島第一発電所事故においては，水素混合挙動解析及び爆轟解析の検討の結果，同１号機では主にトップヘッドフランジから水素が漏えいした可能性が高く，同３号機ではトップヘッドフランジに加え原子炉建屋下層階に位置する機器ハッチや貫通部等からも漏えいした可能性が示唆されている。また，福島第一発電所事故の際，格納容器ベント操作を行う前に，放射性物質がトップヘッドフランジ，機器ハッチ及び格納容器貫通部等から漏えいした可能性が高いとされ，漏えいのメカニズムとしては，過圧のみによる破損の可能性は低く，過圧に加え，上記箇所に使用されている有機シール材（シリコンゴム，エポキシ樹脂等）が圧力容器からの熱輻射等による２５０℃以上の高温下で劣化して漏えいした可能性が高いとされている。なお，この時のドライウェルの温度は，同１号機で５００℃以上，同２号機で約２８０℃，同３号機で４００℃以上であったと推定されている。（甲Ｃ３４）

水素爆発の原因について，日本原子力研究所（当時）が昭和５７年５月に発表した「炉心損傷に関する研究の現状と課題」は，炉心損傷事故における各事象，研究の現状について調査，検討を行ったものである。これによれば，炉心損傷事故時の水素発生は，発生量の大きさ，発生速度の速さ及び発生頻度を考慮すると，ジルコニウム－水蒸気反応が最も重要であるとされ，例えば，温度１０００Ｋ（約７２７℃），燃料被覆材表面積を５×１０^{3}ｍ^{2}との条件で，１００ｋｇの水素を生成するのに要する時間は５日間とするのに対し，ジルコニウム－水蒸気反応の次に重要とされるジルカロイ以外の炉心構成金属と水蒸気の反応については，温度１０００Ｋ（約７２７℃），反応に寄与するステンレス鋼の表面積６００ｍ^{2}との条件で，１００ｋｇの水素を生成するのに要する時間は７３０年間とされており，これを７日間に換算すると，水素発生量は約３ｇ程度にとどまる（丙Ｃ１６）。

水素が発生した場合，水素ガスは，同一条件で比較して最も拡散しやすいガスであり，常圧，２９８．１５Ｋ（２５℃）での空気中の拡散係数は酸素の約３．４倍とさ

れる。水素ガスは浮力が大きいため，常圧に近い圧力で漏えいした場合は，高圧で漏えいした場合に比べて，比較的速やかに上空に拡散して地上から遠ざかる。しかし，高圧で漏えいした場合は非常に大きな運動量をもって噴出するため可燃下限界濃度域までは浮力の影響をほとんど受けないため，可燃下限界濃度域まで濃度が低下する距離は，常圧に近い状態での噴出時に比べて長くなることが予想されるものとされている。（丙Ｃ１７）

(7) 水蒸気爆発について

水蒸気爆発については以下のとおりである（甲Ｃ４１，９２，丙Ｃ１８，４０・付属資料７２～７５頁，丙Ｃ４７）。

ア　水蒸気爆発現象

前記(3)イ（ア）（ａ）のとおり，「溶融燃料と冷却材の相互作用」は，溶融炉心が圧力容器外の冷却水と接触し，大量の水蒸気の発生等により格納容器内の圧力が一時的に急上昇する場合があることから必ず想定する格納容器破損モードの一つとされている。このように，高温液体と水などの低温液体とが接触すると，ごく短時間で伝熱が行われ，水が急激に蒸発し，圧力が一時的に急上昇する場合があり，これにより衝撃波を伴うことがある現象を「水蒸気爆発」と呼ぶ。

水蒸気爆発の機序は，①高温の溶融物が水などの低温液体と接触し，低温液体中で細かく分裂し（細粒化），その周囲に蒸気膜が形成され，安定した状態となる（「粗混合」），②何らかの要因（トリガー）により，安定した蒸気膜が崩壊する，③蒸気膜の崩壊により，高温の溶融物が低温液体と再度直接接触し，溶融物は更に分裂し，低温液体と接触する面積が激増することで大量の蒸気が発生し，圧力波が生ずる（②と併せて「トリガリング」ともいわれる。），④この圧力波が低温液体中を伝播し，周りに存在する溶融物を覆う蒸気膜を更に破壊する（「伝播」），という②～④の現象が瞬時に伝播・拡大し（圧力波の伝播による高圧領域の「膨張」），衝撃的な圧力波が発生するものとされている。水蒸気爆発は，産業災害として認知され，１９６０年代以降，数多くの実験的な研究及び理論的研究が行われ，上記の過程からなることが研究者間

の共通認識となっている。（丙Ｃ１８・５－２－１頁，丙Ｃ４０・付属資料７２頁，丙Ｃ４７・９２頁，甲Ｃ４１・１８～１９頁）

イ　各種実験

水蒸気爆発について，国内外で各種実験が実施されており，その結果は，以下のとおりである（丙Ｃ１８）。

（ア）ＡＬＰＨＡ試験

日本原子力研究所（当時）において実施されたＡＬＰＨＡ試験は，酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物（融点が低く過熱度が大きくなりやすいなど水蒸気爆発が発生しやすい性質を有する（丙Ｃ２２）。）を用いた実験であり，内径３．９ｍ，高さ５．７ｍ，容積５０m^3の試験容器を用いて，格納容器に設置した冷却水プールに高温溶融物を落下させ，水蒸気爆発に関する特性データを計測したものである。その試験結果は，別紙２０のとおりであり，高雰囲気圧力（ＳＴＸ００８，０１２，０１５），サブクール度（対象として考慮する液体について，その液体の圧力に相当する飽和温度（液体と蒸気の共存する温度）と実際の液温との差をいう。）が小さい場合（ＳＴＸ０１４）は，水蒸気爆発の発生が抑制されており，溶融物を半減させた３ケース（ＳＴＸ００１，０１０，０１３）のうち２ケースで水蒸気爆発が発生していない。水蒸気爆発のエネルギー変換効率は約１～６％となっている。

（イ）ＫＲＯＴＯＳ試験

ＪＲＣイスプラ研究所において実施されたＫＲＯＴＯＳ試験は，小型の試験装置を用いて，低圧・サブクール水を主として試験を実施したものである。装置底部には１５０気圧の圧縮ガスを放出する機構が構えられており，粗混合状態になった後に水蒸気爆発を発生させるためのトリガーとして用いられる（丙Ｃ１９）。

なお，本件発電所の格納容器内の圧力は，非凝縮性ガスの蓄積が生じた場合においても約０．５ＭＰａ（約５気圧）にとどまり（丙Ｈ３本文４７５頁），また，圧力容器内の気圧は通常運転時で約７０気圧である（証人門谷７３頁）。

ＫＲＯＴＯＳ試験の結果は別紙２１のとおりであり，模擬コリウムとしてアルミナ

を用いた試験では，サブクール度が大きい試験ケース（Ｋ３８，４０，４２，４３，４９）では外部トリガー無しで水蒸気爆発が発生しているのに対し，サブクール度が小さい試験ケース（Ｋ４１，４４，５０，５１）では外部トリガー無しでは水蒸気爆発は発生していない。また，二酸化ウラン（UO_2）混合物を用いた試験では，外部トリガー無しでは水蒸気爆発は発生しておらず，外部トリガーがあるものでも，一部のサブクール度が大きい試験ケース（Ｋ４６，５２，５３）では水蒸気爆発が発生しているが，水蒸気爆発が発生していないものもあり，水蒸気爆発に至ったケースもののエネルギー変換効率は，アルミナを用いた試験の水蒸気爆発と比較して低い結果となっている。

上記試験結果について，二酸化ウラン混合物は，一般的に過熱度が小さく，粒子表面が水と接触した直後に表面が固化しやすいことや水素が発生することが，水蒸気爆発の発生を抑制した可能性があると考察されている。

（ウ）ＦＡＲＯ試験

ＪＲＣイスプラ研究所において実施されたＦＡＲＯ試験は，大型の試験装置で行われ，二酸化ウラン・二酸化ジルコニウム（ZrO_2）混合物が用いられたものである。その結果は別紙２２のとおりであり，高圧・飽和水試験，低圧・サブクール試験のいずれにおいても水蒸気爆発は発生していない。

（エ）ＣＯＴＥＬＳ試験

原子力発電技術機構（当時）において実施されたＣＯＴＥＬＳ試験は，二酸化ウラン・二酸化ジルコニウム混合物を用いたものであり，その溶融物の温度は３０００～３１００Ｋと見積もられている（丙Ｃ２０）。その結果は，別紙２２のとおりであり，サブクール度が大きいケースも含め，全ての試験で水蒸気爆発は発生していない。

（オ）ＴＲＯＩ試験

韓国原子力研究所において実施されたＴＲＯＩ試験は，二酸化ジルコニウム，二酸化ウラン・二酸化ジルコニウム混合物等が用いられたものである。その結果は別紙２３のとおりであり，全体的に約２６００Ｋ～３８００Ｋと高い溶融物温度条件で行わ

れている（なお，同別紙の表において，試験ケース１３の溶融物温度が２６００Kとなっているが，温度が約３５００Kに達した後に噴出した大量のガスの影響により低く計測された可能性が指摘されており，実際は３５００K程度以上であったと推測されている（丙Ｃ２１）。また，試験ケース１４については３０００Kとされているが，二つの温度計は４０００K，３２００Kと異なる温度を計測しており，計測の不確かさが大きいとされている（丙Ｃ２１）。）。二酸化ジルコニウムを用いた試験では，外部トリガー無しでも水蒸気爆発や圧力スパイク（溶融炉心と冷却材の相互作用のうち，水蒸気爆発に至らないものの，冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴い圧力が変化する現象）が発生したものがあり，二酸化ウラン・二酸化ジルコニウム混合物を用いた試験では，混合物の割合，水深及び混合物量等を変えて様々な条件により試験を実施したところ，いくつかのケースで水蒸気爆発が発生している。

また，水深が１３０ｃｍのケースでは，外部トリガーを与えない限り，水蒸気爆発は発生していない。

（カ）ＳＥＲＥＮＡ計画

原子力規制委員会は，経済協力開発機構／原子力機関（ＯＥＣＤ／ＮＥＡ）の行ったＳＥＲＥＮＡ計画において，ＴＲＯＩ試験の装置を用いて，溶融物の温度を現実的な条件とした実験を行い，外部トリガーを伴わない水蒸気爆発が生じていないことが確認されているとしている（丙Ｈ６別紙１・１９４～１９５頁）。

ウ　他電力会社による知見の整理

東北電力株式会社，東京電力，中部電力株式会社及び中国電力株式会社は，平成２７年１０月，「溶融炉心と冷却材の相互作用（Fuel-Coolant Interaction 以下「ＦＣＩ」ともいう。）」について，上記イ（ア）～（オ）の実験結果に基づく知見を要旨以下のとおり整理し，分析した報告書を作成した（以下「本件ＦＣＩ報告書」という。）。

まず，外部トリガーとの関係について，二酸化ウラン混合物を用いたＫＲＯＴＯＳ，ＦＡＲＯ及びＣＯＴＥＬＳ試験では，外部トリガー無しでは水蒸気爆発は発生していない。これは，二酸化ウラン混合物では一般的に過熱度が小さいため，粗混合粒子表

面が早期に固化し，蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく，水蒸気爆発の発生が抑制されるためと考えられる。

ＴＲＯＩ試験では，二酸化ウラン混合物を用いた場合でもトリガー無しで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが，ＴＲＯＩ試験の溶融物温度はかなり高い試験条件と考えられ，他の試験で想定しているような実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は十分小さいと考えられる。

ＴＲＯＩ試験では，溶融物温度が高く過熱度が大きい試験ケース１０及び１２（いずれも水深０．６７ｍ）では自発的水蒸気爆発が観測されているところ，溶融物温度が高く過熱度が大きくても水深が１．３ｍと深い試験ケース２３では水蒸気爆発は発生していない。これは，水深が深いことにより，溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり，溶融物粒子が固化しやすいため，溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングを抑制したと考えられる。水蒸気爆発が発生した試験ケース１０及び１２の粒子化割合は約６０％であるが，水深がより深い試験ケース２３では，粒子化割合が約８０％と比較的大きい値となっており，底部に到達する前に固化する溶融物粒子が比較的多いと考えられる。一方，水深及び粒子化割合は試験ケース１０及び１２と同程度であるが，溶融物温度がやや低い試験ケース２５では，蒸気発生による圧力上昇（Steam Spike）は生じているが，水蒸気爆発は発生していない。溶融物温度が低い場合，過熱度が小さく粒子が固化しやすいため，水蒸気爆発が抑制されたものと考えられる。

実機条件では，溶融ジェットの初期直径は計装配管口径（５ｃｍ）～制御棒駆動機構ハウジングの直径（１５ｃｍ）程度と想定されるが，ペデスタル注水対策により水深は２．０ｍ以上となる。これにより，粒子化割合は約６０％～１００％となるが，溶融物温度が２６００Ｋ以下と水蒸気爆発が発生したＴＲＯＩ試験よりも十分低いと考えられ，大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる。

また，ＴＲＯＩ試験で自発的水蒸気爆発が発生したとされる試験ケース１３の機械的エネルギー変換効率は０．４％であり，これはＡＬＰＨＡ試験やＫＲＯＴＯＳ試験

で観測されているアルミナによる金属模擬溶融物試験の値に対して比較的小さい値となっている。

ＫＲＯＴＯＳ試験の試験ケース４６，５２及び５３では，二酸化ウラン混合物を用いた試験でも外部トリガーを与えた場合には水蒸気爆発が観測されているが，これらの試験ケースはサブクール度が大きい試験ケースである。サブクール度が大きい場合には，粗混合粒子の蒸気膜の安定度が低下し，蒸気膜の崩壊が発生しやすいことが要因と考えられる。しかし，試験ケース５２及び５３と同程度の高サブクール度の条件であるＦＡＲＯ試験の試験ケース３１及び３３では，水蒸気爆発が発生していない。これらの試験の二酸化ウラン混合物量は，ＫＲＯＴＯＳ試験が数ｋｇであるのに対し，１００ｋｇ程度であり，より実機条件に近い。また，ＣＯＴＥＬＳ試験の高サブクール試験（試験ケースＡ１１）でも水蒸気爆発は発生していない。ＣＯＴＥＬＳ試験は，ＢＷＲの圧力容器外ＦＣＩを模擬した試験であり，溶融物に圧力容器内の構造物を想定したステンレススチールを含んでいる。溶融物量も５０ｋｇ程度であり，ＫＲＯＴＯＳ試験より実機条件に近い。

各実験では，水蒸気爆発のトリガーを発生させるために高圧ガスを封入した装置を用いている。水蒸気爆発のトリガーは，粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており，トリガー装置により圧力パルスを発生させ蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられる。実機条件では，このようなトリガー装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。また，溶融物がプール底部に接触することでトリガー要因となることが考えられるが，ＢＷＲの圧力外ＦＣＩを模擬したＣＯＴＥＬＳ試験の試験装置では，ＢＷＲのペデスタル底部と同様に平板コンクリートを模擬しており実機条件と同様であるが水蒸気爆発は観測されていない。

また，実機条件では，水深が試験条件よりも深くなる可能性があるが，水深が深いことにより，溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり，溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため，溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する可能性がある。以上より，ＢＷＲの実機条件において

水蒸気爆発のトリガーとなる特段の要因は考えられないため，実機条件でも水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。

上記の試験条件と実機条件の検討より，実機においては，格納容器の損傷に至る大規模な水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。

エ　原子力規制委員会の見解

原子力規制委員会は，本件意見公募手続において，水蒸気爆発について，以下のとおり回答した（丙Ｈ６別紙１・１８９～１９０頁）。

「水蒸気爆発は複雑な現象ですが，これまでの研究の積み重ねに基づき，溶融物のプールへの落下から水蒸気爆発の発生までの過程を，予混合，トリガー，微粒化，急速熱伝達，膨張による圧力波伝播及び機械的エネルギー発生に分解し，実験及び解析モデル開発が行われています。これまでの水蒸気爆発実験には，こうした現象群を全体として把握する積分実験，現象を個別に把握し，実機での影響評価や予測モデル開発に役立てることを目的とした個別効果実験があります。ＯＥＣＤ／ＣＳＮＩが実施したＳＥＲＥＮＡ実験を構成するＫＲＯＴＯＳ及びＴＲＯＩは，いずれも積分実験として位置付けられます。ここで落下させるウラン酸化物を主成分とする溶融物の重量は各々０．８ｋｇ～３．９ｋｇ及び９．３ｋｇ～１７．９ｋｇであり，実機に対するＭＡＡＰ解析結果と比較して少量であるものの，これは，装置の容量の範囲内で，落下した溶融物の全量を装置内で混合させ，外部トリガーを作用させやすくするという，意図的な条件で水蒸気爆発を発生させるために設定された条件です。実規模の大量溶融炉心落下に関しては，こうした意図的に設定された条件の連鎖が発生する可能性は低いと考えます。実機の原子炉圧力下部には，制御棒駆動機構ハウジング，炉内計装ハウジング等の貫通部が複数あることから，原子炉圧力容器破損時には複数個所から溶融炉心が落下すると考えられますが，大量の溶融炉心が１箇所から落下するとした意図的なシナリオを想定することは保守的であり，仮にそのような，まとまって同時に（コヒーレント）溶融炉心の落下が発生すると仮定しても，勢いよく蒸気が発生することで，溶融炉心と冷却水の接触を妨げ粗混合が抑制されるため，トリガリングは

発生しにくいと考えられます。また，水蒸気爆発に寄与する溶融炉心量は，その時点で流下している溶融炉心量の一部であり，既に床面に堆積した溶融デブリは寄与しないということからも，実現象において，原子炉格納容器下部に蓄えられた水に落下させる溶融炉心量を増やしたとしても，それに比例して現象が厳しくなることはありません。」

(8) 大規模損壊対策について

大規模損壊とは，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊をいう（実用炉規則２条２項１２号）。ここにいう「大規模な自然災害」とは，設置許可基準規則で設計上想定する自然現象を大幅に超える大規模な自然災害をいう。新規制基準においては，大規模損壊は，原子炉施設の一定の範囲が著しく損壊すると考えられ，特定の事故シーケンスを想定した対策を講じるのではなく，損壊を前提に，放射性物質の放出を低減することなどが全くできなくなることを避けることが重要であることから，大規模損壊という極限的な状態をあらかじめ想定し，施設や設備を柔軟に用いることができるよう手順等を準備するとともに，工場等外への放射性物質の放出を低減するために有効な設備が一切機能しないことにならないよう要求することとしている。（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・１７８頁）

上記の手順等に対する要求として，具体的には，実用炉規則８３条１号ニ(2)ないし(5)において大規模損壊に対する対策として，「炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること」，「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること」，「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること」並びに「放射性物質の放出を低減するための対策に関すること」を含む発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を定めるとともに，当該計画の実行に必要な要員を配置し，当該計画に従って必要な活動を行わせることが要求される。

また，原子炉等規制法４３条の３の６第１項３号の「重大事故の発生及び拡大の防

止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の審査を行う際の審査基準である「技術的能力に係る審査基準」は，「Ⅱ　要求事項」の「２．大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における要求事項」のうち「２．１　可搬型設備等による対応」の二ないし五において，発電用原子炉設置者において，大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関し，「大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること」，「大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること」，「大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること」並びに「大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること」の項目について手順書が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていること，また，当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていることが要求されている。（甲ＢＡ４，丙ＢＡ１２）

３　認定事実１４（原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策の実効性を確保するための規制について）

掲記の証拠及び弁論の全趣旨によれば，原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策の実効性を確保するための規制について，以下のとおり認められる。

(1)　高経年化対策実施ガイド（丙ＢＡ２３）

原子炉等規制法４３条の３の２２第１項及び実用炉規則８２条２項により，発電用原子炉設置者は，運転を開始した日以後３０年を経過した発電用原子炉に係る発電用原子炉施設について，発電用原子炉の運転を開始した日以後４０年を経過する日までに，安全上重要な機器等並びに同規則８２条１項各号に掲げる機器及び構造物の経年劣化に関する技術的な評価（高経年化技術評価）を行い，この評価の結果に基づき，認可を受けた延長する期間が満了する日までの期間において実施すべき当該発電用原子炉施設についての施設管理に関する方針を策定すること（長期保守管理方針の策定）が要求されるところ，これらについて定めた実用発電用原子炉施設における高経

年化対策実施ガイド（以下「高経年化対策実施ガイド」という。）は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として，以下の６事象を示し，これらの事象に対してプラントの運転を開始した日から４０年間に運転を延長する期間を加えた期間についての健全性評価を行うことやその結果を踏まえて長期保守管理方針を策定することを求めている。

・低サイクル疲労
・中性子照射脆化
・照射誘起型応力腐食割れ
・２相ステンレス鋼の熱時効
・電気・計装品の絶縁低下
・コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

なお，低サイクル疲労とは，原子力発電所において，プラントの起動・停止時等に受ける温度・圧力及び流量変化により，機器の構造不連続部等に局所的に大きな応力変動が生じ，それが供用期間中に繰り返された場合に，疲労割れの発生に至る可能性がある劣化事象をいい，２相ステンレス鋼の熱時効とは，オーステナイト相とフェライト相が共存する２相ステンレス鋼が３００℃以上の高温に長時間さらされた場合に材料劣化が進行して靭性が低下する現象をいう。

また，高経年化対策実施ガイドは，高経年化技術評価においては，運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映することや耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象について，経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価を行うことなども要求している。

(2)　延長審査基準及び延長ガイド

原子炉等規制法４３条の３の３２第４項及び実用炉規則１１３条の規定に基づき運転期間延長認可申請書の記載事項について定めた実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド（以下「延長ガイド」という。）では，圧力容器，格納容器，安全機能を有するコンクリート構造物等について，着目すべき経年劣化事象に応

じた点検部位を対象とする特別点検を実施し，その結果を記載することを求めている（丙Ｂア２４）。

また，運転期間延長認可申請は，当該発電用原子炉が，長期間の運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化状況を踏まえ，その延長しようとする期間において安全性を確保するための基準として原子力規制委員会規則で定める基準に適合していると認めるときに限り認可されるところ（原子炉等規制法４３条の３の３２第５項），同「原子力規制委員会規則で定める基準」について，実用炉規則１１４条は，「延長しようとする期間において，原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するものとする」と定めている。

上記要件適合性の審査基準である実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準（以下「延長審査基準」という。）では，実用炉規則１１３条２項２号に掲げる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果，延長しようとする期間において，同評価の対象となる機器・構造物が，延長審査基準の掲げる要求事項（高経年対策実施ガイドに示される６事象である低サイクル疲労，中性子照射脆化，照射誘起型応力腐食割れ，２相ステンレス鋼の熱時効，電気・計装品の絶縁低下，コンクリート構造物に係るコンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下に対するもののほか，経年劣化事象を評価した上での耐震安全性評価や耐津波安全性評価を含む。以下「要求事項」という。）に適合すること，又は同評価の結果，要求事項に適合しない場合には同項３号に掲げる延長しようとする期間における原子炉その他の設備についての保守管理に関する方針の実施を考慮した上で，延長しようとする期間において，要求事項に適合することが求められる。（丙Ｂア１３）

(3)　「亀裂その他の欠陥の解釈」及び維持規格

技術基準規則１８条１項は，使用中の炉心支持構造物等には，「その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があってはならない」ものと定めており，同解釈１８条において，実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（亀裂その他の欠陥の解釈）の規定に適合するものであることを求めている（丙

Ｂア１０）。

「亀裂その他の欠陥の解釈」や一般社団法人日本機械学会の維持規格においては，亀裂を有する機器の健全性を評価する手法が定められており，同手法で評価の上，将来にわたる健全性が確認された場合には，亀裂が存在する状態での継続使用を認めている。これは，応力腐食割れは時間の経過とともに穏やかに亀裂が進展していく現象であり，応力腐食割れによる亀裂が機器の破損に至るような大きさに達するまでには相当の時間を要することから，現状の点検によって亀裂が確認されたとしても，健全性を確認しながら原子力発電所の運転を続けるということも可能との考え方によるものである。（丙Ｂア１４，３０，弁論の全趣旨）

４　認定事実１５（本件発電所の事故防止に係る安全確保対策について）

証拠（丙Ｃ４０・９～４８頁及び掲記のもの）並びに弁論の全趣旨によれば，本件発電所の事故防止に係る安全確保対策について，以下の事実が認められる。

(1)　異常発生防止対策

被告は，異常が発生すること自体を未然に防止することが事故防止の観点からは極めて重要であることから，原子炉の運転を安定な状態に維持し，放射性物質を閉じ込める機能を有する燃料被覆管（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機能を有している。）や圧力バウンダリ（圧力容器，原子炉冷却材再循環系及び主蒸気管や給水管等のように圧力容器に接続されている配管のうち圧力容器との接続部分から格納容器の外側の隔離弁までの範囲を指す領域をいう。）の損傷を防止するとの異常発生防止対策を講じている。

ア　原子炉の安定した運転を維持するための対策

原子力発電は，原子炉内における燃料の核分裂反応によって生ずる熱エネルギーを利用するものであるから，原子炉における異常状態の発生を防止するためには，まず，燃料の核分裂反応を確実にかつ安定的に制御することが基本である。

このため，被告は，本件発電所の原子炉の安定した運転を維持すべく，固有の安全性を備えた原子炉を採用し，原子炉出力等を安定して制御できる設備を設け，誤動作

及び誤操作を防止するシステムを採用している。

（ア）固有の安全性を備えた原子炉の採用

原子炉は，核燃料としてウラン燃料を，また，減速材・冷却材として軽水をそれぞれ使用することによって，以下のとおり，①ドップラー効果，②ボイド効果により，常に核分裂反応が自動的に抑制されるという固有の安全性を有するようになっている。

① ドップラー効果

低濃縮ウラン燃料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という性質がある。このため，核分裂反応の増加によって燃料の温度が上昇すると，ウラン２３８に吸収される中性子の割合が高くなる。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によって，その分だけ核分裂性核種であるウラン２３５に吸収される中性子の数が減少し，核分裂反応が抑制される。

② ボイド効果

核分裂反応の増加による燃料の温度上昇などにより，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り核分裂反応が抑制される。このような効果をボイド効果という。

（イ）原子炉出力等の安定制御（丙Ｈ３・添付書類八・８－６－２～９頁，同８－６－４９～５５頁）

被告は，本件発電所の原子炉の出力，圧力及び水位を安定して制御することによって原子炉を安定して運転できるよう，原子炉出力制御系（原子炉の出力を制御するための系統をいい，制御棒の位置を調整して出力を制御する制御棒及び制御棒駆動系と，原子炉冷却材の再循環流量を調整して出力を制御する原子炉再循環流量制御系とから成る。），原子炉圧力制御系（原子炉の圧力を制御するための系統をいい，出力変化中に圧力制御装置により蒸気加減弁の開度を調整し高圧タービンへ流入する蒸気の

量を加減して原子炉の圧力を一定に保つように制御するものである。）及び原子炉給水制御系（原子炉の圧力を制御するための系統をいい，原子炉水位を一定に保持するため，給水ポンプの回転速度や給水調整弁開度を調整して給水流量を調整するものである。）を設けている。

これらの制御系については，原子炉の出力，圧力及び水位を集中的に監視，制御できるように，監視装置や制御装置をいずれも中央制御室の制御盤に配置している。制御盤については，これら装置を通じて原子炉等の様子が目視により容易に確認できるよう，そのレイアウトにも配慮している。

そして，複数の運転員が，中央制御室において，原子炉の状態を一定の条件に維持し，様々な計測制御装置（検知器）を用いて，異常な徴候を早期かつ確実に検知できるよう，２４時間体制で常時監視，制御を行っている。

（ウ）誤動作及び誤操作を防止するシステムの採用（丙Ｈ３・添付書類八・８－６－３７～４０頁，同８－６－１２５～１３９頁）

被告は，本件発電所において，誤動作や誤操作により異常が発生することを防止するため，異常が発生した場合に安全側に作動するフェイルセーフシステム（装置の一部が故障した場合にも，装置が自動的に安全側に働く仕組みをいう。）や，一定の条件が揃わなければ操作しようとしても動かないようなインターロックシステム（あらかじめ定められた手順と異なる操作をした場合や条件が整っていない場合に，機器が作動しない，あるいは，それ以上操作を進めることができないようにするなどの安全確保の仕組みをいう。）を採用している。

例えば，原子炉の出力制御について，原子炉の起動・停止や比較的大きな出力変更の際には制御棒の位置の調整によって行い，日常の軽微な出力調整の際には冷却材の再循環流量（圧力容器内で冷却材を循環させる系統を原子炉冷却材再循環系といい，この流量を再循環流量という。）の調整により行うが，この原子炉の出力制御には運転員の操作が必要となることもあり，運転員の誤操作を防止するためのインターロックシステムを採用し，原子炉の出力の異常な上昇を招かないように設計されている。

なお，ＢＷＲで制御棒の引き抜け事象が，これまでに１０件起きており，うち２件は原子炉が臨界に至っている。このうち，北陸電力株式会社志賀原子力発電所１号機の事例では，平成１１年６月の定期検査の際，全制御棒を挿入した状態で水圧制御ユニットの弁を順次閉止した。原子炉を停止させる際には，制御棒の挿入に伴い，制御棒駆動機構内のコレットフィンガがインデックスチューブの溝にはまる構造となっており，コレットフィンガが外れない限り制御棒が引き抜けない構造となっているところ，水圧制御ユニットの弁が順次閉止されるに伴い，弁閉止前の水圧制御ユニットにかかる水圧が大きくなった結果，コレットフィンガが外れて３本の制御棒が引き抜け，一時原子炉臨界状態になった。この事象やもう１つの臨界事例である福島第一発電所３号機の昭和５３年定期検査中の制御棒の予期せぬ引き抜け事例を踏まえ，各電力会社では，水圧制御ユニットの弁を閉止する際，水圧の上昇を防止すべく，原子炉容器に水が戻ってくることができる流路の弁を開放するなどの対応がされている。（甲Ｃ７６の１・７～８頁，丙Ｃ５８～６０）

また，外部電源喪失等の場合，制御棒が自動的に挿入されるフェイルセーフシステムを原子炉緊急停止系に採用している。例えば，原子炉緊急停止系を構成するスクラム弁に通ずる空気配管が破断するなどの事象が生じても（フェイル），スクラム弁にはあらかじめ空気の圧力をかけることにより閉止させ，制御棒駆動機構のピストンの下側に繋がる水圧制御ユニットを高圧状態に維持させているので，当該事象に伴い自ずと，スクラム弁にかけられた空気の圧力が下がりスクラム弁が開となるとともに，水圧制御ユニットの高い圧力が開放され制御棒駆動機構のピストンの下側に与えられることから，制御棒が自動的に挿入されることとなる（セーフ）。この制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットは，同時に複数が故障したり，１つの機器の故障が他の機器に影響を及ぼしたりすることがないように，独立性を有するよう設計している（丙Ｃ４０・付属資料３０頁）。

イ　放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保

放射性物質を閉じ込める機能を有する設備は，原子炉の運転に伴い生ずる様々な温

度，圧力等の条件の下においてもその健全性を維持し，放射性物質を閉じ込める機能を十分に果たすものでなければならない。

このため，被告は，放射性物質を閉じ込める機能を有する燃料被覆管及び圧力バウンダリについて，原子炉の運転に伴い生ずる様々な温度，圧力等の条件下においてもその健全性を維持し，放射性物質を閉じ込める機能を十分に果たすことができるよう，以下の対策を講じている。

（ア）燃料被覆管の健全性の確保

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

a　熱的影響に対する健全性の確保（上記①）

燃料被覆管の温度は，平常運転時には周囲の冷却材の温度（約２８０℃）より多少高い程度で安定している。しかし，何らかの理由により，冷却材による燃料被覆管の冷却が不足すると，沸騰遷移（熱伝達の良い沸騰状態から悪い沸騰状態へと沸騰の様式が急に変化することをいう。）が生じ，燃料被覆管が損傷する可能性があることから，本件発電所では，燃料被覆管に沸騰遷移を生じさせないように，最小限界出力比（限界出力とは，燃料集合体の出力を上昇させたときに，燃料被覆管表面で沸騰遷移を起こす出力をいう。また，限界出力比とは，限界出力を実際の燃料集合体で発生している熱出力で除した値をいい，燃料の冷却の状態を示す指標である。最小限界出力比（ＭＣＰＲ（Minimum Critical Power Ratio））とは，炉心に装荷されている全燃料集合体について，それぞれ計算した限界出力比のうち，最も小さい値をいう。）の許容限界値を１．０７に定めている（丙Ｃ４０・付属資料３２頁）。そして，本件発電所の実際の運転に際しては，上記のＭＣＰＲの許容限界値に対して更に余裕のある値を運転上の制限値（原子炉施設を運転する上で守るべきものとして定められている制限値，条件をいう。）としている。（丙Ｈ３・添付書類八・８－３－３４６～３６５頁）

b　機械的影響に対する健全性の確保

（a）燃料ペレットの膨張に対する健全性の確保（上記②）

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

燃料ペレットの膨張により燃料被覆管が歪んで機械的に損傷する可能性のある線出力密度を「損傷限界線出力密度」というが，本件発電所では，使用する燃料棒の損傷限界線出力密度に対し，これを大きく下回る線出力密度の最大値を運転上の制限値として定めている。

（b）内圧や外圧等に対する機械的な健全性の確保（上記③）

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

このため，本件発電所では，燃料被覆管の材料として，上記の内圧や外圧等に対し十分耐え得る強度を有するジルコニウム合金を使用する（前提事実3(2)）とともに，気体状の核分裂生成物の蓄積等によって内圧が過大とならないように，燃料被覆管の上部に十分な空間（プレナム）を設けている。

（イ）圧力バウンダリの健全性の確保

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

a　機械的損傷に対する健全性の確保（上記①）

圧力バウンダリの機械的な健全性を確保するためには，圧力バウンダリ内の圧力を過大にしないこと及び万一圧力が過度に上昇するような事象が生じたとしても十分余裕のある強度を持たせることが必要である。

このため，本件発電所においては，原子炉圧力制御系により，圧力バウンダリ内の

圧力がほぼ一定となる（過大とならない）よう安定に制御できるように設計している。また，圧力バウンダリは，運転圧力（約７ＭＰａ）よりも高い最高使用圧力（８．６２ＭＰａ［ｇａｇｅ］）に対しても損傷しないよう設計している。

ｂ　中性子照射脆化に対する健全性の確保（上記②）

認定事実５(3)ウのとおり，本件発電所では，中性子照射脆化対策として，圧力容器の材料として，高い延性かつ靱性を有する低合金鋼を使用し，不純物の含有量を低く抑えるとともに，焼入れ・焼戻しの熱処理を施しているほか，運転上の制限値として，脆性遷移温度に余裕を持たせた冷却材温度制限値を定め，管理を実施するとともに，圧力容器の中性子照射による脆化傾向を監視している。

(2)　異常拡大防止対策

本件発電所では，前記(1)の異常発生防止対策にもかかわらず，運転中に何らかの異常が発生した場合には，これを早期に検知し，必要に応じて原子炉を停止し，停止後の炉心崩壊熱を除去するといった所要の措置を採ることができるよう，以下の異常拡大防止対策を講じている。

ア　異常の早期検知（丙Ｈ３・添付書類八・８－６－４１～５５頁）

被告は，本件発電所において，何らかの異常が発生した場合，その異常の発生を早期にかつ確実に検知することができるよう，計測制御装置を設置している。

すなわち，原子炉の出力，圧力及び水位の変化が示す異常の兆候については，核計装（中性子束を測定するための計装をいう。中性子束は出力に比例することから，中性子束の測定を通じて，原子炉出力を監視することができる。）及び原子炉プラントプロセス計装（原子炉の温度，圧力，流量及び水位などを測定及び指示する計装をいう。）により，それぞれこれを検知することができる。また，燃料被覆管からの核分裂生成物の漏えいについては，主蒸気管モニタなどで，冷却材の放射線量を測定することにより，これを検知することができる。更に，圧力バウンダリからの冷却材の漏えいについては，漏えい検出系により，これを検知することができる。

これらの装置により異常を検知した場合には，その程度に応じて警報を発する装置

を中央制御室に設けており，２４時間体制で中央制御室に常駐している運転員は，後記イで述べる設備が自動で作動する前に，原子炉の手動による停止や原子炉停止後も発生する崩壊熱を除去して炉心冷却を行うなど所要の措置を採ることができる。

イ　原子炉の停止（丙Ｈ３・添付書類八・８－５－１～２２頁，同８－５－３８～４３頁，同８－６－１０～３６頁，同８－６－１２５～１３９頁）

前記アのとおり，本件発電所においては，異常を早期の段階で検知して，異常の拡大を防止することとしているが，更に原子炉を緊急に停止させる必要がある場合に備えて，原子炉を緊急に停止させる原子炉緊急停止系，燃料被覆管を冷却する原子炉隔離時冷却系，圧力バウンダリ内の圧力の異常上昇を防ぎ圧力バウンダリの健全性を確保する主蒸気逃がし安全弁等から成る設備を設置している。何らかの原因により，原子炉を緊急に停止させる必要がある場合には，以下のとおり，これらの設備の作動により，異常の拡大が防止される。

すなわち，原子炉運転中に，原子炉の出力，圧力，水位が大きく変動した場合や，原子炉建屋内で大きな揺れ（例えば，基礎盤上端において水平動２５０ガル又は鉛直動１２０ガル以上）が感知された場合には，原子炉緊急停止系により全ての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入することによって，原子炉を停止し，燃料ペレットや燃料被覆管の温度の異常な上昇等を抑える（なお，地震動は，まずＰ波が対象地点に到達して初期微動が始まり，その後にＳ波が到来して主要動が始まる。丙Ｃ４０・付属資料３８頁）。また，原子炉の水位低下等の異常時には，主蒸気隔離弁等の隔離弁が閉止して圧力バウンダリが形成され，その内部に冷却材が確保される。

そして，原子炉の停止後も発生する崩壊熱により生ずる蒸気を，主蒸気逃がし安全弁を通してサプレッション・チェンバのプール水中に放出し，原子炉の圧力上昇を抑制するとともに，サプレッション・チェンバのプール水中に放出された蒸気量以上の冷却材を，原子炉隔離時冷却系により補給することによって原子炉の水位を維持する。主蒸気逃がし安全弁は，４本の主蒸気管のそれぞれに，合計で１８個設置している（丙Ｃ４０・付属資料３９頁）。

これらの設備の一連の作動により，原子炉停止機能及び炉心冷却機能を確保して，燃料被覆管及び圧力バウンダリの損傷を防止し，それらの内部に放射性物質を閉じ込める。

これらの設備については，いずれも運転員による操作が可能であるが，これを待たず自動作動するようにしている。

これらの設備を作動させる安全保護系（異常状態を検知又は予測し，それを防止又は抑制するために，原子炉停止系等を作動させる設備及び事故状態を検知して必要な工学的安全施設の作動を開始させる設備をいう。）その他の安全保護機能を有する系統については，多重性と独立性とを持たせ，仮にその１系統に故障があったとしてもその機能が維持されるようにするなどの信頼性の確保に資する設計上の配慮を行っている。

安全保護系は，その電源が喪失した場合には自動的に原子炉を停止させるフェイル・セーフ機能を持たせるとともに，原子炉隔離時冷却系は，そのポンプの作動に原子炉内の蒸気を用いるなどして，交流電源を必要とせずに原子炉へ高圧注水できる設計としている（丙Ｃ４０・付属資料４０頁）。

主蒸気逃がし安全弁については，圧力バウンダリ内の圧力が異常に上昇した場合に，窒素圧により強制的に弁を開放する①逃がし弁機能と，逃がし弁機能のバックアップとして，圧力の上昇に伴い，バネの力に打ち勝って自動的に弁を開放する②安全弁機能とを有している。①逃がし弁機能として駆動させる窒素は格納容器外から供給されているが，各主蒸気逃がし安全弁には窒素蓄圧タンクが独立して設けられており，格納容器外からの窒素供給が途絶えても直ちに原子炉全体の逃がし弁機能が失われることはない。また，②安全弁機能の作動は電源等を必要としない。

(3)　放射性物質異常放出防止対策

本件発電所では，前記(1)及び(2)のとおり，異常発生防止対策及び異常拡大防止対策を講じているが，その上で周辺公衆の安全確保に万全を期するため，万が一，何らかの原因で圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損があ

り，原子炉内の冷却材が流出し，炉心の冷却能力が喪失するというＬＯＣＡ（Loss of Coolant Accident であり，冷却材喪失事故を表す。）を想定した場合においても，放射性物質の環境への異常な放出という事態を防止するため，放射性物質異常放出防止対策を講じ，ＥＣＣＳ，格納容器等を設けている。

ア　非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）（丙Ｈ３・添付書類八・８－５－２３～３７頁）

ＥＣＣＳ（Emergency core cooling system：非常用炉心冷却系）とは，万一圧力バウンダリを構成する配管の破断等が発生したとしても，原子炉内に緊急に水を注入し原子炉内の冷却材の水位を維持することができるように設けられた系統のことをいう。本件発電所には，ＥＣＣＳとして，原子炉圧力が高い状態から炉心に注水し，炉心を冷却しつつ減圧する高圧炉心スプレイ系，原子炉圧力が低い状態で長時間にわたり炉心に注水し，炉心の水位を保つ低圧注水系（残留熱除去系の運転モードの一つであり，低圧状態の原子炉に冷却水を供給する系統）及び低圧炉心スプレイ系（原子炉が低圧の状態で，冷却水を炉心上部に設けたスプレイスパージャから注入して炉心を冷却することができる系統），低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の注水を可能とするため，原子炉を速やかに減圧する自動減圧系（原子炉圧力を速やかに低下させて，低圧注水系等の冷却水を早期に注入することを促す系統をいう。主蒸気配管に設置された逃がし安全弁の一部の弁が自動減圧機能を有しており，蒸気を逃がして原子炉圧力を低下させる。）を設けている。

ＥＣＣＳについては，使用条件等に対して安全余裕をもたせるとともに，同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工学的安全施設作動回路（安全保護系のうち，原子力発電所の事故の発生を検知し工学的安全施設等を作動させる信号回路をいう。）からの信号により自動的に作動し，また，動的機器を有する系統について多重性又は多様性及び独立性をもたせるなどの配慮を行い，安全機能を同時に喪失しないようにしているとともに，外部電源喪失時にも安全機能を失うことがないよう，これらの系統の各機器を非常用電源設備に接続している。

具体的には，高圧炉心スプレイ系により，原子炉が高圧から低圧の状態にわたり，

サプレッション・チェンバのプール水等を炉心にスプレイすることによって，炉心を冷却することができ，また，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系により，原子炉が低圧の状態において，サプレッション・チェンバのプール水をそれぞれ炉心及びシュラウド内に注入することによって，炉心を冷却することができる。

他方で，自動減圧系は，主蒸気逃がし安全弁１８個のうちの７個からなり，原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号により作動する。自動減圧系が作動した場合，圧力容器内の蒸気がサプレッション・チェンバのプール水中に放出されることにより原子炉の圧力が低下し，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系による注水が可能となる。

イ　格納容器等（丙Ｈ３本文２０８頁，同添付書類八・８－９－１～２２頁，同添付書類十・追補２「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補・Ⅱ・１～４６頁，丙Ｈ５・２２０～２２１頁）

本件発電所では，万一，ＬＯＣＡのような事故が発生し，圧力バウンダリから放射性物質を含む冷却材が放出されても，放射性物質が同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格納容器を設け，閉じ込め機能を持たせており，その漏えい率は，常温，最高使用圧力の０．９倍の圧力，空気で格納容器内空間部容積の０．５％／日以下となるように設計されている。この格納容器は，ＬＯＣＡの中でも，最も過酷な再循環配管の完全破断が起こり，破断両端口から冷却材が最大流量で放出されることを仮定して設計されている。この場合，ドライウェル内に放出された蒸気と水との混合物は，ベント管を通ってサプレッション・チェンバのプール水中に導かれる。ここで蒸気がプール水で冷却され凝縮することによって，ドライウェル内圧の上昇を抑制し，放出された放射性物質を格納容器内に保留することを可能とする（丙Ｃ４０・付属資料４７頁）。

格納容器の限界圧力及び温度については，重大事故等時において，格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能（気密性）を確保できることを条件として設定するものとされ，その限界圧力は０．６２ＭＰａ［ｇａｇｅ］（最高使用圧力（Ｐｄ）０．

３１ＭＰａ［ｇａｇｅ］の2倍（２Ｐｄ）である。），限界温度は２００℃（最高使用温度はドライウェル１７１℃，サプレッション・チェンバ１０４℃である。）と設定されている。限界圧力及び温度の設定の妥当性については，格納容器本体及び実機条件下で漏えい要因となり得るトップヘッドフランジ，エアロック，配管貫通部等を対象として，設計・建設規格に基づく評価，評価対象機器を模擬した試験体による実測値及び有限要素法による解析による確認をしている。なお，トップヘッドフランジのシール材（ガスケット）について，従来はシリコンゴムを使用していたものの，福島第一発電所事故で同様のシール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることを踏まえ，より事故環境での性能特性に優れた改良ＥＰＤＭ（エチレンプロピレンゴム）製のシール材に変更することとし，実機を模擬した試験を行い，２００℃かつ１６８時間，２５０℃かつ９６時間，３００℃かつ２４時間の各条件で耐性を有していることを確認した。（丙Ｃ４３・２－１５頁）

また，事故発生時の格納容器の圧力・温度の上昇及び可燃性ガス濃度の上昇による燃焼・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ないようにすべく，格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系の運転モードの一つであり，原子炉冷却材喪失時に生じる格納容器の圧力・温度の上昇を抑制するために用いられる系統をいう。）に加えて，不活性ガス系（水素と酸素の反応を防止するため，あらかじめ格納容器内の空気を窒素で置換しておく系統をいい，窒素補給系等で構成され格納容器内の酸素濃度を低く維持する。）及び可燃性ガス濃度制御系（原子炉冷却材喪失時に，ジルコニウム－水反応又は水の分子の放射線による分解により発生した水素ガス等の濃度を低く抑えて，水素の燃焼を防ぐ系統をいう。）を設置している（丙Ｃ４０・付属資料４８頁）。

格納容器スプレイ冷却系については，これを起動することにより，サプレッション・チェンバ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。ドライウェル内にスプレイされた水は，ベント管を通ってサプレッション・チェンバに戻り，残留熱除去系の熱交換器で冷却さ

れた後，再びスプレイすることができる。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，スプレイ水によって格納容器内に浮遊している放射性物質を洗い落とすことが可能となる。不活性ガス系及び可燃性ガス濃度制御系については，ＬＯＣＡの際に，燃料被覆材のジルコニウムと水との反応や水の放射線分解により，可燃性ガスである水素と酸素が発生した場合に備えて，不活性ガス系であらかじめ格納容器内の空気を窒素ガスで置換し，可燃性ガス濃度を低く保つとともに，可燃性ガス濃度制御系で可燃性ガスを燃焼限界以下に制御できるよう設置されている。

これらの格納容器スプレイ冷却系，不活性ガス系及び可燃性ガス濃度制御系に加えて，非常用ガス処理系（万一放射性物質が格納容器から原子炉建屋内に漏出した場合に，原子炉建屋を大気圧以下に保つとともに，格納容器等から漏えいした放射性物質を除去する機能を有する系統をいう。）及び非常用ガス再循環系（万一放射性物質が格納容器から原子炉建屋内に漏出した場合に，原子炉建屋内の空気を再循環させ各種フィルタにより放射性物質を除去する系統をいう。）については，それぞれ独立した２系統で構成されるとともに，外部電源喪失時にも安全機能を失うことがないよう，これらの系統の各機器を非常用電源設備に接続している。

(4) 福島第一発電所事故を踏まえた安全確保対策の強化

ア 概要

被告は，福島第一発電所事故及びこれを踏まえて策定された新規制基準に照らして，共通要因に起因する施設の機能喪失をもたらし得る自然現象の想定ないし対策を強化する（主な自然現象である地震，津波，火山については前記第３ないし第６のとおり）とともに，同じく共通要因に起因する機能喪失を防止する観点から，内部火災対策等の対策を強化し，更に，電源の強化や，高圧から低圧までの原子炉への注水機能の強化及び最終ヒートシンクに係る機能を強化して圧力バウンダリないし格納容器の備える放射性物質の閉じ込め機能を向上させ，加えて，万が一炉心の著しい損傷等の事象が発生した場合をも想定し，溶融炉心冷却機能を強化するとともに水素爆発発

生防止対策をも講じることにより格納容器の備える放射性物質の閉じ込め機能を向上させることとしている（丙Ｃ４０・付属資料５７，５９頁）。

イ　炉心の著しい損傷を防止するための対策

被告は，本件発電所において，電源，原子炉への注水・除熱に係る機能等を強化し，仮に非常用電源設備や炉心冷却機能を有する施設のような安全上重要な設備が複数同時に機能を喪失するような場合においても，原子炉への注水を継続して安定した高温停止状態を維持するとともに，サプレッション・チェンバのプール水を冷却するなどして除熱を行うことにより，炉心の著しい損傷を防止することとしている。

（ア）電源の強化（丙Ｃ４０・付属資料４９頁，丙Ｈ３・添付書類八・８－１０－３６～７０頁）

原子力発電所で必要とされる電源には，交流（時間とともに電流や電圧の大きさ及び向きが一定の周期で変わる電気をいう。）の電力を供給する交流電源（例えば，大型ポンプなどの機器に使用する。）と，直流（時間に依らず電流や電圧の大きさ及び向きが一定である電気をいう。）の電力を供給する直流電源（例えば，各機器の制御や原子炉のパラメータを監視する計測制御用の機器等に使用する。）とがある。

本件発電所では，外部電源が喪失した場合でも安全上重要な設備の機能が失われることがないよう，非常用ディーゼル発電機２台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機１台を別々の場所に設置している。これらに附属して軽油貯蔵タンクを設置し，７日間分の運転に必要な容量以上の燃料を貯蔵することとしている。その容量を設定するに当たっては，非常用ディーゼル発電機１台と高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機がともに１００％負荷状態で運転することを前提とするとともに，軽油貯蔵タンク１基の故障を考慮するなどの想定を行っており，燃料が枯渇するまでの間に外部支援等を通じた補給を行うことも可能としている。

その上で，本件発電所において外部電源及び上記の３台の非常用ディーゼル発電機の電源が確保できない場合（「全交流動力電源喪失」である。）であっても，原子炉の冷却等に必要な電力を供給できるよう，常設設備と可搬型設備とを組み合わせつつ位

置的分散にも配慮しながら，重大事故等対処設備として，代替交流電源設備（常設，可搬型），代替直流電源設備（常設，可搬型），代替所内電気設備及び燃料給油設備を新たに設置するなどして電源を強化することとしている。

具体的には，常設代替交流電源設備として想定される重大事故等時において炉心の著しい損傷等を防止するために必要な容量の高圧電源装置を設置し，更に常設代替交流電源設備が使用できない場合に備え，高温停止の状態にある原子炉の冷却等を可能とすべく，可搬型代替交流電源設備として，可搬型代替低圧電源車を配備する。

加えて，常設代替直流電源設備として緊急用１２５Ｖ系蓄電池を設置し，これにより，非常用所内電気設備の電源が喪失した場合に，負荷切り離しを行わずに２４時間にわたり必要な電力を供給できるようにする。また，可搬型代替直流電源設備として，可搬型代替低圧電源車を通じて直流電源を供給できるよう，可搬型整流器等を配備する。

また，必要な負荷に電力を供給するための代替所内電気設備や，燃料を給油する燃料給油設備を設置する。

これらの可搬型も含めた電源設備は，認定事実８(4)で認定したとおり，水密性を有する建屋内に設置したり，敷地の高台に設置したりするなどして，基準津波を大きく超えるような津波による影響にも配慮することとしている。

なお，新規制基準においては，外部電源の喪失がその後の事故の進展防止を阻害する要因の一つであることを踏まえて，外部電源について複数の回線からの給電を確保するなどにより，１つのルートを失っても当該発電所が外部電源喪失にならないよう外部電源系の信頼性を高めることが求められている（設置許可基準規則３３条４～６項）ところ，本件発電所では，外部電源を構成する主回線（２７５ｋＶ）２回線と予備回線（１５４ｋＶ）１回線について，異なる開閉所及び変電所から受電し，物理的にも分離しており，上記要求事項を満たしている。その上で，被告は，新規制基準における要求事項ではないが，外部電源を受電する開閉所設備について，耐震性に優れたガス絶縁開閉装置（発電所に設置される遮断器等を，絶縁性能・消弧性能に優れ無

害で不活性な六フッ化硫黄ガスを充填した密閉金属製容器に収納した設備をいう。）を設け，一部の電線路の近接箇所について，同時に機能喪失しないよう電線路間の水平距離を確保するとの耐震性向上に資する対応を行うこととしている。

（イ）原子炉の停止機能の強化（丙Ｈ３・添付書類八・８－６－１４０～１５７頁）

本件発電所では，前記(2)のとおり，原子炉運転中に，原子炉の出力，圧力，水位が大きく変動するなどの場合に，原子炉緊急停止系により全ての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入することによって，原子炉を停止し，燃料ペレットや燃料被覆管の温度の異常な上昇等を抑えることができるようにしているが，その上で，原子炉の停止機能を強化すべく，ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンク等から成るほう酸水注入系を設けている。なお，ほう酸水注入系を用いた場合，原子炉の停止までは約３０分間を要する（証人門谷６９頁）。

さらに，原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても，原子炉を未臨界に移行することができるようにするための回路として，代替原子炉再循環ポンプトリップ回路及び代替制御棒挿入回路を設ける。具体的には，原子炉の緊急停止を必要とする状況において，代替原子炉再循環ポンプトリップ回路を設けることにより，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低信号により，原子炉再循環ポンプ（本件発電所において，圧力容器外部に設置されている原子炉再循環ポンプは，炉心シュラウド外側の冷却材を昇圧し，圧力容器内に設置された２０台のジェット・ポンプの吸込口に冷却材を送る。そして，ジェット・ポンプが，原子炉再循環ポンプから吐出された冷却材を駆動源として，炉心シュラウド外側の冷却材を巻き込みながら炉心下部を経由して冷却材を炉心に送ることによって，圧力容器内の冷却材を循環する。この冷却材の循環を行うことで，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泡（ボイド）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ことができる。）を停止して，原子炉出力を抑制することができ，また，代替制御棒挿入回路を設けることにより，原子炉圧力高，原子炉水位異常低信号又は制御棒挿

入手動スイッチにより制御棒を挿入して，原子炉を未臨界にすることができる。

（ウ）原子炉の注水機能の強化

a　高圧代替注水系（丙Ｈ３・添付書類八・８－５－６９～８４頁）

本件発電所では，前記(2)及び(3)のとおり，高圧状態にある原子炉への注水を行うことができるよう，設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を設けている。

その上で，これらの系統が有する原子炉の注水機能が喪失した場合において，高圧状態にある原子炉への注水を行うことができるよう，サプレッション・チェンバのプール水を水源とし常設高圧代替注水系ポンプを使用する系統の重大事故等対処設備として，高圧代替注水系を新たに設ける（丙Ｃ４０・付属資料６５頁）。

常設高圧代替注水系ポンプについては，蒸気タービン駆動のポンプを用いて原子炉からの蒸気の力を利用して駆動でき，交流電源を必要とせず，制御に直流電源を要するにとどまる。中央制御室からの遠隔操作によって起動することができ，このことは，後述する他の常設施設についても基本的に同様である。

この系統についても，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能である。仮に，これらの代替電源設備が機能しない場合であっても，現場での手動操作が可能である。

b　低圧代替注水系（常設・可搬型）（丙Ｈ３・添付書類八・８－５－１０３～１２９頁，丙Ｈ１８，１９）

本件発電所では，前記(3)のとおり，低圧状態にある原子炉への注水を行うことができるよう，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系を設けているが，その上で，これらの設計基準事故対処設備が有する原子炉の注水機能が喪失した場合においても，低圧状態にある原子炉への注水を行うことができるよう，代替淡水貯槽を水源とし常設低圧代替注水系ポンプを使用する系統の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（常設）を新たに設ける。この系統は，全交流動力電源喪失の場合でも，常設代替交流電源設備等からの給電が可能である。

これに加えて，西側淡水貯水設備を水源とし可搬型代替注水中型ポンプを使用するラインと，代替淡水貯槽を水源とし可搬型代替注水大型ポンプを使用するラインとから成る系統の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）を新たに設ける。可搬型代替注水中型ポンプ及び同大型ポンプについては，ディーゼルエンジンにて駆動し，その燃料を可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油できるようにしており，交流電源を必要としない。（丙Ｃ４０・付属資料６６頁）

低圧代替注水系に接続する配管については，低圧代替注水系（常設）は残留熱除去系Ｃ系の注水配管に，低圧代替注水系（可搬型）は残留熱除去系Ｃ系に加えて低圧炉心スプレイ系の注水配管にそれぞれ接続することで，いずれかの注水配管が機能喪失した場合でも注水可能な構成としている（証人門谷６８～６９頁，弁論の全趣旨）。

なお，被告は，本件工認申請において，常設低圧代替注水系ポンプについて，重大事故等対処設備においては常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類されるとして，重大事故等対処設備としての構造強度評価及び動的機能維持評価を行った。常設低圧代替注水系ポンプの動的機能維持評価の評価基準としては，ＪＥＡＧ４６０１－１９９１の横形ポンプの機能確認済加速度１．４Ｇ（水平方向）が許容値として適用可能であるところ（丙Ｂア２８・２３１頁），被告が本件工認申請において示した設備評価用床応答曲線による動的機能の評価結果は，水平方向で評価用加速度（発生値）１．３１Ｇである（甲Ｃ７５・１－３－７７頁，丙Ｈ１８・１０頁）。被告は，工事計画において，安全側の配慮から，設計用床応答曲線の震度以上になるように配慮した上記設備評価用床応答曲線を用いて耐震設計をすることとしたものの，本件工認申請において，設計用床応答曲線による解析結果についても示しており，常設低圧代替注水系ポンプの設計用床応答曲線に基づく発生値は，０．７２Ｇにとどまる（丙Ｈ１９・１頁，１６－６頁）。また，上記の機能確認済加速度（許容値）１．４Ｇは，ＪＥＡＧ４６０１－１９９１後の知見が反映されたＪＥＡＣ４６０１－２０１５（ただし，原子力規制委員会による技術評価は行われていない。）によれば，横形（多段遠心式）ポンプの機能維持確認済加速度は，水平方向で４．０Ｇとされて

いる（丙Ｄ１８７・４２２頁）。なお，被告は，本件工認申請において，常設低圧代替注水系ポンプの設備評価用最大加速度（×９．８ｍ／ｓ^2）×１．２を用いた発生値１．５８Ｇ（水平方向）との解析結果も示しているが（丙Ｈ１９・１６－１３頁），これは，ＪＥＡＧ４６０１－１９９１が，強度設計では剛な場合の地震力として床加速度の１．２倍を用いて強度計算等を行うこととしていること（丙Ｂア２８・２０３頁注２）によるものであり，機能維持に係る評価に用いたものではない。

（エ）原子炉の減圧機能の強化（丙Ｈ３・添付書類八・８－５－８５～１０２頁）

本件発電所には，前記(3)のとおり，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，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系による注水を行うことができるよう，自動減圧系を設置している。自動減圧系は，原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号により作動する。

その上で，高圧注水機能が喪失して原子炉水位が低下しドライウェル圧力高の信号が発信しない場合に備えて，その時点で速やかに原子炉の自動減圧を行えるよう，原子炉水位異常低下のみで自動作動する回路として，自動減圧系とは別に，過渡時自動減圧回路を設けている。

併せて，主蒸気逃がし安全弁の駆動源である電源及び窒素について，逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び非常用窒素供給系高圧窒素ボンベをそれぞれ配備することにより，減圧機能を強化する。

（オ）除熱機能の強化（丙Ｈ３・添付書類八・８－５－１３０～１４４頁，同８－９－４７～８８頁）

本件発電所では，炉心で生ずる崩壊熱を除去し，原子炉の冷却等に必要となる設備に生じた熱とともに，最終的な熱の逃がし場である海に輸送することできるよう，残留熱除去系等を設けている。

その上で，炉心の著しい損傷を防止するための対策として，代替循環冷却系・緊急用海水系（後記ａ），代替格納容器スプレイ冷却系（後記ｂ），耐圧強化ベント系・格納容器圧力逃がし装置（後記ｃ）を設けることによって，原子炉等の除熱機能を強化

する。

a　代替循環冷却系・緊急用海水系

本件発電所では，原子炉の停止後も炉心で発生する崩壊熱により生ずる蒸気を，主蒸気逃がし安全弁を通して，サプレッション・チェンバのプール水中に放出し，原子炉の圧力上昇を抑制するとともに，同プール水温の上昇の程度に応じて残留熱除去系等を起動させることにより，原子炉の除熱機能を維持できるようにしている。この除熱は，サプレッション・チェンバのプール水を通す配管と熱交換器とを介した残留熱除去系による熱の除去と，当該熱交換器と海水を通す配管とを介した残留熱除去系海水系による最終的な熱の逃がし場（「最終ヒートシンク」とも呼ばれる。）である海への熱の輸送により行う。

その上で，これらの残留熱除去系等の設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合に備えて，重大事故等対処設備として，残留熱除去系の機能を代替する代替循環冷却系（格納容器内の圧力及び温度を低下させ，格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を循環させ，除熱できる系統）と，残留熱除去系海水系の機能を代替する緊急用海水系とを新たに設ける（丙Ｃ４０・付属資料６９頁）。緊急用海水系については，原子炉の冷却等に必要となる設備に生じた熱を輸送する機能も持たせる。

代替循環冷却系を構成する代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水系を構成する緊急用海水ポンプについては，全交流動力電源喪失の場合でも，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能である。

b　代替格納容器スプレイ冷却系（常設・可搬型）

本件発電所では，前記(3)イのとおり，格納容器スプレイ冷却系を設けており，サプレッション・チェンバのプール水を格納容器内にスプレイし，格納容器内の温度，圧力を低減させることによって格納容器の健全性を確保し，併せて，格納容器内に浮遊している放射性物質を洗い落とすことができるようにしているが，その上で，格納容器スプレイ冷却系が機能喪失した場合において，代替淡水貯槽を水源とする常設低圧

代替注水系ポンプを使用して格納容器にスプレイすることができる系統の重大事故等対処設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を新たに設ける。この系統は，全交流動力電源喪失の場合でも，常設代替交流電源設備等からの給電が可能である。

さらに，格納容器スプレイ冷却系が機能喪失し，かつ，常設低圧代替注水系ポンプが使用できない場合においても，西側淡水貯水設備の水を格納容器にスプレイすることができるよう，可搬型代替注水中型ポンプ等で構成する重大事故等対処設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を配備する（丙Ｃ４０・付属資料６７頁）。

ｃ　耐圧強化ベント系・格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）

本件発電所では，残留熱除去系等が有する，海を最終ヒートシンクとして熱を輸送する機能が喪失した場合に炉心の著しい損傷を防止することができるよう，大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送することができる耐圧強化ベント系（事故時に格納容器の圧力の異常な上昇を防止するため，放射性物質を含む格納容器内の雰囲気ガス（大部分が蒸気）を外部に放出するベント系をいい，耐圧性能を強化した配管，弁等から構成される。）を設けており，これを重大事故等対処設備として使用する（なお，この系統は，福島第一発電所事故の前に被告が自主的に講じていたアクシデントマネジメント対応の一つとして設けたものである。）。

その上で，重大事故等対処設備として，大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送することができる格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）（格納容器内の圧力及び温度を低下させ，格納容器の破損を防止するため，格納容器内雰囲気ガスをフィルタ装置に導き，放射性物質を低減した後に，主排気筒に沿わせて設置する排気管を通して放出する施設をいう。）を新たに設置する。格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置，圧力開放板等により構成し，粒子状放射性物質に対して９９．９％以上，無機ヨウ素に対して９９％以上，有機ヨウ素に対して９８％以上の除去効率を有するものとする。当該装置の設置により，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を大幅に抑制しつつ，格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能となる（丙Ｃ４０・

付属資料６８頁)。

ウ　格納容器の破損を防止するための対策（丙Ｈ３・添付書類八・８－９－４７～１３３頁，同添付書類十・１０(5)－６－１～１２８頁，同１０(5)－７－１～９０８頁）

被告は，上記イのとおり炉心の著しい損傷を防止することを目的とした対策を講じるが，仮に炉心の著しい損傷が生じた場合を想定しても，格納容器の破損を防止できるよう，更に，格納容器内の圧力・温度の低下，溶融燃料の冷却，水素爆発防止といった対策を講じることとしている。

（ア）格納容器の圧力及び温度を低下させる手段

被告は，万一炉心の著しい損傷が発生した場合に，圧力容器内の溶融炉心を冷却できる設備として，前記イ（ウ）ａ及びｂの高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設・可搬型）を使用し，また，格納容器の冷却により圧力及び温度を低下させて破損を防止するための設備として，前記イ（オ）ｂの代替格納容器スプレイ冷却系（常設・可搬型）を使用する。

被告は，より長期的な格納容器の安定状態の維持に資するよう，前記イ（オ）ａの残留熱除去系及び同系海水系の代替手段として設ける代替循環冷却系及び緊急用海水系に加えて，自主対策として，可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替残留熱除去系海水系を整備するほか，残留熱除去系海水系ポンプ電動機の予備品を確保する，残留熱除去系の熱交換器が使用できない場合を考慮して可搬型ポンプ及び可搬型熱交換器を確保するなどの措置も講じる。

（イ）格納容器の過圧破損を防止するための手段

被告は，万一，炉心の著しい損傷が発生した場合に，格納容器の過圧破損を防止する設備として，前記イ（オ）ａ及びｃの代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置については，前記イ（オ）ｃのとおり粒子状放射性物質に対して９９．９％以上の除去効率を有するなどの性能を備えるが，放射性物質の放出を伴わない代替循環冷却系を格納容器圧力逃がし装置に優先して用いる。

（ウ）溶融炉心を冷却する手段（丙Ｈ３・添付書類八・８－９－８９～１０５頁）

被告は，前記各安全対策に照らし，本件発電所において，炉心の著しい損傷や格納容器の破損が生ずる可能性はおよそ考え難いとしながらも，福島第一発電所事故から得られた教訓を踏まえた対応として，炉心の著しい損傷が発生し，溶融炉心が落下した場合に備えるべく，格納容器の下部（圧力容器の下部にある空間であるペデスタル部）に注水することによって，落下した溶融炉心を冷却することができるよう，代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプを使用する系統の重大事故等対処設備として，新たに格納容器下部注水系（常設）を設けることとしている。この系統は，全交流動力電源喪失の場合でも，常設代替交流電源設備等からの給電が可能である。さらに，西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプを使用する系統の重大事故等対処設備として，格納容器下部注水系（可搬型）を新たに設けることとしている。

溶融炉心の冷却に当たっては，あらかじめ適切な水位をペデスタルに確保した上で，格納容器下部注水系（常設）を用いた注水により冷却できるようにする。併せて，溶融炉心によるコンクリート侵食影響を抑制し，ペデスタルの健全性を確保するため，ペデスタルの床面を平坦化するとともに，床面及び壁面に耐熱材（コリウムシールド）を設置する（丙Ｃ４０・付属資料７１頁）。

他方で，上記の対応の結果，万が一溶融炉心と冷却材の相互作用（ＦＣＩ）による水蒸気爆発が発生したと想定すると，水深が深いと粗混合が促進され，水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性がある（丙Ｈ３・添付書類十・追補２「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補・Ⅲ・第５部ＭＡＡＰ・添付２・５－２－１０～１１頁）。

そこで，被告は，圧力容器から落下した溶融炉心の冠水及び溶融燃料と冷却水の相互作用による影響抑制の観点から，圧力容器破損時のペデスタル内水位を１ｍに維持することとしており，１ｍ以上の水位にある余剰水を排水するための設備として，ペデスタル排水系を設けることとしている。ペデスタル排水系においては，屈曲部がコ

リウムシールドの敷設されたペデスタル床面から１ｍの高さにある逆Ｕ字型のスワンネック構造の導入管を設けることから，ペデスタル内の水が当該水位よりも高い場合に初めて導入管を通した排水がされる。なお，スワンネック構造を流入口とする排水流路について，被告は，圧力容器破損前にペデスタル内の水位１ｍを達成した時点で排水弁を閉止し，その後は用いないこととしている。また，導入管は，落下物の影響を受けることがないよう，周囲には柵を設置する。その上で，被告は，異物を想定した試験を行い，排水能力に影響がないことを確認した。（丙Ｈ２０）

なお，被告は，国内外で実施されたＦＣＩの実験による知見について，他の電力会社作成の本件ＦＣＩ報告書と同様の整理，分析（認定事実１３(7)イ，ウ）を行い，ＢＷＲの実機条件では水蒸気爆発のトリガーとなる要因は特段考えられず，水蒸気爆発発生の可能性は十分低いと判断している。（丙Ｃ４０・３５頁，同付属資料７２～７５頁，丙Ｈ３・添付書類十・追補２「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補・Ⅲ・第５部ＭＡＡＰ・５－１９６～１９９頁，同第５部ＭＡＡＰ・添付２「溶融炉心と冷却材の相互作用について」）

（エ）水素爆発による格納容器の破損を防止するための手段（丙Ｈ３・添付書類八・８－９－１２０～１３３頁）

本件発電所では，炉心の著しい損傷が発生した場合における燃料被覆材のジルコニウムと水との反応等により発生する水素及び酸素について，これらが格納容器内に放出された場合に備えて格納容器内を不活性化すべく，重大事故等対処設備として，新たに可搬型窒素供給装置を配備することとしている。

また，前記イ（オ）ｃの格納容器圧力逃がし装置により，格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気に放出することも可能である。

なお，本件発電所では，これらの格納容器の破損を防止するための設備に加えて，水素爆発による原子炉建屋等の破損をも防止すべく，水素排出及び放射性物質低減のための非常用ガス処理系排風機，水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合器，水素濃度を測定し監視するための原子炉建屋水素濃度計等を設置することと

している。これらのうち，静的触媒式水素再結合器については，炉心の著しい損傷が生じた場合に，格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素及び酸素について，反応速度を促進させる触媒（パラジウムなど）を用いた化学反応により再結合させ，原子炉建屋内の水素の蓄積を抑える装置であり，駆動電源や運転員の操作を要しない。設置する台数については，事象発生２５分後から低圧代替注水系（常設）による冷却がされるという有効性評価のシナリオ上は発生水素量は約７００ｋｇであるものの，有効燃料部の燃料被覆管がジルコニウム－水反応により全て反応したときに発生する量（約１４００ｋｇ）を水素ガス発生量として用い，更に，限界圧力・温度相当で，上記水素ガス発生量（約１４００ｋｇ）を想定した場合の格納容器からの水素漏えい率は，AEC（Atomic Energy Commission）の式を用いて約１．４％／日であることを確認した上で，更に保守的な漏えい率（１０％／日）で漏えいした場合を想定するなどの条件を用いた検討を行い，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有するよう２４個とし，いずれも原子炉建屋６階に設置することとしている。（丙Ｃ６４，丙Ｈ３・添付書類八・８－９－１２５，１２６頁）

なお，原子炉建屋５階，６階にはブローアウトパネル（通常，大気圧より低い圧力に保たれている原子炉建屋内の圧力が何らかの原因により上昇した場合，同建屋の破損を防止するため，建屋内の圧力により開放される扉をいう。）が１０個設置される（丙Ｈ３・添付書類八・８－９－１５～２９頁）。

エ　内部火災対策（甲Ｃ２６～２９，丙Ｈ３・添付書類八・８－１－２８９～３８０頁）

本件発電所では，従前から，敷設している非難燃性ケーブルについて延焼防止剤を塗る，ディーゼル発電機室に二酸化炭素を充満させることができる消火設備を設ける，ＥＣＣＳのポンプ類を耐火壁で隔てるといった火災防護対策を講じていたところ，新規制基準を踏まえ，安全機能の重要度や設備の設置場所に応じて，耐火壁によって囲まれ他の区域と分離されている区域である「火災区域」と，「火災区域」を細分化した

ものであって，耐火壁，離隔距離，固定式消火設備等により分離された火災防護上の区画である「火災区画」とをそれぞれ設定する，これらの火災区域及び火災区画に対して，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮することとしている。

（ア）火災の発生を防止する対策

被告は，以下のとおり，火災防護のため，火災発生の直接的な原因となり得る発火性又は引火性物質の漏えいを防ぐなどし，また，安全上重要な設備については不燃性又は難燃性の材料を用いるなどして，本件発電所における火災の発生を防止することとしている。

a　発火性又は引火性物質等に対する措置

本件発電所には，潤滑油，燃料油，水素等の発火性又は引火性物質を内包する設備が設置されている。これらの発火性・引火性物質に対し，当該物質を内包する設備につき溶接構造等を採用して，漏えいを防止するとともに，潤滑油又は燃料油については，これらが漏えいした場合においても，その拡大を防止できるよう堰等を設置することに加えて，これら設備の火災により本件発電所の安全性が損なわれることがないよう，当該物質を内包する設備の配置を配慮し，壁等の設置や離隔といった措置をも講じる。加えて，水素等による火災を防止する観点から送風機等により換気を行う，発火性又は引火性物質の貯蔵量を制限するなどの措置も併せて講じる。

発火源については，火花が発火源とならないよう設備を金属製の筐体に収納する，設備の高温部分を保温材で覆うことにより，可燃性物質との接触を防止し過熱を防止するなどの措置を講じる。

電気系統については，送電線への落雷等外部からの影響や，地絡（電路と大地間が絶縁劣化に伴い，導電性物質，アークによって短絡し，電路又は機器の外枠に危険な電圧が発生し，危険な電流が流れる電気事故の現象をいう。），短絡（電気回路について，インピーダンス（交流電流における電圧と電流との比）がないか又は異常に小さい値の伏態で接触する現象をいう。抵抗値がほぼ０のため，電気回路には大きな電流

が流れ，その経路にある電線，端子台などに発熱などを与える。）等に起因する過電流による過熱や焼損が生ずることがないよう，保護継電器（過負荷，短絡故障などに起因する電流や電圧の急激な変化を検出し，電気回路や設備を保護するための装置をいう。）及び遮断器（常規の負荷電流の開閉又は異常状態時に電路が短絡状態であっても電路を安全に開閉できるための装置をいう。過負荷，短絡故障などを検知した保護継電器からの信号により，電気回路の異常電流を自動的に速やかに遮断することを可能とする。）により，故障回路を早期に遮断する措置を講じる。

b　安全機能を有する機器等に対する措置

被告は，前記ａのとおり，本件発電所において火災発生の直接的な原因となり得る発火性・引火性物質等について所要の対応を行っているが，更に安全上重要な設備に係る配慮として，不燃性材料又は難燃性材料を使用することを原則とし，これらが使用できない場合には，これらと同等以上の性能を有する代替材料を使用するなどの措置を講じて，火災発生の防止を図ることとしている。

（ａ）主要な構造材に対する不燃性材料の使用等

被告は，安全上重要な設備のうち，機器，配管等及びこれらの支持構造物の主要な構造材については，ステンレス鋼，低合金鋼，炭素鋼等の金属材料又はコンクリートの不燃性材料を使用する，屋内の変圧器及び遮断器については，可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する，換気空調設備のフィルタについては原則として難燃性材料を使用するなどして，耐火性能を確保している。

（ｂ）難燃ケーブル等の使用（丙Ｈ３・添付書類八・８－１－３０３～３０６頁，丙Ｃ４０・３７～３９頁）

被告は，火災防護審査基準（丙Ｂア１１）２．１．２において，安全機能を有する機器等につき難燃ケーブルを使用することが原則とされていることを踏まえ，本件発電所に敷設されている非難燃ケーブルについて，難燃ケーブルに取り替えることを原則としつつ，このケーブルの取替えにより安全上の課題が生じる場合に限り，施工後の状態において難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保できる代

替措置を講じることができるか否かを検討した。

具体的には，本件発電所に敷設されている非難燃ケーブルのうち，高圧電力のケーブルトレイや低圧電力の電線管（ケーブルを収納し，衝撃や張力から保護するための管をいう。）等にあるものについては，安全上の課題がなく難燃ケーブルに取替えを行うことができる一方で，低圧電力のケーブルトレイにあるものについては，難燃ケーブルに取り替えた場合，ケーブルトレイの敷設に伴い建屋に新たな貫通孔ができるなどの安全上の課題が生じる。

そこで，被告は，このように安全上の課題が生じるケーブルについては，難燃ケーブルに取り替えずに，不燃材の防火シートにより非難燃ケーブル及びケーブルトレイを覆った複合体（本件複合体）を形成するという代替措置を講じることとしている。

具体的には，複合体外部の火災に対しては，直接ケーブルに火炎が当たり燃焼することを防止すべく，非難燃ケーブル及びケーブルトレイについて，建築基準法で定められた不燃材である防火シートで覆うとともに，その状態を維持するため結束ベルトで固定し，また，複合体内部の火災に対しては，燃焼の３要素のうちの酸素量を抑制して複合体内部の延焼を燃え止まらせるべく，上記の外部の火災を想定した場合の構造に加えて，ケーブルトレイが火災区画の境界となる壁，天井又は床を貫通する部分に耐火シールを処置し，延焼の可能性のあるケーブルトレイ設置方向にファイアストッパを設置するとともに，防火シート間を重ねて覆うことにより複合体内部の火炎が外部に露出しない構造を採用した。火災防護の観点で特に重要な役割を担う防火シートについては，不燃材であるガラスクロスを基材として，それに高難燃性を付与した難燃ゴムを含浸（多孔質物質に液状物質をしみ込ませることをいう。）させたものを均一な厚さのシート状にした延焼防止材とすることにより，ケーブル等を覆うに当たっての柔軟性はもとより，遮炎性及び耐久性に優れたものとすることとしている（丙Ｃ３２・８条－別添４－７頁，丙Ｃ４０・付属資料７９頁）。

そして，火災防護審査基準（丙Ｂア１１）において難燃ケーブルの延焼性の実証試験の例とされているＩＥＥＥ３８３（ケーブルの難燃性試験の一つであり，米国電気

学会（ＩＥＥＥ）で開発された試験方法をいう。試験の概要は，ケーブルの外径の１／２の間隔で付設幅が１５０ｍｍとなる本数分をはしご状の垂直に設置されたトレイに敷設し，トレイの下から規定のリボンバーナにより，ケーブルを２０分間燃焼させるというものである。判定基準として，バーナを消火後，自己消火した時のケーブルのシース及び絶縁体の最大損傷距離が１８００ｍｍ未満であること，３回の試験いずれにおいても上記を満たすことを採用している。）等を踏まえ，上記構造を採用した複合体を用いた実証試験を行い，複合体外部の火災に対して，防火シートが遮炎性を有していること，複合体として延焼による損傷長が難燃ケーブルよりも短いことを，複合体内部の火災に対して，ケーブル単体の試験により自己消火性が確保できること，防火シートで複合体内部の酸素量を抑制することにより耐延焼性を確保できることなどを確認して，難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保できることを確認した。複合体外部の火災を模擬した試験を例に採れば，バーナを点火して２０分経過後，バーナの燃焼を停止しそのまま放置して複合体の燃焼が自然に停止するかどうかを確認したところ，いずれも，判定基準である損傷距離以内で自己消火することに変わりないが，難燃ケーブルよりも複合体の方が更に短い距離で燃え止まるとの結果を得た。ほかに，これよりも更に厳しい熱量を設定した実証試験の結果からも，所定の難燃性能を確保できることを確認した。（丙Ｃ３２・８条－別添４－３０～３８頁，丙Ｃ４０・付属資料８０頁）

被告は，複合体の通電機能に関し，ケーブルを敷設したケーブルトレイと，これを防火シートで覆ったものとをそれぞれ供試体として，防火シートで覆うことに伴う放熱性の低下がケーブルの通電性に与える影響を確認すべく，電流低減率試験を行った。同試験では，いずれの供試体に対しても電流を通電させた後，これら通電電流の値を，ケーブルの周囲温度が４０℃，導体温度が９０℃の条件下に相当するよう補正した。同試験により，補正後の通電電流について，ケーブルトレイを防火シートで覆ったものにおける値は，防火シートで覆っていないケーブルトレイにおける値に比べて，約１４％低下した結果を得たが，本件発電所においては，ケーブルの周囲温度が４０℃

にある中で，導体温度が９０℃に達するといった限界に匹敵する使用条件を定めていない。また，複合体の対象であるケーブルについて，設計上の裕度が最も小さい機器においても，許容される電流から約３４％小さい電流を用いることとしており，上記の電流低減率を上回る設計上の裕度があることから，複合体の形成によりケーブルの通電機能に有意な影響が生ずることはないことを確認した。（丙Ｃ３２・８条－別添４－添付１－１３－１～１５頁，８条－別添４－添付６－１－１～３頁，弁論の全趣旨）

また，複合体とするケーブルトレイから安全機能を有する機器に接続するために電線管で敷設される非難燃ケーブルについて，火災を想定した場合に延焼が発生しないように，電線管に収納するとともに，電線管の両端は電線管外部からの酸素供給防止を目的として，難燃性の耐熱シール材を処置するなどの措置も講じることとしている。

なお，平成２９年８月２２日に茨城県原子力安全対策委員会が開催した東海第二発電所安全性検討ワーキングチームにおいて，佐藤吉信委員（東京海洋大学海洋工学部元教授）が，「ケーブルについて防火シート内の酸素を減らして燃えにくくするとは書いてあるのですが，確かに火災の延焼を押さえるという意味では効果があると思うのですが，例えば，中で温度が上がっておるので，被覆が溶けるとか，こんなことが起こるかもしれない。そのときに，電線同士の抵抗が損なわれるのではないかと。そうすると，火災は大丈夫だとしても，肝心の信号が伝達できなくなってしまうとか，そういうことも起きる心配があるのではないかと思うのですが，その辺はどうなっているのでしょうか。」と質問したのに対し，被告担当者は，「例えば，一つのケーブルトレイに火災が発生した場合においては，そこのケーブルトレイにおいては，恐らく機能確保はできないだろうと考えております。すなわち，このケーブルトレイに入っているケーブルは全て機能喪失することを前提として考えてございます。ただ，その場合におきましても，このケーブルトレイを延々と火災が進展してしまって，他の区画系統に進んでしまうとか，あるいは，分離されているのですが，他の分離された区画のケーブルトレイに伝播してしまう。そういったことを抑制する観点で，火災がケ

ーブルトレイで発生した場合においても，その場で延焼を極力ストップしようという観点で，（中略）ファイヤーストッパーという気体の流れを遮断するような仕組みを入れてございまして，そこで一つのケーブルトレイはやられてしまうのですが，そこから他の区画系統に進展していかないような対策をしたいということで，ここでご提示させていただいてございます。」と説明し，また，「一つのケーブルトレイに入るケーブルというものは，同一区画のケーブルだけを収めるような考え方を持ってございます。つまり系統分離の考えをとってございまして，そうすると，一つのケーブルトレイの機能が死んだ場合においても，他区画のケーブルトレイが安全でございますので，そちらのケーブルトレイの信号を使うことでプラントの安全・停止等については賄えるということを考えております。」と説明している（甲Ｃ６２）。

ｃ　自然現象に対する配慮

被告は，自然現象による火災の発生防止に係る配慮として，落雷による火災については，これを防止するよう，地盤面から高さ２０ｍを超えるタービン建屋等の構築物には，避雷設備の設置や接地網の敷設を行う，地震による火災については，安全上重要な設備を十分な支持性能をもつ地盤に設置し，破壊又は倒壊を回避するなどの措置を講じることとしている。

（イ）火災の感知及び消火に係る対策

被告は，前記（ア）の火災発生防止対策にかかわらず万一内部火災が発生した場合に備え，内部火災を早期に検知し，消火できるようにするための対策を講じることとしている。

火災の検知に関しては，火災は熱，煙，炎を伴って生じることから，これらの現象の発生の確認によって，早期に火災を感知することができる。そこで，このような火災の性質を踏まえつつ，温度，放射線等の環境条件や予想される火災の性質に応じて，早期に火災を感知できる場所に，固有の信号を発する異なる種類の火災感知器を設置することとしている。この考えに基づき設置する火災感知器は，アナログ式感知設備に当たるものとして，熱及び煙感知器，光ファイバケーブル式熱感知器，熱感知カメ

ラがあり，非アナログ式感知設備に当たるものとして，防爆型の熱及び煙の感知器，炎感知器，熱感知器があるなど，多様な状況に対応できるものとなっている。併せて，火災感知設備の作動状況を常時監視できるよう，火災受信機盤を中央制御室に設置することとしている。

消火に関しては，水を用いて燃焼に必要な熱を奪うことにより消火する，二酸化炭素等のガスを噴射して酸欠空気の空間を作り出して消火する，ハロゲン化物（ハロゲン族元素（ふっ素，塩素，臭素，ヨウ素，アスタチン）とそれより電気陰性度の低い元素との化合物をいう。ハロゲン化物には抑制作用（負触媒作用）があるため，消火剤の成分として利用される。）等の負触媒効果によって消火をするなどの方法があり得る。被告は，多様な状況に対応できるよう，消火活動の容易性，環境条件や予想される火災の性質等を考慮して，ハロゲン化物自動消火設備，消火器，消火栓，二酸化炭素消火設備，消火ポンプ，化学消防自動車・水槽付消防ポンプ車から成る移動式消火設備を選定している。

また，前記（ア）ｂ（ｂ）の本件複合体については，その内部に光ファイバケーブル式熱感知器及びハロゲン化物自動消火設備を設置することにより，光ファイバの温度分布を監視して発火を感知し，その感知がなされれば，自ずと感知チューブが破れて圧力スイッチが入り消火剤が自動的に放出される仕組みを採用している（丙Ｃ４０・付属資料８２頁）。

（ウ）火災の影響を軽減する対策（丙Ｃ４０・４０頁，丙Ｈ３・添付書類八・８－１－３３５～３３７頁）

被告は，前記（ア）及び（イ）のとおり，火災の発生を防止する，仮に火災が発生したとしても火災を早期に感知し消火するという対策を講じるが，更に，火災の影響を軽減できるよう，安全機能を有する機器等の重要度に応じ，火災区域の分離，系統分離等の措置を講じることとしている。

なお，被告は，単一火災（任意の一つの火災区域又は火災区画で発生する火災）の発生によって，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要な機能

を有する多重化されたそれぞれの系統が同時に機能停止することがないよう，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持するために必要となる火災防護対象機器及び火災防護対象機器の駆動又は制御に必要となる火災防護対象ケーブルについて，以下のいずれかの系統分離対策を講じる設計としている。なお，系統分離に当たっては，互いに相違する系列の火災防護対象機器，火災防護対象ケーブル及びこれらに関連する非安全系ケーブルの系統分離を行う設計とすることとしている。

a　互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを，火災耐久試験により３時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。具体的には，安全区分間の境界を３時間以上の耐火能力を有する耐火壁（耐火隔壁，貫通部シール，防火扉，防火ダンパ等），隔壁等（耐火間仕切り，耐火ラッピング）で分離する設計とする。

b　互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを，仮置きするものを含めて可燃性物質のない水平距離６ｍ以上の離隔距離を確保する設計とし，火災感知設備及び自動消火設備を設置する。

c　互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを，火災耐久試験により１時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とし，火災感知設備及び自動消火設備を設置する。

オ　重大事故等対策の有効性評価（丙Ｈ３・添付書類十・１０(5)－６－１～１２８頁，同１０(5)－７－１～９０８頁，同添付書類十・追補２「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補）

（ア）本件発電所において評価対象とした事故シーケンスグループ等（同追補・１～１２６頁，同別紙２－１～２－２４頁）

a　想定する事故シーケンスの選定

被告は，重大事故等対策の有効性評価に当たり，有効性評価ガイド等を踏まえ，「必ず想定する事故シーケンスグループ」を有効性評価の対象とした。

被告は，これに加えて，地震ＰＲＡを実施し，地震特有の事故シーケンスである

Excessive　LOCA（大破断ＬＯＣＡを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失であり，具体的には，大規模地震の結果，逃がし安全弁の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により，格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定するもの），計装・制御系喪失（大規模地震により計装・制御系機能が喪失することで，プラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性を想定するもの），格納容器バイパス（大規模地震により格納容器外で配管破断等が発生し，格納容器をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性を想定するもの），圧力容器損傷（大規模地震により圧力容器が損傷する可能性を想定するもの），格納容器損傷（大規模地震により格納容器が損傷する可能性を想定するもの），原子炉建屋損傷（大規模地震により原子炉建屋又はこれを支持する基礎地盤が損傷することで，建屋内の格納容器，圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性を想定するもの）を抽出した（同追補・９～１４頁）。

また，被告は，津波ＰＲＡにより，津波特有のシーケンスとして，津波浸水による最終ヒートシンク喪失（防潮堤の健全性が維持されることを前提に，防潮堤を越流した津波により非常用海水ポンプが被水・没水することにより最終ヒートシンクが喪失し，ＥＣＣＳによる炉心冷却機能が喪失するとともに，崩壊熱除去機能が喪失することで，炉心損傷に至る事故シーケンス。襲来する津波の高さに応じて，原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失），最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後ＲＣＩＣ停止），最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗，最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗の４つの事故シーケンスが含まれる。），防潮堤損傷（Ｔ．Ｐ．＋２４ｍを越える津波の波力により防潮堤が損傷し，多量の津波が敷地内に浸水することで，非常用海水ポンプが被水・没水して最終ヒートシンクが喪失するとともに，屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失して炉心損傷に至る事故シーケンス）を抽出した（同追補・１４～１５頁）。

その上で，被告は，「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」について，確率論的リスク評価の観点からは，低頻度の事象ではあるが基準津波を大きく上回る津波の襲来

を想定できるところ，仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の最高水位としてＴ．Ｐ．＋２０ｍ～２４ｍの津波が本件発電所に襲来する場合における炉心損傷頻度（ただし，設計基準対象施設のみで対処した場合のもの。以下同じ。）は４．０×１０$^{-6}$／炉年であり，内部事象ＰＲＡ，地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡの炉心損傷頻度を含めた全炉心損傷頻度７．５×１０$^{-5}$／炉年に対して５．３％と有意な値であること，敷地内への津波浸水によるプラントへの影響が内部事象に係る事故シーケンスとは異なり，炉心損傷防止のために必要な対応が異なることから，「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を評価対象とした。（同追補１４～１５頁，丙Ｈ３・添付書類十・１０(5)－７－４７９頁）

これに対し，被告は，地震特有の事故シーケンスグループのうち，「圧力容器損傷」については，その発生頻度が小規模な損傷の影響も含めた評価でも２．２×１０$^{-7}$／炉年であり，全炉心損傷頻度に対して約０．３％と小さいことに加え，圧力容器などの損傷による炉心損傷に至る事故シナリオに対して，蒸気乾燥器支持ブラケットの支持機能が喪失したとしても，炉心との間には気水分離器が設置されており直接炉心に接触することはなく，また，圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても，圧力容器の周囲を囲む原子炉遮蔽壁等の存在により圧力容器が大きく傾くことはなく，その影響は圧力容器に接続されている配管の一部破損にとどまるものと考えられ，この場合，既存のＬＯＣＡシナリオと同様の進展になることが想定されること等を総合的に勘案し，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した（同追補別紙２・２－７～２－９頁）。

被告は，その他の地震特有の事故シーケンス及び防潮堤損傷についても，必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでおり，実際には機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合，これらを用いた対応により炉心損傷を防止できる可能性もあると考えられ，過度な保守性を排除することで各事故シーケンスの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さくなること（例えば，これらのうち炉心損傷頻度が最も大きい防潮堤損傷による炉心損傷頻度は３．３×１０$^{-7}$／炉年であり，全炉心

損傷頻度に対して０．４％と小さい寄与としているが，これはＴ．Ｐ．＋２４ｍを超える津波の発生頻度と同じとしており，防潮堤の損傷確率を評価すれば更に小さい値になると考えられる。同追補別紙２・２－１８～２－１９頁），また，地震又は津波後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で，それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シーケンスは，内部事象ＰＲＡ，地震ＰＲＡ，津波ＰＲＡにより抽出された「必ず想定する事故シーケンスグループ」及び津波浸水による最終ヒートシンク喪失の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられること，それらに該当しない深刻な損傷の場合には，可搬型のポンプ及び電源，放水設備等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることから，これらの各事故シーケンスを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はないと判断した（丙Ｈ３・添付書類十・１０(5)－６－８～６－９頁）。

ｂ　有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

被告は，想定する事故シーケンスグループのうち，高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，全交流動力電源喪失，ＬＯＣＡ時注水機能喪失，津波浸水による最終ヒートシンク喪失を設置許可基準規則解釈３７条１－２（ａ）（認定事実１３(3)ア（イ）ａ（ａ））に，崩壊熱除去機能喪失，原子炉停止機能喪失，格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）を同条１－２（ｂ）（同ａ（ｂ））にそれぞれ分類した（丙Ｈ３・添付書類十・追補２「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補・２１頁）。

認定事実１３(3)ア（イ）ａ（ａ）のとおり，設置許可基準規則解釈３７条１－２（ａ）については，炉心の著しい損傷を防止するための対策として，国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されるところ，被告は，①大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗，②直流電源喪失＋原子炉停止失敗，③交流電源喪失＋原子炉停止失敗の３つの事故シーケンスについては，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスグループと評価した（同追補・２２頁）。

上記①の事故シーケンスは，圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり，大破断ＬＯＣＡ後数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止できないものであり，事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能な対策は確認できなかったことから，国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理したものであるが，被告は，これを炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンス（重要事故シーケンス選定対象とする事故シーケンス）から除外し，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとした（なお，格納容器破損防止対策により格納容器閉じ込め機能に期待できることを確認している。）（同追補・２２，２３，９４頁）。

また，上記②及び③の事故シーケンスは，原子炉スクラムの失敗と直流電源喪失又は全交流動力電源喪失が重畳する事故シーケンスであり，制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替原子炉停止手段として，ほう酸水注入系を設けているが，直流電源の喪失又は全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ること，ほう酸水注入系に期待できない場合の原子炉停止機能のバックアップ対策は確認できないことから，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理したものであるが，これを抽出した地震ＰＲＡでは，事象発生と同時に最大の地震加速度を受ける，制御棒が１本のみ失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するとして保守的に評価しているものの，実際に大規模な地震が発生した場合には，原子炉スクラム失敗の原因となる炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる（スクラム信号発進及び制御棒挿入は，９０％挿入で平均２．４秒）など，炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断された。なお，被告は，全炉心損傷頻度の約９９．０％以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれることを確認している（同追補・２３，２４頁，同追補別紙２・２－１６～２－１８頁）。

その上で，被告は，有効性評価ガイドに規定された着眼点（認定事実１３(4)イ（ア））を踏まえ，想定する事故シーケンスグループごとに，重要事故シーケンスを選定した。

c　格納容器破損モードの選定等

被告は，ＰＲＡ等の知見を踏まえて「必ず想定する格納容器破損モード」に加えて新たに追加すべき格納容器破損モードを検討したところ，新たに追加すべき格納容器破損モードはないと判断した（丙Ｈ３・添付書類十・追補２「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補・６９～７５頁）。

なお，「必ず想定する格納容器破損モード」のうち，「格納容器直接接触（シェルアタック）」については，格納容器下部床とドライウェル床とが同じレベルに構成されているＢＷＲ　Ｍａｒｋ－Ⅰ型の格納容器に特有の事象の場合のモードであり，本件発電所はＢＷＲ　Ｍａｒｋ－Ⅱ型の格納容器であって，溶融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから，評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない（同追補・７６頁，同追補別紙９－１～９－７頁）。

その上で，被告は，有効性評価ガイドに従い，想定する格納容器破損モードごとに，評価事故シーケンスを選定した。

（イ）重大事故等対策の有効性評価の結果

a　炉心の著しい損傷を防止するための対策の有効性評価

被告は，炉心の著しい損傷を防止するための対策の有効性評価として，有効性評価ガイドにおいて「必ず想定する事故シーケンスグループ」とされているもの，及び「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を対象とする解析評価を行い，いずれについても設置許可基準規則解釈及び有効性評価ガイドの求める項目を満足することを確認した。

これらの解析評価のうち，「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を例に採ると，当該評価では，防潮堤を上回り敷地に遡上する津波により，海水を取水する機能が喪失することを想定し，非常用のディーゼル発電機だけでなく，これらから電力の供給を受けるＥＣＣＳ等の機能喪失を前提条件としている。こうした場合でも，建屋内浸水防止対策として，原子炉建屋等に設置された非常用電源設備を含む安全上重要な機能を有する設備の機能を維持することができるよう，水密扉，水密ハッチ，浸水防止

蓋等を設置することから，直流電源を確保して原子炉隔離時冷却系を継続運転することができ，また，手動により，主蒸気逃がし安全弁を用いて圧力容器を減圧し，低圧代替注水系（可搬型）により炉心を冷却しながら，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却を行うことができる。そして，常設代替高圧電源装置による給電後，緊急用海水系を用いた残留熱除去系による炉心の冷却及び格納容器からの除熱を安定して行うことができる。被告の行った有効性評価では，事象発生後２４時間は代替の交流電源を考慮しないとの設定をしたが，それでもなお，燃料被覆管最高温度の評価値は初期値（約３０９℃）以下であって評価基準である１２００℃以下であること，格納容器圧力の最高値は約０．２８ＭＰａ［ｇａｇｅ］であって，評価基準である０．６２ＭＰａ［ｇａｇｅ］を下回ることなどを確認できており，炉心の著しい損傷を防止するための対策として有効なものであることを確認している。

次に，放射性物質の環境への影響の観点から相対的に厳しい「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」を例に採ると，炉心損傷に至る可能性のある事象として，中小破断ＬＯＣＡの発生後に，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し，破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下するというものがある。この事象の発生は，事故防止に係る安全確保対策にかかわらず，ＬＯＣＡの発生と，高圧注水機能を担う原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系，低圧注水機能を担う低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の全ての機能喪失とが同時に生ずるというものであるが，このような事象に対しても，まず，手動により主蒸気逃がし安全弁を用いて圧力容器を減圧し，減圧後に，低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却し，次いで，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内を冷却して，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器からの除熱を行うことができる。被告の行った有効性評価では，高圧代替注水系による原子炉注水を考慮しない，圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である再循環配管を破断位置とする，外部電源を喪失したものとする，代替循環冷却系も使用可能だが考慮しないといった設定を重ねているが，それでもなお，燃料被覆管最高温度の評価値は１２００℃以下であること，格納容器の最

高圧力の評価値は限界圧力を下回ること，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系使用時の本件発電所の敷地境界における実効線量の評価値はそれぞれ約０．４１ｍＳｖ，約０．６２ｍＳｖであり５ｍＳｖを下回ることを確認し，炉心の著しい損傷を防止するための対策として有効なものであることを確認している。

ｂ　格納容器の破損を防止するための対策の有効性評価

被告は，格納容器の破損を防止するための対策の有効性評価として，有効性評価ガイドにおいて「必ず想定する格納容器破損モード」とされているものについて解析評価を行い，有効性評価ガイド等の求める項目を満足することを確認した。

これらの解析評価のうち，放射性物質の環境への影響の観点から相対的に厳しいといえる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」を例に採ると，これは，大破断ＬＯＣＡ発生後に，高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し，破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下して，流出した高温の冷却材，崩壊熱等により発生した水蒸気等によって，格納容器内の圧力及び温度が上昇するとの事象である。この事象の前提条件については，再循環配管の完全破断を起因事象とする大破断ＬＯＣＡを想定した上で，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系の機能喪失に加えて，残留熱除去系，残留熱除去系海水系の機能喪失を仮定するとともに，外部電源の喪失と非常用電源の機能喪失をも仮定し，更に，代替循環冷却系が使用できない場合をも仮定している。このような事象に対しても，格納容器内の圧力の上昇を抑制する観点及び格納容器雰囲気の過熱を防止する観点から，初期の対応として，低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を実施し，次いで，安定状態に向けた対応として，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器からの除熱等を行うことにより，炉心へ注水するとともに，格納容器内を冷却し，最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送して格納容器からの除熱を行うことによって，格納容器の破損を防止することができる。その解析評価の結果により，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置のいずれを用いた場合であっても，格納容器の最高圧力が

限界圧力を下回ること，格納容器の最高温度が限界温度を下回ること，環境に放出されるセシウム１３７の放出量の評価値が１００ＴＢｑを下回ることを，それぞれ確認し，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器の破損を防止するための対策として有効なものであることを確認できている。このうち，セシウム１３７の放出量の評価値については，格納容器圧力逃がし装置を使用する場合が約１８ＴＢｑであるのに対し，代替循環冷却系を使用する場合が約７．５ＴＢｑであることから，いずれの評価値も基準値である１００ＴＢｑを大きく下回るとともに，後者を前者に優先して用いるとの前記ウ（イ）の対応方針は妥当であることが，解析結果からも示されている。（丙Ｃ４０・付属資料９１，９２頁）

(5) 原子力規制委員会による適合性判断

原子力規制委員会は，前記(4)イ，ウ及びオの炉心の著しい損傷を防止するための対策及び格納容器の破損を防止するための対策について，これら対策を含む本件設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則３８条ないし６２条の規定に適合することを認め，これら対策に係る有効性評価について，同３７条の規定に適合することを認めた。なお，原子力規制委員会は，被告が，重大事故等対策の有効性評価に当たって，地震特有の６つの事故シーケンス及び防潮堤損傷の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて，設置許可基準規則解釈にのっとって，頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し，加えて，大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから，妥当であると判断したとしている。（丙Ｈ５・１３５～４７９頁（事故シーケンスについては１４６～１４７頁））。

また，原子力規制委員会は，前記(4)エの内部火災対策について，本件設置変更許可申請の内容が，設置許可基準規則８条の規定に適合するものであると認めた（丙Ｈ５・９６～１１０頁）。

なお，原子力規制委員会は，本件設置変更許可申請のうち，非難燃ケーブルにつき本件複合体を用いることについては，火災防護審査基準に規定している事項と同一で

はないものの，難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性を確保する設計目標（保安水準）を定めるとしており，その設計目標には，外部の火炎及び本件複合体内部からの発火を想定し，外部からの熱（火炎）及び燃焼に必要な酸素量を抑制する観点が含まれていること，この設計目標の成立性を確認する実証試験には，難燃性能の確認はもとより，非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性の確認が含まれ，更に施工後の傷等も想定していることから，十分な保安水準が確保されていることを確認し，また，難燃ケーブルとすべき，本件複合体から安全機能を有する機器等に接続する非難燃ケーブル及び放射線モニタケーブルは，それ単体では延焼を確実に防止できないものの，電線管に収納し，電線管外部からの酸素の供給防止のため，両端を難燃性の耐熱シール材で処置する設計とすることにより，十分な保安水準が確保されることを確認した，としている（丙Ｈ５・１００頁）。

(6) 本件意見公募手続における回答

ア 原子力規制委員会は，本件意見公募手続において，「新規制基準においては，原則として，安全機能を有したケーブルは難燃ケーブルを使用する旨規定されています。一方で，設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的な根拠が示されれば当該規則に適合するものと判断する旨も規定されています。申請者は，非難燃ケーブルに対しては，難燃ケーブルに取り替えることの他，非難燃ケーブル及びケーブルトレイを防火シート等で覆う複合体を形成するといった対策を講じることにより難燃ケーブルと同等の保安水準を確保するとしています。複合体については，難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保するとした設計目標を定めて，複合体が内部の非難燃ケーブル及びケーブルトレイへ与える化学的影響，複合体内部の熱の蓄積による非難燃ケーブルへの熱的影響を抽出し，非難燃性ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性が損なわれないこと，施工時に想定される防火シートのずれ，隙間及び傷も考慮した実証試験により成立性を確認するとした設計方針を示しており，当該方針に対する技術的妥当性や成立性について確認しています。また，複合体から安全機能を有する機器等に接続する非難燃ケーブル

及び放射線モニタケーブルは，それ単体では延焼を確実に防止できないものの，電線管に収納し，電線管外部からの酸素の供給を防止するため，両端を難燃性の耐熱シール材で処理する設計とすることにより，十分な保安水準が確保されていることを確認しています。また，複合体に使用する防火シートについては建築基準法で定められた不燃材を使用する方針を示しており，防火設備に求められる遮炎性及び環境に応じた耐久性については，発熱性試験，遮炎性試験，耐久性試験（熱・放射線劣化試験（４０年相当）含む），加振試験等を実施し，その性能が確保されることを確認しています。設置変更許可に係る審査においては，複合体の設計目標を含め基本的な設計方針を確認しています。引き続き工事計画認可申請に係る審査において，上記実証試験の結果を含めた確認を行うとともに，工事実施後，使用前検査において，工事計画に従って工事が行われていること等を確認します。また，複合体内部の感知器及び消火設備を含む火災防護設備については，保全計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行うとしていることを確認しています」と回答している（丙Ｈ６別紙１・８７～８８頁）。

イ　また，原子力規制委員会は，本件意見公募手続において，「Ｔ.Ｐ.＋２４ｍ超過の津波は，頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し，総合的に判断して，新たな事故シーケンスグループ『津波浸水による最終ヒートシンク喪失』に追加する必要はないとしていることは，妥当であると判断しています。」具体的には「頻度の観点からは，全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認しています。また，影響度の観点からは，津波波力により防潮堤が損傷し，流入した津波により機能喪失する設備（炉心損傷を防止するための設備）の組合せの特定は困難であり，影響度に大きな幅があるが，発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに，必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認しています」と回答している（丙Ｈ６別紙１・１７２頁）。

５　認定事実１６（本件発電所の事故防止に係る安全確保対策の実効性を確保する

ための対応について）

証拠（丙Ｃ４０・４９～６５頁及び掲記のもの）並びに弁論の全趣旨によれば，本件発電所の事故防止に係る安全確保対策の実効性を確保するための対応について，以下の事実が認められる。

(1)　本件発電所における維持管理に係る対応の概要

被告は，本件発電所の運転開始に当たり，設計段階において講じた事故防止に係る安全確保対策（認定事実１５(1)～(3)）について設計どおりの機能・性能を維持し，その実効性を確保するために，原子炉等規制法４３条の３の２２，４３条の３の２４等に基づき，以下のとおり，品質保証，巡視点検を含む運転管理，保守管理等の各事項を定めた保安規定を策定し，現在に至るまで，保安規定に基づき，継続的改善を図りながら各種の保安活動を実施している。そして，福島第一発電所事故を踏まえた安全確保対策の強化のために設置する設備（認定事実１５(4)）についても，同様の維持・管理を行うこととしている。

(2)　具体的な維持管理に係る対応

ア　品質保証

被告は，本件発電所における品質保証として，日本電気協会による「原子力発電所における安全のための品質保証規程ＪＥＡＣ４１１１－２００９」（以下「ＪＥＡＣ４１１１」という。）（丙Ｂア１）を踏まえて，機器・構築物等の経年劣化が徐々に進行して最終的に故障に至るといった事態に至らぬよう，定期的な検査，点検等により経年劣化の兆候を早期に検知し，必要に応じて補修，取替え等の保全を実施するなどの保安活動を効果的に実施すべく，品質に影響を与える全てのプロセスについて，これを計画し，実施し，評価し，改善するというPlan-Do-Check-Act（以下「ＰＤＣＡ」という。）サイクルを廻して，原子力安全の達成をより強固にしていくとの考えを取り入れている。

なお，ＪＥＡＣ４１１１は，原子力発電所の保安活動における品質保証に関する要求事項を具現化した民間規格であり，その策定に当たっての検討において，ＰＤＣＡ

サイクルを通じた品質向上等を含め，国際基準と比べても，おおむね同等の内容であることを確認している（丙Ｂア１・２５～３６頁）。

イ　運転管理

被告は，本件発電所における運転管理として，原子炉の運転に必要な知識を有する者に運転を行わせるとともに，原子炉の運転に必要な構成人員をそろえて，この構成人員のうち運転責任者については，原子炉の運転に必要な知識，技能及び経験を有している者であって，かつ，所定の基準に適合した者の中から選任するなどしている。

また，設備の状態変化を早期に検知し，対処することなどを目的として，複数の運転員が中央制御室に常駐し，各種の指示計，記録計等のパラメータからの情報により本件発電所の運転状態を監視している。例えば，万一圧力バウンダリから冷却材が漏えいした場合，格納容器床ドレン流量計や格納容器機器ドレン流量計の計測値等のパラメータに変化が現れ，早期に漏えいを検知することができる。

加えて，安全上重要な機器について巡視点検を行うことによっても，経年劣化事象等による有意な状態変化がないことを確認している。具体的には，運転員は，毎日１回以上，原子炉施設（高線量区域及び格納容器内部等を除く。）を巡視し，振動・異音・漏えいなどの経年劣化事象等による有意な状態変化がないことを確認している。また，高線量区域等については，１箇月に１回以上，巡視を行う（ただし，格納容器内部等の特に立入が困難な区域については，巡視に替えて毎日１回以上，遠隔監視を行っている。）などしている。

さらに，安全上重要な設備等につき，運転上の制限として，運転する上で守るべき様々な制限値又は条件を定め，この制限を満足しているか確認すべく定期試験等を適宜行っている。例えば，非常用ディーゼル発電機については，毎月１回の頻度で定期試験を実施し，運転上の制限を満足しているかなどを確認している。

ちなみに，被告は，原子炉の状態が運転以外の場合であっても，複数の運転員が中央制御室に常駐し，各種の指示計，記録計等のパラメータからの情報による本件発電所の状態の監視や安全上重要な機器の巡視点検等を行っている。

ウ　保守管理

被告は，本件発電所における保守管理として，保守管理計画（保全及びそれを実施するために必要な体制や教育等を含めた活動全般の計画をいう。）に基づき保全プログラム（原子力発電施設の点検・補修等の方法，実施頻度及び時期，結果の確認・評価の方法，記録の採取及び保存並びに是正処置の方法について定めたものをいう。）を策定し，点検計画や補修，取替え及び改造に係る計画等を定め，計画的に保全活動（原子力発電施設の信頼性を確保するために，その点検及び試験並びに補修，取替え及び改造の対象範囲を定め，その計画を策定し，これを実施し，その結果を確認及び評価し，必要に応じて是正処置を講じる活動をいう。）を実施している。その際，保全活動から得られた情報等から，保全の有効性を評価し，保全が有効に機能していることを確認するとともに，本件発電所の一層の安全性・信頼性の向上を図るべく継続的な改善に努めている。

そして，本件発電所の運転期間が平成１９年１１月に２９年を経過することを機として，高経年化技術評価の実施及び長期保全計画の策定を行い，国に対し，高経年化技術評価及び長期保全計画を取りまとめた報告書（丙Ｃ１）を提出した。

高経年化技術評価を実施するに当たっては，長期の運転期間（６０年間）を仮定して，安全上重要な設備である機器・構造物ごとにその健全性を確認するため，発生する可能性のある経年劣化事象として，中性子照射脆化，金属疲労等を抽出した。そして，これら経年劣化事象に対し，経年劣化が対象設備に与える影響に係る健全性評価と，現状の点検，取替え，補修，機能試験等の保全の整理とを行い，これらを踏まえて，経年劣化事象の発生及び進展傾向に対する現状の保全活動の妥当性につき総合評価するとともに，耐震性への影響等も評価した。この評価の結果，将来的に経年劣化事象が顕在化すると懸念されるものなどについて，現状の保全活動に追加すべき項目を抽出し，今後１０年間の具体的実施計画，実施方法，実施時期についての長期保全計画を策定した（丙Ｃ１・２０～５８頁）。併せて，上記報告書提出時点において，本件発電所では運転年数の増加に伴いトラブルの発生件数が増加するとの傾向は認め

られず，高経年化による設備の信頼性が低下している状況にはないことを確認した（同１頁）。

エ　各種検査

被告は，本件発電所の設備を安全な状態に維持して運転を行うべく，定期的に停止して，点検，検査，取替え等を実施している。これらの点検，検査，取替え等については，本件発電所のそれぞれの設備に対して，他の原子力発電所を含む運転実績，設置環境，劣化・故障形態等を基に方法，時期等を定めた計画に基づき実施している。

原子炉等規制法における安全規制は，原子炉施設の設計から運転に至る過程を段階的に区分し，それぞれの段階に対応して，一連の許認可等の規制手続を介在させ，これらを通じて原子炉の利用に係る安全確保を図るという，段階的安全規制の体系が採られている（前提事実７(1)）ところ，このうちの運転段階以降の規制として，平成２９年法律第１５号による改正前の原子炉等規制法においては，原子炉施設の維持管理が適切になされるよう，原子力事業者の行う定期事業者検査，原子力規制委員会の行う施設定期検査，保安規定の遵守状況に係る定期検査等が定められていた（同(5)）。

被告は，これに従い，例えば，平成２２年１月から３月にかけて実施された本件発電所の第２４回定期事業者検査において，格納容器スプレイ冷却系のノズルを含むスプレイヘッダ内面について，ドライウェル及びウェットウェルの双方にわたり，直接目視又はCCDカメラによる間接目視を行い，その結果として，機能，性能に影響を及ぼす有意な変形，割れ，腐食等がなかったことを確認している（丙Ｃ５３）。

また，日常的な対応面では，従来，本件発電所の立地地域に属する東海・大洗原子力規制事務所に，原子力規制委員会の事務局職員である原子力保安検査官が常駐しており，同検査官により，本件発電所内の巡視点検やヒアリング等が行われており（丙Ｃ３８，３９），前提事実７(5)のとおり，平成２９年法律第１５号による改正後の原子炉等規制法の下では，包括的な原子力規制検査の下で原子力検査官による立入り検査等が行われることになる。

オ　保安に関する技術情報の共有・公開等

被告は，原子炉等規制法等の法令に従い，安全上重要な機器の故障等について，国に報告を行っている。

さらに，被告は，原子炉等規制法等の法令の定める報告事項には至らない事象に関しても，保安活動の向上の観点から電力各社で共有化するだけでなく，産官学でも情報共有化することが有益であると考えられる情報を公開している。

具体的には，被告は，一般社団法人原子力安全推進協会（ＪＡＮＳＩ：Japan Nuclear Safety Institute．福島第一発電所事故を踏まえ，原子力産業界が技術力を結集して，原子力施設の安全性向上活動に継続的に取り組み，世界最高水準の安全性を弛むことなく追求していくことの促進を目的として，平成２４年に自主規制組織として設立した団体をいう。）の運営する「ニューシア」（ＪＡＮＳＩが運営する「原子力施設情報公開ライブラリ」をいい，国内外の運転経験情報を収集・分析するとともに，トラブル再発防止の徹底を図るため，新たに取り組むべき対策等を取りまとめ，事業者に提示している。）に，①トラブル情報，②保全品質情報，③その他情報の分類に応じて，本件発電所で発生した事象を登録するとともに，これら情報を一般に公開している。上記①のトラブル情報とは，原子炉等規制法等の法令に基づき，国に対する報告が必要となる事象を，上記②の保全品質情報とは，国に対して報告する必要はないものの，保安活動向上の観点から電力各社はもとより，産官学で情報共有することが有益な情報を，上記③のその他情報とは，上記①及び②の情報以外の情報で，電力会社間で情報共有する必要はないが，原子力発電所運営の透明性向上の観点から電力会社がプレス発表やホームページへの掲載などにより公表している情報（安全には関連しない日常の保守点検情報など）を，それぞれ指す（丙Ｃ２）。

ＢＷＲプラントにおいて，過去に意図しない制御棒の引き抜け及び挿入の事象が発生し，公表されているところ，その多くは定期検査中における制御棒駆動系の誤操作，故障によるものであり，被告を含む各事業者は，制御棒駆動系の水圧が上昇した際に圧力高の警報を発報するようにする等のハード面の対応や弁操作手順を見直す等のソフト面の対応を講じている（丙Ｃ４０・付属資料１０３頁）。

本件発電所では，平成１４年３月，落雷により外部電源の母線にトリップが発生し，原子炉が自動停止した際，全制御棒１８５本のうち１本が中間位置で停止しており全挿入されていなかったところ，その原因として，制御棒駆動水圧系のスクラム排出水の出口弁が通常「開」のところ，「閉」になっていたことが確認され，弁の確認に係る運用が見直されるなどされた（丙Ｃ４０・付属資料１０４頁）。

(3)　運転期間の延長に係る対応

ア　概要

被告は，本件発電所が平成２９年１１月２７日をもって，最初に使用前検査に合格した日から起算して３９年を経過することを踏まえ，特別点検を実施した上で，その結果等を踏まえ，運転開始から６０年の間に生ずる原子炉その他の設備の劣化状況の評価を実施するとともに，運転開始後６０年時点でも確実に健全性を維持できるよう長期保守管理方針を策定している。被告は，本件発電所については，安全上重要な設備の劣化状況等を踏まえた所要の対応を今後とも講じることから，運転期間６０年を仮定しても，設備の経年劣化に対して十分な安全性を確保の上で運転を継続して行うことが可能であると判断している（丙Ｃ４０・付属資料１０５頁）。

イ　特別点検

被告は，本件発電所について，前記(2)のとおり，品質保証，巡視点検を含む運転管理，保守管理等の各事項を定めた保安規定を策定して保安活動を実施している。

その上で，本件運転期間延長認可申請等を行うに際し，原子炉等の劣化状況をより詳細に把握すべく，延長ガイド（丙Ｂア２４）を踏まえ，圧力容器，格納容器，安全機能を有するコンクリート構造物等について，着目すべき経年劣化事象に応じた点検部位を対象とする特別点検を実施した。特別点検の主な内容として，圧力容器炉心領域部やノズルコーナ部等に対して欠陥有無を，格納容器については鋼板の塗膜状態を，コンクリート構造物についてはコアサンプルによる強度や遮蔽性能を，それぞれ確認するなどし，これにより，対象機器・構造物には有意な欠陥等の異常は認められないことを確認した。（丙Ｃ４０・付属資料１０６頁，丙Ｈ１１・添付書類一）

ウ　劣化状況評価

（ア）劣化状況評価の手順（丙Ｈ１１・添付書類二「東海第二発電所　劣化状況報告書」２６～４２頁）

被告は，本件発電所における劣化状況評価を行うに当たり，安全上重要な設備等を評価対象機器として抽出し，これらをポンプ，熱交換器，ポンプモータ，容器，配管，弁，炉内構造物，ケーブル，送受電設備・発電設備，タービン設備，コンクリート構造物・鉄骨構造物，計測制御設備，空調設備，機械設備及び電源設備の１５機種に分類した。

次いで，被告は，上記の評価対象機器について使用材料及び環境に応じた経年劣化事象を漏れなく抽出できるよう，これまでの高経年化技術評価の知見を集約した日本原子力学会による「原子力発電所の高経年化対策実施基準：２００８」（学会標準２００８版）の附属書Ａ（規定）に基づく「経年劣化メカニズムまとめ表」（丙Ｃ１１）を参考としてグループ化を行った。各グループにおいて，重要度，使用条件，運転状態等を考慮して代表機器を選定し，その代表機器の評価結果に照らした検討をグループ内の他の機器について行うなどして，全ての対象機器の評価を行うことを基本とした。他方，炉心シュラウド等の炉内構造物については，その特殊性に鑑み，グループ化や代表機器の選定を行わず，全ての機器について評価を実施した。

そして，被告は，これまで本件発電所において実施している日常的な保守管理において時間経過に伴う特性変化に対応した劣化管理等を踏まえて，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出を行った。その際，高経年化対策実施ガイド（丙ＢＡ２３）に示されている中性子照射脆化等の６事象（認定事実１４(1)）も考慮した（丙Ｃ４０・付属資料１０７頁）。

以上を踏まえ，被告は，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と評価部位とを組み合わせつつ，６０年間の運転を仮定した健全性評価，当該部位に実施している点検内容等を踏まえて，現状の保全内容の妥当性等を評価し，その結果に応じて６０年間の使用を考慮した場合に，現状保全の継続が必要となる項目，今後新たに必要となる

点検・検査項目等を検討した。

また，経年劣化事象及びその保全対策を考慮した上で，耐震安全性及び耐津波安全性の評価を実施した。

被告が行った評価のうち，中性子照射脆化，応力腐食割れ及び電気・計装設備の絶縁低下についての評価の結果は，以下の（イ）ないし（エ）とおりである。

（イ）中性子照射脆化（丙Ｈ１１・添付書類二・「東海第二発電所　容器の技術評価書」１－１６～１－２７頁）

認定事実５(3)ウのとおり，被告は，設計・建設段階における中性子照射脆化に対する健全性の確保のための対応に加えて，運転段階においては，監視試験片を用いた圧力容器の中性子照射による脆化傾向の確認，供用期間中検査等による健全性の確認，冷却材の温度制限による管理等を行っている。

被告は，これらの従前の対応，特別点検の結果等を踏まえて劣化状況評価を行い，この結果に照らし，本件発電所においては，運転期間６０年を仮定しても，圧力容器が脆性破壊に至るおそれを生ずることなく，継続して運転を行うことが可能であることを確認した。

a　中性子照射脆化の特徴

認定事実５(3)ウのとおり，金属材料には，一般に，ある温度以下になると靭性（破壊に対する抵抗）が低下して脆くなる性質（脆性）があって，この脆性的破壊挙動を示し始める目安となる温度である脆性遷移温度は，中性子照射によって上昇するところ，金属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及び③材料に対する熱処理の方法によって左右される。

これらのことは，本件発電所の設計・建設時点で既に知られていたことから，被告は，本件発電所の設計・建設に当たり，圧力容器につき，材料として高い靭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低く抑える（上記②）とともに，焼入れ・焼戻しの熱処理を施す（上記③）との中性子照射脆化に対する健全性の確保のための対応を採った（認定事実５(3)ウ）。また，圧力容器の脆化傾向の確認

のため，圧力容器と同一の鋼材（圧力容器用鋼材）から取り出した監視試験片をその内部に設置の上，これらを計画的に取り出し評価に用いることとした。

b　監視試験片を用いた脆化傾向の確認

被告は，ＪＥＡＣ４２０１等を踏まえて，照射前の監視試験片を用いた試験（照射前試験）及び圧力容器の内側の炉心に近い位置に設置した照射後の監視試験片を用いた試験（照射後試験）を行い，圧力容器の脆化傾向に係るデータを実測している（丙ＢＡ２～４）。

具体的には，これまで，照射前試験に加え，合計４回の照射後試験（第１回試験（昭和５６年９月），第２回試験（昭和６１年２月），第３回試験（平成１０年１月），第４回試験（平成２６年２月））を行っており，その際，低温から高温まで変化させた試験温度の下で，複数の監視試験片を用いたシャルピー衝撃試験（中央部に切欠き（Ｖノッチ）を付与して両端を支持した梁状試験片を，振り子型のハンマーで打撃して，破断に要したエネルギーを求める試験をいう。）を行い，その吸収エネルギーを実測している。

一般には，中性子照射量が多くなるにつれて中性子照射脆化が進んで，関連温度の移行量（ＪＥＡＣ４２０１－２００７において，吸収エネルギー４１Ｊに対応する遷移温度の移行量をいう（丙ＢＡ２・解説１５頁）。）は増加しつつ上部棚吸収エネルギー（ＪＥＡＣ４２０１－２００７において，衝撃試験において，延性破面率が１００％を示す温度における全ての試験片の吸収エネルギーの平均値をいう（丙ＢＡ２・２頁）。）は低下するようにして遷移曲線が移行する。もっとも，製鋼技術の進歩に伴い，鋼材の銅，りん等の不純物成分が極めて低く抑えられるようになってきており，圧力容器の中性子照射脆化に対する感受性は低くなってきていることから，圧力容器から取り出した監視試験片が受けた中性子照射量が比較的小さい場合には，顕著な脆化傾向が現れず，照射前後の衝撃試験の結果に有意な差が生じ得ないことがあり，遷移領域のデータの変動により照射後の遷移温度の移行量が負の値を示すこともある。ＪＥＡＣ４２０１－２００７では，このような場合，中性子照射による破壊靭性の低下が

生じていないものと解釈される。（丙Ｂア２・解説１５頁）

本件発電所でこれまで行われた第１回から第４回までの試験結果は，関連温度について，初期値は，母材，溶接金属及び熱影響部のいずれも－２５℃であったところ，第１回試験では母材が－２１℃（関連温度移行量４），溶接金属が－２３℃（同２），熱影響部が－１４℃（同１１），第２回試験では母材が－２２℃（同３），溶接金属が－２６℃（同－１），熱影響部が－１６℃（同９），第３回試験では母材が－１８℃（同７），溶接金属が－２５℃（同０），熱影響部が－５℃（同２０），第４回試験では母材が－１０℃（同１５），溶接金属が－２７℃（同－２），熱影響部が－３０℃（同－５）という結果であった。また，上部棚吸収エネルギーについて，初期値は，母材が２０２Ｊ，溶接金属が１８８Ｊ，熱影響部が２０５Ｊであったところ，第１回試験では母材が２２０Ｊ，溶接金属が２１２Ｊ，熱影響部が２１８Ｊ，第２回試験では母材が２０２Ｊ，溶接金属が１９７Ｊ，熱影響部が２００Ｊ，第３回試験では母材が１９９Ｊ，溶接金属が１７４Ｊ，熱影響部が１９１Ｊ，第４回試験では母材が２２０Ｊ，溶接金属が２１５Ｊ，熱影響部が２４０Ｊであった。（丙Ｈ１１・添付書類二・「容器の技術評価書」１－２０頁）

このように，第１回から第４回までの試験結果に基づく遷移曲線は，上記の中性子照射脆化が進んだ場合の一般的な傾向（関連温度移行量は増加しつつ上部棚吸収エネルギーが低下する傾向）になく，顕著な脆化は認められない（丙Ｃ４０・付属資料１０９頁）。

また，被告は，ＪＥＡＣ４２０１等を踏まえて，所定の時期に，関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギーの減少率を算出するなどして，将来の圧力容器の脆化傾向を予測しており，本件運転期間延長認可申請等を行うに当たっては，第４回試験の結果等を用いて運転開始後４０年，６０年に相当する時点での脆化傾向を予測した（丙Ｂア２～４）。そして，運転開始後６０年に相当する時点での脆化傾向を予測した結果をみても，この時点での関連温度は１１℃であるなど，十分に管理可能な温度であることを確認した。なお，この評価に当たり用いたＪＥＡＣ４２０１－２００７［２０

１３年追補版］（丙Ｂア４）に示されている予測式は，平成２４年６月末時点での我が国の原子力発電所（ＰＷＲ・ＢＷＲ）の母材と溶接金属の監視試験データ２７９点，同月末時点での我が国の原子力発電所（ＰＷＲ）の標準材データ５４点，試験炉照射材データ３８点を用いて導出されたものであり，原子力規制委員会において，海外予測式と比較するなどして，技術的に妥当なものであることが確認されている（丙Ｂア５）。

ｃ　供用期間中検査等による確認

被告は，供用期間中検査として，圧力容器胴部の溶接部についての超音波探傷検査を行い有意な欠陥がないことを確認するとともに，漏えい試験を行い健全性に問題がないことを確認している（丙Ｈ１１・添付書類二・「東海第二発電所　容器の技術評価書」・１－２３頁）。

加えて，本件運転期間延長認可申請等に際しては，特別点検として，圧力容器の炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を行い，同様に有意な欠陥がないことを確認している（丙Ｈ１１・添付書類一・２～５頁）。

ｄ　評価

被告は，上記ａないしｃの内容を含む検討ないし評価を行い，本件発電所においては，運転期間６０年を仮定しても，圧力容器が脆性破壊に至るおそれを生ずることなく，継続して運転を行うことが可能であることを確認した。

（ウ）応力腐食割れ（丙Ｈ１１・添付書類二「東海第二発電所　炉内構造物の技術評価書」３７～６１頁，同添付書類二「東海第二発電所　耐震安全性評価書」３．７－１７～１８頁）

被告は，炉心を取り囲む機器であり高い中性子照射を受ける炉心シュラウド等について，応力腐食割れに係る評価を行い，この結果に照らし，計画的な点検を実施することにより健全性を維持することが可能であることを確認した。

ａ　応力腐食割れの特徴

応力腐食割れは，腐食環境下にある金属材料に応力が働いているときに，その相互

作用により亀裂状に腐食が発生し，進行する現象で，材料因子，応力因子，環境因子の３因子が重畳した場合に初めて発生する可能性があるものである。純金属や純金属に近い材料ではほとんど発生せず，合金に発生する現象であることや，応力腐食割れを生じる環境と材料とで特定の組み合わせがあることなどが知られている（丙Ｃ４０・付属資料１１０頁）。

原子炉水環境下におけるステンレス鋼等に発生し得るものとしてこれまでに確認されている応力腐食割れは，溶接熱影響に起因する鋭敏化を材料因子とするもの，機械加工に起因する表面硬化を材料因子とするもの，中性子照射を材料因子とするものの３種類に分類される。

ＢＷＲの原子炉水環境下で発生する可能性がある応力腐食割れは，材料に引張応力があり，また，原子炉水環境という非常に穏やかな腐食環境の中で合金の保護皮膜の破壊と金属の溶解が繰り返すという電気化学反応を伴って進展する現象であるため，時間の経過とともに穏やかに亀裂が進展していく。ステンレス鋼等は非常に靭性の高い材料であることから，応力腐食割れによる亀裂が生じたとしても，瞬時にそれが機器全体に伝播し機器の破損に至ることはなく，亀裂が相当程度進展して材料の耐えられる応力の限界値に達するまでには相当の時間を要することが知られている。

ｂ　Ｖ８及びＨ７において確認された応力腐食割れ（甲Ｄ２０７）

（ａ）点検及び要因分析

シュラウドサポートとは，炉心シュラウドを支持するためのステンレス製構造物であって，シュラウドサポートの上部に炉心シュラウドが溶接されている。炉心シュラウドとは，沸騰水型原子炉の圧力容器内部に取り付けられ，内部に燃料集合体や制御棒などを収納する直径４～５ｍ，高さ７～８ｍ，厚さ３～５ｍのステンレス製構造物である。炉心内で上向きに流れる原子炉冷却材流とその外側の環状部を下向きに流れる再循環流を分離し，炉心や気水分離器，蒸気乾燥器などの原子炉圧力容器内の構造物・機器を機械的に支える役割を有している。（弁論の全趣旨）

被告は，我が国の他の原子力発電所において応力腐食割れの発生が確認されたこと

を受けて，平成７年から自主点検を開始し，平成１７年の第２１回定期検査時に，炉内構造物の一つである炉心シュラウドとシュラウドサポートシリンダとの溶接部において応力腐食割れを確認した。シュラウドサポートシリンダ外側縦溶接線Ｖ８の３箇所に軸方向形状のひび割れが確認された。同箇所に超音波探傷試験が実施された結果，ひび割れの状態については，９０°の位置で最大深さ約４２mm，長さ約６４mm，１８０°の位置で最大深さ約４６mm，長さ約１２０mm，２７０°の位置で最大深さ約１３mm，長さ約５６mmであった。ちなみに，シュラウドサポートシリンダの板厚は６３mmである。

これ以降も，平成２１年の第２４回定期検査，平成２３年の第２５回定期検査を通じて，水中カメラでの目視検査及び超音波探傷検査を行い，シュラウドサポートシリンダの縦溶接継手（「Ｖ８」と呼称されており，以下これを用いる。）外面及び内面，シュラウドサポートシリンダの水平溶接継手（「Ｈ７」と呼称されており，以下これを用いる。）内面に，ひび割れ（ひび状の指示模様を含む。）を確認している。これらの形状は，いずれも軸方向である（丙Ｃ４０・付属資料１１１頁）。

被告は，Ｖ８及びＨ７の材料として，応力腐食割れの感受性のあることが知られているインコネル１８２が使用されていることなどを踏まえて，応力腐食割れを要因とするひび割れが発生したと判断している。

（ｂ）評価

被告は，維持規格及び「亀裂その他の欠陥の解釈」を踏まえた評価を従来から行っており，新規制基準を踏まえて作成した本件発電所の基準地震動Ｓｓ（認定事実3(1)～(6)）を用いて，運転期間６０年を仮定しても，現状の点検等の対応を継続することで安全性を確保できることを確認している。その際，想定する欠陥について，軸方向では，溶接熱影響部の範囲を拡張して溶接端部から１０mmの範囲までと仮定する，径方向では，Ｈ７継手内面から外面に達するものと仮定する，周方向では，本件発電所では確認されていないものの全周にわたり深さ６mmを仮定するとの安全側の配慮を行い，これらの想定欠陥を前提とした評価を行っているが，耐震安全上の影響が

ないことを確認できている（丙Ｃ４０・付属資料１１２頁）。

ｃ　照射誘起型応力腐食割れ

被告は，本件発電所ではその発生が確認されたことのない照射誘起型応力腐食割れについて，以下のとおり評価した。

（ａ）改善対策の実施

被告は，前記ａの知見や応力腐食割れに関する種々の調査・研究の成果を踏まえ，応力腐食割れが発生する可能性がある部位については，以下の対策を講じている。

具体的には，炉心シュラウド中間胴については，外面の溶接熱影響部に対し，材料表面に発生する引張残留応力を圧縮残留応力へと転換させるよう，平成１１年から，応力改善工法の一つであるウォータージェットピーニング施工を行う対策を講じている。ピーニングとは，材料表面を強く叩くことにより，表面層の加工硬化や塑性変形を生じさせ，疲労強度，耐応力腐食割れ性を改善する技術をいい，ウォータージェットピーニング（Water Jet Peening）は，溶接や機械加工等によって構造物に発生した引張残留応力を圧縮残留応力にまで低減する技術であり，構造物の応力腐食や金属疲労等による割れを防止することが可能となる。

また，原子炉内で水の放射線分解により生じた酸素等と水素との再結合反応の促進を通じて酸化性化学種濃度が低下するよう，平成９年から冷却材に水素注入を行うことにより原子炉に水素を添加する対策を講じ，また，平成１１年から炉心シュラウド中間胴の内面の溶接部及び熱影響部に対して水素再結合の触媒効果のある貴金属をコーティングする対策を講じている。

これらウォータージェットピーニング施工，水素注入，貴金属コーティングについては，応力腐食割れ抑制効果を有する信頼性を備えた手法として，他の原子力発電所を含め相応の使用実績があるものである。

（ｂ）評価

ステンレス鋼については，中性子照射を受けると材料自身の応力腐食割れの感受性が高まるとともに，材料周辺の腐食環境が水の放射線分解により厳しくなることが知

られており，照射誘起型応力腐食割れは，この状況に引張応力場が重畳されて生じる現象であるところ，本件発電所において，炉心を取り囲む機器であり比較的高い中性子照射を受ける炉内構造物のうち，しきい照射量を超え，残留引張応力があるとの発生条件を満たすものとして，炉心シュラウド中間胴のＨ４周溶接継手内面がある。

しかしながら，被告は，上記（ａ）のとおり，冷却材に水素注入を行うことにより原子炉に水素を添加する対策を講じていることに加え，炉心シュラウド中間胴のＨ４周溶接継手の内面については，貴金属コーティングによる予防保全対策を，Ｈ４周溶接継手の外面については，ウォータージェットピーニング施工による残留応力の改善を，それぞれ行っていることから，照射誘起型応力腐食割れ発生はおよそ考え難いと判断している。

実際，既に運転開始から４０年を経過している本件発電所において，維持規格及びガイドラインに基づき計画的に実施している水中テレビカメラによる目視点検並びにウォータージェットピーニング等施工後の目視点検の結果をみても，照射誘起型応力腐食割れは確認されていない。

その上でなお，被告は，維持規格等を踏まえて，炉心シュラウド中間胴のＨ４周溶接継手内面について，照射誘起型応力腐食割れの発生及び進展を考慮した評価を行い，運転開始後６０年時点の中性子照射量を考慮しても不安定破壊に至ることはなく，維持規格等に基づき計画的に目視点検を実施することにより健全性の確保は可能であることなどを確認している。

（エ）電気・計装設備の絶縁低下（丙Ｈ１１・添付書類二「東海第二発電所　ケーブルの技術評価書」，「東海第二発電所　容器の技術評価書」）

ａ　絶縁低下の特徴

電気・計装設備については，その絶縁を維持するために，種々の部位にゴム，プラスチック等の高分子材料が使用されている。これら材料は，環境的（熱・放射線等），電気的及び機械的な要因による劣化の進展により，絶縁が低下し，電気・計装設備の機能が維持できなくなる可能性がある。

絶縁低下は，通電部位と大地間，あるいは通電部位と他の通電部位間の電気的独立性（絶縁性）を確保するため介在させている高分子材料が，環境的（熱・放射線等），電気的及び機械的な要因で劣化するため，電気抵抗が低下し，絶縁性を確保することができなくなる現象である。

b　点検

被告は，ＰＮケーブル等の絶縁特性低下に対し，系統機器の点検時に絶縁抵抗測定を実施している。また，系統機器の点検時に実施する動作試験においてもケーブルの絶縁機能の健全性を確認している。

点検等の中で絶縁特性低下の可能性が確認された場合には，ケーブルの修繕，取替えを行うこととしている。

c　評価

被告は，絶縁低下の可能性のある電気・計装設備について，用途，重要度，設置場所等の観点から，代表機器として，難燃ＰＮケーブル及び低圧用電気ペネトレーション等を選定し，絶縁低下に関する評価を行った。

ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法については，米国電気電子学会の規格を根幹に，我が国の電気学会において，電気学会推奨案（「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」）として取りまとめられている（丙Ｃ１２，認定事実１２(5)）。また，事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては，独立行政法人原子力安全基盤機構（当時）により原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化手法が検討されており，その結果はＡＣＡガイド（「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（ＪＮＥＳ－ＲＥ－２０１３－２０４９）」（丙Ｃ１３））に取りまとめられている（同(6)）。

代表機器の一つである難燃ＰＮケーブルの評価を例に採ると，被告は，電気学会推奨案及びＡＣＡガイドを踏まえて絶縁体の絶縁特性低下に係る長期健全性について評価を行い，適切な取替実施により６０年間の運転期間にわたり絶縁機能を維持できること，事故時等において絶縁性能を維持できることを，それぞれ確認している。

エ　長期保守管理方針の策定（丙Ｈ１１・添付書類三）

被告は，高経年化対策上，現状講じている保全の項目に追加すべき新たな保全策を取りまとめ，①圧力容器胴の中性子照射脆化については，今後の原子炉の運転時間・中性子照射量を勘案して平成３０年１１月２８日からの１０年間のうちの適切な時期に第５回試験を実施して靭性の変化を把握する（中長期），②低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下について，長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替えを実施する（長期），③同軸コネクタ接続の絶縁特性低下について，長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替えを実施する（中長期），④疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し，運転開始後６０年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する（長期）等の長期保守管理方針を策定した（丙Ｃ４０・付属資料１１３頁）。

その際，電気・計装設備の絶縁低下については，健全性の評価結果から，絶縁体の有意な絶縁特性低下の可能性は小さく，絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定，系統機器の動作試験で把握可能と考えられることから，今後とも，点検時の絶縁抵抗測定，系統機器の動作試験を実施することにより，健全性の確認を行うなどとして，前記ウの劣化状況評価の内容を長期保守管理方針に反映した。

この長期保守管理方針は，本件発電所の保全計画として反映しており，被告は，運転開始後４０年を迎える平成３０年１１月２８日を始期とした２０年間の適用期間で計画的に実施する。

(4)　本件発電所における損傷等の事例

ア　蒸気乾燥器のひび割れ（丙Ｃ２３～２６）

本件発電所において，平成２１年９月１４日，定期検査中の原子炉内構造物の蒸気乾燥機の外観点検において，①プレナムパーテーションとフードとの溶接部における３箇所のひび割れと，②リフティングアイの回り止め溶接部における１箇所のひび割れが確認された。プレナムパーテーション（①）は，圧力容器プレナム部に蒸気を導く流路を構成すべく，隣接するフードを連結して，リフティングアイ（②）は，定期

検査等で蒸気乾燥器を吊り上げ・吊り降ろす際の吊り具として用いるべくリフティングロッドにねじ込むようにして，それぞれ設置されている。

被告は，上記①及び②のひび割れは，いずれも流動振動等による疲労割れによるひび割れである可能性が高いと分析した上で，①について，確認されたひび割れは最大のもので長さ約３８ｍｍ（当該溶接線全長の約１．５％）と小さく，プレナムパーテーションの蒸気の流路に係る機能に直ちに影響を与えるものではないが，ひび割れを除去して，応力集中を低減するとの補修を行うこととし，既にこの補修を実施している。また，②について，それぞれのリフティングアイには緩みを防止すべく２箇所の回り止め溶接が施工されていることから，仮に確認されたひび割れが進展して回り止め溶接の全長に貫通したとしても，他方の回り止め溶接部によりリフティングアイが回転することはないなど，確認されたひび割れは補修を要するものではないが，上記のプレナムパーテーションの補修の際に併せてリフティングアイの補修を行うこととし，既にこの補修を実施している。

また，本件発電所では，平成２４年７月４日，定期検査中，蒸気乾燥器の外観点検において，蒸気乾燥器内のリフティングロッドの近傍にある底板におけるひび及び複数の指示模様が確認された。具体的には，リフティングロッドの位置４０°の近傍に７個の指示模様が，同１４０°の近傍に１０個の指示模様が，同２２０°の近傍に１個のひび（約４８ｍｍ）及び５個の指示模様が，同３２０°の近傍に９個の指示模様が，それぞれ確認された。ひび等が確認された基板は，主として，蒸気乾燥ユニットを支持するとともに，蒸気乾燥器下部内側に入った湿分の高い蒸気を蒸気乾燥ユニットに導くために設置されている。

被告は，使用環境等に照らした原因調査を実施し，応力腐食割れによるものと推定した上で，底板にひびが確認された範囲は上下面とも底板を支えるサポートリング及びリフティングブロックという耐食性の高い溶接金属で囲まれた範囲であること，ひびが底板を貫通すると仮定しても，ひびが確認された範囲は上下面ともに耐食性の高い溶接金属で囲まれており，進展はこの範囲内にとどまると考えられることなどから，

確認されたひびが蒸気乾燥器に与える影響はなく，現状において補修は必要ないと判断し，定期的に目視点検により上記事象の進展状況及び類似箇所を確認している。

イ　残留熱除去系海水系配管の減肉（丙Ｃ２７，２８）

本件発電所では，平成２２年１月１３日，定期検査において，残留熱除去系海水系配管の修繕工事を実施していたところ，同配管の一部に腐食跡が生じていたことを確認し，肉厚測定を実施したところ，必要最小限厚さ７．０８ｍｍを下回る６．７ｍｍとなった部分が１箇所確認された。

被告は，上記事象につき原因調査を実施し，減肉の主なメカニズムとして，雨水が屋外にあるハッチから侵入した後，アンカーサポート架構に滴下するなどして残留熱除去系海水系配管に達し，更に，建屋壁貫通部のモルタルが同配管に向かってはみ出していたために，同配管とモルタルとの隙間に雨水が浸み込み長期間にわたり湿潤環境となっていたことによるものと推定した。そして，上記推定を踏まえた対策として，当該配管のうち必要最小厚さを下回っていた箇所について減肉部分の配管を撤去し復旧する，充填したモルタルを壁面と平坦に仕上げるとともに当該配管のアンカーサポート内の配管外表面状況について目視点検が可能となるような構造とするなどの対応を既に完了している。

ウ　主蒸気逃がし安全弁のセットピン折損・脱落（甲Ｃ４，５，丙Ｃ２５，２９，弁論の全趣旨）

本件発電所では，平成２３年９月２６日，定期検査中，主蒸気逃がし安全弁分解点検において，主蒸気逃がし安全弁（Ｄ）（以下「Ｄ弁」という。）の内部部品であるセットピンが折損・脱落していることが確認された。

本件発電所では，圧力バウンダリの過圧による損傷を防止すべく，１８個の主蒸気逃がし安全弁を設けており（そのうちの一つがＤ弁である。），逃がし弁機能と，そのバックアップとしての安全弁機能とが備わっている（認定事実１５(2)イ）。セットピンは，安全弁機能に関する部品として，安全弁機能の設計圧力に相当する蒸気が主蒸気逃がし安全弁の入口に到達して開弁する際に，その動作を促進する下部リングを固

定すべく設置されているものである。

被告は，主蒸気逃がし安全弁の上記構造を踏まえた原因を調査し，過去にセットピンを交換した際，弁を分解せずに交換作業を行ったため，セットピンとロワーリングとの隙間を実測できず，同隙間が１．１～１．２ｍｍと大きくなり，その状態で主蒸気逃がし安全弁の作動による振動と蒸気流により，セットピン破断までの許容繰り返し応力を超える繰り返し応力が加わったことにより，折損に至ったものと推定した。また，セットピン交換時に隙間が調整されていなかった件に関しては，分解点検時における同隙間の管理値が定められていなかった。そして，被告は，上記を踏まえた対策として，折損したセットピンにつき交換を行う，交換後の新しいセットピンとロワーリングとの間の隙間につき，管理値を定め調整するなどの対応を既に行っている。

エ　その他

本件発電所では，平成１６年２月２３日，定期検査において原子炉内構造物の点検作業を行っていたところ，高圧炉心スプレイ系スプレイノズルのデフレクタ１個が脱落していることが確認された。デフレクタは，ノズルからの注水に対し邪魔板の役目を果たすもので，１３０個ある同ノズルのうち６５個にデフレクタが取り付けられている。被告は，全燃料を取り出し，原子炉底部等の水中カメラによる探索やファイバースコープを使った狭隘部探索を行ったが当該デフレクタは発見することができなかったことから，小型テレビカメラ等が接近不可能な狭隘な箇所に滞留しており，今後移動するとは考えにくいと判断した。本事象の原因としては，材料不良や機械加工等による初期欠陥が数箇所発生し，疲労により進展して，最終破断に至ったものと推定され，定期点検の内容の見直しなどがされた。（甲Ｄ２０５，証人門谷５６頁）

また，本件発電所では，平成１１年６月１１日，定期検査期間中，原子炉内中性子計測装置を収納している管（中性子計測ハウジング）５５本の応力腐食割れに対する予防保全対策工事を行っていたところ，１本の中性子計測ハウジングにひびを確認した。被告は，その原因について応力腐食割れによるものと推定し，当該ハウジング内面にＴＩＧクラッドを施工し，また，当該ハウジングを圧力容器下部で拡管するとと

もに運転中の監視を強化し，確立された取替工法の十分な準備をした上で，次回定期検査期間中に交換を行うこととした。（甲Ｄ２０６）

株式会社原子力安全システム研究所の嶋田善夫において，２００５年から２００９年までの５年間にニューシアに登録されている国内の原子力発電所で発生した非常用ディーゼル発電機の不具合事象（４０件）を分析したところ，非常用ディーゼル発電機の不具合発生頻度は，本件発電所が１．４件／炉年であり，他の発電所（０～１件／炉年）と比較して最も多かった（甲Ｃ９）。

(5)　原子力規制委員会による適合性判断

原子力規制委員会は，被告の実施した特別点検（前記(3)イ）が延長ガイドの内容により実施されたこと，劣化状況評価及び保守管理に関する方針（前記(3)ウ及びエ）が延長審査基準に適合していることを認め，本件運転期間延長認可申請の内容が実用炉規則１１４条の規定に適合するものであると認めた。また，長期保守管理方針の策定等に伴う保安規定変更認可申請（前提事実１０）についても，高経年化技術評価が高経年化対策実施ガイドの内容により実施され，長期保守管理方針は劣化状況評価の結果を踏まえて作成されたものであると認め，当該保安規定変更認可申請の内容が，原子炉等規制法４３条の３の２４第２項の定める「核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上十分でないと認めるとき」には該当しないと認めた。（丙Ｈ９～１３）

６　争点７－１（内部火災対策）について

(1)　火災防護審査基準が安全系ケーブルに限り難燃ケーブルの使用を要求していることについて

原告らは，ケーブルの延焼性から，火災による損傷の防止のためには全てのケーブルを難燃ケーブルとすべきであるのに，安全系のケーブルに限って難燃ケーブルの使用を要求している火災防護審査基準は不合理であると主張する。

しかし，設置許可基準規則８条は，火災により安全施設が安全機能を損なわないことを求めるものであり（認定事実１２(3)），設置許可基準規則解釈８条２項が引用す

る火災防護審査基準は，安全機能を有する構造物，系統及び機器（安全施設）を火災から防護することを目的として，安全機能の重要度や設備の設置場所に応じて，耐火壁によって囲まれ他の区域と分離されている区域である「火災区域」と，「火災区域」を細分化したものであって，耐火壁，離隔距離，固定式消火設備等により分離された火災防護上の区画である「火災区画」とをそれぞれ設定し，これらの火災区域及び火災区画に対して，火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮することを主な内容とするものである。そして，原告らの主張する非安全系ケーブルの火災の発生による延焼に関しては，火災防護審査基準２．３．１(2)において「原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために，火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計であること」を要求事項として，消火による対応とともに，延焼による安全機能の喪失を防ぐための系統分離を求め，例えば互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて互いの系列間が３時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されている設計とすることを求めるなどの対策を講じるものとしている（認定事実１２(4)）。そうすると，火災防護審査基準が，非安全系ケーブルについて難燃ケーブルとすることを要求していないからといって，不合理であるということはできない。

これに対し，原告らは，非安全系ケーブルについても難燃ケーブルを要求する根拠の一つとしてブラウンズフェリー火災事故（認定事実１２(1)）を挙げるところ，ブラウンズフェリー発電所がいかなる防火対策を行っていたのかも明らかでなく，火災防護審査基準の対策が不十分なことを裏付けるものとはいえない。

また，原告らは，平成２８年１０月２７日の新規制基準適合性に係る審査会合（第４１１回）において，原子力規制庁の審議官がケーブルの取替え等の対策を講じる範囲について，「安全機能がないものでも，それが安全上必要な設備に影響を及ぼす場合については，対策を取っていただく必要はある」と指摘したこと（甲Ｄ４４・７１頁）を原告らの主張の根拠とするが，上記の指摘に続いて安全審査官が分離設計等の

多角的視点からの問題である旨述べていること（甲Ｄ４４・７１頁）に照らすと，上記指摘は，全ての非安全系ケーブルについて難燃ケーブルとすることが必要であることを根拠付けるものとは認め難い。

したがって，火災防護審査基準が非安全系ケーブルについて難燃性材料等を要求していないことが不合理であるとする原告らの主張は，採用することができない。

なお，原告らは，ＯＦケーブル火災事例である新座洞道火災を挙げ，本件発電所でもＯＦケーブルから火災が発生すれば，外部交流電源全遮断となり原子炉建屋に延焼する危険があるため，非安全系ケーブルも難燃ケーブルとすべきと主張する。しかし，認定事実１２(9)のとおり，新座洞道火災は，主として施工に起因する極めてまれな事象と分析されているところ，本件発電所において同様の施工上の問題があることはうかがわれず，本件発電所のＯＦケーブルは外部電源の回線と起動変圧器との接続領域に限られ，洞道内に設置されてコンクリート製の蓋がかぶされていることに照らすと，火災防護審査基準の不合理性を根拠付けるものとはいえず，また，本件発電所のＯＦケーブルを難燃ケーブルに取り替えないことをもって，看過し難い過誤，欠落があるということもできない。

(2)　難燃ケーブルに代えて複合体を用いることについて

認定事実１２(3)及び(4)のとおり，設置許可基準規則の解釈８条２項は，火災防護審査基準に適合することを要求しているが，同解釈は，設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば，同解釈の規定に限定されない旨を規定しており，また，火災防護審査基準も，同基準と同等以上の安全性を確保し得る場合にはこれを排除しないものとしている。そして，火災防護審査基準は，安全系ケーブルは原則として難燃ケーブルを用いることとしているところ，本件発電所の非難燃ケーブルのうち難燃ケーブルへの取替えに安全上の課題が生じるものは本件複合体により代替すること（認定事実１５(4)エ（ア）ｂ（ｂ））について，原子力規制委員会は，火災防護審査基準と同一ではないが，同等以上の難燃性能や十分な保安水準が確保されていることを確認したとして，設置許可基準規則８条に適合するとの判

断をしたものである（同(5)及び(6)ア）。

したがって，原子力規制委員会は，本件複合体による代替措置について，火災防護審査基準２．１．２の「代替材料」としてこれに適合するとの判断をしたわけではなく，「代替材料」としての性能がないことを理由として設置許可基準規則８条に適合しないとする原告らの主張は失当であるが，原告らが指摘する本件複合体の性能は，「設置許可基準規則（すなわち，ここでは原則として難燃ケーブルが要求されていること）に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠」の有無において問題となることから，以下，この点について検討する。

ア　難燃性能について

本件複合体による代替措置が，設置許可基準規則８条に照らして十分な保安水準の確保が達成できるものか否かを検討するに当たっては，まず，難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を有しているかが重要であると考えられるところ，認定事実１５(4)エ（ア）ｂ（ｂ）のとおり，本件複合体は，複合体外部の火災に対しては，直接ケーブルに火炎が当たり燃焼することを防止すべく，非難燃ケーブル及びケーブルトレイについて，建築基準法で定められた不燃材である防火シートで覆うとともに結束ベルトで固定することとされ，また，複合体内部の火災に対しては，酸素量を抑制して複合体内部の延焼を燃え止まらせるべく，ケーブルトレイが火災区画の境界となる壁，天井又は床を貫通する部分に耐火シールを処置し，延焼の可能性のあるケーブルトレイ設置方向にファイアストッパを設置するとともに，防火シート間を重ねて覆うことにより複合体内部の火炎が外部に露出しない構造が採用されており，火災防護の観点で特に重要な役割を担う防火シートについては，不燃材であるガラスクロスを基材として，それに高難燃性を付与した難燃ゴムを含浸させたものを均一な厚さのシート状にした延焼防止材とすることにより，ケーブル等を覆うに当たっての遮炎性及び耐久性に優れたものとしている。また，火災防護審査基準において難燃ケーブルの延焼性の実証試験の例とされているＩＥＥＥ３８３等を踏まえ，上記構造を採用した複合体を用いた実証試験を行い，複合体外部の火災に対して，防火シートが遮炎性を有してい

ること，複合体として延焼による損傷長が難燃ケーブルよりも短いことを確認し，複合体内部の火災に対して，ケーブル単体の試験により自己消火性が確保できること，防火シートで複合体内部の酸素量を抑制することにより耐延焼性を確保できることなどを確認して，難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保できることが確認されている。

そして，原子力規制委員会も，難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性を確保する設計目標（保安水準）を定めるとし，その設計目標には，外部の火炎及び複合体内部からの発火を想定し，外部からの熱（火炎）及び燃焼に必要な酸素量を抑制する観点が含まれていること，この設計目標の成立性を確認する実証試験には，難燃性能の確認はもとより，非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性の確認が含まれ，更に施工後の傷等も想定していることから，十分な保安水準が確保されているとして，設置許可基準規則８条に適合すると判断している（認定事実１５(5)及び(6)ア）。

そうすると，本件複合体による代替措置は，難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保し得る設計であるということができる。

イ　放熱性能の悪化について

原告らは，本件複合体について，防火シートを巻くことにより放熱性能が悪化し，ケーブルの絶縁物の劣化を早めたり，許容電流が低減して異常発熱の原因となること等について検討がされていないと主張する。

しかし，被告は，認定事実１５(4)エ（ア）ｂ（ｂ）のとおり，複合体の通電機能に関し，本件複合体の供試体の電流低減率試験により，複合体の形成によりケーブルの通電機能に有意な影響が生ずることはないことを確認し，また，本件複合体の供試体を用いた実証試験の結果，複合体内部の火災に対して，ケーブル単体の試験により自己消火性が確保できること，防火シートで複合体内部の酸素量を抑制することにより耐延焼性を確保できることなどを確認していることに加え，複合体形成後の定期点検において通電性及び絶縁性等を確認するものとしていることに照らすと，放熱性能の

悪化を理由として，本件複合体につき，難燃ケーブルと同等以上の十分な保安水準が確保されないとはいえない。

ウ　耐用年数について

原告らは，一般的なケーブルの耐用年数が２０～３０年とされていること（認定事実１２(7)）を根拠として本件発電所の建設当初に敷設されたケーブルは老朽化したものであると主張する。

しかし，認定事実１２(5)，(6)，同１６(3)ウ（エ）のとおり，被告は，本件発電所の難燃ＰＮケーブル等について，電気学会推奨案及び電気学会推奨案の加速劣化手法について指摘された問題点を踏まえて行われた研究結果を取りまとめたＡＣＡガイドを踏まえて絶縁体の絶縁特性低下に係る長期健全性について評価を行い，適切な取替実施により６０年間の運転期間にわたり絶縁機能を維持できること，事故時等において絶縁性能を維持できることを，それぞれ確認しているのであり，このような実際の評価を踏まえずに，原子力発電所に限らない一般的なケーブルの耐用年数をもって本件発電所のケーブルが老朽化しており，十分な性能を有していないということはできない。

さらに，原告らは，本件発電所建設時のケーブル敷設作業において，ケーブルシースに３０００箇所に及ぶ摩耗損耗箇所が発見されたことが評価されていないとも主張するが，認定事実１２(8)のとおり，本件発電所建設時にはケーブルの延線工法に問題があったため，ケーブルシースに３０００箇所に及ぶ摩耗損傷個所が発見され，全般にわたり確認しないと通電できない状況となっていたものの，ケーブルの延線工事を中断し，延線済みのケーブルを確認し，絶縁体が損傷しているものについては新ケーブルとの取替え，布テープ又はシールドテープが損傷しているものについては損傷テープ補修の上ビニール溶接，シースのみ損傷しているものについてはビニール溶接といった損傷に応じた処置がされた上で施工がされたのであり，上記の摩耗損傷を原因とする事故がこれまでに発生したと認めるに足りる証拠もないことから，本件発電所のケーブルシースに，ケーブルの性能を左右するレベルの摩耗損耗箇所が多数残っ

ていることを前提とする原告らの主張を採用することはできない。

エ　火災発生時に機能喪失することについて

原告らは，茨城県原子力安全対策委員会が開催した東海第二発電所安全性検討ワーキングチームにおいて，被告担当者が，本件複合体に関し，一つのケーブルトレイに火災が発生した場合，そのケーブルトレイに入っているケーブルは全て機能喪失することを前提として考えている旨述べたこと（認定事実１５(4)エ（ア）ｂ（ｂ））から，難燃ケーブルが用いられていれば，トレイ外で発火してケーブルが過熱した場合でもケーブルトレイに入っているケーブルが全て機能喪失することはないから，複合体が難燃ケーブルと同等以上の防火性能を有しているとはいえないと主張する。

しかし，認定事実１５(4)エ（ア）ｂ（ｂ）のとおり，被告担当者の上記発言は，火災が１つのケーブルトレイで発生した場合，そのケーブルトレイ限りで延焼を食い止めるとともに，１つのケーブルトレイに入るケーブルは，同一区画のケーブルだけを収める系統分離を行うことにより，１つのケーブルトレイのケーブルが機能喪失しても，他区画のケーブルトレイの信号を使うことでプラントの安全・停止等は確保されるという仕組みを説明したものであり，これらの対策全体をみれば，難燃ケーブルと同等以上の保安水準の確保が達成できるとする原子力規制委員会の判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

なお，原告らは，広範囲に火災が発生した場合には，複数系統のケーブルトレイの機能が全て喪失する事態も想定されるとも主張するが，認定事実１２(4)のとおり，火災保護審査基準が，火災区域及び火災区画を設定し，火災発生防止対策を講じることを要求している中で，原告らがどのような機序で広範囲の火災が発生すると想定しているかも明らかでなく，そのような想定をしていないからといって，本件複合体による代替措置が難燃ケーブルと同等以上の保安水準の確保が達成できるとする原子力規制委員会の判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

(3)　内部火災対策についての小括

以上のとおり，火災防護審査基準が，安全系ケーブルに限って難燃性材料等を要求

していることに不合理な点があるとはいえず，また，本件発電所で，難燃ケーブルに代えて本件複合体による代替措置を採用したことについては，火災防護審査基準において要求される難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を有するものといえ，火災防護審査基準の要求そのものではないが，設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠が示されたとして設置許可基準規則８条に適合するとした原子力規制委員会の判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということもできない。

７　争点７－２（重大事故等対策（シビアアクシデント対策））について

(1)　重大事故等対策の有効性評価について

ア　事故シーケンスの選定について

（ア）総論

a　ＰＲＡについて

原告らは，ＰＲＡによって重大事故等対策の範囲を決めることが不合理であると主張するので，まず，重大事故等対策とＰＲＡについて検討する。

ＰＲＡは，原子力発電所で発生し得る事故を対象として，その発生頻度と発生時の影響を定量評価することにより，施設の安全性のレベルを定量評価するとともに相対的弱点を明確化する手法である。その基本的手法としては，まず原子力発電所を異常な状態にする「起因事象」を少数のグループに分類して，それぞれのグループの発生確率を推定し，続いて，これらの事象に対応すべき安全機能を拾い上げ，これらが必要とされる時に有効に作動するかそれとも失敗するかの組合せとその結果を考え，起因事象の確率と合わせてそれぞれの場合の確率を推定するというものである（認定事実１３(5)ア）。

原子力規制委員会は，重大事故等対策において，起因事象，安全機能（注水設備等）及びサポート機能（電源等）の作動状態に着目して類型化した事故シーケンスグループを網羅的かつ体系的に検討できることから，新規制基準において事故シーケンスグループの抽出の際にＰＲＡを採用している（認定事実１３(3)ウ）。

我が国の原子力発電所においては，新規制基準策定以前も，ＰＳＡによる確率論的評価が行われてはいたが，内的事象に対するＰＳＡに限られていた上，アクシデントマネージメントは自主的に行うものとされており，ＰＳＡが事故対策に活かされていなかった（認定事実１３(1)，(2)ア）。

福島第一発電所事故後は，同事故の反省から上記の考え方が改められ，シビアアクシデントの発生防止，影響緩和という第４の防護レベルに相当する対策として重大事故等対策が規制上要求されることとなったが，その際，ＰＲＡを内的事象に限らず外的事象も含め適切に実施することや，これまでのＰＳＡの知見を踏まえて類型的に炉心損傷防止対策の必要性が高い事故シーケンスグループ及び個別のプラントのＰＲＡの結果を踏まえた事故シーケンスグループの選定を要求して，ＰＲＡの結果を重大事故等対策に適切に反映させることとしたものである。（認定事実１３(2)ア，(3)ア（ア））

上記のＰＲＡの手法，原子力規制委員会がこれを採用する理由及び新規制基準に重大事故等対策が取り入れられるとともにＰＲＡが採用された経緯のほか，ＰＲＡが諸外国の原子力発電所の規制にも取り入れられており（認定事実１３(2)ア），また，我が国のＰＲＡの手法について最新の知見を踏まえて審議検討した結果として日本原子力学会（２０１５）や土木学会（２０１６）において取りまとめられていること（認定事実１３(5)ア）に照らすと，事故シーケンスの選定にＰＲＡを用いることが不合理であるということはできない。

原告らは，佐藤元委員長がＰＲＡには適用限界があるとしていることや更田委員長がＰＲＡには不確実性や不完全性の問題があると指摘していることを挙げるが，佐藤元委員長は，不確定性や不完全性などのＰＲＡの課題を指摘しつつも，これらの課題を踏まえて用いることが重要であり，使い方さえ間違わなければ有効な手法である旨指摘している（認定事実１３(5)イ）。また，更田委員長の上記発言は，安全目標と確率論的リスク評価との関係について述べたものであり，リスク情報活用の文脈においては，確率論的リスク評価により個別の機器の重要度を相対的に把握することができ，事故対策においてどの機器が特に重要な役割を果たすかの目安になるとも指摘して

いる（同ウ）のであって，ＰＲＡを事故対策に用いることについてはむしろ肯定的に解しているといえるものである。

したがって，佐藤元委員長や更田委員長の指摘の一部を取り上げ，ＰＲＡを用いて事故シーケンスを選定することが誤りであるとする原告らの上記主張を採用することはできない。

以上によれば，ＰＲＡを用いて重大事故等対策における事故シーケンスを選定することは不合理とはいえない。

ｂ　事故シーケンスの選定について

原告らは，福島第一発電所事故についての事故調査・検証委員会の報告書等の指摘を挙げ，発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象についても取り扱うこと等がシビアアクシデント対策の基本であり，発生頻度が小さくても影響が大きい事象を考慮しないことはこれに反し不合理であって設置許可基準規則３７条１項に適合せず，同項がこれを認めているのであれば，同項が基準として不合理であると主張する。

福島第一発電所事故については，認定事実６(1)ウのとおり，平成１４年には地震本部長期評価において，Ｍ８クラスのプレート間地震（津波地震）が発生する確率は今後３０年以内に２０％程度と評価され，これによれば，同発電所敷地にＯ．Ｐ．＋１５．７ｍの津波をもたらすと予測することができたにもかかわらず，その危険性が軽視され，何ら対策が取られなかったことが原因の一つとして指摘されている。このように大きな津波の発生を予見すべき契機があったにもかかわらず，これを怠ったことなどから起こった福島第一発電所事故の反省から，事故調査・検証委員会等は，認定事実１３(2)イ（ア）及び（イ）のとおり，どんなに発生の確率が低い事象であっても，あり得ることは起こると考えるべきであり，発生確率の低いものは対応しなくてもよいと考えることは誤りである旨指摘している。平成２３年決定も同様の観点から「発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象についても取り扱う必要がある」としたものと解される（同(2)ア）。

このように，原子力発電所の安全確保対策は，発生確率のみならず，その影響を踏まえて講じられるべきものであるが，他方で，およそ考え得る全ての事象に対して重大事故等対策を講じることは現実的には不可能というべきであり，それを求めることは，結局のところ，原子力発電所に対して達成することの困難なゼロリスク・絶対的安全性を求めることに他ならない。

そうであるとすれば，重大事故等対策の場面では，起因事象と安全機能の喪失の組合せを網羅的かつ体系的に検討した上で，発生確率と発生した場合の影響度などを総合的に考慮した上で，その範囲を決めていくほかはなく，設置許可基準規則解釈３７条１－１において，個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループを新たな事故シーケンスグループとして追加する基準とされる「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については，必ず想定する事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとされているのであって（認定事実１３(3)ア（ア)），このような基準の在り方が不合理であるということはできない。

したがって，影響が大きい事象についてすべからく考慮することを求めるかのような原告らの主張を採用することはできない。

（イ）地震・津波ＰＲＡで抽出された事故シーケンスグループについて

原告らは，被告が，地震特有の６つの事故シーケンス及び防潮堤損傷の事故シーケンスについて，炉心損傷頻度が小さいことを理由として新たに事故シーケンスグループに追加する必要はないとしたことが設置許可基準規則３７条１項に適合しないと主張する。

しかし，設置許可基準規則３７条１項の解釈において，「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については，必ず想定する事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断することとされていることは上記（ア）に説示したとおりであるところ，被告は，認定事実１５(4)オ（ア）ａのとおり，炉心損傷頻度は，最も大きな防潮堤損傷でも３．３×１０

$^{-7}$／炉年（全炉心損傷頻度に対して約０．４％）と極めて小さいことに加え，これらの事故シーケンスには，炉心損傷に直結しない程度のものも含まれており，実際には機能を維持した設計基準事故対処設備等による対応が期待され，それらのランダム故障が生じたとしても必ず想定する事故シーケンスグループや有効性評価の対象とした「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」の事故シーケンスグループに包絡されると考えられ，仮にこれらにも該当しない深刻な損傷が発生した場合には重大事故等対策ではなく，大規模損壊対策による影響緩和を図るものとして，影響度も考慮した上で，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はないと総合的に判断したのであり，原子力規制委員会もこれを妥当として適合性判断をしたものである（同(5)，同(6)イ）。

したがって，被告は，頻度のみを理由として地震特有の６つの事故シーケンス及び防潮堤損傷の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないこととしたのではないのであって，原告らの主張は前提を欠くものである。また，被告が上記の事故シーケンスによる深刻な損傷が生じた場合には大規模損壊対策による影響緩和を図るとしていることを原子力規制委員会が是認している点も（同(4)オ（ア）ａ，同(5)及び(6)イ）やむを得ないものであって，重大事故等対策の有効性評価に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

（ウ）「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」，「交流電源喪失＋原子炉停止失敗」について

原告らは，①被告が，地震ＰＲＡにおいて炉内構造物等が地震発生と同時に最大加速度を受けるものとして「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」及び「交流電源喪失＋原子炉停止失敗」を事故シーケンスとして抽出しながら，加速度大になる前にスクラム信号が確実に働き，それによって確実に制御棒挿入が完了すると評価することは，地震ＰＲＡと矛盾するとともに，大規模な地震であっても原子炉を必ず停止することができるとの想定は，シビアアクシデント対策の基本的考え方に反する，②被告は，これらの事故シーケンスの炉心損傷頻度への寄与割合は小さいとの理由により検討を

要する事故シーケンスから除外するが，発生確率の低いことを除外理由とするものであり，シビアアクシデント対策の基本的考え方に反するとともに設置許可基準規則３７条１項に適合しないなどと主張する。

認定事実１５(4)オ（ア）ｂのとおり，「直流電源喪失＋原子炉停止失敗」及び「交流電源喪失＋原子炉停止失敗」について，被告は，この事故を抽出した地震ＰＲＡでは，事象発生と同時に最大の地震加速度を受ける，制御棒が１本のみ失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するとして保守的に評価しているものの，実際に大規模な地震が発生した場合には，原子炉スクラム失敗の原因となる炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる（スクラム信号発進及び制御棒挿入は，９０％挿入で平均２．４秒）など，炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断されたことから重要事故シーケンスから除外したとしている。

まず，事故シーケンスの選定に当たって，地震ＰＲＡを行う際は保守的に幅広く事象を抽出した上で，その後重要事故シーケンスとして選定するに当たってより現実的な想定をすることに何ら矛盾はなく，不合理ともいえない。

また，認定事実１５(1)ア（ウ），同(2)イのとおり，被告は，原子炉緊急停止系を設置し，これを構成するスクラム弁に通ずる空気配管が破断するなどの事象が生じても（フェイル），スクラム弁にはあらかじめ空気の圧力をかけることにより閉止させ，制御棒駆動機構のピストンの下側に繋がる水圧制御ユニットを高圧状態に維持させているので，当該事象に伴い自ずと，スクラム弁にかけられた空気の圧力が下がりスクラム弁が開となるとともに，水圧制御ユニットの高い圧力が開放され制御棒駆動機構のピストンの下側に与えられることから，制御棒が自動的に挿入されることとなる（セーフ）上，原子炉緊急停止系を構成する制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットは，同時に複数が故障したり，１つの機器の故障が他の機器に影響を及ぼしたりすることがないように独立性を有するよう設計されていること，これらの設備を作動させる安全保護系その他の安全保護機能を有する系統については，多重性と独立性とを持たせ，仮にその１系統に故障があったとしてもその機能が維持されるようにするなどの信

頼性の確保に資する設計上の配慮を行っていること，原子炉運転中に，原子炉の出力，圧力，水位が大きく変動した場合や，原子炉建屋内で大きな揺れ（例えば，基礎盤上端において水平動２５０ガル又は鉛直動１２０ガル以上）が感知された場合には，原子炉緊急停止系により全ての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入することによって，原子炉を停止し，燃料ペレットや燃料被覆管の温度の異常な上昇等を抑えること（地震動は，まずＰ波が対象地点に到達して初期微動が始まり，その後にＳ波が到来して主要動が始まることから，地震発生と同時に制御棒の挿入ができない事態も考え難い。）から，スクラムによる停止には信頼性が認められる。

これに対し，原告らは，原子炉を必ず停止することができると想定するのは，上記シビアアクシデント対策の基本的考え方に反すると主張するが，上記のとおり，フェイル・セーフシステム，多重性，独立性等の幾重にもわたる対策を考慮して原子炉緊急停止系により原子炉を停止することができると想定することが不合理ということはできない。

さらに，発生確率の低いことを理由として重要事故シーケンスの対象から除外したことがシビアアクシデント対策の基本的考え方に反し設置許可基準規則３７条１項に適合しないとする原告らの主張は採用できないことは前記（ア）に説示したとおりである。

（エ）圧力容器スタビライザの支持機能喪失について

原告らは，被告が，圧力容器スタビライザの支持機能が喪失しても，圧力容器の周囲を囲む原子炉遮蔽壁等の存在により圧力容器が傾くことはなく，その影響は圧力容器に接続されている配管の一部破損にとどまり，既存のＬＯＣＡシナリオと同様の進展になることが想定されるとしていることについて，具体的根拠も示しておらず，圧力容器スタビライザ損傷による重大事故を想定すべき事故シーケンスから恣意的に除外している点で設置許可基準規則３７条１項に適合しないなどと主張する。

しかし，被告は，「圧力容器損傷」の事故シーケンスについて，認定事実１５(4)オ（ア）ａのとおり，その発生頻度が小規模な損傷の影響も含めた評価でも２．２×１

0^{-7}／炉年であり，全炉心損傷頻度に対して約０．３％と小さいことに加え，圧力容器などの損傷による炉心損傷に至る事故シナリオに対して，圧力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても，圧力容器の周囲を囲む原子炉遮蔽壁等の存在により圧力容器が大きく傾くことはなく，その影響は圧力容器に接続されている配管の一部破損にとどまるものと考えられることを理由に既存のＬＯＣＡシナリオと同様の進展になることが想定されるとして，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断したのであり，原子力規制委員会もこれを妥当として適合性判断をしている（同(5)）。

そして，認定事実５(3)アのとおり，圧力容器は，内径約６．４ｍ，高さ約２３ｍ，重量は圧力容器内部構造物，原子炉冷却材及び燃料集合体を含めて約１６００ｔという大きな構造物であるが，底部の鋼製スカートで支持され，スカートは鉄筋コンクリート造円筒形の原子炉本体の基礎に固定されたベヤリングプレートにボルトで接続されており，その外周の原子炉遮蔽頂部で圧力容器スタビライザによって水平方向に支持されて，原子炉遮蔽の頂部は格納容器スタビライザによって格納容器に結合されているのであり，圧力容器スタビライザの支持機能を失ったとしても底部はスカートで支持されている状態であることに加え，圧力容器が傾斜すれば直ちにスタビライザブラケットの凸部（台形状の部位）がヨーク（別紙１３参照）に接触するなどして，圧力容器が原子炉遮蔽に接することになる。このような圧力容器スタビライザの構造及び上記の圧力容器損傷の炉心損傷頻度に照らすと，原子力規制委員会の上記適合性判断の過程について，看過し難い過誤，欠落があるということはできない。この点に係る証人後藤の証言は，原子炉遮蔽壁の強度評価をしていない以上圧力容器等の荷重を支えられる保証がない（甲Ｃ７６の１・４３頁，証人後藤７９～８０頁）というものにとどまり，上記判断を左右しない。

（オ）津波の想定について

原告らは，被告がＴ．Ｐ．＋２４ｍ以上の津波による重大事故を有効性評価の対象から除外したことについて，その理由は不明であって，被告は本件発電所に人格権侵

害の具体的危険がないことの主張立証を尽くしていないなどと主張するが，被告は，津波ＰＲＡの結果を踏まえ抽出した事故シーケンスである「防潮堤損傷」の炉心損傷頻度（全炉心損傷頻度への寄与割合）が３．３×１０$^{-7}$／炉年（０．４％）と著しく小さいことを主張し，被告が提出した証拠によれば，認定事実１５(4)オ（ア）ａ，同(5)及び(6)イのとおり，Ｔ．Ｐ．＋２４ｍを超える津波を想定する「防潮堤損傷」の事故シーケンスについて，上記炉心損傷頻度は，Ｔ．Ｐ．＋２４ｍを超える津波の発生頻度と同じとしており，防潮堤の損傷確率を評価すれば更に小さい値になると考えられることから，必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでおり，実際には機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合，これらを用いた対応により炉心損傷を防止できる可能性もあると考えられ，過度な保守性を排除することで各事故シーケンスの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さくなること，また，津波後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で，それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シーケンスは，ＰＲＡにより抽出された「必ず想定する事故シーケンスグループ」及び津波浸水による最終ヒートシンク喪失の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられること，それらに該当しない深刻な損傷の場合には，可搬型のポンプ，電源等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることから，これらの各事故シーケンスを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はないと判断し，原子力規制委員会もこれを妥当として適合性判断をしたことが認められる。

したがって，被告がＴ．Ｐ．＋２４ｍを超える津波を想定する防潮堤損傷の事故シーケンスを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はないとしたことについて主張立証はされており，また，原子力規制委員会の上記適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということもできない。

イ　格納容器破損モードの選定について

原告らは，被告が用いた許容応力状態V_ASにおける格納容器の座屈の耐震裕度は，ベントライン下端の水位を前提に基準地震動Ｓｓに対して１．０２倍であるから，ベ

ントラインを超える位置まで水を注入した場合や基準地震動Ｓｓを超える地震動が到来した場合を格納容器破損モードに追加すべきであると主張する。

認定事実５(4)ウ（ア）のとおり，被告は，本件工認申請に当たって，本件発電所の格納容器について，設計基準対象施設としての許容応力状態$\mathrm{IV_AS}$に対する評価に加え，重大事故等対処設備としての許容応力状態$\mathrm{V_AS}$に対する評価を行った。許容応力状態$\mathrm{V_AS}$における評価は，被告において，従来の運転状態ⅠないしIV（認定事実４(6)ア（イ)）に加え，重大事故等が発生している状態としての運転状態Ｖを新たに定義するとともに，設計条件を超える運転状態Ｖの許容応力状態として$\mathrm{V_A}$を定義し，更に地震との組合せにおいては許容応力状態$\mathrm{V_AS}$を定義するなどの検討方針の下で行ったものであり，許容応力状態$\mathrm{V_AS}$の評価に当たっては，約７０日間の継続時間を要する重大事故等の状態について，基準地震動Ｓｓとの荷重の組合せを検討することとしたものである。具体的には，格納容器の許容応力状態$\mathrm{V_AS}$における座屈評価を行うに当たり，座屈評価に与える影響が厳しくなるよう，重大事故等対策の有効性評価の中で最もサプレッション・チェンバのプール水位が上昇するケースである，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」で代替循環冷却系が使用できない場合を仮定したケースを採用し，炉心の著しい損傷が既に生じた後の状態において想定するサプレッション・チェンバのプールの水荷重と，基準地震動Ｓｓによる荷重とを組み合わせた座屈評価を行っており，更に，その際のサプレッション・チェンバのプールの水荷重については，①重大事故等対策の有効性評価において，上記で挙げた「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」のうちの代替循環冷却系が使用できない場合では，格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）ないし耐圧強化ベント系の機能を維持すべく，これらが接続されているベントライン（底部から約１５．２ｍ）に達しないよう，プール水位が通常水位（約７ｍ）から＋６．５ｍ（底部から約１３．５ｍ）に到達した時点で格納容器スプレイを停止するなどしてプール水の水位を制御し，評価基準を満たすことができることを確認したにもかかわらず，当該ベントラインに達する水位（底部から約１５．２ｍ）を設定し，ま

た，②水荷重は底部コンクリートマット（底部ライナー部）に本来作用するにもかかわらず，Ｐ６に軸圧縮荷重として作用するとの保守的な条件を設定している。

したがって，重大事故等対策の有効性評価において，様々な想定の下，ベントライン（底部から約１５．２ｍ）に達しないよう，プール水位が通常水位（約７ｍ）から＋６．５ｍ（底部から約１３．５ｍ）に到達した時点で格納容器スプレイを停止するなどしてプール水の水位を制御し，評価基準を満たすことができることが確認されている中で，原告らが主張するようなベントラインを超える注水がどのように起こり得るかも明らかでなく，ベントラインを超える水位まで水を注入するような事態を想定しなければ，看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

また，設置許可基準規則３９条は，重大事故等対処施設について，基準地震動による地震力に対して重大事故などに対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることなどを要求しているところ（認定事実２(1)ア），被告は，許容応力状態V_ASにおける座屈評価において重大事故と基準地震動Ｓｓとを組み合わせて評価を行っているのであり，その上で更に基準地震動を超える地震を想定しなければ，看過し難い過誤，欠落があるということはできない。なお，原告らの主張する基準地震動を超える地震がどの程度のものを指すのかも明らかでないが，認定事実４(6)ア（エ）のとおり，座屈評価に用いられる座屈評価式は安全率１．５を考慮するなどしたもので，基準地震動を超える地震が発生した場合に直ちに座屈裕度を超えることにはならない。

したがって，許容応力状態V_ASにおいてベントラインを超える位置まで水を注入した場合や基準地震動Ｓｓを超える地震動が到来する場合を格納容器破損モードに加えていないことが設置許可基準規則３７条２項に適合しないとする原告らの主張は採用することができない。

ウ　有効性評価について

原告らは，常設低圧代替注水系ポンプの機能維持の裕度は，１．０６倍（許容値１．４Ｇ÷応答加速度（水平）の発生値１．３１Ｇ）にすぎず，地震動により高圧注水系

及び低圧注水系が機能喪失する場合に，常設低圧代替注水系ポンプだけは有効に働くという想定を合理的に説明することは不可能であると主張する。

認定事実１５(4)イ（ウ）ｂのとおり，被告は，上記の発生値１．３１Ｇは，ＪＥＡＧ４６０１で採用されている設計用床応答曲線よりも更に厳しい評価となる設備評価用床応答曲線を用いており，設計用床応答曲線を用いた場合の発生値は０．７２Ｇに留まることに加え，上記の機能確認済加速度（許容値）１．４Ｇは，ＪＥＡＧ４６０１－１９９１において，横形ポンプの評価基準として示されている値であるところ，ＪＥＡＣ４６０１－２０１５（原子力規制委員会による技術評価は行われていないが，ＪＥＡＧ４６０１－１９９１の後の知見が反映されたものでその信頼性を疑うべき事情は特段見当たらない。）によれば，横形（多段遠心式）ポンプの機能維持確認済加速度は，水平方向で４．０Ｇとされている。

したがって，常設低圧代替注水系ポンプの機能維持には一定程度の裕度が見込まれ，裕度が１．０６倍であることを理由として，直ちに常設低圧代替注水系ポンプの機能維持を想定することが不合理であるということはできない。

なお，原告らは，本件工認申請において，常設低圧代替注水系ポンプの最大加速度の発生値が１．５８Ｇとされており，許容値である１．４Ｇを超えているとも主張するが，同認定事実のとおり，上記発生値は強度設計において剛な場合の地震力として行った解析結果であり，機能維持評価には用いていないものであるから，許容値１．４Ｇと比較することが相当とはいえない。

以上によれば，常設低圧代替注水系ポンプが機能維持することを前提とする被告の重大事故等対策の有効性評価について，看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

エ　小括

以上によれば，重大事故等対策の有効性評価に係る新規制基準に不合理な点があるとは認められず，また，原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるとも認められない。

(2) 水素爆発対策について

ア ジルコニウム以外の金属―水反応について

原告らは，有効性評価ガイドにおいて，ジルコニウム以外の金属―水反応について記載がないことが不合理であると主張する。

しかし，認定事実１３(6)のとおり，既往の研究によると，ジルコニウム－水蒸気反応と比べて，ジルコニウム以外の金属―水反応により発生する水素量は著しく少ないものと考えられるから，有効性評価ガイドにこれが取り上げられていないことが不合理であるとはいえない。

イ 漏えい率，限界圧力・温度について

（ア）原告らの主張及び証人後藤の見解

原告らは，被告は，本件発電所の格納容器の限界圧力は２Ｐｄ（６２０Ｋｐａ［ｇａｇｅ］）まで，限界温度は２００℃までとしているが，①格納容器の設計上の許容漏えい率の確認は，常温で最高使用圧力（Ｐｄ）の０．９倍の空気圧力の条件下で，格納容器空間部容積の０．５％／日以下に漏えいがとどまっているかを確認するというもので，最高使用温度になった場合の水素の漏えい率を正確に把握することができておらず，その数値まで水素が漏れないとするが科学的な考察を欠く，②炉心溶融等の重大事故時には，圧力２Ｐｄ，温度２００℃を超えることを想定すべきである等と主張し，証人後藤も，その意見書（甲Ｃ４１・４～８頁）において，おおむねこれに沿う記述をし，格納容器のトップヘッドフランジ等のガスケットの有機シール材（シリコンゴム等）から水素が漏れる危険があるとしている。

（イ）格納容器の漏えい率（前記（ア）①）について

認定事実１５(3)イのとおり，格納容器の漏えい率については，常温，最高使用圧力の０．９倍の圧力，空気で格納容器内空間部容積の０．５％／日以下となるように設計されているが，これに加え，格納容器については放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを条件として設定される限界圧力・温度の妥当性について，格納容器本体及び実機条件下で漏えい要因となり得るトップヘッドフランジ，エアロック，配管貫

通部等を対象として，設計・建設規格に基づく評価等によりその妥当性が確認されている。なお，福島第一発電所事故の際の水素の漏えい経路も放射性物質の漏えい経路とほぼ同様であったと考えられている（認定事実１３(6)）。また，認定事実１５(3)イのとおり，被告は，トップヘッドフランジのシール材（ガスケット）について，従来はシリコンゴムを使用していたものの，福島第一発電所事故で同様のシール材が事故環境に曝されて劣化した可能性があることを踏まえ，より事故環境での性能特性に優れた改良ＥＰＤＭ（エチレンプロピレンゴム）製のシール材に変更することとし，実機を模擬した試験を行い，２００℃かつ１６８時間，２５０℃かつ９６時間，３００℃かつ２４時間の各条件で耐性を有していることを確認しており，閉じ込め機能を強化している。

原告らは，限界圧力・温度（２Ｐｄ（６２０Ｋｐａ［ｇａｇｅ］），２００℃）について，福島第一発電所事故以前は窒素ガスを媒体とする限界試験により漏えいの有無を求めていたことから，過大評価となっている旨主張し，証人後藤による同旨の意見書（同４頁）を提出するが，上記のとおり設計・維持規格等により妥当性が確認されたことには触れていないのであり，採用することができない。

また，認定事実１５(4)ウ（エ）のとおり，被告は，炉心の著しい損傷が生じた場合に格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素及び酸素を再結合させ，原子炉建屋内の水素の蓄積を抑える装置である静的触媒式水素再結合器を設置することとしており，その水素発生量は，燃料被覆管がジルコニウム－水反応により全て反応したときに発生する量（低圧代替注水系（常設）による冷却ができた場合の２倍に相当）を想定し，その漏えい率もAECの式により求めた漏えい率（約１．４％／日）の７倍以上に相当する漏えい率（１０％／日）で漏えいした場合を想定して必要な台数を設置しているのであって，被告は水素が漏えいした場合の対策を講じている。

したがって，限界圧力・温度まで水素が漏れないという想定を被告がしているという原告らの主張は前提を欠くものであり，また，漏えい率に係る被告の検討が不十分であるということもできない。

（ウ）限界圧力・温度（前記（ア）②）について

前記（イ）に説示したとおり，格納容器の限界圧力・温度について設計・建設規格に基づく評価等によりその妥当性が確認されており，また，米国サンディア研究所で行われた１０分の１スケールの格納容器の模擬試験体を用いた試験において当該試験体の設計圧の約５、９７倍に相当する値まで破損しなかったという知見が存在する（認定事実４(7)ア）。また，認定事実１３(3)イ（イ）ｂ，同１５(4)オ（イ）ｂのとおり，被告は，重大事故等対策の有効性評価において，有効性評価ガイドに基づき解析を行い，格納容器の限界圧力・温度を下回らないことを含めてその有効性を確認している。

証人後藤は，福島第一発電所事故の際，同１号機及び３号機の格納容器上部で４００℃を超えていたと考えられると指摘し（甲Ｃ４１・５頁，証人後藤９１～９２頁），認定事実１３(6)のとおり，各号機のドライウェルの温度は４００℃以上と推定されているが，認定事実１５(4)イ（ウ）ないし（オ），同ウ（ア）ないし（ウ）のとおり，被告が，福島第一発電所事故を踏まえて原子炉の注水機能，除熱機能等を強化し，格納容器の温度低下手段や溶融炉心の冷却手段を講じている中で，上記のとおり有効性評価で格納容器の限界圧力・温度を下回ることを含めてその有効性を確認していることに照らすと，福島第一発電所事故の例から直ちに限界圧力２Ｐｄや限界温度２００℃を超える想定をしなければならないともいえない。

さらに，証人後藤は，重大事故等に限界圧力・温度を超える原因として，格納容器スプレイ系の配管内に長期にわたって錆やごみ等が堆積しており冷却できない可能性を指摘する（同５頁，甲Ｃ７６の１・１１頁）が，認定事実１６(2)エのとおり，被告は，従来，定期事業者検査において，格納容器スプレイ冷却系のノズルを含むスプレイヘッダ内面について，ドライウェル及びウェットウェルの双方にわたり，直接目視又はCCDカメラによる間接目視を行い，その結果として，機能，性能に影響を及ぼす有意な変形，割れ，腐食等がなかったことを確認するなどしており，今後は新たな事業者検査制度の下で検査が行われることから，証人後藤の上記指摘は採用することができない。

ウ　水素爆発対策について

原告らは，被告の水素爆発対策について，静的触媒式水素結合装置を２４台設置しても，その処理能力は１台当たり約０．５ｋｇ／ｈであり，重大事故の際に想定される数百ｋｇの水素を処理することはできない，仮に原子炉建屋の天井の一部に水素排出設備（ブローアウトパネル）を設けたとしても，水素検知のセンサーの故障，開閉装置の故障，タイミングのずれがあれば水素爆発を防ぐことはできず，これらの設備については単一故障基準もないなどとして対策が不十分であると主張し，証人後藤も意見書（甲Ｃ４１・６頁）において水素処理能力が不足していると述べる。

しかし，認定事実１５(4)ウ（エ）のとおり，被告は，炉心の著しい損傷が発生した場合に発生する水素及び酸素が格納容器に流れ込んだ場合に備えて新たに可搬型窒素供給装置を配備することとし，格納容器圧力逃がし装置により格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気に放出することも可能であること，更に，これらの格納容器の破損を防止するための設備に加えて，水素爆発による原子炉建屋等の破損をも防止すべく，水素排出及び放射性物質低減のための非常用ガス処理系排風機，水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合器，水素濃度を測定し監視するための原子炉建屋水素濃度計等を設置することとしているのであって，そもそも原告らの挙げる静的触媒式水素再結合器のみによる対応が想定されているわけではない。

また，認定事実１３(6)のとおり，水素が発生した場合，水素ガスは，同一条件で比較して最も拡散しやすいガスであって，常圧，常温環境下での空気中の拡散係数は酸素の約３．４倍大きいとされるものであり，格納容器内で水素が発生した場合には徐々に原子炉建屋内に拡散に伴い漏えいすると考えられるところ，原子炉建屋は，地上６階建て（地上高さは約５６ｍ），平面が約６７ｍ（南北方向）×約６７ｍ（東西方向）という大きな建物である（認定事実5(1)イ）ことから，水素が原子炉建屋６階に溜まるまでは格納容器から漏えい開始後相当の時間を要すると考えられ，水素の漏えい開始後直ちに数百ｋｇの水素を処理することが求められるものではない。

その上で，前記イ（イ）で説示したとおり，静的触媒式水素再結合器を設置するに

当たって，燃料被覆管がジルコニウム－水反応により全て反応したときに発生する水素発生量（約１４００ｋｇ。低圧代替注水系（常設）による冷却ができた場合の２倍に相当）を想定し，その漏えい率もAECの式により求めた漏えい率（約１．４％／日）の７倍以上に相当する漏えい率（１０％／日）で漏えいした場合を想定するといった保守的な条件を重ねた検討を行い，必要な水素処理容量を有するように，原子炉建屋６階に２４個設置することとされている。証人後藤は，重大事故時の漏えい率をこのように抑えられる保証はないとも述べる（甲Ｃ４１・６頁）が，抽象的な指摘にとどまる。

なお，福島第一発電所事故の際，２号機はブローアウトパネルが開放されたため水素爆発に至らなかったとされている（前提事実６(1)）ところ，被告もブローアウトパネルを１０個設置することとしており（認定事実１５(4)ウ（エ)），認定事実１６(2)アないしウのとおり，品質保証，巡視点検を含む運転管理，保守管理等の各事項を定めた保安規定に基づき実施する保安活動を通じて故障等の確認がされることに照らすと，原告らの挙げる水素検知のセンサーの故障，開閉装置の故障，タイミングのずれを想定しなければ不合理であるともいえない。

エ　小括

以上によれば，水素爆発対策に係る新規制基準に不合理な点があるとは認められず，また，原子力規制委員会が設置許可基準規則３７条２項，５２条及び５３条に適合すると判断した過程に看過し難い過誤，欠落があるとも認められない。

(3)　水蒸気爆発対策について

ア　有効性評価ガイドの合理性

原告らは，水蒸気爆発による格納容器破壊は，極めて厳しい事故であり，水蒸気爆発の現象は解明されていないにもかかわらず，設置許可基準規則３７条２項の解釈において必ず想定する格納容器破損モードの一つとされる「圧力容器外の溶融燃料―冷却材相互作用」について，有効性評価ガイドは，実ウラン溶融酸化物を用いた実験では衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していないため水蒸気爆発の可能性は極めて低いこ

とを示すことなどを求めるにとどめていることが不合理であるなどと主張する。

認定事実１３(7)イ及びウのとおり，「圧力容器外の溶融燃料―冷却材相互作用」については，国内外において二酸化ウラン混合物等を用いるなどして種々の実験が行われており，また，ＡＬＰＨＡ試験，ＫＲＯＴＯＳ試験，ＦＡＲＯ試験，ＣＯＴＥＬＳ試験及びＴＲＯＩ試験を比較検討し，違いを科学的に分析した結果として，ＢＷＲの実機条件における溶融物温度や，実機条件においては外部トリガーとなる要因が考え難いことなどから，実機における大規模な水蒸気爆発に至る可能性は十分に小さいとする本件ＦＣＩ報告書が存在する。また，同１３(7)イ（カ）のとおり，原子力規制委員会は，経済協力開発機構／原子力機関（ＯＥＣＤ／ＮＥＡ）の行ったＳＥＲＥＮＡ計画において，ＴＲＯＩ試験の装置を用いて，溶融物の温度を現実的な条件とした実験を行い，外部トリガーを伴わない水蒸気爆発が生じていないことが確認されたとしている。

これに対し，証人後藤は，その意見書（甲Ｃ４１・９～２５頁）において，要旨，①水蒸気爆発は解明し切れていない現象であり，実機規模の有効なデータは得られておらず，被告の挙げる各種実験も実機の１００分の１以下の規模のものにすぎないとして，各種実験全体の信頼性の問題を指摘し，②ＫＲＯＴＯＳ試験は，溶融物量，溶融物温度（サブクール度），水深など多くのパラメータが限定された試験で比較すべきケース数も少なく，水蒸気爆発の発生の有無を評価し得ないものであること，ＦＡＲＯ試験及びＣＯＴＥＬＳ試験では外部トリガー有りの試験をしていないこと，ＴＲＯＩ試験では外部トリガーなしでも水蒸気爆発が発生しており，同試験の溶融物温度が実機条件より高いとするのは誤りであることなどから，外部トリガーがなければ水蒸気爆発が発生しないと断定することはできないことを挙げて個別の実験の信頼性や評価の問題を指摘するほか，③外部トリガーがなくても水蒸気爆発が起こる可能性があると指摘している。

しかし，上記①について，水蒸気爆発については，認定事実１３(7)アのとおり，高温の溶融物が水などの低温液体と接触してその周囲に蒸気膜が形成された後，何らか

の要因（トリガー）により，安定した蒸気膜が崩壊し，高温の溶融物が低温液体と再度接触するなどして大量の蒸気が発生して圧力波が生じ，この圧力波が低温液体中を伝播・拡大することで衝撃的な圧力波が発生するというその機序はある程度解明されており，また，科学の分野において，危険性等の観点から実機規模の実験が困難である場合には模擬モデルを用いて実験を行った上で分析を行うという手法を用いることもあり得るところであって，実機規模の実験データではないからといって，それだけで信頼性がないということはできない。そして，原子力規制委員会は，認定事実１３(7)エのとおり，これまで，水蒸気爆発の現象群を全体として把握する積分実験や，現象を個別に把握し，実機での影響評価や予測モデル開発に役立てることを目的とした個別効果実験が行われているところ，積分実験として位置付けられるＫＲＯＴＯＳ試験及びＴＲＯＩ試験では，実験に用いられたウラン酸化物を主成分とする溶融物の重量はいずれも実機と比べて少量であるものの，これは，装置の容量の範囲内で，落下した溶融物の全量を装置内で混合させ，外部トリガーを作用させやすくするという，意図的な条件で水蒸気爆発を発生させるために設定された条件であり，実規模の大量溶融炉心落下に関しては，こうした意図的に設定された条件の連鎖が発生する可能性は低いと考えられる等としており，証人後藤の指摘①は直ちに採用することができない。

また，上記②について，認定事実１３(7)ウのとおり，本件ＦＣＩ報告書は，ＫＲＯＴＯＳ，ＦＡＲＯ及びＣＯＴＥＬＳ試験などの各試験結果全体を考察して二酸化ウラン混合物を用いた場合に外部トリガーなしでは水蒸気爆発が発生していないと判断しているのであって，個別の試験を取り上げて比較すべきケース数が少ないであるとか外部トリガーありの条件での試験がないとする証人後藤の指摘は必ずしも適切とはいえず，また，ＴＲＯＩ試験については，二酸化ウラン混合物を用いた場合に外部トリガーがなくても水蒸気爆発が発生したケースがあるものの，溶融物温度が高く，実機条件と異なると考えられており，ＳＥＲＥＮＡ計画では実機条件で水蒸気爆発が発生していないことが確認されている（同イ，ウ）。なお，証人後藤は，その意見書

（甲Ｃ４１・１６頁）において，ＴＲＯＩ－１３の溶融物温度について，２００２年の文献で３３００Ｋ以上と発表された後，２００３年の文献で温度測定のデータを示しながら２６００Ｋと訂正されたことなどから後者の方が説得的である，ＴＲＯＩ－１４は実機条件に近い３０００Ｋであるなどとする高島武雄元横浜国立大学工学部教授（以下「高島博士」という。）の論文（甲Ｃ９３，丙Ｃ６３）を引用しているが，高島博士がその根拠とする論文は証拠として提出されておらず，少なくとも高島博士が引用するものとは別の２００２年の文献（丙Ｃ２１）において，ＴＲＯＩ－１３は３３００Ｋ以上であった可能性が高いとされており，これが訂正されたと認めるに足りる的確な証拠はない。ＴＲＯＩ－１４が実機条件と異なることは認定事実１３(7)ウのとおりである。

したがって，個別の実験の信頼性又は評価を問題とする証人後藤の指摘②は採用することができない。

上記③について，証人後藤は，トリガーは，しばしば自発的に発生することがあると同時に，必ずしも外部から強い外乱（例えば圧力パルス）によってのみ発生するとは限らないとし（甲Ｃ４１・２３頁），また，同証人及び高島博士の論文（甲Ｃ９２・９０４頁）は，過酷事故時に，１００ｔにも及ぶ溶融物が水プールに落下した場合は，少量の水を溶融物と水プール底部や壁との間に囲い込んだり，水を含む固形物を囲い込んだりし，囲い込まれた水が急蒸発して，水蒸気泡が急膨張することで，水蒸気爆発のトリガーとなる可能性があり，また，外部から流入する水流の発生や水温の急変や水素爆発による圧力パルスなどもトリガーとなり得ると指摘する。しかし，実機の原子炉圧力下部には，制御棒駆動機構ハウジング，炉内計装ハウジング等の貫通部が複数あることから，原子炉圧力容器破損時には複数個所から溶融炉心が落下すると考えられるが，大量の溶融炉心が１箇所から落下するとした保守的なシナリオを仮定しても，勢いよく蒸気が発生することで，溶融炉心と冷却水の接触を妨げ粗混合が抑制されるため，トリガリングは発生しにくいと考えられていることや，水蒸気爆発に寄与する溶融炉心量は，その時点で流下している溶融炉心量の一部であり，既に床面に

堆積した溶融デブリは寄与しないということから，実現象において，原子炉格納容器下部に蓄えられた水に落下させる溶融炉心量を増やしたとしても，それに比例して現象が厳しくなることはないとされていること（認定事実１３(7)エ）等に照らし，そのようなトリガーが発生するかは明らかとはいえず，直ちにそのような想定をしなければならないとは認め難い。

したがって，実機において外部トリガーがなくても水蒸気爆発が起きるとする証人後藤の指摘③も直ちに採用することができない。

そうすると，水蒸気爆発について，有効性評価ガイドが，実ウラン溶融酸化物を用いた実験では衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していないため水蒸気爆発の可能性は極めて低いことを示すことなどを求めるにとどめていることが不合理であると断じることはできない。

イ　水蒸気爆発対策

原告らは，被告が，炉心の著しい損傷が発生し溶融炉心が落下した場合の備えとして，格納容器の下部（ペデスタル部）に注水し，格納容器下部注水系（常設）を新たに設けるとともに，あらかじめ１ｍの水位をペデスタルに確保した上で，溶融炉心によるコンクリート侵食影響を抑制し，ペデスタルの健全性を確保するため，ペデスタルの床面を平坦化するとともに，床面及び壁面に耐熱材（コリウムシールド）を設置するとしていることについて，水位を維持する装置の一つであるスワンネックの配管が詰まって想定以上の水位になり，より厳しい水蒸気爆発を起こす可能性が否定できない，大量のデブリが落下してきたとき，想定どおり冷却ができるかも不明であるなどとし，溶融燃料（コア）の受け皿を用意する設備であるコア・キャッチャーを備えないことが不合理であると主張し，証人後藤も同旨の見解を述べる（甲Ｃ４１・２５～２８頁，証人後藤５３～５６頁）。

しかし，認定事実１５(4)ウ（ウ）のとおり，被告は，１ｍ以上の水位にある余剰水を排水するための設備として，ペデスタル床面から１ｍの高さにある逆Ｕ字型のスワンネック構造の導入管を設けることとしているところ，導入管は，落下物の影響を受

けることがないよう，周囲には柵を設置し，異物を想定した試験により排水能力に影響がないことを確認していること，スワンネック構造を流入口とする排水流路については，圧力容器破損前にペデスタル内の水位１ｍを達成した時点で排水弁を閉止することとされているため圧力容器破損後も水位を制御し続けるものではないことから，スワンネックの配管が詰まるということは現実的に想定し難いし，また，原告らが主張する大量のデブリが落下する場合の想定も具体的に明らかではない。

そうすると，被告の水蒸気爆発に対する有効性評価や対策について，原子力規制委員会が設置許可基準規則３７条２項及び５１条に適合すると判断した過程に看過し難い過誤，欠落があるとまではいえない。

(4) 大規模損壊対策について

原告らは，実用炉規則及び技術的能力に係る審査基準の大規模損壊対策に関する規定は，具体的な大規模損壊の選定とそれに対する有効性評価を求める規定もないなど，規制の内容に不備があると主張する。

しかし，実用炉規則及び技術的能力に係る審査基準の大規模損壊対策に関する規定は，認定事実１３(8)のとおり，大規模損壊は，設計上想定する自然現象を大幅に超える大規模な自然災害等によるものであり，原子炉施設の一定の範囲が著しく損壊すると考えられ，そのような事態にあっては，放射性物質の放出を低減することなどが全くできなくなることを避けることが重要であることから，大規模損壊という極限的な状態をあらかじめ想定し，施設や設備を柔軟に用いることができるよう手順等を準備するとともに，工場等外への放射性物質の放出を低減するために有効な設備が一切機能しないことにならないよう要求することとしたものであり，大規模損壊が上記の極限的な状態を前提としていることに照らすと，実用炉規則及び技術的能力に係る審査基準において，具体的な大規模損壊の選定及び有効性評価を求めることなく，手順等による対応を要求することもやむを得ないといえ，不合理であるとはいえない。

８　争点７－３（本件発電所の維持管理）について

(1) 老朽化（中性子脆化を除く）について

原告らは，本件発電所が原子炉等規制法で原則とされる４０年間の運転期間を過ぎたものであるところ，被告において，老朽化した箇所を速やかに，かつ，漏れなく発見することのできる検査体制は確立されていない上，近時，機器の老朽化が原因で発生したと思われる故障を多発させているなど，その老朽化は深刻であって安全性を備えていないと主張し，老朽化現象の例として，蒸気乾燥器のひび割れ，シュラウドサポートのひび割れ，残留熱除去系海水系配管の減肉及び主蒸気逃がし安全弁の内部部品の折損・脱落の事例を挙げる。

しかし，被告は，認定事実１４(1)，(2)，同１６(2)，(3)イ，ウのとおり，本件発電所について，品質保証，運転管理，保守管理，各種点検に加え，保安に関する技術的情報の共有・公開をも通じて維持管理し，事故防止に係る安全確保対策（同１５(1)～(4)）の実効性を確保するための対応を行っており，更には，本件発電所の運転期間延長認可申請をするに当たって，延長ガイドや高経年化対策実施ガイドを踏まえて，着目すべき経年劣化事象に応じた点検部位を対象とする特別点検や，安全上重要な設備等を評価対象機器として抽出し，使用材料及び環境に応じた経年劣化事象を抽出した上で設備の劣化状況に関する技術的な評価（劣化状況評価）を行い，その結果を踏まえた長期保守管理方針を策定し，２０年間の延長期間を含め合計６０年間の運転期間にわたり健全性を維持できることを確認している。

また，原告らが老朽化事象の例として挙げる蒸気乾燥器のひび割れ，シュラウドサポートのひび割れ，残留熱除去系海水系配管の減肉，主蒸気逃がし安全弁の内部部品の折損・脱落については，認定事実１６(3)ウ（ウ）ｂ，同(4)アないしウのとおり，これらの事象はいずれも定期検査の際に発見されたものであり，シュラウドサポートのひび割れについては，維持規格や「亀裂その他の欠陥の解釈」に従い耐震安全上の影響がないことを確認し，蒸気乾燥器のひび割れについても影響がないことを確認の上，いずれも現状の点検などの対応を継続することとし，残留熱除去系海水系配管の減肉及び主蒸気逃がし安全弁の内部部品の折損・脱落についてはいずれも復旧，交換などの対応を行っている。

このほか，原告らは，平成１６年の定期検査の際に発見された高圧炉心スプレイ系スプレイノズルのデフレクタの落下，平成１１年の中性子計測ハウジングのひび割れの事例に係る証拠も提出するが，認定事実１６(4)エのとおり，いずれも数十個ある同種機器の一つであり，安全機能に直ちに影響を及ぼすものとは解されず，また，当該事象の原因を分析しこれを踏まえた対応がされている。

このように，原告らの挙げる事象については，いずれも定期検査の際に発見され，状況に応じた対応がされており，前提事実７(5)のとおり，平成２９年法律第１５号による原子炉等規制法の改正によって検査制度が強化されること等も踏まえると，これをもって本件発電所が老朽化しており安全性を欠くとはいえない。

(2)　中性子照射脆化について

原告らは，老朽化した原子力発電所は，中性子照射脆化による延性破壊の危険があるところ，本件発電所の圧力容器の監視試験片については，監視試験片脆性遷移温度がほとんど上昇していないだけでなく，溶接金属や熱影響部に至っては初期値よりも低くなるという不自然な経過をたどっており，試験結果の信頼性を欠くと主張する。

認定事実１６(3)ウ（イ）ｂのとおり，一般には，中性子照射量が多くなるにつれて中性子照射脆化が進んで，関連温度の移行量は増加しつつ上部棚吸収エネルギーは低下するようにして遷移曲線が移行するとされているところ，本件発電所の監視試験片に係る第１回から第４回までの試験結果は同認定事実のとおりであり，第４回試験の溶接金属及び熱影響部の関連温度は，初期値が－２５℃に対し，溶接金属が－２７℃（関連温度移行量－２），熱影響部が－３０℃（同－５）と負の値を示している。

もっとも，同認定事実によれば，製鋼技術の進歩に伴い，鋼材の銅，りん等の不純物成分が極めて低く抑えられるようになってきていることから，圧力容器から取り出した監視試験片が受けた中性子照射量が比較的小さい場合には，顕著な脆化傾向が現れず，照射前後の衝撃試験の結果に有意な差が生じ得ないことがあり，遷移領域のデータの変動により照射後の遷移温度の移行量が負の値を示すことすらある。

また，認定事実５(3)ウのとおり，本件発電所では，中性子照射脆化対策として，材

料の脆性遷移温度の初期値及びその上昇の程度が，材料の種類，材料中の不純物の含有量，材料に対する熱処理の方法によって左右されることを踏まえ，圧力容器の材料として，高い延性かつ靭性を有する低合金鋼を使用し，不純物の含有量を低く抑えるとともに，焼入れ・焼戻しの熱処理を施すという設計・建設段階の対策を講じている。

これらを踏まえると，監視試験片の第４回の関連温度の移行量が負の値を示しているものがあることなどをもって，直ちに本件発電所の監視試験片による試験結果が不自然であるということはできない。

(3)　小括

前記(1)及び(2)に説示したところによれば，維持管理に係る新規制基準に不合理な点があるとは認められず，また，本件運転期間延長認可及び長期保守管理方針の策定等に伴う保安規定変更認可（前提事実１０）に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるということはできない。

９　争点７（事故防止に係る安全確保対策及びその実効性を確保するための対応）についての総括

以上によれば，争点７－１及び７－２に関し，原子力規制委員会は，本件発電所の事故防止対策について，内部火災対策（認定事実１５(4)エ）は，設置許可基準規則８条の規定に適合するものであり，重大事故等対策（同(1)ないし(4)）は，設置許可基準規則３７条等の規定に適合するものであると判断しているところ（同(5)），事故防止対策に係る新規制基準に不合理な点があるとは認められず，また，事故防止対策に係る原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるとも認められない。

争点７－３に関し，原子力規制委員会は，本件運転期間延長認可申請の内容が実用炉規則１１４条の規定に適合するものであると判断し，長期保守管理方針の策定等に伴う保安規定変更認可申請（前提事実１０）についても，高経年化技術評価が高経年化対策実施ガイドの内容により実施され，長期保守管理方針は劣化状況評価の結果を踏まえて作成されたものであると判断したところ（認定事実１６(5)），これらの新規

制基準に不合理な点があるとは認められず，また，原子力規制委員会の適合性判断について，看過し難い過誤，欠落があるとも認められない。

第８　争点８（立地審査及び避難計画）について

１　認定事実１７（立地審査指針）

掲記の証拠及び弁論の全趣旨によれば，立地審査指針について，以下のとおり認められる。

(1)　立地審査指針について（甲Ｇ６３，乙Ｂイ９，１９）

ア　立地審査指針の内容等

立地審査指針（前提事実７(4)イ）は，平成２４年改正前の原子炉等規制法２４条１項４号が「原子炉施設の位置，構造及び設備が核燃料物質・・・又は原子炉による災害の防止上支障がないものであること」に適合することを原子炉設置許可の基準として求めていることを踏まえて策定された指針の一つであり，本件発電所について原子炉設置許可処分がされた昭和４７年１２月当時，原子力委員会の内規として存在し，当時の処分行政庁により審査基準として用いられていたものであり，その内容（昭和３９年５月２７日原子力委員会決定，平成元年３月２７日一部改訂原子力安全委員会）は，以下のとおりである（なお「原子炉立地審査指針」及び「原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的判断のめやす」を併せて「立地審査指針」と略称しているため，後者に当たる部分について注記した。）。

（ア）原則的立地条件（１．１）

原子炉は，どこに設置されるにしても，事故を起さないように設計，建設，運転及び保守を行わなければならないことは当然のことであるが，なお万一の事故に備え，公衆の安全を確保するためには，原則的に次のような立地条件が必要である。

ａ　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であるが，将来においてもあるとは考えられないこと。また，災害を拡大するような事象も少ないこと（以下「原則的立地条件(1)」という。）。

ｂ　原子炉は，その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること

（以下「原則的立地条件(2)」という。）。

c　原子炉の敷地は，その周辺も含め，必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること（以下「原則的立地条件(3)」という。）。

（イ）基本的目標（１．２）

万一の事故時にも，公衆の安全を確保し，かつ原子力開発の健全な発展をはかることを方針として，この指針によって達成しようとする基本的目標は次の三つである。

a　敷地周辺の事象，原子炉の特性，安全防護施設等を考慮し，技術的見地からみて，最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故（旧重大事故）の発生を仮定しても，周辺の公衆に放射線障害を与えないこと（以下「基本的目標ａ」という。）。

b　更に，重大事故（旧重大事故）を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故（仮想事故）（例えば，重大事故（旧重大事故）を想定する際には効果を期待した安全防護策のうちいくつかが動作しないと仮想し，それに相当する放射性物質の放散を仮想するもの）の発生を仮想しても，周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと（以下「基本的目標ｂ」という。）。

c　なお，仮想事故の場合には，集団線量に対する影響が十分に小さいこと（以下「基本的目標ｃ」という。）。

（ウ）立地審査の指針（２．１～２．３）

立地条件の適否を判断する際には，上記の基本的目標を達成するため，少なくとも次の三条件が満たされていることを確認しなければならない。

a　原子炉の周囲は，原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。ここにいう「ある距離の範囲」としては，重大事故（旧重大事故）の場合，もし，その距離だけ離れた地点に人がいつづけるならば，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をとるものとし，「非居住区域」とは，公衆が原則として居住しない区域をいうものとする。（以下「指針１」という。）

「ある距離の範囲」の判断の目安は，甲状腺（小児）に対して１．５Ｓｖ，全身に

対して０．２５Ｓｖである（「原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的判断のめやす」）。

ｂ　原子炉からある距離の範囲内であって，非居住区域の外側の地帯は，低人口地帯であること。ここにいう「ある距離の範囲」としては，仮想事故の場合，何らの措置を講じなければ，範囲内にい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をとるものとし，「低人口地帯」とは，著しい放射線災害を与えないために，適切な措置を講じうる環境にある地帯（例えば，人口密度の低い地帯）をいうものとする。（以下「指針２」という。）

「ある距離の範囲」の判断の目安は，甲状腺（成人）に対して３Ｓｖ，全身に対して０．２５Ｓｖである（「原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的判断のめやす」）。

ｃ　原子炉敷地は，人口密集地帯からある距離だけ離れていること。ここにいう「ある距離」としては，仮想事故の場合，全身線量の積算値が，集団線量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をとるものとする。（以下「指針３」という。）

「ある距離だけ離れていること」の判断の目安は，外国の例（例えば２万人Ｓｖ）を参考とする（「原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的判断のめやす」）。

イ　立地審査指針の趣旨（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３７９～３８３頁）

立地審査指針は前記アのとおりであり，まず，事故時に公衆の安全を確保するために必要な「１．１原則的立地条件」を定め，これを踏まえて達成すべき「１．２基本的目標」を設定し，「２立地審査の指針」により立地条件の審査を行うこととされた。そして，原則的立地条件(1)～(3)，基本的目標ａ～ｃ及び立地審査の指針１～３の対応関係を踏まえた規定の趣旨は以下のとおりまとめられる。

（ア）原則的立地条件(1)

原則的立地条件(1)は，原子炉施設の安全性に関し外部的事象の影響について定めたもので，大きな事故の誘因となる外部事象がない地点を選ぶためのものである。

（イ）原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１（非居住区域）

原則的立地条件(2)は，原子炉施設で発生し得る大きな事故が敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないため，原子炉施設の公衆からの一定の離隔を要求するものであり，基本的目標ａと関係し，基本的目標ａを達成するために指針１が定められている。

すなわち，敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないため，旧重大事故を想定した上で，目安として，甲状腺（小児）に対し１．５Ｓｖ，全身に対して０．２５Ｓｖを超える範囲は非居住区域であることが求められる。

（ウ）原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２（低人口地帯）

原則的立地条件(3)は，必要に応じ防災活動を講じ得る環境にある地帯とするための要求であり，基本的目標ｂと関係し，基本的目標ｂを達成するために指針２が定められている。

すなわち，防災活動を講じ得る環境にある地帯とするため，仮想事故を仮想した上で，目安として，甲状腺（成人）に対し３Ｓｖ，全身に対して０．２５Ｓｖを超える範囲は低人口地帯であることが求められる。

（エ）原則的立地条件(3)・基本的目標ｃ・指針３

原則的立地条件(3)は，集団線量の見地から原子炉施設周辺の社会環境への影響が小さい場所を選ぶためのものでもあり，基本的目標ｃと関係し，基本的目標ｃを達成するために指針３が定められている。

すなわち，社会的影響を低減するため，仮想事故を仮想した上で，目安として，全身線量の人口積算値が例えば２万人Ｓｖを下回るように，原子炉敷地が人口密集地帯から離れていることが求められる。

ウ　立地審査指針と深層防護の考え方との関係（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３８３，３８４頁）

（ア）原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１（非居住区域）

平成２４年改正前の原子炉等規制法においては，深層防護の第４の防護レベルであ

るシビアアクシデント対策については，法的要求事項とされておらず，事業者の自主的な対応という位置付けにとどまっており，このような中で，立地審査指針の原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１は，旧重大事故を想定した上で，人に対する目安線量を設定し，その条件を満たす離隔距離を確保することで，放射線リスクの抑制という目標を達成することにより，深層防護の第４の防護レベルにつき一定の役割を担うものであった。

（イ）原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２（低人口地帯）

また，立地審査指針の原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２において要求している低人口地帯は，急性障害を避けるための非居住区域と異なり，避難など適切な措置を講じることにより放射線による影響を低減することが想定されている地域であり，そのような地域において防災を考える際の避難のしやすさを考慮したものであって，深層防護の第５の防護レベルそのものではないものの，深層防護の第５の防護レベルの領域である防災活動を容易にする効果を担うはずであった。

エ　平成２４年改正前の原子炉等規制法下の審査における立地審査指針の適用の結果（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３８４，３９３～３９５，３９７～３９９頁）

（ア）原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１（非居住区域）

立地審査指針に基づいて立地の妥当性を評価するに当たり，旧重大事故は，設計基準事故を超える条件を仮定するものであるが，事故の具体的な進展などを考慮せず，安全評価審査指針に定められた評価条件を前提として設定し，例えば，核燃料が多少損傷し，核分裂生成物が一定程度放出されると仮定する一方，ＥＣＣＳ（非常用炉心冷却設備）が運転できること，交流動力電源も利用できること，放射性物質の漏えい条件については，原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を仮定して評価するものの，原子炉格納容器は破損しないこと等を前提として評価していた。そのため，既許可の原子炉施設の審査において，旧重大事故の発生を仮定した上で目安線量を超える区域である「非居住区域」を評価すると，その範囲は発電所敷地内に収まり，敷地外における「非居住区域」が設定されることはなかった。

（イ）原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２（低人口地帯）

仮想事故は，旧重大事故と同様，その影響を評価する際，事故の具体的な進展などを考慮せず，安全評価審査指針に定められた評価条件を前提として設定し，例えば，核燃料が著しく損傷し，核分裂生成物が原子炉格納容器内に大量に放出されると仮定する一方，ＥＣＣＳ（非常用炉心冷却設備）が運転できること，交流動力電源も利用できること，放射性物質の漏えい条件については，原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を仮定するものの，原子炉格納容器は破損しないこと等を前提として評価していた。そのため，仮想事故の発生を仮想した上で目安線量を超える地帯である「低人口地帯」を評価すると，その範囲は発電所敷地内に収まっていたため，敷地外が「低人口地帯」である必要もないこととなり，敷地外での防災活動に役立つものとはならなかった。

(2) 新規制基準において立地審査指針を採用しない原子力規制委員会の考え方（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・３８５～４０２頁）

原子力規制委員会は，設置許可基準規則において立地審査指針を採用せず，また，設置許可基準規則解釈においても引用しておらず，新規制基準において，立地審査指針は，審査基準として使用されていない（前提事実７(4)イ）。

この点に係る原子力規制委員会の考え方は，以下のとおりである。

ア　原則的立地条件(1)について

原則的立地条件(1)については，設置許可基準規則においては，原子炉施設の敷地及び周辺の外部事象に関する審査事項として，地盤，地震，津波，火山，洪水，台風，竜巻などの外部事象（同規則３～６条）等による損傷防止の観点で個別具体的に要求されており，これらの事象により安全機能が損なわれると評価される場合には許可されないことにより立地が制限されるため，自然的条件ないし社会的条件に係る個別的な規定との関係で考慮されている。

イ　原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１（非居住区域）について

新規制基準策定以前は，原子炉施設を構成する安全上重要な構築物・系統・機器は，

安全設計審査指針によりその信頼性を担保し，かつ，原子炉施設全体としての安全設計は，安全評価審査指針により安全評価を行ってその適切性を担保し，その上で設計基準事故より厳しい解析条件を旧重大事故の想定において設定して立地評価を実施するものとされていた。

しかし，福島第一発電所事故の発生を契機に，深層防護の考え方をより厳格に適用することとされ，原子炉等規制法４３条の３の６第１項の施行により，従前，自主的対策として位置付けられていた重大事故等対策が新たに設置（変更）許可に係る法的な規制要求事項として追加されたことに伴い，従前，立地審査指針及び安全評価審査指針を用いて設計基準事故を超える事象の想定をしていた内容を再検討することとした。立地審査指針による審査については，前記(1)エ（ア）のとおり無条件に格納容器が健全であることを前提に評価しているとの批判もあり，上記のとおり重大事故等対策が法的要求事項となったことから，炉心の著しい損傷や原子炉格納容器破損に至りかねない事象を具体的に想定した上で重大事故等対策自体の有効性を評価することで，より適切に「災害の防止上支障がないこと」について判断できると評価した。具体的には，設置許可基準規則において，発電用原子炉施設は，設計基準事故を超えるものとして，重大事故（炉心の著しい損傷）に至るおそれがある事故が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものであることを要求し（設置許可基準規則３７条１項），同措置については，最新の科学的知見を踏まえた確率論的リスク評価の手法を用いて具体的な事故の進展を検討し，重大事故等対策自体の有効性を評価することとした。そして，この評価においては，例えば，ＥＣＣＳの機能が喪失する事故を想定する場合，一度機能喪失した機器等は機能復旧を認めないなど，厳しい条件を設定するものとしている。このように炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を評価した結果，対策が有効であれば，炉心の著しい損傷はなく，格納容器は健全であり，外部への放射性物質の放出はほぼないため，敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないと考えられる。なお，ＢＷＲ（沸騰水型）においては，除熱のためフィルタ・ベント設備等の格納容器圧力逃がし装置を使

用し，放射性物質が放出される事態も想定されるが，その場合においても周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないように，敷地境界において発生事故当たりおおむね５ｍＳｖ以下であることが要求される。原子力発電所の敷地は人が居住しない区域であるため，おおむね５ｍＳｖ（０．００５Ｓｖ）以上の区域は非居住区域であることを要求していることと同等であり，立地審査指針の原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１における非居住区域を定める目安線量（甲状腺（小児）に対し，１．５Ｓｖ，全身に対して０．２５Ｓｖ）より大幅に厳しい基準となっている。

このようにして，立地審査指針の原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１が原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であることを要求することで達成しようとしていた，原子炉施設で発生し得る大きな事故が敷地周辺の公衆に確定的影響を与えないことについては，設置許可基準規則等により厳しい条件を設定し厳しい基準で審査することにより，より適切に「災害の防止上支障がないこと」について判断できると評価し，設置許可基準規則においては，立地審査指針における原則的立地条件(2)（原子炉は，その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること）を採用しないこととした。

ウ　原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２（低人口地帯）について

原子力防災対策について，５０年以上前の立地審査指針策定当時は，原子力災害については災害対策基本法で対応することとなっていたが，平成１１年のウラン加工工場での臨界事故の発生を契機に災害対策基本法の特別法として原子力災害対策特別措置法が制定され，異常発生時における事業者から国や関係自治体への通報の義務化，通報基準及び原子力緊急事態宣言等の発出に係る基準の明確化，原子力災害対策本部を設置しその本部長（内閣総理大臣）に強力な権限を付与する等の国の緊急時対応体制の強化といった原子力災害防止対策の充実強化が図られた。また，平成２３年の東日本大震災を契機として，原子力災害対策特別措置法を改正して新たに法定化された原子力災害対策指針において，段階的避難の考え方を導入し（ＰＡＺ，ＵＰＺの導入），防護措置の判断基準を具体的に規定し（ＥＡＬ，ＯＩＬの導入），要配慮者の防護措置

について規定するなど，原子力防災対策を大幅に充実強化した。すなわち，立地審査指針の決定当時に比べ，深層防護の第５の防護レベルである原子力防災対策は，格段に充実強化された。

また，立地審査指針の原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２は，原子炉の立地が避難を容易にする環境であることでその地域の公衆に著しい放射線災害を与えないようにするためのものであるが，深層防護の第５の防護レベルである原子力防災そのものの要求をしているわけではなく，また，前記(1)エ(イ)のとおり，仮想事故においても，安全評価審査指針により原子炉格納容器は破損していないことなどを前提条件として評価した結果，低人口地帯であるべき地帯は発電所敷地内に収まることとなって，敷地外が低人口地帯である必要はなくなってしまい，敷地外での防災活動に役立つものではなかった。

このように，立地審査指針の原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２は，現実には具体的な防災の実行と結びついておらず，また，原子力防災体制が，立地審査指針決定当時と比較して大幅に強化されたことから，意義を失い，その役割を終えたものと判断し，現在の規制においては採用しなかった。

エ　原則的立地条件(3)・基本的目標ｃ・指針３について

立地審査指針の原則的立地条件(3)・基本的目標ｃ・指針３は，社会的影響の観点から，集団線量を考慮して人口密集地帯からの離隔を要求するものであるところ，集団線量については，国際放射線防護委員会による２００７年勧告においても，大集団に対する微量の被ばくがもたらす集団実効線量に基づくがん死亡数の計算は，合理的でなく，不確かさが大きく，避けるべきとされていること，社会的影響の考慮としては，福島第一発電所事故を踏まえ，半減期の長い放射性物質の総放出量という観点から規制を行うことが合理的であり，環境保全の観点からも適切であり，また，原子力発電所の近隣に住む住民が避難する事態が生じたとしても，長期間帰還できない地域を生じさせないことがより重要であるという観点から，採用しないこととした。

そして，放射性物質の総放出量については，放射性物質による環境への汚染の視点

も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることが求められるところ，想定する格納容器破損モードに対して，想定される放出量が多く半減期が約３０年と長いセシウム１３７の放出量が１００ＴＢｑを下回ることを確認するとした（設置許可基準規則３７条２項，同解釈２－３（ｃ），有効性評価ガイド３．２．１（６））。具体的には，ＢＷＲの場合，炉心損傷後，事故が拡大し格納容器内の圧力が高まることにより格納容器の破損が懸念される場合，例えば，格納容器内を減圧するためベントを行うが，フィルタ・ベントを使用することにより，放射性物質の放出量が大幅に低減できているか等を評価する。福島第一発電所事故では，福島第一発電所から環境へのセシウム１３７の総放出量は約１万ＴＢｑであったと評価されており，総放出量が約１００ＴＢｑ以下であれば，環境への放射性物質による汚染の影響を抑えることができ，長期避難を余儀なくされる区域が発生するほどの環境の汚染が生じるリスクは，相当程度少なくなることが見込まれ，社会的影響を低く抑えることができると判断した（丙Ｈ６別紙２・７０～７１頁）。

２　認定事実１８（原子力災害対策法制及び本件発電所周辺の地方自治体における避難計画の策定状況等）

原子力災害対策に係る法令の定め等の法的枠組みは，次の(1)のとおりであり，これに加え，証拠（甲Ｆ２２，甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・７０～８０頁，甲Ｇ６８，甲Ｇ９９～１０４，甲Ｇ１４４，甲Ｇ１４５の１及び２，甲Ｇ１４７，甲Ｇ１４８，甲Ｇ１５７（丙Ｇ５０），甲Ｇ１５８，丙Ｇ３６，丙Ｇ３７，丙Ｇ５１～５６）及び弁論の全趣旨によれば，避難計画の策定状況等に関して，以下の(2)～(4)の事実が認められる。

(1)　原子力災害対策に係る法的枠組み等

ア　法的枠組み

原子力災害対策の法的枠組みの概要は，災害対策基本法及びその特別法である原子力災害対策特別措置法に基づき，原子力災害を未然に防止し，これが発生した場合はその被害の拡大を防ぐとともに災害の復旧を図るというものである。深層防護の第５の防護レベルは，我が国の法制上，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法に

基づいて措置されている。

すなわち，災害対策に関する事項については，災害対策基本法において総合的かつ計画的な防災行政の整備及び推進を図ることとしており（同法１条），この災害対策基本法の特別法である原子力災害対策特別措置法は，適切な対応を行うためには専門的な知見や特別の装備を必要とするという原子力災害の特殊性に鑑み，原子力災害の予防に関する原子力事業者の義務等，原子力緊急事態宣言の発出及び原子力災害対策本部の設置等並びに緊急事態応急対策の実施その他原子力災害に関する事項について特別の措置を定めることにより，原子炉等規制法，災害対策基本法その他原子力災害の防止に関する法律と相まって，原子力災害に対する対策の強化を図り，もって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いる（原子力災害対策特別措置法１条）。

イ　国の責務

国は，組織及び機能の全てを挙げて防災に関し万全の措置を講じる責務を有し（災害対策基本法３条１項），原子力災害についても，原子力災害対策特別措置法及び関係法律の規定に基づき，緊急事態応急対策等の実施のために必要な措置を講ずることなどにより，上記責務を遂行しなければならないとされている（原子力災害対策特別措置法４条１項）。

内閣府に設置された中央防災会議は，地震災害や津波災害等とともに，原子力災害についても，防災基本計画を作成することとされている（原子力災害対策特別措置法２８条，災害対策基本法３４条）。

一方，原子力規制委員会は，中央防災会議が作成する防災基本計画に適合して，原子力事業者，地方公共団体等による原子力災害予防対策，緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策（以下「原子力災害対策」という。）の円滑な実施を確保するため，原子力災害対策として実施すべき措置に関する基本的な事項，実施体制に関する事項，原子力災害対策を重点的に実施すべき区域の設定に関する事項及び原子力災害対策の円滑な実施の確保に関する重要事項を内容とする原子力災害対策指針を定め，これ

を公表することとされている（原子力災害対策特別措置法６条の２，災害対策基本法２条８号）。

また，内閣に置かれ，内閣総理大臣を議長とし，原子力規制委員会委員長等を副議長とする原子力防災会議は，原子力災害対策指針に基づく施策の実施の推進その他の原子力事故が発生した場合に備えた政府の総合的な取組みを確保するための施策の実施の推進等の事務をつかさどるものとされている（原子力基本法３条の３，３条の４，３条の５）。

ウ　原子力災害対策指針（平成２４年１０月３１日制定，令和２年２月５日最終改正）（甲Ｇ１５８）

原子力災害対策指針は，「原子力災害」として，①原子力災害及び原子力事業者の責任，②放射性物質又は放射線の放出形態及び被ばくの経路，③原子力災害の特殊性，④放射線被ばくの防護措置の基本的考え方を明らかにした上で，「原子力災害事前対策」として，①原子力災害事前対策の基本的考え方，②緊急事態における防護措置実施の基本的考え方，③原子力災害対策重点区域，④原子力事業者が講ずべき原子力災害事前対策，⑤緊急時における住民等への情報提供の体制整備，⑥緊急時モニタリングの体制整備，⑦原子力災害時における医療体制等の整備，⑧平時からの住民等への情報提供，⑨オフサイトセンター等の整備，⑩諸設備の整備，⑪防災関係資料の整備，⑫防災業務関係者等に対する教育及び訓練について定め，「緊急事態応急対策」として，①緊急事態応急対策の基本的な考え方，②異常事態の把握及び緊急事態応急対策，③緊急時モニタリングの実施，④緊急時における住民等への情報提供，⑤防護措置，⑥核燃料物質等の輸送時の災害対策について定めている。そのうち，「原子力災害」の②放射性物質又は放射線の放出形態及び被ばくの経路，「原子力災害事前対策」の③原子力災害対策重点区域，②緊急事態における防護措置実施の基本的考え方及び⑧平時からの住民等への情報提供，並びに「緊急事態応急対策」の⑤防護措置について，次のとおり定めている。

（ア）放射性物質又は放射線の放出形態及び被ばくの経路

原子力災害対策を的確に実施するためには，放射性物質又は放射線の放出の形態及び住民等の生命又は身体に危険を及ぼすこととなる被ばくの経路について理解しておく必要がある。

a　放射性物質又は放射線の放出

（a）原子炉施設で想定される放射性物質の放出形態

原子炉施設においては，多重の物理的防護壁が設けられているが，これらの防護壁が機能しない場合は，放射性物質が周辺環境に放出される。その際，大気へ放出の可能性がある放射性物質としては，気体状のクリプトンやキセノン等の放射性希ガス，揮発性の放射性ヨウ素，気体中に浮遊する微粒子（以下「エアロゾル」という。）等がある。これらは，気体状又は粒子状の物質を含んだ空気の一団（以下「プルーム」という。）となり，移動距離が長くなる場合には拡散により濃度は低くなる傾向があるものの，風下方向の広範囲に影響が及ぶ可能性がある。また，特に降雨雪がある場合には，地表に沈着し長時間とどまる可能性が高い。さらに，土壌やがれき等に付着する場合や冷却水に溶ける場合があり，それらの飛散や流出には特別な留意が必要である。

実際，平成２３年３月に発生した福島第一発電所事故においては，格納容器の一部の封じ込め機能の喪失，溶融炉心から発生した水素の爆発による原子炉建屋の損傷等の結果，放射性セシウム等の放射性物質が大量に大気環境に放出された。また，炉心冷却に用いた冷却水に多量の放射性物質が含まれて海に流出した。したがって，事故による放出形態は必ずしも単一的なものではなく，複合的であることを十分考慮する必要がある。

（核燃料施設で想定される放射性物質又は放射線の放出形態以下は省略する。）

（イ）原子力災害対策重点区域（甲Ｇ１５８・５３～５６頁）

a　原子力災害対策重点区域の設定

原子力災害が発生した場合において，放射性物質又は放射線の異常な放出による周辺環境への影響の大きさ，影響が及ぶまでの時間は，異常事態の態様，施設の特性，

気象条件，周辺の環境状況，住民の居住状況等により異なるため，発生した事態に応じて臨機応変に対処する必要がある。その際，住民等に対する被ばくの防護措置を短期間で効率的に行うためには，あらかじめ異常事態の発生を仮定し，施設の特性等を踏まえて，その影響の及ぶ可能性がある区域を定めた上で，重点的に原子力災害に特有な対策を講じておくことが必要であり，当該対策が講じられる区域を原子力災害対策重点区域という。

原子力災害対策重点区域において平時から実施しておくべき対策としては，住民等への対策の周知，迅速な情報連絡手段の確保，屋内退避・避難等の方法や医療機関の場所等の周知，避難経路及び場所の明示を行うとともに，緊急時モニタリングの体制整備，原子力防災に特有の資機材等の整備，緊急用移動手段の確保等が必要である。また，当該区域内においては，施設からの距離に応じて重点を置いた対策を講じておく必要がある。

b　原子力災害対策重点区域の範囲

原子力災害対策重点区域は，各原子力施設に内在する危険性及び事故発生時の潜在的な影響の度合いを考慮しつつ原子力施設ごとに設定することを基本とする。

（a）発電用原子炉施設

発電用原子炉施設の原子力災害対策重点区域は，国際基準や福島第一発電所事故の教訓等を踏まえて，以下のとおり定める。

①　予防的防護措置を準備する区域（ＰＡＺ：Precautionary Action Zone）

ＰＡＺとは，急速に進展する事故においても放射線被ばくによる重篤な確定的影響を回避し又は最小化するため，ＥＡＬ（後記（ウ）ａ）に応じて，即時避難を実施する等，通常の運転及び停止中の放射性物質の放出量とは異なる水準で放射性物質が放出される前の段階から予防的に防護措置を準備する区域である。

発電用原子炉施設に係るＰＡＺの具体的な範囲については，ＩＡＥＡの国際基準において，ＰＡＺの最大半径を原子力施設から３～５ｋｍの間で設定すること（５ｋｍを推奨）とされていること等を踏まえ，「原子力施設からおおむね半径５ｋｍ」を目安

とする。なお，この目安については，主として参照する事故の規模等を踏まえ，迅速で実効的な防護措置を講ずることができるよう検討した上で，継続的に改善していく必要がある。

② 緊急防護措置を準備する区域（ＵＰＺ：Urgent Protective Action Planning Zone）

ＵＰＺとは，確率的影響のリスクを低減するため，ＥＡＬ（後記（ウ）ａ），ＯＩＬ（後記（ウ）ｂ）に基づき，緊急防護措置を準備する区域である。発電用原子炉施設に係るＵＰＺの具体的な範囲については，ＩＡＥＡの国際基準において，ＵＰＺの最大半径は原子力施設から５～３０ｋｍの間で設定されていること等を踏まえ，「原子力施設からおおむね半径３０ｋｍ」を目安とした。なお，この目安については，主として参照する事故の規模等を踏まえ，迅速で実効的な防護措置を講ずることができるよう検討した上で，継続的に改善していく必要がある。

（ｂ）再処理施設

原子力機構核燃料サイクル工学研究所及び日本原燃株式会社再処理事業所に設置されている再処理施設に係る原子力災害対策重点区域の範囲は当該再処理施設からおおむね半径５ｋｍを目安とし，当該原子力災害対策重点区域の全てをＵＰＺとする（甲Ｇ１５８・５６頁）。

ｃ 原子力災害対策重点区域の設定に当たっての留意点

地方公共団体は，各地域防災計画（原子力災害対策編）を策定する際には，前記ａ及びｂの考え方を踏まえつつ，原子力災害対策重点区域を設定する必要がある。その際，迅速かつ実効性のある防護措置が実施できる区域を設定するため，原子力災害対策重点区域内の市町村の意見を聴くとともに，前記ＰＡＺ及びＵＰＺの数値を一つの目安として，地勢，行政区画等の地域に固有の自然的，社会的周辺状況等及び施設の特徴を勘案して設定することが重要である。

（ウ）緊急事態の初期対応段階における防護措置の考え方（甲Ｇ１５８・６～１０，５３頁）

原子力災害対策指針は，緊急事態への対応状況を，準備段階・初期対応段階・中期対応段階・復旧段階に区分して各段階の対応の詳細を検討することが有効であるとしている。そして，初期対応段階においては，福島第一発電所事故の教訓を踏まえ，放射性物質の放出開始前から必要に応じた防護措置を講じなければならないため，ＩＡＥＡ等が定める防護措置の枠組みの考え方を踏まえ，施設の状況に応じて緊急事態の区分を決定し予防的防護措置を実行するとともに，観測可能な指標に基づき緊急防護措置を迅速に実行できるような意思決定の枠組みを構築するとし，以下のとおり規定する。また，これらの防護措置の枠組みの下，原子力事業者，国及び地方公共団体が緊急時においてそれぞれの役割を適切に果たすため，情報提供や防護措置の準備を含めた必要な対応について，あらかじめ原子力事業者は原子力事業者防災業務計画に，国は防災基本計画や原子力災害対策マニュアル等に，地方公共団体は地域防災計画（原子力災害対策編）に，それぞれ定めておかなければならないとする。

ａ　緊急事態区分及び緊急時活動レベル（ＥＡＬ）

（ａ）基本的な考え方

緊急事態の初期対応段階においては，情報収集により事態を把握し，原子力施設の状況や当該施設からの距離等に応じ，防護措置の準備やその実施等を適切に進めることが重要である。このような対応を実現するため，以下のとおり，原子力施設の状況に応じて，緊急事態を，警戒事態，施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の３つに区分し，各区分における原子力事業者，国及び地方公共団体のそれぞれが果たすべき役割を明らかにする。緊急事態区分と主要な防護措置の枠組みについては，表１－１から１－３までの前段にまとめる（同表前段は，後記ｉからⅲの緊急事態区分ごとに，ＰＡＺ，ＵＰＺ及びＵＰＺ外（ＵＰＺ外については防護措置や協力などが必要と判断された範囲に限る。）において，原子力事業者，地方公共団体，国が行うべき，体制設備，情報提供，モニタリング及び防護措置に係る具体的項目をまとめたものであるが，詳細は省略する。表１－１が発電用原子炉の場合の枠組みである。）。また，図１「防護措置実施のフローの例」（別紙２４）（以下「防護措置実施フロー図」という。）に全面

緊急事態に至った場合の対応の流れを記載する。ただし，これらの事態は，上記の区分の順序のとおりに発生するものでなく，事態の進展によっては全面緊急事態に至るまでの時間的間隔がない場合等があり得ることに留意すべきである。

ｉ　警戒事態

警戒事態は，その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが，原子力施設における異常事象の発生又はそのおそれがあるため，情報収集や，緊急時のモニタリング（放射性物質若しくは放射線の異常な放出又はそのおそれがある場合に実施する環境放射線モニタリングをいう。以下同じ。）の準備，施設敷地緊急事態要避難者（要配慮者（災害対策基本法８条２項１５号に規定する要配慮者すなわち高齢者，障害者，乳幼児等）のうち避難の実施に通常以上の時間がかかり，かつ，避難の実施により健康リスクが高まらないもの，要配慮者以外の者のうち安定ヨウ素剤を服用できないと医師が判断したもの及び安定ヨウ素剤を事前配布されていないもの）の避難等の防護措置の準備を開始する必要がある段階である。この段階では，原子力事業者は，警戒事態に該当する事象の発生及び施設の状況について直ちに国に連絡しなければならない。また，原子力事業者は，これらの経過について，連絡しなければならない。国は，原子力事業者の情報を基に警戒事態の発生の確認を行い，遅滞なく，地方公共団体，公衆等に対する情報提供を行わなければならない。国及び地方公共団体は，原子力施設の近傍のＰＡＺ内において，実施に比較的時間を要する防護措置の準備に着手しなければならない。

ⅱ　施設敷地緊急事態

施設敷地緊急事態は，原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が生じたため，原子力施設周辺において緊急時に備えた避難等の主な防護措置の準備を開始する必要がある段階である。この段階では，原子力事業者は，施設敷地緊急事態に該当する事象の発生及び施設の状況について直ちに国及び地方公共団体に通報しなければならない。また，原子力事業者は，原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行い，その措置の概要について，報告しなければ

ならない。国は，施設敷地緊急事態の発生の確認を行い，遅滞なく，地方公共団体，公衆等に対する情報提供を行わなければならない。国，地方公共団体及び原子力事業者は，緊急時モニタリングの実施等により事態の進展を把握するため情報収集の強化を行うとともに，主にＰＡＺ内において，基本的に全ての住民等を対象とした避難等の予防的防護措置を準備し，また，施設敷地緊急事態要避難者を対象とした避難を実施しなければならない。

iii　全面緊急事態

全面緊急事態は，原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が生じたため，重篤な確定的影響を回避し又は最小化するため及び確率的影響のリスクを低減するため，迅速な防護措置を実施する必要がある段階である。この段階では，原子力事業者は，全面緊急事態に該当する事象の発生及び施設の状況について直ちに国及び地方公共団体に通報しなければならない。また，原子力事業者は，原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行い，その措置の概要について，報告しなければならない。国は，全面緊急事態の発生の確認を行い，遅滞なく，地方公共団体，公衆等に対する情報提供を行わなければならない。国及び地方公共団体は，ＰＡＺ内において，基本的に全ての住民等を対象に避難や安定ヨウ素剤の服用等の予防的防護措置を講じなければならない。また，ＵＰＺ内においては，屋内退避を実施するとともに，事態の規模，時間的な推移に応じて，ＰＡＺ内と同様，避難等の予防的防護措置を講ずることも必要である。

（b）具体的な基準

これらの緊急事態区分に該当する状況であるか否かを原子力事業者が判断するための基準として，原子力施設における深層防護を構成する各層設備の状態，放射性物質の閉じ込め機能の状態，外的事象の発生等の原子力施設の状態等に基づき緊急時活動レベル（Emergency Action Level：EAL）を設定する。具体的なＥＡＬの設定については，各原子力施設の特性及び立地地域の状況に応じ，原子力規制委員会が示すＥＡＬの枠組み（表２）（表２は，原子力施設の類型ごとに前記（ａ）ｉ～iiiの各緊急事

態区分に該当する事態を判断するＥＡＬ及び措置の概要をまとめたものであるが，沸騰水型軽水炉については，ｉ警戒事態につき１７項目，ii施設敷地緊急事態につき１５項目，iii全面緊急事態につき１４項目のＥＡＬが掲げられており，例えば，ｉ警戒事態を判断するＥＡＬとして，③原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失すること，ii施設敷地緊急事態を判断するＥＡＬとして，②原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合において，非常用炉心冷却装置等のうち当該原子炉へ高圧で注水するものによる注水が直ちにできないこと，iii全面緊急事態を判断するＥＡＬとして，③原子炉の運転中に当該原子炉への全ての給水機能が喪失した場合において，全ての非常用炉心冷却装置等による注水が直ちにできないことが挙げられている。また，ｉ警戒事態を判断するＥＡＬとして，⑫当該原子力事業所所在市町村において，震度６弱以上の地震が発生した場合，⑬当該原子力事業所所在市町村沿岸を含む津波予報区において，大津波警報が発表された場合，⑯当該原子炉施設において新規制基準で定める設計基準を超える外部事象が発生した場合（竜巻，洪水，台風，火山等）などが挙げられている。）及びＥＡＬの運用（ＥＡＬの設定内容を原子力事業者防災業務計画に反映し，原子力規制委員会に届け出ること，各原子力施設の設備の状況の変化等を踏まえ，設定したＥＡＬの内容の見直しを行い，必要に応じ原子力事業者防災業務計画に反映すること等）を踏まえ，原子力事業者が行う。

ｂ　運用上の介入レベル（ＯＩＬ）

（ａ）基本的な考え方

全面緊急事態に至った場合には，住民等への被ばくの影響を回避する観点から，基本的には前記ａの施設の状況に基づく判断により，避難等の予防的防護措置を講ずることが極めて重要であるが，放射性物質の放出後は，その拡散により比較的広い範囲において空間放射線量率等の高い地点が発生する可能性がある。このような事態に備え，国，地方公共団体及び原子力事業者は，緊急時モニタリングを迅速に行い，その測定結果を防護措置を実施すべき基準に照らして，必要な措置の判断を行い，これを実施することが必要となる。こうした対応の流れについては，前記ａ（ａ）の防護措

置実施フロー図及び表１－１から１－３までの後段（同表後段は，ＯＩＬ（後記（ｂ））のレベルごとに，ＵＰＺ及びＵＰＺ外において（緊急事態区分の全面緊急事態においてＰＡＺ内は避難を実施していることが前提とされている。），原子力事業者，地方公共団体，国が行うべき，情報提供，モニタリング及び防護措置の内容をまとめたものであるが，詳細は省略する。）にまとめる。

放射性物質の放出後，継続的に高い空間放射線量率が計測された地域においては，地表面からの放射線等による被ばくの影響をできる限り低減する観点から，数時間から１日以内に住民等について避難等の緊急防護措置を講じなければならない。また，それと比較して低い空間放射線量率が計測された地域においても，無用な被ばくを回避する観点から，１週間以内に一時移転等の早期防護措置を講じなければならない。これらの措置を講ずる場合には，国からの指示に基づき，避難住民等に対し，防護措置を実施すべき基準以下であるか否かを確認する検査（以下「避難退域時検査」という。）の結果から簡易除染（着替え，拭き取り，簡易除染剤やシャワーの利用等）の措置を講ずるようにしなければならない。さらに，経口摂取等による内部被ばくを回避する観点から，一時移転等を講ずる地域では，地域生産物の摂取を制限しなければならない。また，飲食物中の放射性核種濃度の測定を開始し，その濃度に応じて飲食物摂取制限を継続的に講じなければならない。

（ｂ）具体的な基準と防護措置の内容

これらの防護措置の実施を判断する基準として，空間放射線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等の原則計測可能な値で表される運用上の介入レベル（ＯＩＬ：Operational Intervention Level）を設定する。防護措置を実施する国及び地方公共団体においては，緊急時モニタリングの結果をＯＩＬに照らして，防護措置の実施範囲を定めるなどの具体的手順をあらかじめ検討し決めておく必要がある。

各種防護措置に対応するＯＩＬの初期設定値（初期設定値とは，緊急事態当初に用いるＯＩＬの値であり，地上沈着した放射性核種組成が明確になった時点で必要な場合にはＯＩＬの初期設定値は改定される。）として設定した内容を表３「ＯＩＬと防

護措置について」（別紙２５）（以下「ＯＩＬ表」という。）にまとめる。同表の値は，福島第一発電所事故の際に実施された防護措置の状況や教訓を踏まえて，実効的な防護措置を実施する判断基準として適当か否かなどという観点から当面運用できるものとして設定したものである。

前記ａ（ａ）防護措置実施フロー図及び上記ＯＩＬ表によると，例えば，ＵＰＺ内で，緊急時モニタリングにより５００μＳｖ／ｈを計測した場合（ＯＩＬ１），数時間内を目途に区域を特定し，１日以内に避難等を実施し（緊急防護措置），２０μＳｖ／ｈを計測した場合（ＯＩＬ２），１日内を目途に区域を特定し，地域生産物の摂取を制限するとともに，１週間程度以内に一時移転を実施する（早期防護措置）などとされる。

（エ）平時からの住民等への情報提供

原子力災害の特殊性に鑑み，住民等が国の原子力災害対策本部及び地方公共団体の災害対策本部の指示に従って混乱なく行動できるように，平時から原子力災害対策重点区域内の住民等に対して必要な情報提供を行っておく必要がある。情報の内容としては，次のものが挙げられる。

①　放射性物質及び放射線の特性

それぞれの原子力施設において取り扱う放射性物質及び放射線に関する基礎知識（低線量被ばくの健康影響，避難退域時検査等の目的や一般的な放射線防護方法に関する知識を含む。）

②　原子力事業所の概要

原子力施設の事故防止の仕組みの概要，平常時及び緊急時の環境放射線モニタリングの仕組み（平常時のモニタリング結果を含む。）の概要

③　原子力災害とその特殊性

放射性物質又は放射線による被ばくの形態，放射線の影響及び被ばくを避ける方法

④　原子力災害発生時における防災対策の内容

緊急時の通報連絡体制，緊急時モニタリング等の結果の解釈の方法，住民等の避難

経路・場所及び医療機関の場所等，除染・汚染防止や安定ヨウ素剤服用の留意点並びに防災活動の手順

（オ）緊急事態応急対策における防護措置について（甲Ｇ１５８・７２～７８頁）

原子力災害対策指針は，緊急事態応急対策における防護措置に関し，①避難及び一時移転，②屋内退避，③安定ヨウ素剤の配布及び服用，④原子力災害医療，⑤避難退域時検査等及び除染，⑥飲食物の摂取制限，⑦防災業務関係者の防護措置，⑧各種防護措置の解除について規定しているところ，①，②及び⑤について以下のとおり定めている。

ａ　避難及び一時移転（①）

避難及び一時移転は，いずれも住民等が一定量以上の被ばくを受ける可能性がある場合に採るべき防護措置であり，放射性物質又は放射線の放出源から離れることにより，被ばくの低減を図るものである。このうち，避難は，空間放射線量率等が高い又は高くなるおそれのある地点から速やかに離れるため緊急で実施するものであり，一時移転は，緊急の避難が必要な場合と比較して空間放射線量率等は低い地域ではあるが，日常生活を継続した場合の無用の被ばくを低減するため，一定期間のうちに当該地域から離れるため実施するものである。避難所等については，事前にモニタリングにより汚染の状況を確認するとともに，そこに移動してきた住民等の内部被ばくの抑制や皮膚被ばくの低減等の観点から，避難退域時検査とその結果に応じて簡易除染等を行うことが必要である。

具体的な避難及び一時移転の措置は，原子力災害対策重点区域の内容に合わせて，以下のとおり講ずるべきである。

・ＰＡＺにおいては，全面緊急事態に至った時点で，原則として全ての住民等に対して避難を即時に実施しなければならない。

・ＵＰＺにおいては，原子力施設の状況に応じて，段階的に避難を行うことも必要である。また，緊急時モニタリングを行い，数時間以内を目途にＯＩＬ１を超える区域を特定し避難を実施する。その後も継続的に緊急時モニタリングを行い，１日以内を

目途にＯＩＬ２を超える区域を特定し一時移転を実施しなければならない。

・ＵＰＺ外においては，放射性物質の放出後についてはＵＰＺにおける対応と同様，ＯＩＬ１及びＯＩＬ２を超える地域を特定し，避難や一時移転を実施しなければならない。

前記の避難及び一時移転の実施に当たっては，原子力規制委員会が，施設の状況や緊急時モニタリング結果等を踏まえてその必要性を判断し，国の原子力災害対策本部が，輸送手段，経路，避難所の確保等の要素を考慮した避難等の指示を，地方公共団体を通じて住民等に混乱がないよう適切かつ明確に伝えなければならない。このためには，各種の輸送手段，経路等を考慮した避難計画の立案が必要である。

また，避難等には肉体的・精神的影響が生じることから，一般の住民等はもとより，自力避難が困難な要配慮者に対して，早い段階からの対処や必要な支援の手当てなどについて，配慮しなければならない。また，避難所の再移転が不可欠な場合も想定し，可能な限り少ない移転となるよう，避難所の事前調整が必要である。さらに，避難が遅れた住民等や病院，介護施設等に在所している等により早期の避難が困難である住民等が一時的に退避できる施設となるよう，病院，介護施設，学校，公民館等の避難所として活用可能な施設等に，気密性の向上等の放射線防護対策を講じておくことも必要である。

b　屋内退避（②）

屋内退避は，住民等が比較的容易に採ることができる対策であり，放射性物質の吸入抑制や中性子線及びガンマ線を遮蔽することにより被ばくの低減を図る防護措置である。屋内退避は，避難の指示等が国等から行われるまで放射線被ばくのリスクを低減しながら待機する場合や，避難又は一時移転を実施すべきであるがその実施が困難な場合，国及び地方公共団体の指示により行うものである。特に，病院や介護施設においては避難よりも屋内退避を優先することが必要な場合があり，この場合は，一般的に遮蔽効果や建屋の気密性が比較的高いコンクリート建屋への屋内退避が有効である。

具体的な屋内退避の措置は，原子力災害対策重点区域の内容に合わせて，以下のとおり講ずるべきである。

・ＰＡＺにおいては，全面緊急事態に至った時点で，原則として避難を実施するが，避難よりも屋内退避が優先される場合に実施する必要がある。

・ＵＰＺにおいては，段階的な避難やＯＩＬに基づく防護措置を実施するまでは屋内退避を原則実施しなければならない。

・ＵＰＺ外においては，ＵＰＺ内と同様に，事態の進展等に応じて屋内退避を行う必要がある。このため，全面緊急事態に至った時点で，必要に応じて住民等に対して屋内退避を実施する可能性がある旨の注意喚起を行わなければならない。

前記の屋内退避の実施に当たっては，プルームが長時間又は断続的に到来することが想定される場合には，その期間が長期にわたる可能性があり，屋内退避場所への屋外大気の流入により被ばく低減効果が失われ，また，日常生活の維持にも困難を伴うこと等から，避難への切替えを行うことになる。特に，住民等が避難すべき区域においてやむを得ず屋内退避をしている場合には，医療品等も含めた支援物資の提供や取り残された人々の放射線防護について留意するとともに，必要な情報を絶えず提供しなければならない。

なお，地域防災計画（原子力災害対策編）の作成に当たっては，気密性等の条件を満たす建屋の準備，避難に切り替わった際の避難先及び経路の確保等について検討し，平時において住民等に情報提供しておく必要がある。

ｃ　避難退域時検査等及び除染（⑤）

避難退域時検査等による汚染程度の把握は，吸入及び経口摂取による内部被ばくの抑制及び皮膚被ばくの低減，汚染の拡大防止のためには不可欠であり，医療行為を円滑に行うためにも実施しなければならない。

避難退域時検査等の実施に当たっては，それが必要な対象全てに対して実施できるような場所を選定するべきであり，この避難退域時検査等は，可能な限りバックグラウンドの値が低い所で行うことが望ましい。

なお，ＯＩＬに基づく防護措置としての避難又は一時移転の対象となった住民等については，原子力災害対策重点区域の境界周辺から避難所等までの場所において，避難退域時検査を行い，基準値を超えた場合には簡易除染等を行うことが必要である。

（ａ）避難退域時検査及び簡易除染

立地道府県等は，ＯＩＬに基づく防護措置として避難又は一時移転を指示された住民等（ただし，放射性物質が放出される前に予防的に避難した住民等を除く。）を対象に避難退域時検査及び簡易除染を実施する。

なお，避難退域時検査及び簡易除染は，避難及び一時移転の迅速性を損なわないよう十分留意して行う。

また，避難退域時検査及び簡易除染によって健康リスクが高まると判断される住民等については，体調等が悪化しないように十分配慮する。

（ｂ）検査の方法

自家用車やバス等の車両を利用して避難等をする住民等の検査は，乗員の検査の代用として，まず車両の検査を行い，結果が４００００cpm(β線)以下でない場合には，乗員の代表者（避難行動が同様の行動をとった集団のうちの１名）に対して検査を行う。この代表者がＯＩＬ４でない場合には，乗員の全員に対して検査を行う。携行物品の検査は，これを携行している住民がＯＩＬ４以下でない場合にのみ検査を行う。

（ｃ）簡易除染の方法

検査の結果，ＯＩＬ４以下でない住民，４００００cpm(β線)以下でない車両及び携行物品には簡易除染を行う。簡易除染によってもＯＩＬ４以下にならない住民は除染が行える機関で除染を行い，簡易除染によっても４００００cpm(β線)以下にならない車両や携行物品は検査場所で一時保管等の措置を行う。

なお，簡易除染によってもＯＩＬ４以下にならない住民に対する説明は，簡易除染後の除染が行える機関での除染実施とともに行うことが望ましい。

内部被ばくが疑われる場合には，指定された拠点病院等に搬送する。ＯＩＬ４以下でない者に医療行為を行う場合には，二次汚染を防ぐため，患者を扱う医療従事者は

手袋を二重に着用する等の注意を払う必要がある。

エ　地方公共団体の責務等

（ア）都道府県は，関係機関及び他の地方公共団体の協力を得て，当該都道府県の地域に係る防災に関する計画を作成し，及び法令に基づきこれを実施するとともに，その区域内の市町村及び指定地方公共機関が処理する防災に関する事務又は業務の実施を助け，かつ，その総合調整を行う責務を有する（災害対策基本法４条１項）。市町村は，関係機関及び他の地方公共団体の協力を得て，当該市町村の地域に係る防災に関する計画を作成し，及び法令に基づきこれを実施する責務を有する（同法５条１項）。そして，これら地方公共団体は，原子力災害についても，原子力災害対策特別措置法及び関係法令に基づき，原子力災害予防対策，緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策の実施のために必要な措置を講じること等により，原子力災害についての災害対策基本法４条１項及び５条１項の責務を遂行しなければならないとされている（原子力災害対策特別措置法５条）。

都道府県に設置される都道府県防災会議は，原子力災害について，防災基本計画及び原子力災害対策指針に基づき，都道府県地域防災計画を作成することとされており（原子力災害対策特別措置法２８条，災害対策基本法１４条，４０条），この地域防災計画として，ＰＡＺ及びＵＰＺ内の住民の避難の基本フレームとなる広域避難計画を作成し，避難元市町村ごとの避難先地方公共団体，避難経路となる国道，県道等及び避難手段等を定める。

市町村に設置される市町村防災会議（市町村防災会議が設置されない場合は市町村長）は，原子力災害について，防災基本計画及び原子力災害対策指針に基づき，市町村地域防災計画を作成することとされており（原子力災害対策特別措置法２８条，災害対策基本法１６条，４２条），この地域防災計画として，上記広域避難計画に則ったＰＡＺ及びＵＰＺの設定に基づく市町村内自治区ごとの避難先及び市町村内の避難経路等を定めた避難計画の作成等を行う。

（イ）内閣府は，原子力防災会議の決定に基づき，原子力発電所の所在する地域ごと

に，原子力規制庁を含む関係府省庁，地方公共団体等を構成員等とする地域原子力防災協議会を設置している。内閣府及び関係府省庁は，地域原子力防災協議会における要配慮者対策，避難先や移動手段の確保，国の実動組織の支援，原子力事業者に協力を要請する内容等についての検討及び具体化を通じて，地域防災計画・避難計画の具体化・充実化の支援を行う。これに伴い，内閣府は，地域の防災拠点となる施設や緊急時に必要となる資機材の整備等について，地方公共団体に対し，交付金等の財政的支援も行う。

そして，内閣府及び関係府省庁，地方公共団体等は，地域原子力防災協議会において，避難計画を含むその地域の緊急時における対応が，原子力災害対策指針等に照らし，具体的かつ合理的なものであることを確認するものとされている。また，内閣府は，地域原子力防災協議会における確認結果を原子力防災会議に報告し，同会議の了承を得ることとされている。（甲Ｇ６４（丙Ｂア２５）・７８～７９頁）

オ　原子力事業者の責務等

原子力事業者は，原子力災害の発生の防止に関し万全の措置を講じるとともに，原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止及び原子力災害の復旧に関し，誠意をもって必要な措置を講ずる責務を有する（原子力災害対策特別措置法３条）ところ，その原子力事業所ごとに，内閣府令・原子力規制委員会規則で定めるところにより，当該原子力事業所における原子力災害予防対策，緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止し，並びに原子力災害の復旧を図るために必要な業務に関し，原子力事業者防災業務計画を作成しなければならないとされている（同法７条１項）。また，原子力事業者は，地域防災計画との整合を図るため，原子力事業者防災業務計画の作成又は修正に当たっては，あらかじめ地方公共団体の長に協議しなければならないとされている（同条２項）。さらに，原子力事業者は，原子力事業者防災業務計画を作成又は修正したときは速やかに内閣総理大臣及び原子力規制委員会に届け出るとともにその要旨を公表しなければならないとされている（同条３項）。そして，同条１項に定める義務を実効化するため，内閣

総理大臣及び原子力規制委員会は，原子力事業者が同項の規定に違反していると認めるとき，又は，原子力事業者防災業務計画が当該原子力事業所に係る原子力災害の発生若しくは拡大を防止するために十分でないと認めるときは，原子力事業者に対し，同計画の作成又は修正を命ずることができ（同条４項），仮に，原子力事業者である発電用原子炉設置者が同条４項に違反した場合，原子力規制委員会は，発電用原子炉の設置許可を取り消し，又は１年以内の期間を定めて発電用原子炉の運転の停止を命ずることができるとされている（原子炉等規制法４３条の３の２０第２項２２号）。

被告は，平成２９年１１月に「東海第二発電所原子力事業者防災業務計画」を定め，緊急事態区分に応じた関係機関への通報並びに原子力防災要員の配置及び原子力防災資機材の備付け等について定めている（甲Ｇ６６）。

(2) 本件発電所周辺地方自治体における避難計画の策定状況等

ア 茨城県

（ア）茨城県地域防災計画（原子力災害対策計画編）（丙Ｇ３６）

茨城県は，防災基本計画（原子力災害対策編）に基づき，茨城県地域防災計画（原子力災害対策計画編）を作成しており，「第８節 避難計画等の整備 １ 避難計画の作成」について以下のとおり定めている。

県は，所在・関係周辺市町村に対し，国，関係機関及び原子力事業所の協力の下，屋内退避及び避難誘導計画の作成について支援するものとする。

特にＰＡＺを含む市町村においては，迅速な避難を行うための避難計画をあらかじめ作成し，原子力緊急事態宣言発出時には，直ちにＰＡＺ内の住民の避難が可能な体制を構築するものとする。また，ＵＰＺを含む市町村においては，ＰＡＺ内の住民避難が先行して行われるため，原子力災害対策指針に基づき，段階的な避難やＯＩＬに基づく防護措置を実施するまでの間は屋内退避を行うことを原則とした広域避難計画を作成するものとする。

なお，避難先からの更なる避難を避けるため，避難先は原子力災害対策重点区域外とし，県及び市町村の境界を越えた広域の避難計画の策定が必要な場合においては，

国及び県が中心となって都道府県との調整や市町村の間の調整を図るものとする。

避難計画の作成に当たっては，地域コミュニティの維持に着目し，同一地区の住民の避難先は，同一地域に確保するよう努めるものとする。

（イ）原子力災害に備えた茨城県広域避難計画（甲Ｇ６７（丙Ｇ３７），甲Ｇ９９）

茨城県は，防災基本計画（原子力災害対策編）に基づき，あらかじめ避難計画を策定することとされている市町村の取組みを支援するため，茨城県地域防災計画（原子力災害対策計画編）に基づき，平成２７年３月，原子力災害対策重点区域に係る市町村の住民等の広域的な避難先，避難経路，避難手段等を定めた「原子力災害に備えた茨城県広域避難計画」（以下「茨城県広域避難計画」という。）を作成し，平成３１年３月に避難対象人口の修正等を内容とする改訂を行った（甲Ｇ９９）。茨城県広域避難計画は，大要以下のとおりである。

ａ　第１に，広域避難計画の策定として，計画策定に当たっての基本的な考え方を以下のとおりとしている。

①　避難先及び避難経路等

住民の避難が円滑に行われるよう，あらかじめ避難先及び避難経路等を定めるものとし，その際，避難先はＵＰＺ区域外とし，同一地区の住民の避難先は同一地域に確保するよう努めるものとし，一つの市町村の避難先が複数の市町村となる場合，その避難先は，一体的なまとまりを確保するよう努めるものとし，避難経路は，避難する住民や車両等が錯綜しないように配慮して設定するよう努めるものとする。

②　住民等の避難

ＰＡＺを含む市町村は，放射性物質の放出前において全面緊急事態に至った場合，直ちに住民の避難を実施するものとし，ＵＰＺを含む市町村は，放射性物質の放出後ＯＩＬに基づき段階的に住民の避難を実施するものとする。

③　要配慮者の避難

要配慮者の避難等については，安全かつより迅速に行われるよう配慮するものとする。

④　避難手段

避難手段については，自家用車を基本とする。また，要配慮者や自家用車を持たないあるいは使用しない住民等の避難手段については，公的機関が手配したバス，福祉車両，自衛隊車両等を充てるほか，鉄道，フェリーなどあらゆる手段を検討するものとする。

b　第２に，広域避難計画の基本的事項として，①ＰＡＺ及びＵＰＺの対象市町村の人口，世帯数，対象地区を平成２７年国勢調査に基づいて整理し，②各市町村ごとの避難先を定め（別紙２６）（町の南端ごく一部がＵＰＺにかかっている大子町の避難先は同じ大子町内であり，市の北部のみがＵＰＺにかかっている鉾田市の避難先は，同じ鉾田市及び隣の鹿嶋市であるのに対し，人口が多く市全体がＵＰＺとなる日立市の避難先は福島県福島市，会津若松市，郡山市，いわき市，喜多方市などのやや遠方の市町村であり，同じく人口が多く市全体がＵＰＺとなる水戸市の避難先は，茨城県内の古河市，結城市等ＵＰＺ外の市町のほか，栃木県，群馬県，千葉県及び埼玉県と多方面にわたっている。），③各市町村の各地区ごとに，避難するために活用する主な幹線道路を定め，各市町村は，この主な幹線道路を基本に，避難元から避難先までの避難経路を定めるものとし，④防護措置，⑤避難等を適切かつ円滑に進めるための取組みについて定めている。

そのうち，④防護措置について以下のとおり定めている。

（ａ）事故等の発生から放射性物質放出までの防護措置

原子力施設の緊急事態区分（警戒事態，施設敷地緊急事態，全面緊急事態）に応じた防護措置を段階的に実施するものとする。

ｉ　ＰＡＺ内

・施設敷地緊急事態要避難者については，警戒事態の段階において避難準備を開始し，施設敷地緊急事態の段階において避難を開始するものとする。

・住民等については，施設敷地緊急事態の段階において避難準備を開始し，全面緊急事態の段階において避難を開始するものとする。

ii　ＵＰＺ内

・要配慮者については，施設敷地緊急事態の段階において屋内退避の準備を開始し，全面緊急事態の段階において屋内退避を開始するとともに避難先及び輸送手段を確保するなど避難準備を開始するものとする。

・住民等については，施設敷地緊急事態の段階において屋内退避の準備を開始し，全面緊急事態の段階において屋内退避を開始する。

（ｂ）放射性物質放出後の防護措置

ＵＰＺ内では，緊急時モニタリングによる空間放射線量率等の測定結果をＯＩＬの基準に照らし，下表（原子力災害対策指針の内容に沿ってＯＩＬ１，ＯＩＬ２，ＯＩＬ４について空間放射線量率等と必要な防護措置を記載したものであるが，詳細は省略する。）のとおり必要な防護措置を実施するものとする。

なお，ＯＩＬに応じた防護措置のフローが図示されており，ＯＩＬ１超の場合，数時間以内を目途に区域を特定し，１日以内に避難をするものとされている。

ｃ　第３に，住民の避難等に係る広報として，①広報の基本方針として，国，県，市町村等が連携して，各種広報媒体を効果的に活用し，定期的に繰り返し，分かりやすい情報を提供することや，②事故の各段階に応じた広報について，正確な事故情報を迅速に提供し，冷静な行動を呼びかけること，避難や屋内退避等の対象となる地域名を重点的に広報し，避難退域時検査実施場所，安定ヨウ素剤配布場所等の情報を提供することを記載している。

ｄ　第４に，住民等の避難として，①一般住民の避難，②要配慮者の避難，③一時滞在者の避難，④外国人への配慮について定めている。

①及び②については，ＰＡＺ内とＵＰＺ内に分けて避難の方法を記載しているところ，①のＰＡＺ内では，避難指示があったときに所在している場所からの避難を原則とし（ただし，避難準備のために自宅に戻ることは妨げない），自宅及び職場等にいた場合には自家用車等による直接避難を原則とし，自家用車を持たないあるいは使用しない住民は，小学校区単位等に設けた一時集合所へ移動したのち，バス等による避難

をすること，児童及び生徒等が学校にいる場合はバス等による避難をすること，①のＵＰＺ内では，屋内退避指示が発せられた段階では帰宅することを原則とし，また自宅のある地域が既に避難の対象となるなど，学校，職場等からの帰宅が困難な場合には，滞在している場所に屋内退避すること，避難及び一時移転等の指示が発せられた場合には自家用車等による避難を開始するものとし，自家用車を持たないあるいは使用しない住民は，小学校区単位等に設けた一時集合所へ移動した後，バス等により避難すること，避難した住民に放射性物質が付着しているかどうかを検査し，移動に問題がないことを確認するため，避難退域時検査を実施することを定めている。

e　第５に，複合災害への当面の対応として，①避難先が被災した場合の対応として，県及び市町村は，避難先の被災状況及び避難の受入れが可能かどうかの確認を早急に行うものとし，避難先の受入れが困難となった場合には，国や関係自治体と協議し一時的な避難先の確保に努めるものとし，早期に第２の避難先を確保するため，国に支援を要請すること，②被災した道路情報等の提供として，県及び市町村は，大規模地震等により被災し通行不能となった道路等の情報について，迅速に提供するものとすることを定めている。

f　第６に，安定ヨウ素剤の配布・服用及び避難退域時検査の実施として，①安定ヨウ素剤の配布・服用，②避難退域時検査の実施の基本的な方針について定めている。

g　第７に，避難所の開設と運営等について，第８に，避難状況の確認について，基本的な方針を定めている。

h　第９に，今後の課題として，広域避難計画の実効性を高めるため，引き続き，①県外の避難先確保，②避難退域時検査体制（避難退域時検査を実施する要員の確保，資機材の調達，実施場所の確保等），③安定ヨウ素剤の配布体制（緊急時における効率的な配布方法，乳幼児が服用できる安定ヨウ素剤の確保），④複合災害への対応（複合災害時における第２の避難先の確保，道路等の被災状況を住民へ情報提供する手段，モニタリング機能の維持，災害対策本部機能の維持）の事項について検討を進め，その結果を同計画に順次反映させていくものとするとしている。

イ　各市町村

（ア）ＰＡＺ・ＵＰＺの市町村

本件発電所から３０ｋｍ圏内（ＰＡＺ・ＵＰＺ内）には１４市町村（東海村，日立市，常陸太田市，那珂市，ひたちなか市，水戸市，高萩市，常陸大宮市，城里町，笠間市，茨城町，大洗町，鉾田市及び大子町。以下「１４市町村」という。）が所在し，茨城県広域避難計画（平成３１年３月改訂）によれば，本件発電所のＰＡＺ・ＵＰＺ内の人口及び世帯数（ただし，平成２７年国勢調査に基づくもの）は，合計９３万９５８５人・３７万９８３６世帯となっている。そのＰＡＺ内，ＵＰＺ内の内訳は以下のとおりである。（甲Ｇ９９）

ａ　ＰＡＺ内

本件発電所のＰＡＺ内には，東海村，日立市，那珂市及びひたちなか市（東海村については全域，その余の市は一部）があり，その人口・世帯数は，合計６万４６４６人・２万５７５２世帯である。ＰＡＺ内の市町村ごとの人口は以下のとおりである。

東海村　　３万７７１３人

日立市　　２万４８０８人

ひたちなか市　　１１１３人

那珂市　　１０１２人

ｂ　ＵＰＺ内

本件発電所のＵＰＺ内には，１４市町村のうち，東海村を除く１３の市町（水戸市及び大洗町は全域，日立市，ひたちなか市及び那珂市はＰＡＺを除く全域，その余の市町は一部）があり，その人口・世帯数は，合計８７万４９３９人・３５万４０８４世帯である。ＵＰＺ内の市町村ごとの人口は以下のとおりである。

日立市　　１６万０２４６人（ＰＡＺと合わせると，１８万５０５４人）

ひたちなか市　　１５万４５７６人（ＰＡＺと合わせると，１５万５６８９人）

那珂市　　５万３２６４人（ＰＡＺと合わせると，５万４２７６人）

水戸市　　２７万０７８３人

常陸太田市　　５万１０６６人（なお，常陸太田市は，３０ｋｍの範囲外となる里川町，徳田町，小妻町，小中町を含む市全域をＵＰＺと設定している。）

高萩市　　２万８６００人

笠間市　　３万６０６６人

常陸大宮市　　３万７３０４人

鉾田市　　１万３９９６人

茨城町　　３万２９２１人

大洗町　　１万６８８６人

城里町　　１万９１３２人

大子町　　９９人

（イ）各市町村の原子力災害広域避難計画の策定状況等

ａ　本件口頭弁論終結時までに原子力災害広域避難計画を策定した市町村は，１４市町村のうち，笠間市（平成２９年１２月策定，平成３１年２月改定），常陸太田市（平成３０年１月策定），常陸大宮市（平成３０年２月２１日策定），鉾田市（令和２年３月策定）及び大子町（令和２年３月策定）の５つの自治体にとどまっている（甲Ｇ１０１～１０４，１５７（丙Ｇ５０））。なお，避難先との広域避難に関する協定については，１４市町村のうち，自町内避難を講ずる大子町（甲Ｇ１５７（丙Ｇ５０）・４頁）を除く１３市町村において締結されている（甲Ｇ１４５，弁論の全趣旨）。

ｂ　笠間市

笠間市原子力災害広域避難計画は，避難及び今後の対応について大要以下のとおり定めている。（甲Ｇ１０１）

笠間市にはＰＡＺはなく，東側の一部地域がＵＰＺとなるところから，原子力災害時の防護措置は屋内退避を基本としつつ，放射性物質放出後のＯＩＬに基づく避難・一時移転を想定するとしている。放射性物質放出後に実施する緊急時モニタリングの結果，運用上の介入レベルがＯＩＬ１，ＯＩＬ２と判断された区域を対象に，大字ごとの避難等を指示する。

一般住民の避難等は，自家用車によることを原則とし，自家用車による避難が困難な場合などは，あらかじめ指定した一時集合場所へ徒歩等で集合し，県や関係機関等が用意したバス等で避難先避難所へ避難する。避難に際して，国・県は，適切な箇所に避難退域時検査場を設置するものとし，市は避難先自治体と協力して，中継所兼基幹避難所を設置する。

市は，広域的な避難の必要が生じた場合は，避難の対象となる地区の一時集合場所（自家用車による避難が困難な住民のための集合場所）を開設する。また，避難に際して，避難先市町内のわかりやすく目立つ場所を中継所兼基幹避難所として設定し，避難者の情報の集約，避難所の案内等の情報提供，避難先の一定の調整を行うこととしている。

避難指示がされると，自家用車による避難をする一般住民は，自家用車で直接，避難退域時検査場に行き避難退域時検査を受けた後，避難先自治体にある中継所兼基幹避難所に行き，その後各避難所に向かうことになる。自家用車による避難が困難な住民は，一時集合場所に集合後，バス等で避難退域時検査場に向かうこととなる。

市は，一時集合場所となる各小中学校に大字単位で各地区を割り振った上，各一時集合場所（各小中学校）ごとに，避難受入先となる市町村及び中継所兼基幹避難所並びに避難経路とする幹線道路を具体的に割り当て，対象地区の人口及び世帯数を整理している。

今後の対応としては，①広域避難体制（県や関係機関の協力を得て，安定ヨウ素の配布体制等について確立を図ること，自家用車以外のあらゆる手段の具体的活用を検討すること），②避難受入自治体との連携（避難受入自治体と，情報連絡体制，中継所兼基幹避難所の運営，避難元大字単位の行政区や自主防災組織，民生委員等による避難経路や避難先施設の確認を行うとともに，避難訓練の実施等について連携を図ること），③広域避難計画を踏まえた訓練の実施（市は，円滑かつ確実な広域避難が可能となるよう本計画等に基づく原子力防災訓練の実施について国，県と検討すること，訓練の成果については，市，県及び避難先市町，防災関係機関等で共有の上，本計画の

改定等，原子力防災体制の強化に反映していく。）④広域避難計画の啓発（市は，住民に対し，本計画に基づく広域避難を円滑かつ確実に実施してもらうために，説明会や住民を交えた訓練などを行い，原子力防災に関する知識の普及と啓発に努めるものとする。），⑤広域避難計画の見直し（市は，今後，国の法令及び指針の改正，県及び防災関係機関並びに他県等との調整状況，原子力防災訓練での検証結果等を踏まえ，本計画の見直しを行っていくものとする。）を挙げている。

c　常陸太田市

i　常陸太田市原子力災害広域避難計画においても，基本的な一般住民の避難のフローは笠間市と同様であり，常陸太田市は，全体を３１の地区に区分し，地区ごとに避難先，一時集合所，避難経路（主要幹線道路），避難中継所兼避難所を割り振り，一時集合場所及び避難所の住所及び電話番号を記載している。今後の課題としては，①避難行動要支援者等の避難支援（在宅の避難行動要支援者の支援体制，自家用車を使用しない避難者の避難手段の確実な提供方法，避難所における避難生活の具体的な支援方法），②避難住民の生活支援（避難所における物資の調達・配給方法，児童生徒の教育環境の整備方法），③避難状況の確認（指定避難所への避難者及び自主的避難先への避難者を迅速・正確に確認できる体制），④行政機能の業務継続体制（災害対策本部機能，避難者支援業務及び非常時優先業務の継続が可能となる体制を検討する。），⑤代替え避難先の検討（複合災害時又は冬季の避難に備えた代替え避難先）を挙げている。（甲Ｇ１０２）

ii　常陸太田市においては，平成３１年３月，①災害対策本部運営訓練（市役所本庁に災害対策本部を設置し，職員による本部の運営訓練を行うもの。），②情報訓練（災害対策本部からの避難指示等の情報を防災行政無線，市公式ホームページ・フェイスブック・ツイッター，市メール一斉配信サービス，携帯電話緊急速報メールで行うもの。），③住民避難訓練（世矢地区を対象に避難指示を発令し，住民（事前に参加を依頼した住民に限る。）がバスで避難退域時検査場所まで避難し，模擬の検査を実施する訓練をするもの。）を内容とする原子力災害広域避難訓練を実施した。（丙Ｇ５５）

d　常陸大宮市

常陸大宮市原子力災害広域避難計画においても，基本的な一般住民の避難のフローは，笠間市と同様であり，常陸大宮市は，１６の校区ごとに一時集合所，中継所兼基幹避難所及び避難先を振り分け，更に字単位で避難所を特定し，対象避難者数を整理し，また，避難経路については，北部地域の校区は国道１１８号線，中部地域の校区は国道２９３号線，南部地域の校区は国道１２３号線を利用することで車両が集中しないように配慮し，避難経路を定めている。今後の検討すべき課題としては，①避難行動要支援者の避難体制の整備，特に自主防災組織との連携，②避難時の大型バスの確保等，③安定ヨウ素剤配布の手順の具体化，④複合災害への対応（複合災害時における第２の避難先の確保，災害対策本部機能の維持）を挙げている。（甲Ｇ１０３）

e　鉾田市

鉾田市原子力災害広域避難計画では，基本的な一般住民の避難のフローにおいて，中継所は設けず，避難指示があると，自家用車で避難退域時検査場へ向かい，避難退域時検査を受けた後，直接避難所に向かうこととなっているが，自家用車のない住民が一時集合所に集合した後，公的機関が手配したバスなどで避難退域時検査場に向かうことは，笠間市等と同様である。鉾田市は，５つの小学校の学区に分け，学区又は字単位で一時集合所，避難所を特定し，避難者数を整理するとともに，１学区を１又は２つに分けて避難経路として使用する主な幹線道路を，国道５１号線，下太田鉾田線，鉾田茨城線のいずれかに振り分けている。今後の課題として，①避難退域時検査体制（避難退域時検査を実施する要員の確保，資機材の調達，実施場所の確保等）②安定ヨウ素剤の配布体制（緊急時における効率的な配布方法），③複合災害への対応（複合災害時における第２の避難先，代替避難経路の確保，災害対策本部機能の維持），④避難行動要支援者の避難体制の整備（在宅の避難行動要支援者の支援体制，避難所における避難生活の具体的な支援方法），⑤移動手段の確保，⑥避難時間などの各種シミュレーション，住民への情報提供，避難情報等の広報手段，広域避難計画の普及・啓発を挙げている。（甲Ｇ１０４）

f　大子町

大子町では，ＵＰＺとなるのは，町の南端の大字盛金地区６８人（２７世帯）及び大字北富田地区３１人（１７世帯）にとどまることから，大子町原子力災害広域避難計画においては，一時集合場所は下小川コミュニティーセンター１箇所であり，また，避難先は，大子町立中央公民館と大子町文化福祉会館の２箇所に振り分けられており，避難経路は，前者は国道１１８号線，後者は国道１１８号線から国道４６１号線とされている。今後の課題としては，避難行動要支援者の避難体制の整備，避難手段の確保，安定ヨウ素剤の緊急配布体制，複合災害への対応（第二の避難先の確保，行政機能の業務継続体制），避難住民の生活支援を挙げている。

他方，大子町は，常陸太田市の一部の地区の広域避難受入先となっていることから，大子町原子力災害広域避難計画においては，その受入体制についても定めており，常陸太田市の町域別の避難先（中継所兼避難所，避難所の住所や電話番号）及び避難経路，収容見積人数などが記載されている。さらに，大子町は，広域避難受入れをする常陸太田市の一部の地区に加え，町内を通り福島県方面に広域避難する同市の一部の地区及び町内を通り栃木方面に広域避難する常陸大宮市の一部の地区の住民の避難退域時検査を支援することとなっており，常陸太田市について２箇所，常陸大宮市について１箇所の避難退域時検査場所を定めている。（甲Ｇ１５７（丙Ｇ５０））

g　東海村

東海村は，平成２８年５月に東海村広域避難計画の案を公表した。東海村は，全域がＰＡＺであり，一般住民は，全面緊急事態（ＥＡＬ３）で予防的に避難を開始することになるところ，ＵＰＺ外である取手市，守谷市及びつくばみらい市に避難するものとされ，上記案では，３０の行政区ごとに避難所を定め，収容可能数及び避難者数を整理し，３０の行政区を６つの地区に振り分けて，避難経路となる主な幹線道路を定めている。村民は自家用車での避難を原則とし，渋滞を避けるため乗り合わせを原則とし，直接避難所へ向かうものとされている。自家用車避難が困難な村民は一時集合場所から，児童生徒等は原則として学校等から，バス等による集団避難を行うもの

とし，行政区ごとの一時集合場所を定めている。（甲Ｇ１００）

東海村は，策定中の上記東海村広域避難計画案の検証と実効性の向上を図るため，令和元年６月２４日，予め参加の申し込みのあった村民２５０人，村職員・訓練協力機関関係者等約２００人の参加により，避難先の一つであるつくばみらい市を避難先とした東海村広域避難訓練を実施し，検証の概要を取りまとめた。東海村広域避難訓練としては３回目の訓練である。上記避難訓練は，①職員非常参集・災害対策本部運営訓練，②住民広報活動訓練，③住民避難活動訓練（自家用車での避難が困難な地域住民を想定し，一時集合場所に集合し，バス等の大型車両に乗車して避難所に避難する訓練），④避難行動要支援者避難活動訓練，⑤児童・保護者の避難訓練，⑥現地災害対策本部設置・運営訓練である。（丙Ｇ５１，５２，原告相沢１０～１２頁）

また，東海村は，同年５月，村内６箇所のコミュニティセンターを会場に上記東海村広域避難計画案に関する住民意見交換会（第２期）を開催し，同年１２月，当該意見交換会における意見，質問，提案等を集約し，村の回答を添えた意見集約表を取りまとめた（丙Ｇ５３）。

ｈ　日立市

日立市は，令和元年１１月４日，福島県内１７市町村を避難先とする広域避難計画の策定に当たり，避難計画の実効性を検証するための初めての避難訓練を実施した。訓練の内容は，①災害対策本部運営訓練，②住民避難訓練（ＰＡＺ内の住民の避難及び避難行動要支援者の避難），③放射線防護施設（自力避難の困難な住民が一時的に避難，滞在できる設備のある施設）の運営訓練である。（丙Ｇ５４）

ｉ　水戸市

水戸市防災会議は，水戸市原子力災害広域避難計画骨子を策定しているが，骨子にすぎず，地区ごとの具体的な避難所，中継所，一時集合場所，避難経路の設定はされていない（甲Ｇ１４４）。

水戸市長は，令和２年３月の水戸市議会の定例会において，広域避難計画に係る質問について，要旨以下のとおり答弁している。

広域避難計画の策定については，全市民２７万人の避難先を確保して以降，県内，県外の広域避難先との連携・協力体制の構築に重点的に取り組んでおり，令和２年１月から本市の広域避難先である４０の自治体と避難実施要領の策定に向けた協議を開始した。具体的には，平成３０年１２月に締結を完了した水戸市民の広域避難に関する協定に位置付けた内容をより現実的で実効性のあるものとするため，受入れ要請や避難所開設のタイミング，物資の搬送方法など，きめ細やかな事項の手順について，互いの地域の実情等を踏まえながら策定作業を進めている。

併せて，より実効性のある計画とするため，アンケート調査を通じて，原子力災害時における市民行動を把握することを予定しており，台風１９号からの復興状況や社会情勢等を考慮して実施することを考えている。また，地区ごとの具体的な広域避難先については，現在，最終的な調整を行っている段階であり，今後，市の防災会議等を通じて素案としてまとめ，公表する。

計画策定のスケジュールについては，錯綜しない避難ルートの設定や避難所の運営方法をはじめ，スクリーニングの手順や場所，更には安定ヨウ素剤等の配布体制など，国や県とも連携を図りながら，様々な事項について整理する必要があること，また，避難先自治体との調整を丁寧に行う必要があることから，現時点で明確に完成時期を示すことはできないが，市民の安全確保に向け，市民目線に立った計画づくりを進めていきたいと考えている。（甲Ｇ１４８）

ウ　東海第二地域原子力防災協議会

関係地方公共団体及び国が出席する東海第二地域原子力防災協議会作業部会において，地域防災計画及び広域避難計画の具体化・充実化等の議論が進められている。第８回同部会が令和２年３月１９日に開催され，内閣府，原子力規制庁，資源エネルギー庁，本件発電所から３０ｋｍ圏内の各市町村を含む関係自治体が出席し，被告もオブザーバーとして出席した。同部会では，内閣府が，①緊急配布による安定ヨウ素剤の受取りの負担を考慮すると，事前配布によって避難等が一層円滑になると想定されるＵＰＺ内住民への事前配布が実施可能であること等及び事態に応じた避難行動

にかかる住民理解の促進に向けた全国各地域における広報の取組事例について説明し，また，被告が本件発電所の安全性向上対策と現状について説明を行った。（丙Ｇ５６）

(3) 避難時間シミュレーション

ア 茨城県が，平成２５年に行った避難時間推計シミュレーションでは，例えば，ＰＡＺ内の住民約８万人に対し避難指示を行い，ＵＰＺ内の住民約９８万人（日中人口）の６０％が自主避難する場合の標準ケースを，避難指示実施から避難を開始するまでの時間を１時間以内とし，通過交通（道路上に存在していた既存の交通）は交通規制の開始までの時間を勘案し２時間継続するものとし，全員自家用車による避難とし１台当たり２．５人が乗車する，平日の日中に避難指示があったと設定したところ，ＰＡＺ内住民の９０％が，ＰＡＺ外へ避難する時間は１５時間，ＵＰＺ外へ避難する時間は１７時間と試算された。悪天候（走向速度３０％低下）のケースでは，ＰＡＺ内の住民９０％が，ＰＡＺ外へ避難する時間は２０．５時間，ＵＰＺ外へ避難する時間は２１時間と試算され，常磐道通行止めが生じたケースでは，ＰＡＺ内住民の９０％がＰＡＺ外へ避難する時間は３５．５時間，ＵＰＺ外へ避難する時間は３９．５時間と試算された。また，ＵＰＺ内に一斉避難指示が出された場合，ＰＡＺ内の住民約９０％がＰＡＺ外へ避難する時間は１９時間，ＵＰＺ外へ避難する時間は２０．５時間，ＵＰＺ内の住民がＵＰＺ外へ避難する時間は３２．５時間と試算された。（甲Ｆ２２）

イ 茨城県は，平成２６年，平成２７年にも避難時間シミュレーションを行っている。平成２６年のシミュレーションでは，ＰＡＺ内の住民の９０％がＰＡＺ外に避難する時間は，東海村で２９時間，日立市で２８時間，ひたちなか市で２７時間３０分となったが，平成２７年のシミュレーションで，交差点での交通規制や，警察官による誘導，一部ルート変更等により，何も対策を採らないケースと比較して，半分程度まで時間が短縮されたとしている。（甲Ｇ６８・１５，１６頁）

(4) 屋内退避及び避難について

一般財団法人日本原子力文化財団作成の原子力総合パンフレット（２０１８）は，原子力の学習や研修会などで活用できるように一般向けに作成された冊子であるが，屋内退避及び避難について，次のとおり記載している。（丙Ａ１・７８頁）

ア　屋内退避

（ア）屋内退避とは，壁や屋根などの遮蔽物で外部被ばくを防ぐ効果と，放射性物質からの距離をとることで内部被ばくと汚染を防ぐ効果のある防護措置である。原子力発電所の事故により放射性物質が放出された場合など，屋外で行動する方が被ばくの危険性が高まるおそれがある。まずは，建物の気密性や遮蔽効果によって放射線の影響を減らすことができる屋内退避をすることが大切である。自宅や最寄りの適切な施設に屋内退避することにより，避難時の混乱や事故を防ぐことに繋がる。

また，ＰＡＺの住民のうち，長距離の避難により健康リスクが高まる方については，無理に避難をせず，屋内退避をすることにより，無理な避難による犠牲者が出るのを防ぐとともに，効果的に被ばくの低減を図ることができる。

（イ）屋内退避のときの注意点

ドアや窓を全て閉める。

エアコン（外気導入型）や換気扇などを止め，屋外からの空気を入れない。

屋外で着ていた衣服には，放射性物質が付着している可能性があるため，衣服を着替え，ビニール袋に保管し，ほかの衣服と区別する。

食品には，ふたやラップをかけ，冷蔵庫に入れる。

テレビやラジオ，広報車などから新しい情報を待ち，次の指示があるまで外出は控える。

イ　避難

（ア）車やバスなどで放射線の影響を受けない場所まで移動し，放射性物質から距離をとることで被ばくや汚染を避ける防護措置である。

災害の状況に応じ，住民の自家用車やバス，公共交通機関が保有する車両，船舶，ヘリコプターなどのあらゆる手段を活用することとなっている。

主要な国道や県道を中心に，基本となる経路を設定する。さらに，自然災害などにより避難経路が使用できない事態も想定し，あらかじめ複数の避難経路を設定することにしている。

ＰＡＺ及びＵＰＺの住民の避難先は，避難者が居住していた地域コミュニティの維持に配慮し，可能な限り地区の分散を避けるように各地方公共団体の避難計画において設定されている。

（イ）避難のときの注意点

避難時に携行する物を用意する。しばらく家を空けてもよいように，貴重品や日常生活に必要な物を携行する。

放射性物質が体に付着したり，吸い込んだりすることを防ぐ服装（レインコートやマスクなど）を身につける。

近隣の住民に声をかけ，できるだけまとまって避難する。

３　争点８－１（立地審査）について

(1)　立地審査指針を採用していないことについて

原告らは，立地審査指針が廃止されていないにもかかわらず，本件設置変更許可において，原則的立地条件(2)及び(3)並びにそのための基本的目標ａ～ｃ及び指針１～３について審査がされておらず，また，立地審査指針によれば本件発電所は立地不適であるため，原子力規制委員会の適合性判断に過誤，欠落があると主張する。

しかし，前提事実７(4)イのとおり，立地審査指針は，原子力安全委員会の内規であったもので，新規制基準においては採用されておらず，設置許可基準規則・解釈においても引用されず，原子力規制委員会の審査基準としては使用されていない。そこで，新規制基準において，原則的立地条件(2)及び(3)並びにそのための基本的目標ａ～ｃ及び指針１～３を採用しないことが不合理であるかについて，以下検討する。

(2)　原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１（非居住区域）について

原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１は，平成２４年改正前の原子炉等規制法において深層防護の第４の防護レベルであるシビアアクシデント対策が法的要求事

項とされていない中で，旧重大事故を想定した場合のシビアアクシデント対策として非居住区域を設定し公衆との離隔距離を確保することで放射線リスクを抑制するというものであったところ（認定事実１７(1)ウ（ア)），原子炉等規制法４３条の３の６第１項及び設置許可基準規則第３章（重大事故等対処施設）は，深層防護の考え方を厳格に適用することとして，重大事故の発生及び拡大の防止に係る対策を新たに設置（変更）許可に係る法的規制要求事項として追加していることや，原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１は，事故の具体的な進展などを考慮せずに安全評価審査指針の評価条件を前提として審査した結果，非居住区域は原子炉施設の敷地内にとどまることとなっていたこと（認定事実１７(1)エ（ア)）に照らすと，原子力規制委員会が，原子炉施設で発生し得る大きな事故が原子力発電所の敷地周辺の公衆に確定的影響を与えないという原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１の目的は，重大事故の発生及び拡大の防止に係る対策を厳しい設定条件，厳しい基準の下で，最新の科学的知見を踏まえて審査することにより，より適切に４号要件（災害の防止上支障がないこと）を判断することで達成し得るとし（認定事実１７(2)イ)，原則的立地条件(2)・基本的目標ａ・指針１を採用しなかったことが，直ちに不合理ということはできない。

(3)　原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２（低人口地帯）について

原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２は，仮想事故を想定した上，低人口地帯を設けることにより，深層防護の第５の防護レベルの領域である防災活動を容易にする効果を担うものであったところ（認定事実１７(1)ウ（イ)），事故の具体的な進展などを考慮せずに安全評価審査指針の評価条件を前提として審査した結果，低人口地帯は原子炉施設の敷地内にとどまることになって敷地外の防災活動に役立つものではなかったこと（認定事実１７(1)エ（イ)），立地審査指針策定当時から５０年余が経過する中，福島第一発電所事故等を経て，原子力災害対策特別措置法が制定，改正され，同法に基づき，原子力規制委員会が原子力災害対策指針により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るなど，深層防護の第５の防護レベルである原子力防災対策は拡充強化されてきたことに照らすと，原子力規制委員会が，原則的立地

条件(3)・基本的目標ｂ・指針２そのものを採用しなかったことそれ自体は，直ちに不合理であるとまで断じることはできない。

(4)　原則的立地条件(3)・基本的目標ｃ・指針３について

原則的立地条件(3)・基本的目標ｃ・指針３は，社会的影響の観点から，集団線量を考慮して人口密集地帯からの離隔を要求するものであるところ，原子力規制委員会は，集団線量という考え方が国際的にも妥当とされていないという観点等からこれを採用しなかったものであり（認定事実１７(2)エ），不合理であるということはできない。

(5)　立地審査の必要性について

次に，原告らは，新規制基準において立地審査指針の適用がないとすれば，立地審査指針のような原子炉と人口帯との離隔に関する立地審査を欠く新規制基準は不合理であると主張する。認定事実１７(1)ウ（イ），(1)エ（イ）及び(2)ウによれば，防災活動を講じ得る環境にある地帯として原子炉から一定の範囲につき低人口地帯であることを求めるとしつつ，仮想事故の想定が不十分であったことから敷地外での防災活動に役立つものとなっていなかった原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２について，原子力規制委員会がこれを敷地外の防災活動に役立つ基準となるよう実効性のあるものに改訂して取り入れるのではなく，この基準の考え方自体を採用しなかった主たる理由は，原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２は深層防護の第５の防護レベルに関するものであるところ，立地審査指針策定当時よりも原子力防災体制が大幅に充実強化されたというものである。そして，原子力規制委員会は，避難計画等第５の防護レベルに関する事項については，法制度上，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法に基づいて措置が採られているだけでなく，実態面でも，関係法令等に基づき，国，地方公共団体，原子力事業者等が実効的な避難計画等の策定や訓練を通じた検証等を行っており，第５の防護レベルにおいて求められている措置は担保されているとしている（前提事実９(2)イ）。

この点，放射性物質が発電用原子炉施設周辺に異常に放出されるという緊急事態において，数万ないし数十万人に及ぶ住民が一定の時間内に避難することはそれ自体相

当に困難を伴うものである上，福島第一発電所事故からも明らかなとおり原子力災害は，地震，津波等の自然災害に伴って発生することも当然に想定されなければならず，人口密集地帯の原子力災害における避難が容易ではないことは明らかであることに照らすと，現行法による原子力災害防災対策をもってすれば，発電用原子炉施設の周辺がいかに人口密集地帯であろうと，実効的な避難計画を策定し深層防護の第５の防護レベルの措置を担保することができるといえるのかについては疑問があるといわなければならない。すなわち，国や地方自治体が実現可能な避難計画等を策定することができないとすれば，深層防護の第５の防護レベルを達成するためには，設置（変更）許可申請に係る４号要件の「発電用原子炉施設の位置が災害の防止上支障がないこと」として，立地審査指針の原則的立地条件(3)・基本的目標ｂ・指針２の，原子炉から一定の距離の範囲内は低人口地帯であることを求める考え方を取り入れ，当該発電用原子炉施設の周辺が緊急事態における避難を困難ならしめる人口地帯となっていないかについても審査するほかはないと考えられる。

しかしながら，都道府県及び市町村は，国が策定する防災基本計画及び原子力規制委員会が策定する原子力災害対策指針に基づいて，それぞれ，都道府県地域防災計画及び市町村地域防災計画を作成するものとされるところ（認定事実１８(1)エ），国は，災害対策基本法３条１項及び原子力災害対策特別措置法４条１項に基づき，組織及び機能の全てを挙げて，防災に関し万全の措置を講ずる責務を有していること（認定事実１８(1)イ）に照らすと，人口帯との離隔に係る審査がないことをもって新規制基準が不合理であるとまで直ちには断ずることができない。

もっとも，上記のとおり，原子力規制委員会は，災害対策基本法，原子力災害対策特別措置法及び関係法令に基づく対策によって深層防護の第５の防護レベルは担保されているとするものの，発電用原子炉施設と人口帯との離隔も含め深層防護の第５の防護レベルが達成されているかについて何ら具体的な審査をするものではないから，争点８－２（避難計画）において，更に検討する。

４　争点８－２（避難計画）について

(1) 新規制基準の合理性について

原告らは，避難計画等の緊急時計画と緊急時手順の整備は，原子力災害の被害影響を防ぐものとして深層防護の第５の防護レベルに当たるものであるから，原子力安全規制の一環として，原子力規制委員会において審査すべきであり，その審査を欠く新規制基準は不合理であると主張する。しかしながら，我が国の法体系において，避難計画等の緊急時計画と緊急時手順の整備に関する事項（以下「避難計画に関する事項」という。）は，原子力防災に係る事項として，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法において規定されており，原子炉等規制法４３条の３の８第１項，２項，同法４３条の３の６第１項４号の定める発電用原子炉の設置（変更）許可等の原子炉等規制法上の規制基準とされているとは解されないから，同法の規制基準の内容を定めた原子力規制委員会規則及び内規において上記事項が規定されていないことはむしろ当然のことであり，このことから新規制基準が不合理ということはできない。

もっとも，避難計画に関する事項を専ら防災の問題と位置付けた結果として，実現可能な避難計画の策定及びこれを実行し得る体制が整わず，深層防護の第５の防護レベルが欠け又は不十分な状況の下でも，発電用原子炉の運転を開始し得るとすれば，周辺住民に対し，人格権侵害の具体的危険を生じさせるものといわなければならない。そして，原告らは，本件発電所においては，実効的な避難計画等は存在せず，深層防護の第５の防護レベルの安全性が達成されていないと主張するものであるから，以下検討する。

(2) 避難計画について

ア 避難計画等の深層防護の第５の防護レベルと人格権侵害について

発電用原子炉施設は，大量の放射性物質を発生させることにより，周辺住民の生命，身体に重大かつ深刻な被害を与える可能性を本質的に内在させているものであること，発電用原子炉施設の事故は，高度な科学技術力をもって複数の対策を成功させかつこれを継続できなければ収束に向かわず，一つでも失敗すれば事故が進展し，多数の周辺住民の生命，身体に重大かつ深刻な被害を与えることになりかねないという，

他の科学技術の利用に伴う事故とは質的にも異なる特性があること，現在の最新の科学技術をもってしても発電用原子炉施設の事故の原因となり得る地震等の事象の発生の予測を確実に行うことはできないことから，発電用原子炉施設の安全性は，深層防護の考え方によって確保されるものであること，それゆえ，深層防護の第１から第５の防護レベルのいずれかが欠落し又は不十分な場合には，発電用原子炉施設が安全であるということはできず，周辺住民の生命，身体が侵害される具体的危険があると解すべきことは，前記第２の１において説示したとおりである。

深層防護の考え方による安全確保においては，ある防護レベルの安全対策を講ずるに当たって，その前に存在する防護レベルの対策を前提としないこと（前段否定）が求められるものであるから（前提事実８），深層防護の第１から第４までの防護レベルが達成されているからといって，避難計画等の深層防護の第５の防護レベルが不十分であっても，発電用原子炉施設が安全であるということはできない。

そして，原子力規制委員会は，深層防護の考え方に立ち，深層防護の第１から第４の防護レベルについて新規制基準を策定して安全性の審査を行うに当たり，科学技術の分野において絶対的安全性を達成することはできないとして相対的安全性を審査するとしており（前提事実９(1)及び(2)ア），かつ，避難計画等の深層防護の第５の防護レベルについては，災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法を始めとする関係法令等に基づき，国，地方公共団体，原子力事業者等が実効的な避難計画等の策定や訓練を通じた検証等を行っていることから担保されているとの理解に立って，深層防護の第１から第４の防護レベルの適合性審査を行っていること（前提事実９(2)イ）に照らしても，深層防護の第５の防護レベルは発電用原子炉施設の安全性に欠くことのできないものとなっている。

イ　深層防護の第５の防護レベルとしての避難計画について

被告は，避難計画について，防災対策に終わりはなく，避難計画策定後，同計画に基づく防災訓練の実施等による検証等を踏まえ，不断に改善し強化されていくべき性質のものであると主張する。避難計画についてそのような性質があることも否定し得

ないが，放射性物質の生命，身体に対する深刻な影響に照らせば，何らかの避難計画が策定されてさえいればよいなどといえるはずもなく，避難を実現することが困難な避難計画が策定されていても，深層防護の第５の防護レベルが達成されているということはできない。

もっとも，発電用原子炉施設の事故等に起因する放射性物質の異常な放出による周辺環境への影響の大きさ，影響が及ぶまでの時間は，事故等の規模，異常事態の態様，気象条件，周辺の環境状況，住民の居住状況等により異なるものであるから，いかなる想定の上で避難計画を策定すれば，深層防護の第５の防護レベルが達成されているといえるかについては，様々な考え方があり得る。

この点，深層防護の第５の防護レベルに相当する事項を定める原子力災害対策特別措置法は，適切な対応を行うために専門的な知見等を要する原子力災害の特殊性に鑑み，原子力災害に関する事項について特別の措置を定めるものであるところ，同法は，原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する原子力規制委員会に対し，原子力災害対策指針において，原子力災害対策として実施すべき措置に関する基本的な事項，原子力災害対策を重点的に実施すべき区域の設定に関する事項等を定めることを求め，都道府県・市町村は，同指針に基づき，地域防災計画を策定することとされており（前提事実７(2)，認定事実１８(1)ア，イ及びエ），原子力災害対策指針は，我が国の深層防護の第５の防護レベルの中核を成しているものといえる。

そして，原子力災害対策指針の避難計画の枠組みは，認定事実１８(1)ウのとおりであり，原子力災害対策重点区域としてＰＡＺとＵＰＺを設定し，緊急事態を警戒事態，施設敷地緊急事態，全面緊急事態に区分し，ＰＡＺ，ＵＰＺ，更には必要に応じてＵＰＺ外それぞれについて，段階的に行うべき防護措置の準備ないし防護措置を定めており，発電用原子炉施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が生じた場合である全面緊急事態についてみてみると，大要，①発電用原子炉施設からおおむね半径５ｋｍ内のＰＡＺの住民は，放射性物質の放出前に避難を実施する

のに対し，②発電用原子炉施設からおおむね半径３０ｋｍ内のＵＰＺの住民は，まずは屋内退避をした上で，放射性物質の放出後の緊急モニタリングの結果（５００μＳｖ／ｈを計測した場合（ＯＩＬ１）には数時間内に区域を特定することとされている。）により，国又は地方公共団体の指示を受けて避難を実施し（ＯＩＬに基づく防護措置として避難），内部被ばくの抑制及び皮膚被ばくの低減，汚染の拡大防止等のため避難退域時検査を受けるという枠組みとなっている。

このような段階的な避難の枠組みは，原子力規制委員会が専門的知見に基づき策定したものであるところ，放射線被ばくによる重篤な確定的影響の回避又は最小化を想定しなければならない地域であるＰＡＺと，確率的影響のリスクを低減することを想定した地域であるＵＰＺとの危険性の程度の差を考慮したもので，ＰＡＺ及びＵＰＺの範囲の設定については，福島第一発電所事故の教訓等も踏まえ，ＩＡＥＡの国際基準に基づいて設定されていること（認定事実１８(1)ウ（イ））に照らすと，不合理であるということはできない。

次に，原子力災害対策指針は，ＰＡＺ及びＵＰＺそれぞれについて，ⅰ警戒事態，ⅱ施設敷地緊急事態，ⅲ全面緊急事態の３つの緊急事態区分ごとに，段階的に原子力事業者，地方公共団体，国が行うべき防護措置の具体的項目をまとめているが，これらの事態は，区分の順序のとおりに発生するものでなく，事態の進展によっては全面緊急事態に至るまでの時間的間隔がない場合等があり得ることに留意すべきとしている。また，ＵＰＺ外の地域においても防護措置等が必要となることがあり得ることも想定しているが，ＰＡＺ及びＵＰＺについては，平時から実施しておくべき対策として屋内退避・避難等の方法，避難経路及び場所の明示や，緊急モニタリングの体制整備，原子力防災に特有の資機材等の整備，緊急用移動手段の確保等が必要であるとしている。（認定事実１８(1)ウ（イ），（ウ）及び（オ））

以上のとおり，原子力災害対策指針は，ＵＰＺ外の地域においても防護措置が必要となる場合を想定していないわけではないものの，原子力災害対策重点区域として異常事態の発生を仮定しその影響の及ぶ可能性があるとしてあらかじめ重点的に対策

を講じておくことが必要とされる区域（ＰＡＺ及びＵＰＺ）を設定していることに照らすと，深層防護の第５のレベルが達成されているというためには，少なくとも，原子力災害対策指針において，原子力災害対策重点区域，すなわちＰＡＺ及びＵＰＺにおいて，全面緊急事態に至った場合，同指針による段階的避難等の防護措置が実現可能な計画及びこれを実行し得る体制が整っていなければならないというべきである。そして，同指針において，警戒事態を判断するＥＡＬとして，震度６弱以上の地震の発生，大津波警報の発表，設計基準を超える竜巻，洪水，台風，火山等の外部的事象の発生が挙げられていること等（認定事実１８(1)ウ（ウ）ａ（ｂ））に照らすと，深層防護の第１から第４までの防護レベルについて，発電用原子炉施設が災害の防止上支障がないとする基準適合性審査をするに当たり，設置許可基準規則４～６条が地震，津波及びその他の自然現象に対する安全性を検討していることと同様に，深層防護の第５の防護レベルについても，大規模地震，大津波，火山の噴火等の自然現象による原子力災害を想定した上で，実現可能な避難計画が策定され，これを実行し得る体制が整っていなければ，ＰＡＺ及びＵＰＺの住民との関係において，深層防護の第５の防護レベルが達成されているということはできないのであって，人格権侵害の具体的危険がある。

これに対し，ＵＰＺ外の住民との関係においては，原子力災害対策指針において防護措置等の対策をあらかじめ講じておくことまでは要求されていないのであるから，深層防護の第１から第４の防護レベルが達成されている場合には，具体的な避難計画の策定がされていないことをもって，直ちに人格権侵害の具体的危険があるということはできない。

ウ　茨城県，ＰＡＺ及びＵＰＺの市町村の避難計画について

そこで，前記イに照らし，茨城県並びにＰＡＺ及びＵＰＺの市町村の避難計画及び原子力防災体制について検討する。

（ア）ＰＡＺ及びＵＰＺ内の人口が９４万人余であること

本件発電所のＰＡＺの人口（平成２７年国勢調査）は６万４６４６人，ＵＰＺの人

口は８７万４９３９人であり，ＰＡＺ・ＵＰＺの合計は９３万９５８５人に及んでいる（認定事実１８(2)イ（ア））。

ＰＡＺの住民は，全面緊急事態に至った場合，原則として自家用車によりＵＰＺ区域外に避難するものとされているところ（認定事実１８(2)ア（イ)），ＰＡＺの住民６万人余が一斉に避難するだけでも避難経路の混雑ないし渋滞が容易に想定されるが，全面緊急事態にあってＵＰＺの８７万人余からも相当程度の住民が無秩序に自主避難を行った場合には，避難経路はたちまち重度の渋滞を招来し，ＰＡＺ及びＵＰＺの住民ともが短時間で避難することは困難となることは明らかで，このことは茨城県が行った避難シミュレーション（認定事実１８(3)）からもうかがえるところである。

したがって，まずは，避難経路が集中しないように，ＰＡＺ・ＵＰＺ全域を通じて調整された合理的な避難経路の確立及びその周知は必要不可欠である。

そして，全面緊急事態に至った場合において，ＰＡＺの住民については放射性物質が放出される前に先行して避難を行い，ＵＰＺの住民は屋内退避をした上で放射性物質の放出後にＯＩＬに基づく指示を待って避難するという段階的避難の枠組みについては，特に本件のようにＰＡＺ・ＵＰＺ合計９４万人余の人口を抱える地域において，ＵＰＺの住民の理解と協力なくしては実現し得ないといえるところ，そのためには，ＵＰＺの住民に対する防護措置すなわち，屋内退避の安全性確保，緊急モニタリング及び迅速な避難指示伝達制度の確立並びに避難退域時検査体制の確立が必要不可欠であり，これらの安全対策が確保された上で，ＵＰＺの住民にこれらの対策が確保されていることから段階的避難によって安全が図られることが周知されていなければならない。

（イ）茨城県広域避難計画及び市町村の原子力災害広域避難計画の策定状況等

茨城県広域避難計画は平成２７年３月に策定されているものの，それから５年余を経過した本件口頭弁論終結時までに原子力災害広域避難計画を策定した市町村は，ＰＡＺ及びＵＰＺの１４市町村のうち，５つの自治体にとどまる。そして，これらの５つの自治体は，いずれもＵＰＺであり，常陸太田市を除くとＵＰＺとなるのは当該自

治体ごとにその一部地域のみであり，避難対象人口も相対的に少ない自治体（常陸太田市は５万１０６６人であるが，笠間市は３万６０６６人，常陸大宮市は３万７３０４人，鉾田市は１万３９９６人，大子町は９９人）である（認定事実１８(2)ア（イ）及びイ）。

これに対し，市全域がＰＡＺ又はＵＰＺとなりかつ１５万人以上の避難対象人口を抱える日立市（１８万５０５４人）及びひたちなか市（１５万５６８９人）や，市全域がＵＰＺとなり避難対象人口２７万０７８３人を抱える水戸市は，いずれも原子力災害広域避難計画の策定に至っておらず（認定事実１８(2)イ），このことは十数万から数十万人もの住民について実現可能な広域避難計画を策定することが容易ではないことをうかがわせるものである。水戸市は，原子力災害広域避難計画骨子を策定しているところ，避難対象人口が２７万人余に及ぶことから同市の広域避難先は４０もの自治体に及び，茨城県内のＵＰＺ外の市町のほか比較的遠方の栃木県，群馬県，千葉県及び埼玉県と多方面にわたっており，調整すべき事項が多岐に及ぶであろうことは容易に想定されるところ，水戸市長は，令和２年３月の水戸市議会の定例会において，原子力災害広域避難計画の策定時期を明確に示すことはできないとしている（認定事実１８(2)ア（イ）ｂ及びイ（イ）ｉ）。

次に，策定された茨城県広域避難計画及び５自治体の原子力災害広域避難計画についてみてみると，地震等の自然災害を前提として実現可能な避難計画が策定されるべきことは前記イにおいて説示したとおりであるが，例えば，大規模地震が発生した場合については，住宅が損壊し，道路が寸断することをも想定すべきところ，住宅が損壊した場合の屋内退避については具体的に触れるところがなく，道路の寸断がある場合については，茨城県広域避難計画において，県及び市町村は大規模地震等により被災し通行不能となった道路等の情報を迅速に提供するものと記載されているにとどまり，住民への情報提供手段は今後の課題とされている（認定事実１８(2)ア(イ)）。原子力総合パンフレットにおいて指摘されている自然災害などにより避難経路が使用できない場合の複数の避難経路の設定はされていない（認定事実１８(2)イ（イ）及び(4)

イ）。

また，茨城県広域避難計画は，複合災害時におけるモニタリング機能の維持，災害対策本部機能の維持及び第２の避難先の確保を今後の検討課題としており，常陸太田市は，複合災害時又は冬季の代替え避難先を，常陸大宮市は，複合災害時における第２の避難先の確保及び災害対策本部機能の維持を，鉾田市は，複合災害時における第２の避難先，代替避難経路の確保及び災害対策本部機能の維持を，大子町は複合災害時の第２の避難先の確保及び行政機能の業務継続体制を今後の課題としており，大規模地震等の自然災害を前提として実行可能な避難計画が策定されているという状況には至っていない。（認定事実１８(2)ア（イ）及びイ（イ））

そのほか，茨城県広域避難計画においては，避難退域時検査を実施する要員の確保，資機材の調達，実施場所の確保等も今後の課題とされており，５自治体においても，例えば，常陸太田市は行政機能の業務継続体制（災害対策本部機能，避難者支援業務及び非常時優先業務の継続が可能となる体制の検討）等を，鉾田市は，避難時間などの各種シミュレーション，住民への情報提供，避難情報等の広報手段，広域避難計画の普及・啓発等を，常陸大宮市は避難時の大型バスの確保等を今後の検討課題としている。（認定事実１８(2)ア（イ）及びイ（イ））

（ウ）小括

以上によれば，本件発電所のＰＡＺ及びＵＰＺにおいて，原子力災害対策指針の想定する段階的避難等の防護措置が実現可能な避難計画及びこれを実行し得る体制が整えられているというにはほど遠い状態にあるといわざるを得ず，ＰＡＺ及びＵＰＺ内の原告らとの関係において，避難計画等の深層防護の第５の防護レベルは達成されておらず，ＰＡＺ及びＵＰＺ内の避難対象人口に照らすと，今後これを達成することも相当困難と考えられる。なお，原告らのうち，ＰＡＺ及びＵＰＺ内の者は，別紙１当事者目録１の原告番号１～７９と認められる（前提事実(1)，甲Ｇ９９）。

５　争点８（立地審査及び避難計画）についての総括

以上によれば，新規制基準において，人口地帯との離隔に係る立地審査を欠くこと

が直ちに不合理とまではいえないものの，原子力災害対策指針の想定するＰＡＺ及びＵＰＺ内の住民の段階的避難等の防護措置が実現可能な避難計画及びこれを実行し得る体制が整えられているというにはほど遠い状態にあるといわざるを得ないから，ＰＡＺ及びＵＰＺ内の住民である別紙１当事者目録１の原告番号１～７９の原告らについては，深層防護の第５の防護レベルに欠けるところがあり，人格権侵害の具体的危険があると認められる。

第９　争点９（東海再処理施設との複合災害の危険性）について

１　認定事実１９（東海再処理施設等について）

掲記の証拠及び弁論の全趣旨によれば，東海再処理施設等について，以下のとおり認められる。

(1)　周辺施設の影響審査に係る設置許可基準規則・同解釈の定め

設置許可基準規則６条３項は，「安全施設は，工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。」と定めており，同解釈によれば，「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは，敷地及び敷地周辺の状況を基に選択されるものであり，飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突又は電磁的障害等をいうとされている（設置許可基準規則解釈６条８項。甲ＢＡ５）。

(2)　近接原子力施設からの影響審査について

「近接の原子力施設からの影響に係る審査について（案）」（「近接原子力施設からの影響審査について」）は，平成３０年度原子力規制委員会第２７回会議（同年９月５日）において，原子力機構のＪＲＲ－３（研究用原子炉施設）の許可申請の審査における本件発電所で事故が発生した場合の影響の審査について議論がされたことが契機となって，原子炉等規制法の許認可申請に係る原子炉施設（申請施設）の審査において，申請施設に地理的に近接する原子力施設（周辺原子力施設）がある場合の審査

の考え方を整理したものであり，最終的に同年１１月２８日の原子力規制委員会において了承されたというものである。（甲Ｇ８２・１０，２２頁，８４・２９頁，８７・７頁，丙Ｇ２９）

近接原子力施設からの影響審査についての１～３項の内容は，以下のとおりである。（丙Ｇ２９の１）

ア　基本的な考え方（１項）

申請施設の安全確保の責任は当該施設の設置者に属することから，周辺原子力施設の事故からの影響は，他の外部事象と同様に，申請施設に係る審査において考慮する。

イ　審査の内容（２項）

周辺原子力施設の事故からの影響については，主に次の観点から考慮することとなる。

・周辺原子力施設の事故が，申請施設の事故の起因とならないこと。

・周辺原子力施設の事故が，申請施設の事故対処において著しい阻害要因とならないこと。

ウ　対象とする原子力施設（３項）

審査において考慮の対象とする施設は，工学的に判断されるものであるが，以下を基本とする。

（ア）申請施設

重大事故などの考慮を要する原子力施設とする。

（イ）周辺原子力施設

・申請施設の審査において影響を考慮する周辺原子力施設は，重大事故などの考慮を要する原子力施設であって，当該周辺原子力施設のＰＡＺ内に申請施設が立地する場合を含む。

・運転の可能性，使用済燃料の状態等を踏まえて，申請施設に有意な影響を与えないと考えられる原子力施設は，考慮の対象から除く。

(3)　東海再処理施設について

ア　東海再処理施設の状況等

（ア）東海再処理施設の概要

原子力機構は，原子力に関する我が国唯一の総合的研究開発機関として，原子力に係る研究開発を通して，人類社会の福祉と国民生活の水準向上に資することを目的とする国立研究開発法人であり，東海再処理施設の属する核燃料サイクル工学研究所において，昭和３２年６月の発足以来，一貫して核燃料サイクルに関する技術開発を進めている（丙Ｇ１９）。

原子力機構は，我が国における核燃料サイクル確立の一環として，我が国初の再処理施設である東海再処理施設を本件発電所から２．８ｋｍ程度離れた茨城県那珂郡東海村大字村松４番地３３に建設することとして，昭和４６年６月に建設着工，昭和５６年１月から本格運転を開始した。これらに際し，原子力機構は，東海再処理施設について，再処理運転の特性に応じた安全機能を備えるための対策を講じ，原子炉等規制法の下で設計・建設・運転の各段階に応じて，国から所要の指定，認可等を得ており，例えば，平成１８年９月１９日には再処理施設においても参照している耐震設計審査指針が改訂されたこと（認定事実1(6)）に鑑み，再処理の運転を停止し，耐震バックチェック評価を行い，耐震性向上工事を進めるなどの対応を講じている。東北地方太平洋沖地震の際も，東海再処理施設の施設設備に大きな影響はなく，商用電源は約４６時間停止をしたが非常用発電機からの給電により保安を確保した。また，原子力機構は，福島第一発電所事故の教訓を踏まえ，全交流電源喪失時の安全対策に必要な電源確保のため，高台に電源車及び給電系統を整備するなどの安全対策も行ってきた。（甲Ｇ２６，３５・７～１１頁，丙Ｇ１９，２２の１・１～２頁，弁論の全趣旨）

（イ）東海再処理施設等安全監視チーム（監視チーム）の設置

原子力規制委員会は，平成２８年１月２７日，原子力規制庁から同月１３日に東海再処理施設における高放射性廃液のガラス固化処理の再開について報告を受けたことを契機とし，当時新規制基準への適合確認が行われていなかった東海再処理施設については，同施設の安全性の確認を定期的に公開の会合で行っていくべきであり，併

せて，同施設について検討が進められている廃止措置に向けた安全確保の在り方についても確認していく必要がある等として，原子力規制委員会の下に東海再処理施設等安全監視チーム（監視チーム）を設置し，①高放射性廃液のガラス固化等に係る安全確保の状況，②新規制基準適合申請に向けた検討状況，③廃止措置に向けた安全確保の在り方，④高経年化対策・放射性廃棄物管理等の項目について，原則公開の会合において，継続的に聴取，確認を行うこととした。監視チームの会合は，平成２８年３月１４日の第１回以降，おおむね１～２箇月ごとに開催され，令和２年３月１１日までに合計３８回の会合を重ねており，後記廃止措置計画変更認可申請やガラス固化再開に向けた対応状況等について審議を行っている。（丙Ｇ４６，４７，弁論の全趣旨）

（ウ）廃止措置計画認可申請等

原子力機構は，東海再処理施設について，その潜在的なハザード（危険性）の早期低減を図りつつ適切に廃止措置を行うことができるよう，安全確保に関する検討を行うなどして，平成２９年６月，原子力規制委員会に対し，原子炉等規制法５０条の５第２項の規定に基づき，廃止措置計画認可申請を行った。同申請については，平成３０年６月に原子力規制委員会から認可を受け，これまで，原子力機構は，廃止措置期間中の安全確保等について継続的に検討を行い，順次その結果を踏まえて廃止措置計画変更認可申請を行うなどしている。（丙Ｇ２２～２８，４８・参考３，４）

なお，原子力機構は，東海再処理施設の廃止措置には約７０年の期間が必要となる見通しを示している（丙Ｇ４８・７頁）。

イ　高放射性廃液のガラス固化作業等について

（ア）高放射性廃液とガラス固化体について

高放射性廃液については，冷却水による除熱，圧縮空気供給及び排風機による水素の掃気という対策が必要であり，この対策が機能しない場合には，沸騰に伴う放射性物質放出のおそれや水素爆発に伴う放射性物質の放出のおそれがある。

他方，高放射性廃液をガラス固化体として保管ピットで保管できれば，強制空冷による除熱とすればよく，水素の掃気は不要であり，また，強制空冷が停止しても保管

ピットによる自然冷却により安全上の問題は生じない。（甲Ｇ３５・１５頁）

（イ）原子力機構の対応状況

原子力機構は，東海再処理施設における潜在的なハザードの低減のための安全確保に関する検討の結果，保有しているプルトニウム溶液及び高放射性廃液について，溶液状態では崩壊熱除去及び水素掃気の継続的な管理が必要であることから，固化・安定化を図ることとし，プルトニウム溶液（約３．５m^3）については，平成２６年４月から安定な形態の混合酸化物への転換（ＭＯＸ粉末処理）を行い，同作業は平成２８年７月までに完了した（丙Ｇ３１）。

他方で，高放射性廃液について，原子力機構は，平成２８年１１月，高放射性廃液貯蔵場（ＨＡＷ）に貯蔵し，冷却水による除熱や圧縮空気による水素掃気を行っている高放射性廃液（約４００m^3）を，ガラス固化技術開発施設（ＴＶＦ）において，ガラス固化体に固化処理し，保管ピットで保管することとした（甲Ｇ２７，丙Ｇ２１）。

原子力機構は，平成２８年１月からガラス固化作業を開始し，平成４０年度末（２０２８年）までにこれを完了するとして廃止措置計画認可を受けていたところ，令和元年７月にガラス固化作業の過程の中でガラス流下中に装置が停止したことから，その原因分析を行い，同年１２月には工程が約２年間停止するとの見通しを示し，令和２年２月時点では，令和１０年（２０２８年）度の作業完了予定を守るべく，作業再開に向けて対策案を検討しているとしている。令和２年１月３１日時点における高放射性廃液の貯蔵状況は，５つの貯槽を合わせると，貯蔵量は合計３２３m^3であり，冷却機能停止時の沸騰到達時間は各貯槽ごとに異なるが，６１～９７時間（貯槽を断熱モデルとし，高放射性廃液の崩壊熱が全て液の温度上昇に寄与するものとして，安全側の条件で評価した場合）の範囲であり，水素掃気機能停止時の水素爆発範囲の下限値である水素濃度４％への到達時間も各貯槽ごとに異なるが，４９～１７２時間（高放射性廃液の崩壊熱が全て水素発生に寄与するものとして，安全側の条件で評価した場合）の範囲である。（甲Ｇ１３１，丙Ｇ２４・２８頁，丙Ｇ４８）

なお，前記ア（ウ）の廃止措置計画変更認可申請の一環として，原子力機構は，ガ

ラス固化技術開発施設の高経年化した工程制御装置等の更新等に係る設計及び工事の方法を追加すべく，前記アの認可を受けた東海再処理施設の廃止措置計画について，平成３０年１０月１０日，原子力規制委員会に対し，廃止措置計画変更認可申請を行っており，原子力規制委員会は，同年１１月３０日，廃止措置計画変更認可を行った（丙Ｇ２５～２７）。

ガラス固化技術開発施設に関しては，原子力機構は，平成３１年１月３１日に，溶融炉の間接加熱装置（予備品）製作及び交換に係る設計及び工事の方法を追加するため，廃止措置計画変更認可申請を行い，原子力規制委員会より同年３月２９日に同申請に係る認可を受け，また，放射線管理設備の更新に係る設計及び工事の方法を追加するため，同年１月３１日に廃止措置計画変更認可申請を行い，原子力規制委員会より令和元年９月１０日に同申請に係る認可を受けるなどした。ほかに，同年１２月１９日，再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則を踏まえた安全対策の実施内容を追加するため，廃止措置計画変更認可申請を行っており，現在，原子力規制委員会において，監視チームの公開の会合における原子力機構からの聴取を継続的に行いつつ，その審査がなされている。（丙Ｇ４３～４５）

ウ　津波対策等

原子力機構は，平成３０年１１月９日，安全対策の検討に用いる基準地震動，基準津波，設計竜巻及び火山事象の策定を内容とする廃止措置計画変更認可申請を行い，同申請について，令和元年９月２６日に一部補正を行い，原子力規制委員会より令和２年２月１０日に同申請に係る認可を得た（丙Ｇ２８，４２）。

原子力機構は，基準地震動については，プレート間地震の検討用地震として東北地方太平洋型地震を選定し，不確かさを考慮した地震動評価を行う（丙Ｄ２１１），基準津波については，敷地に最も影響する津波波源として，茨城県沖から房総沖に想定する津波波源を選定し，すべりの不均一性を考慮した津波評価を行うなどとしており，本件発電所において新規制基準を踏まえて設定した震源モデルや津波波源モデルと同じものを用いるなどして評価を行った。上記の原子力機構が策定した基準津波の津

波高さは，東海再処理施設敷地前面の沖合約１９ｍの地点（基準津波策定位置）でＴ．Ｐ．＋７．９ｍ，同敷地内の代表的な地点として選定した地点（新川河口付近の東北地方太平洋沖地震による津波痕跡高調査地点のうち最も海域側にある地点である「核サ研１地点」）でＴ．Ｐ．＋１１．１ｍ（浸水深８．１ｍ）である。（丙Ｇ２８・別添６－１－１５）

また，基準津波相当の津波を想定した場合，東海再処理施設に到達する津波高さは，高放射性廃液貯蔵場（ＨＡＷ）でＴ．Ｐ．＋１４．２ｍ（施設標高はＴ．Ｐ．＋５～７ｍ），ガラス固化技術開発施設（ＴＶＦ）でＴ．Ｐ．＋１２．８ｍ（施設標高はＴ．Ｐ．＋５～７ｍ）である（丙Ｇ３０の１・別紙２表２）。

原子力機構は，ＨＡＷ及びＴＶＦにおける高放射性廃液の蒸発乾固事象を重大事故として想定した上で，①高放射性廃液貯槽の沸騰乾固事象の進展は緩慢であること（ＨＡＷの冷却機能が喪失した場合においても高放射性廃液の沸騰到達までに約２．５日の時間裕度がある。），②高放射性廃液の蒸発乾固事象が想定される貯槽等については，基準地震動，基準津波等の想定事象を考慮しても健全性が維持されること（基準津波に対し，ＨＡＷ施設は建屋の一部外壁が損傷するおそれがあるが，津波荷重に対し十分な保有水平耐力を有しており，建屋倒壊等の著しい損傷はない。仮にＨＡＷ貯槽を収納しているセルが浸水した場合においてもＨＡＷの沸騰が促進されることはない。事故対処を行う操作区域は浸水に伴う事故対処への影響はない。），③事故対処設備は，エンジン付きポンプ，組立水槽，ホース等で構成され，高放射性廃液を沸騰させないために必要な流量の冷却水を十分に供給できること，④冷却水は，最終的な手段として自然水利（新川）から取水し供給することとしており，エンジン付きポンプ等の機材は人力での運搬が可能であり，基準地震動，基準津波等の想定事象（電源供給設備の機能喪失，移動式発電機等の使用不能等）を考慮しても実施可能であること，⑤事故対処設備として配備する機材は，ＨＡＷ及びＴＶＦの建屋内に配備することにより，想定される内部事象及び外部事象に対しても健全性を維持することが可能であること，事故対処の操作を行うフロアは，基準地震動及び基準津波に対しても

事故対処の操作が可能であること（ＨＡＷでは，事故対処を行う操作区域がある３階は，浸水に伴う事故対処への影響がない。）などを確認した。（丙Ｇ４５・８～１３頁）

エ　原子力規制委員会の見解

（ア）東海再処理施設に係る審査

原子力規制委員会は，前記ウの平成３０年１１月９日付けの安全対策の検討に用いる基準津波等の策定を内容とする廃止措置計画変更認可申請に対する認可において，東海再処理施設の基準津波の津波波源が本件発電所の基準津波の津波波源と同一であることを確認の上，東海再処理における廃止措置計画用設計津波を本件発電所のものと比較し，その差分が敷地の特性や計算方法の差異などで説明可能なものであることを確認したとしている（丙Ｇ４２・５頁）。

（イ）本件発電所に係る審査

被告は，本件設置変更許可申請において，発電所敷地又はその周辺で想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわれる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として，想定される近隣の産業施設の火災・爆発については，離隔距離の確保により安全施設の安全機能を損なわない設計とすることとし（丙Ｈ３本文・３３頁），本件発電所近くには爆発，火災等により発電用原子炉施設の安全性を損なうような石油コンビナート等の施設はないとしており（丙Ｈ３・添付書類六・６－４－５頁），原子力規制委員会も，本件設置変更許可において，近隣産業施設の火災・爆発といった人為事象の想定も含め，設置許可基準規則６条に適合すると判断している（丙Ｈ５・６６～６７，８７頁）。

また，原子力規制委員会は，本件意見公募手続において，「実用発電用原子炉等『設置許可規則』やその『解釈』によれば，東海再処理施設の存在・状況は東海第二発電所にとっての『敷地周辺の状況』に他ならない。したがって，東海再処理施設の『爆発』，『火災』，等の事故発生を想定して，その事故があっても東海第二発電所の安全機能が損なわれないことを確認しなければ，設置基準は満たされないと考える」などとする意見につき，「審査において考慮の対象とする周辺原子力施設は，工学的に判断

しています。東海再処理施設は廃止措置中であること，ＪＲＲ－３は出力が十分小さいこと，これらの施設は東海第二とは一定の距離を有していること等に加え，東海第二において想定している重大事故等への対策を踏まえれば，これらの施設の事故により東海第二が受ける影響は，十分小さいと工学的に判断しています」と回答している（丙Ｈ６別紙２・１９頁）。

２　争点９（東海再処理施設との複合災害の危険性）について

(1)　東海再処理施設の事故等を設置許可基準規則６条３項の事象として考慮していないことについて

認定事実１９(3)エ（イ）のとおり，原子力規制委員会は，東海再処理施設は廃止措置中であること，本件発電所とは一定の距離を有していること等に加え，本件発電所において想定している重大事故等への対策を踏まえ，東海再処理施設の事故により本件発電所が受ける影響は十分小さいと工学的に判断し，本件設置変更許可において，東海再処理施設の事故等の事象を設置許可基準規則６条３項の本件発電所周辺において想定される本件発電所の安全性を損なわせる原因となるおそれのある事象としては考慮せずに適合性判断をしたものである。

そして，認定事実１９(3)ア～ウのとおり，東海再処理施設は，原子炉等規制法の下で，国から所要の指定，認可等を受けて運転を開始したもので，東北地方太平洋沖地震の際にも安全機能を維持することができたこと，原子力機構は，東海再処理施設について平成３０年６月に原子力規制委員会から廃止措置計画認可を受け，廃止措置期間中の安全確保等について継続的に検討を行い，順次その結果を踏まえて廃止措置計画変更認可申請を行うなどし，また，原子力規制委員会は，平成２８年に東海再処理施設の安全確保のため監視チームを設置し，継続的に公開の会合における聴取を行い，ガラス固化等に係る安全確保の状況その他廃止措置に向けた安全確保の在り方等について確認及び検討を継続しており，東海処理施設については原子力規制委員会による廃止措置計画（変更）認可等の規制の下で安全確保対策が行われていること，東海再処理施設と本件発電所とは約２．８ｋｍ離れていること，前記第３ないし第７に説

示した本件発電所の設計基準対象施設及び重大事故等対処施設における安全対策に照らすと，これらを踏まえた上記の原子力規制委員会の工学的判断について，看過し難い過誤，欠落があるとは認められない。

なお，原告らは，本件発電所の基準津波（敷地前面東側でＴ．Ｐ．＋１７．９ｍ）が東海再処理施設に襲来した場合，東海再処理施設のＨＡＷ施設で保有している高放射性廃液の冷却機能を喪失し，爆発事故や放射能放出を招き，本件発電所の事故対処を著しく阻害すると主張する。しかし，認定事実7(5)，同１９(3)ウ，エ（ア）のとおり，東海再処理施設は，本件発電所と同じ「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」を選定し，すべりの不均一性を考慮するなどしてＨＡＷにおける基準津波の津波高をＴ．Ｐ．＋１４．２ｍと評価した上でこれに対して重大事故等対策により安全性を確保できるとしており，原子力規制委員会も上記のとおり津波波源が同一であることを確認するとともに，本件発電所の基準津波との差分が敷地の特性や計算方法の差異などで説明可能なものであることを確認している。これに対し，原告らは，本件発電所の基準津波（敷地前面東側でＴ．Ｐ．＋１７．９ｍ）と東海再処理施設のＨＡＷにおける基準津波の津波高Ｔ．Ｐ．＋１４．２ｍの差は敷地の特性や計算方法の差異などで合理的に説明することはできないとも主張するが，そもそも，津波は，海底地形や海岸線の形状などの影響によってもその波高は変化するため，１０ｍ離れただけで津波の高さが全く異なる場合もあるところ（前提事実５(2)），本件発電所と東海再処理とは２．８ｋｍ程度離れていること（認定事実１９(3)ア（ア））からすると，同じ津波波源を用いて津波を想定した結果，津波高が数ｍ異なったとしても何ら不自然でなく，敷地の特性や計算方法の差異などで十分説明可能というべきである。

(2) 審査基準の合理性について

また，原告らは，原子力規制委員会が「工学的」な判断という曖昧な理由で東海再処理施設を設置許可基準規則６条３項の審査の対象から外してもよいとすれば，同基準自体が不合理であると主張する。

平成３０年９月２６日に本件設置変更許可がされた（前提事実１０）後，同年１１

月２８日付けで原子力規制委員会により最終的に了承された「近接原子力施設からの影響審査について」は，近接する原子力施設からの影響の審査における考え方を整理したものであるところ，考慮の対象とする周辺原子力施設は，工学的に判断し，運転の可能性，使用済燃料の状態等を踏まえて，申請施設に有意な影響を与えないと考えられる原子力施設は考慮の対象から除くとしている（認定事実１９(2)ウ）。そして，原子力利用における安全の確保のため必要な施策を策定し，又は実施する事務を一元的につかさどる原子力規制委員会が（設置法１条及び２条），当該周辺原子力施設の申請施設への影響の程度等を踏まえて周辺原子力施設として考慮するかどうかを判断することは何ら不合理でなく，「近接原子力施設からの影響審査について」や設置許可基準規則６条３項及びその解釈に不合理な点があるともいえない。

(3) 小括

以上によれば，原子力規制委員会は，本件発電所について，東海再処理施設は設置許可基準規則６条３項の「安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの」には該当しないものとして，本件発電所は同項に適合すると判断しているところ（認定事実１９(3)エ（イ)），前記(1)及び(2)において検討したとおり，当該新規制基準に不合理な点があるとは認められず，また，原子力規制委員会の適合性判断の過程に看過し難い過誤，欠落があるとも認められない。

第１０　争点１０（経理的基礎の要件の範囲及びその有無等）について

１　認定事実２０（被告の経理的基礎について）

掲記の証拠及び弁論の全趣旨によれば，被告の経理的基礎について，以下の事実が認められる。

(1) 被告の事業等

被告は，原子力発電所の運転を行い，受電会社（東北電力，東京電力エナジーパートナー，東京電力パワーグリッド株式会社，中部電力，北陸電力，関西電力）との電力受給に関する基本協定及び電力受給契約に基づき，発電した電力を受電会社に販売する事業を営んでいる。平成３１年３月３１日時点で，東京電力エナジーパートナー

の親会社である東京電力ホールディングス，関西電力，中部電力，北陸電力及び東北電力の大手電力５社で被告の発行済株式総数の８１．０６％を保有しており，筆頭株主は東京電力ホールディングスで２８．２３％を保有し，東北電力は６．１２％をそれぞれ保有している。また，被告は，その子会社である原電エンジニアリング株式会社に，発電所及び附帯設備の運転保守管理業務，放射線管理に関する業務等を請負・委託している。被告の比較的直近の平成１６年度（第４８期）から平成３０年度（第６２期）の経営状態をみると，同期間連続で経常利益において黒字を確保しており，第５５，５８及び６０期を除き当期純利益を計上している。（丙Ｇ１，１７，１８，３９）

(2) 本件設置変更許可申請時

被告は，本件設置変更許可申請において，同変更に係る重大事故等対処施設他設置工事には，合計約１７４０億円を要するとし，自己資金及び借入金により工事資金を安定的に確保していくとした。（丙Ｇ３２，丙Ｈ３・添付書類三・３－１５頁）

原子力規制委員会は，平成２９年１１月１４日の新規制基準適合性に係る審査会合において，被告が原子力発電専業の企業であり，東北地方太平洋地震以降，原子力発電所が全て停止していることや，上記工事資金が多額であること等から，資金の借入に係る債務保証の主体や保証意思が明確に表明されていることを示すよう要求した。これを受け，被告は，平成３０年３月１４日，前記(1)のとおり本件発電所の受電会社又はその親会社である東北電力及び東京電力ホールディングスに対して，資金支援の意向を書面で表明するよう依頼し，両者は，同月３０日付け書面をもって，被告に対し，本件発電所の新規制基準適合性に係る工事の所要資金のうち，被告の自己資金を超える分については，それぞれ自社の受電比率相当分を上限として，資金支援を行う意思があることを表明した。また，東京電力ホールディングスは，同年５月３０日の原子力規制委員会臨時会議において，上記資金支援を行うことが同社の福島第一発電所の廃炉作業及び柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との齟齬を来すことはないと説明した。（甲Ｇ５３，５４，５７，丙Ｇ３３～３５）

また，被告は，本件設置変更許可に係る審査において，東北地方太平洋沖地震後を含む平成２１年度から平成２８年度までの総工事資金（本件発電所以外を含む。）は合計３４３３億円であり，これを自己資金，借入金及び社債により確保してきた実績があること，被告は，平成３０年３月末時点で，グループ会社を含め，１６０１億円の純資産（総資産は６６７２億円）を有しており，自己資本比率は２４％と電力９社の平均２０．５％（純資産９５６２億円，総資産４兆６７２６億円）と比較しても財政状態は健全であることを説明した（丙Ｇ３２～３４）。なお，被告の第６２期有価証券報告書（平成３０年４月１日～平成３１年３月３１日）では，連結経営指標等において，純資産は１６４２億３３００万円，総資産額６４２８億６７００万円，自己資本比率は２５．３％とされている（丙Ｇ３９）。

原子力規制委員会は，平成３０年７月４日，経済産業大臣に対し，東京電力ホールディングスによる上記資金支援について，東京電力ホールディングスに監督・指導を行う上で支障にならないか，原子炉等規制法７１条１項１号に基づき意見を求めたところ，経済産業大臣は，同月３１日，本件設置変更許可をすることに異存はないとした上で，経済産業省としては，本件発電所が新規制基準に適合すると認められた場合，同月３日に閣議決定された「エネルギー基本計画」の方針に従って再稼働を進め，その際，立地自治体等関係者の理解と協力を得るよう取り組むこととしており，貴委員会や関係府省とともに適切に対応していく所存であり，資金的協力を含め，東京電力の経営判断の在り方は，原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の趣旨及び新々・総合特別事業計画の内容に照らして問題はないものと考えている旨回答した。（丙Ｇ３５）

(3)　本件設置変更許可後の事情

令和元年１２月１７日付けの朝日新聞の記事では，本件発電所の事故対策工事費用について，ゼネコン各社の見積額は２５００億円以上になり，被告の予定額１７４０億円を７００億円以上超える契約となる見込みであること，被告は，特定重大事故等対処施設等の設置に要する工事費として６１０億円を見込んでいることから，工事費総額は３０００億円以上に膨らむとされ，同工事に対する大手電力５社の資金支援計

画案は，３０００億円から３５００億円に増加したと報道されている（甲Ｇ８８）。

２　争点１０（経理的基礎の要件の範囲及びその有無等）について

(1)　本件設置変更許可申請に係る原子炉等規制法４３条の３の６第１項２号の経理的基礎の要件該当性について

ア　原子炉等規制法４３条の３の６第１項２号の経理的基礎について

原子炉設置変更許可においては，原子炉等規制法４３条の３の８第２項が準用する同法４３条の３の６第１項２号の「その者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること」が要件とされるところ，原告らは，ここでいう「経理的基礎」には維持管理に関する経理的基礎も含まれると主張する。

しかし，同号の文言や，同号は原子炉の設置及び変更には多額の資金を要することに鑑み，そのための資金を欠く場合には原子炉の設置及び変更の基盤そのものを失うこととなることから設置及び変更段階に係る経理的基礎が特に重要であるという観点から要件とされたものと解されることに照らすと，原子炉設置変更許可において，経理的基礎が要求されるのは，「設置変更」に係るものであることは明らかである。

これに対し，原告らは，運転中の維持管理に関する安全性確保には十分な経理的基礎が必要であるからこれについても設置変更許可の段階で審査がされるべきであるとも主張する。

しかしながら，原子炉等規制法における安全規制は，原子炉施設の設計から運転に至る過程を段階的に区分し，それぞれの段階に対応して，一連の許認可等の規制手続を介在させ，これらを通じて原子炉の利用に係る安全確保を図るという，段階的安全規制の体系が採られ，設計及び工事計画のみならず保安のために必要な措置を講じて保安規定を定めることも求めており（前提事実７(1)），事業者が所定の規制に違反する場合には，当該発電用原子炉の使用の停止その他の是正措置等を命ずることができるほか（同法４３条の３の２３），設置許可を取り消すこともでき（同法４３条の３の２０），さらに，運転段階以降の規制として，平成２９年法律第１５号による改正前の原子炉等規制法においては，原子炉施設の維持管理が適切になされるよう，原子力事

業者の行う定期事業者検査，原子力規制委員会の行う施設定期検査及び保安規定の遵守状況に係る定期検査等の措置が定められており，同改正後の原子炉等規制法の下では，原子力事業者等に対してその施設の網羅的な検査の実施を求める事業者検査制度（使用前事業者検査及び定期事業者検査）により検査が行われ，これと対を成す仕組みとして原子力規制委員会による原子力規制検査により，事業者検査の実施状況や保安規定に従って原子力事業者が講ずべき措置の実施状況等を原子力規制委員会が包括的に検査することとされている。そして，原子力規制委員会は，原子力規制検査の結果に基づいて検査対象事項についての総合的な評定を行い，原子力規制検査及び評定の結果を原子力事業者等に通知し，また公表することとなる（前提事実７(5)）。

このように原子力発電所の維持管理については，上記の原子炉等規制法による保安規定，検査制度及び是正措置等の規制が行われるのであり，維持管理に関する経理的基礎が設置変更許可段階の審査事項とされていないことが，法の不備であるとも解されない。

イ　本件設置変更許可に係る経理的基礎の要件該当性について

原告らは，被告が本件発電所の原子炉設置変更に関する経理的基礎も欠くと主張するが，認定事実２０(1)及び(2)のとおり，被告は，本件設置変更に係る重大事故等対処施設他設置工事には合計約１７４０億円を要するとし，これを自己資金及び借入金により調達することとして，本件設置変更許可に係る審査において，被告の主要株主であり，かつ本件発電所の受電会社又はその親会社として同審査に利害関係を有する東北電力及び東京電力ホールディングスから，本件発電所の新規制基準適合性に係る工事の所要資金のうち，被告の自己資金を超える分については，それぞれ自社の受電比率相当分を上限として，資金支援を行う意思があることの表明を受けていること，１６００億円を超える純資産を有し，自己資本比率も２０％を超え，財政状態が健全であることを示しているのであって，本件設置変更に係る経理的基礎を有するとして本件設置変更許可がされたことが不合理ともいえない。

また，認定事実２０(3)のとおり，本件設置変更許可後，本件設置変更に係る重大事

故等対処施設他設置工事費用が７００億円程予算を超えることになるとの報道がされているが，その費用は未だ明らかとなっておらず，資金調達方法を問題とし得る状況にない上，上記のとおり東北電力及び東京電力ホールディングスは被告の自己資金を超える分について資金支援を行う意思を表明していることに照らすと，現段階で設置変更に係る経理的基礎を欠くとはいえない。

なお，特定重大事故等対処施設等の設置に要する費用については，本件設置変更許可の対象ではない。

以上のとおり，被告について，本件設置変更に係る経理的基礎を欠くとはいえない。

(2) 維持管理に係る経理的基礎について

原告らは，維持管理に関する経理的基礎が原子炉設置（変更）許可の要件とされているか否かにかかわらず，事業者において維持管理に関する経理的基礎を欠く場合には必要な補修を行わないなどの不適正な操業等を行わざるを得なくなるところ，被告は本件設置変更許可に係る重大事故等対処施設他設置工事費用のための借入金を返済するだけの収益を上げることは困難であるから，本件発電所の運転は差し止められるべきであると主張する。しかし，人格権に基づく原子力発電所の運転差止請求における人格権侵害の具体的危険とは，深層防護の第１から第５のレベルに相当する安全対策のいずれかが欠落し又は不十分なことをいうことは前記第２の１に説示したとおりであるところ，前記(1)アのとおりの原子炉等規制法の多段階にわたる規制の仕組みや，原子力規制委員会は事業者に対し所定の規制に違反した場合に原子炉の停止その他の措置を命ずることができ，設置許可の取消しもあり得ること，網羅的な事業者検査及びこれと対を成す包括的な原子力規制検査により強化された検査制度の下では，将来にわたる維持管理の経理的基礎の問題によって，必要な補修などの安全確保対策を怠った状態で原子炉の運転が行われることが直ちに推認されるものともいえず，人格権侵害の具体的危険があるということはできない。なお，原告らは，被告には本件発電所において事故が起こった場合の賠償金を支払う資力もないとも主張するが，人格権に基づく原子力発電所の差止請求に係る具体的危険を根拠付ける事情と

はいえない。

(3) 小括

したがって，被告に本件発電所の原子炉設置変更及び維持管理に関する経理的基礎を欠くことを理由として，人格権侵害の具体的危険があるとする原告らの主張は採用することができない。

第１１　結論

以上のとおりであり，深層防護の第１から第４の防護レベルに係る事項（争点３～７，９）については，新規制基準に不合理な点があるとは認められず，原子力規制委員会の適合性判断について看過し難い過誤，欠落があるとも認められないから，これらの防護レベルの安全対策について欠けるところがあるとは認められないが，本件発電所のＰＡＺ及びＵＰＺ内の住民である別紙１当事者目録１記載の番号１ないし７９の各原告との関係においては，原子力災害指針に定める段階的避難等の防護措置が実現可能な避難計画及びこれを実行し得る体制が講じられておらず，深層防護の第５の防護レベルの安全対策に欠けるところがあり，人格権侵害の具体的危険が認められる（争点８）。なお，経理的基礎を欠くこと（争点１０），原子炉等規制法の違憲無効（争点１）を根拠とする原告らの請求はいずれも理由がない。

よって，別紙１当事者目録１記載の番号１ないし７９の各原告の請求は理由があるから認容し，その余の原告らの請求はいずれも理由がないから棄却することとして，主文のとおり判決する。

水戸地方裁判所民事第２部

裁判長裁判官　前田英子

裁判官　高田　卓

裁判官　山本隼人

別紙２

当事者目録２

原告ら訴訟代理人弁護士　矢田部　理
秋山安夫
天野義章
井坂啓
尾池誠司
大東一雄
風間治人
門井節夫
角口貴秋
唐津悠輔
菊池祥明
栗山学
小室光子
五來則男
坂本博之
佐藤大志
杉下弘之
関健太郎
高中学
丹下昌子
戸張順平
中島隆一
長瀬佑志

興き元司孝祐一樹典一靖準之樹孝介徹治司士介仁成弘明一づは保幸芳　陽秀正雄　俊成利洋　昭賢貴陸　基光正啓

谷田崎山本江萩木橋渡野海澤山寺田向澤月口田永内田淵島

野見

萩細松丸宮安谷青大海只鳥花内小坂酒高望山大松水和岩鹿

市　川　守　弘
渡　辺　達　生
北　村　　栄
薦　田　伸　夫
冠　木　克　彦
栗　山　　知
嶋　田　久　夫
北　川　浩　司
鈴　木　敏　弘
小　野　寺　信　一
毛　利　正　道
斎　藤　利　幸
広　田　次　男
脇　山　　弘
長　倉　智　弘

同訴訟復代理人弁護士　木　南　貴　幸
大　久　保　　潤
菅　波　香　織
三　村　悠　紀　子
鈴　木　裕　也
中　野　宏　典

原告ら（ただし，原告　　を除く。）訴訟代理人弁護士
河　合　弘　之

同訴訟復代理人弁護士　大　木　一　俊
野　崎　嵩　史
服　部　　有

浅　木　一　希
品　川　尚　子
甫　守　一　樹
大　河　陽　子

東京都台東区上野五丁目２番１号
被　　告　　日本原子力発電株式会社
同代表者代表取締役　村　松　　衛
同訴訟代理人弁護士　山　内　喜　明
谷　　健太郎
浅　井　弘　章
井　上　響　太

以上

別紙３

文献等目録

１　基準地震動関係（争点３）

・青井ほか（２０１２）:「２０１１年東北地方太平洋沖地震の強震動」青井真，功刀卓，鈴木亘，森川信之，中村洋光，先名重樹，藤原広行（甲Ｄ１６１）

・池浦・野田（２００５）:「同一地点における地震動応答スペクトルのばらつき－地震規模と震源距離がそれぞれ等しい強震記録ペアの分析－」池浦友則，野田静男（丙Ｄ１３７）

・入倉ほか（２００２）:「強震動予測のための修正レシピとその検証」入倉孝次郎，三宅弘恵，岩田知孝，釜江克宏，川辺秀憲（丙Ｄ２１）

・入倉ほか（２０１６）:「日本国内の内陸地殻内地震の震源パラメータのスケーリング則の検証－２０１６年熊本地震（Ｍｊ７．３）への適用－」入倉孝次郎，宮腰研，吉田邦一，釜江克宏（丙Ｄ２３）

・入倉・三宅（２００１）:「シナリオ地震の強震動予測」入倉孝次郎，三宅弘恵（丙Ｄ２０）

・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－地質学的調査による地震の分類と強震観測記録に基づく上限レベルの検討－」加藤研一，宮腰勝義，武村雅之，井上大榮，上田圭一，壇一男（丙Ｄ５３）

・釜江・川辺（２００４）:「２００３年十勝沖地震（Ｍ８．０）の震源のモデル化と強震動予測レシピの検証」釜江克宏，川辺秀憲（丙Ｄ２２４）

・釜江ほか（２００６）:「２００５年宮城県沖地震（Ｍ７．２）の震源モデル」釜江克宏，宮腰研，川辺秀憲（丙Ｄ２２１）

・釜江ほか（２００７）:「２００５年宮城県沖地震（Ｍｊ７．２）による震源のモデル化手法（レシピ）の検証」釜江克宏，宮腰研，川辺秀憲（丙Ｄ２２２）

・川瀬（１９９８）:「震源近傍強震動の地下構造による増幅プロセスと構造物破壊

能－１９９５年兵庫県南部地震での震災帯の成因に学ぶ－」川瀬博（甲Ｄ９０）

・川瀬（２０１４）:「海溝型巨大地震の強震動の特性と巨大剛構造物としての原子力発電所の応答」川瀬博（丙Ｄ６３）

・川辺・釜江（２０１３）:「２０１１年東北地方太平洋沖地震の震源のモデル化」川辺秀憲，釜江克宏（甲Ｄ８４，丙Ｄ４５）

・倉橋・入倉（２０１１）:「Source model for generating strong ground motions during the 2011 Off the Pacific Coast of Tohoku earthquake」倉橋奨，入倉孝次郎

・倉橋・入倉（２０１７）:「２０１１年東北地方太平洋沖地震における強震動生成域からの長周期地震動」倉橋奨，入倉孝次郎（甲Ｄ１７７）

・佐藤（２０１０）①:「日本のスラブ内地震とプレート境界地震の水平・上下動の距離減衰式」佐藤智美（丙Ｄ１８８）

・佐藤（２０１０）②:「逆断層と横ずれ断層の違いを考慮した日本の地殻内地震の短周期レベルのスケーリング則」佐藤智美（丙Ｄ５０）

・佐藤（２０１２）:「経験的グリーン関数法に基づく２０１１年東北地方太平洋沖地震の震源モデル－プレート境界地震の短周期レベルに着目して－」佐藤智美（甲Ｄ８２，丙Ｄ５１）

・佐藤・堤（２０１２）:「２０１１年福島県浜通り付近の正断層の地震の短周期レベルと伝播経路・地盤増幅特性」佐藤智美，堤英明（丙Ｄ１６７）

・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）の基盤地震動とサイト特性評価」佐藤浩章，芝良昭，東貞成，功刀卓，前田宜浩，藤原広行（丙Ｄ５４）

・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について」地震調査研究推進本部地震調査委員会（丙Ｄ２２３）

・地震調査研究推進本部（２００５）:「宮城県沖地震を想定した強震動評価（一部修正版）について」地震調査研究推進本部地震調査委員会（丙Ｄ１６１）

・地震調査研究推進本部（２０１２）：「三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価（第二版）について」地震調査研究推進本部地震調査委員会（丙Ｄ４０）

・田中ほか（２０１６）：「Small-Titan CCHG 観測点における２０１１年東北地方太平洋沖地震の強震記録に見られた地盤増幅特性」田中浩平，津野靖士，山中浩明，地元考輔，片岡俊一（丙Ｄ２１９）

・壇ほか（２００１）：「断層の非一様すべり破壊モデルから算定される短周期レベルと半経験的波形合成法による強震動予測のための震源断層のモデル化」壇一男，渡辺基史，佐藤俊明，石井透（丙Ｄ３３）

・地元ほか（２０１６）：「K-NET 日立とその近傍における地震観測」地元孝輔，津野靖士，山中浩明（丙Ｄ２２５）

・地元ほか（２０１７）：「K-NET 日立近傍における地震と微動観測による地盤震動特性の評価」地元孝輔，津野靖士，東貞成，佐藤浩章，重藤迪子，高井伸雄，松島信一，早川崇，山中浩明，川瀬博（丙Ｄ２２６）

・中央防災会議（２０１３）：「首都直下の M7 クラスの地震及び相模トラフ沿いの M8 クラスの地震等の震源断層モデルと震度分布・津波高等に関する報告書」首都直下地震モデル検討会（丙Ｄ３９）

・永野（２０１３）：「地震動の特徴－２０１１年東北地方太平洋沖地震時の強震記録から見る地盤増幅－」永野正行（甲Ｄ１６６）

・野津（２０１２）：「２０１１年東北地方太平洋沖地震を対象としたスーパーアスペリティモデルの提案」野津厚（甲Ｄ７８，丙Ｄ１６３）

・野津ほか（２００７）：「スペクトルインバージョンに基づく全国の強震観測地点におけるサイト増幅特性とこれを利用した強震動評価事例」野津厚，長尾毅，山田雅行（甲Ｄ１７４）

・野津ほか（２０１２）：「海溝型巨大地震における強震動パルスの生成とその生成域のスケーリング」野津厚，山田雅行，長尾毅，大倉孝次郎（甲Ｄ７９，丙Ｄ１６４）

・長谷川ほか（２０１３）：「東京直下に沈み込む２枚のプレートと首都圏下の特異

な地震活動」長谷川昭，中島淳一，内田直希，海野徳仁（丙Ｄ４２）

・引間・三宅（２０１６）:「観測記録により推定された震源断層モデルに見られる特徴」引間和人，三宅弘恵（丙Ｄ２４）

・松島・川瀬（２００６）:「海溝性地震におけるスーパーアスペリティモデルの提案」松島信一，川瀬博

・翠川・大竹（２００３）:「地震動強さの距離減衰式にみられるバラツキに関する基礎的分析」翠川三郎，大竹雄（丙Ｄ１３８）

・諸井ほか（２０１３）:「標準的な強震動レシピに基づく東北地方太平洋沖巨大地震の強震動の再現」諸井孝文，広谷浄，石川和也，水谷浩之，引間和人，川里健，生玉真也，釜田正毅（丙Ｄ４４）

・Asano and Iwata（２０１２）:「Source model for strong ground motion generation in the frequency range 0.1-10 Hz during the 2011 Tohoku earthquake」浅野公之，岩田知孝（甲Ｄ８３）

・Fujii and Matsu'ura（２０００）:「Regional difference in scaling laws for large earthquakes and its tectonic implication」Fujii, Y. and M. Matsu'ura

・Kurahashi and Irikura（２０１３）:「Short-Period Source Model of the 2011 Mw9.0 Off the Pacific Coast of Tohoku Earthquake」倉橋奨，入倉孝次郎（甲Ｄ１２３）

・Murotani et al.（２００８）:「Scaling of characterized slip models for plate-boundary earthquakes」Murotani,S.,Miyake,H.and Koketsu,K.

・Nishimura et al.（２００７）:「Crustal block kinematics and seismic potential of the northernmost PHS plate and Izu microplate, central Japan, inferred from GPS and leveling data」Nishimura,T.,Sagiya,T.and Stein,R.

・Noda et al.（２００２）:「RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES」野田静男，八代和彦，高橋克也，武村雅之，大野晋，藤堂正喜，渡辺孝英（丙Ｄ３１）

・Somerville et al.（１９９９）:「Characterizing crustal earthquake slip models for the prediction of strong ground motion」 Somerville,P.G.,K.Irikura,R.Graves,S.Sawada,D.Wald,N.Abrahamson,Y.Iwasaki, T. Kagawa,N.Smith,and A.Kowada

・Uchida et al.（２００９）:「What controls interplate coupling?:Evidence for abrupt change in coupling across a border between two overlying plates in the NE Japan subduction zone」 Uchida,N.,Nakajima,J.,Hasegawa,A.and Matsuzawa,T.

２　津波関係（争点５）

・今村（２００４）:「津波情報とその活用について」今村文彦

・宇佐美ほか（２０１３）:「日本被害地震総覧５９９－２０１２」宇佐美龍夫，石井寿，今村隆正，武村雅之，松浦律子（丙Ｄ２７）

・風間ら（２００６）:「津波による船舶被害軽減のための避難海域に関する検討」風間隆宏，中村隆，伊藤敏朗，大塚浩二，佐藤勝弘，今津雄吾（甲Ｄ２４２）

・原子力安全基盤機構（２０１４）:「確率論的手法に基づく基準津波策定手引き」原子力安全基盤機構

・国立天文台（２０１４）:「理科年表　平成２６年」国立天文台編

・佐藤（１９８４）:「日本海中部地震津波と船舶（漁船・小型船）避航の一考察（その５）」佐藤孫七

・澤井（２０１２）:「堆積物の記録から明らかになった日本海溝の巨大津波－茨城県における痕跡－」澤井祐紀（丙Ｄ９８）

・地震調査研究推進本部（２０１２）:前記１と同じ

・地震調査研究推進本部（２０１４）:「全国地震動予測地図２０１４年版～全国の地震動ハザードを概観して～付録１」地震調査研究推進本部地震調査委員会

・杉野ほか（２０１４）:「プレート間地震による津波の特性化波源モデルの提案」杉野英治，岩渕洋子，橋本紀彦，松末和之，蛯澤勝三，亀田弘行，今村文彦（丙Ｄ１

０９）

・竹内ほか（２００７）：「延宝房総沖地震津波の千葉県沿岸～福島県沿岸での痕跡高調査」竹内仁，藤良太郎，三村信男，今村文彦，佐竹健治，都司嘉宣，宝地兼次，松浦健郎（丙Ｄ９７）

・田中ら（２００４）：「２００３年十勝沖地震時における漁民の避難行動に関する実態調査」田中亮平，河田惠昭，井上雅夫，原田賢治，高橋智幸

・望月（２０１１）：「茨城沖におけるアスペリティと地下構造」望月公廣（丙Ｄ１０２）

・文科省測地学分科会（２０１３）：「地震及び火山噴火予知のための観測研究計画」文部科学省科学技術・学術審議会測地学分科会地震火山部会（丙Ｄ１０７）

・渡辺（１９９８）：「日本被害津波総覧［第２版］」渡辺偉夫

・Kundu et al.（２０１２）：「Seamount Subduction and Rupture Characteristics of the March 11, 2011, Tohoku Earthquake」BHASKAR KUNDU, V.K. GAHALAUT, and J. K. CATHERINE（丙Ｄ１０４）

・Loveless and Meade.（２０１５）：「Spatial correlation of interseismic coupling and coseismic rupture extent of the 2011 MW = 9.0 Tohoku - oki earthquake」John P. Loveless, and Brendan J. Meade（丙Ｄ１００）

・Mochizuki et al.（２００８）：「Weak Interplate Coupling by Seamounts and Repeating M～7 Earthquakes」望月公廣，山田知朗，篠原雅尚，山中佳子，金沢敏彦（丙Ｄ１０３）

・Nakatani et al.（２０１５）：「Changes in seismicity before and after the 2011 Tohoku earthquake around its southern limit revealed by dense ocean bottom seismic array data」中谷幸弘，望月公廣，篠原雅尚，山田知朗，日野亮太，伊藤喜宏，村井芳夫，佐藤利典（丙Ｄ１０５）

・Wang and Belik（２０１４）：「Invited review paper: Fault creep caused by subduction of rough seafloor relief」Kelin Wang, Susan L. Bilek（丙Ｄ１０６）

3　火山関係（争点６）

・須藤（２００４）：「降下火山灰災害－新聞報道資料から得られる情報」須藤茂

・萬年（２０１３）：「降下火山灰シミュレーションコードＴｅｐｈｒａ２の理論と現状―第四紀学での利用を視野に」萬年一剛（甲Ｄ１３３，丙Ｄ１２２）

・山元（２０１３）：「栃木－茨城地域における過去約３０万年間のテフラの再記載と定量化」山元孝広（丙Ｄ１２０）

（各項ごとに，あいうえお順・アルファベット順）

以上

別 紙 4

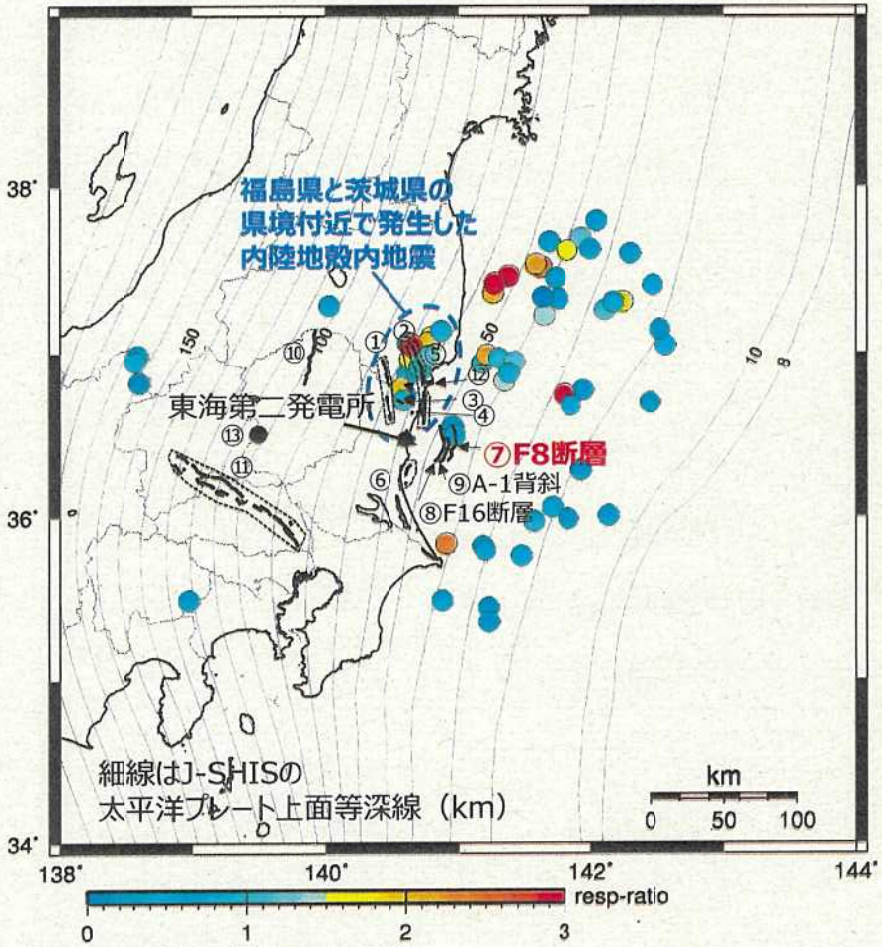
No	地震名	日時	規模
1	2008年岩手・宮城内陸地震	2008/06/14, 08:43	Mw6.9
2	2000年鳥取県西部地震	2000/10/06, 13:30	Mw6.6
3	2011年長野県北部地震	2011/03/12, 03:59	Mw6.2
4	1997年3月鹿児島県北西部地震	1997/03/26, 17:31	Mw6.1
5	2003年宮城県北部地震	2003/07/26, 07:13	Mw6.1
6	1996年宮城県北部(鬼首)地震	1996/08/11, 03:12	Mw6.0
7	1997年5月鹿児島県北西部地震	1997/05/13, 14:38	Mw6.0
8	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

【表３－３５】検討対象とする内陸地殻内地震

（出典：乙Ｂア第５１号証表－１（８頁））

福島県と茨城県との県境付近の領域における各断層の地震に係る検討①

○各断層の位置と対象地震の震央位置との関係をみると、福島県と茨城県との県境付近における領域にある「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層」を含む各断層については、かかる領域において発生した地震が分布しており、これらの観測記録を用いて補正することとした。



図中の震央の色は図下のカラーバーに対応し、
応答スペクトル比を示している（周期0.02秒～0.1秒の平均）

		地震名	長さ（km）	地震規模 M	断層上端深さ（km）	等価震源距離（km）※2	補正係数
活断層による地震	①	棚倉破砕帯西縁断層～同東縁付近の推定活断層	42	7.5	3	37	考慮
	②	関口－米平リニアメント	6	6.8※1	3	27	考慮
	③	竪破山リニアメント	4	6.8※1	3	25	考慮
	④	宮田町リニアメント	1	6.8※1	3	21	考慮
	⑤	Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層	58	7.8	3	31	考慮
	⑥	Ｆ３断層～Ｆ４断層	16	6.8	5	22	
	⑦	Ｆ８断層	26	7.2	5	26	
	⑧	Ｆ１６断層	26	7.2	5	30	
	⑨	Ａ－１背斜	20	7.0	5	22	
	⑩	関谷断層	40	7.5	5	92	
	⑪	深谷断層帯・綾瀬川断層	103	8.2	5	128	
	⑫	Ｆ１１断層	5	6.8※1	3	38	考慮
被害地震	⑬	818年関東諸国の地震	－	7.5	－	102	

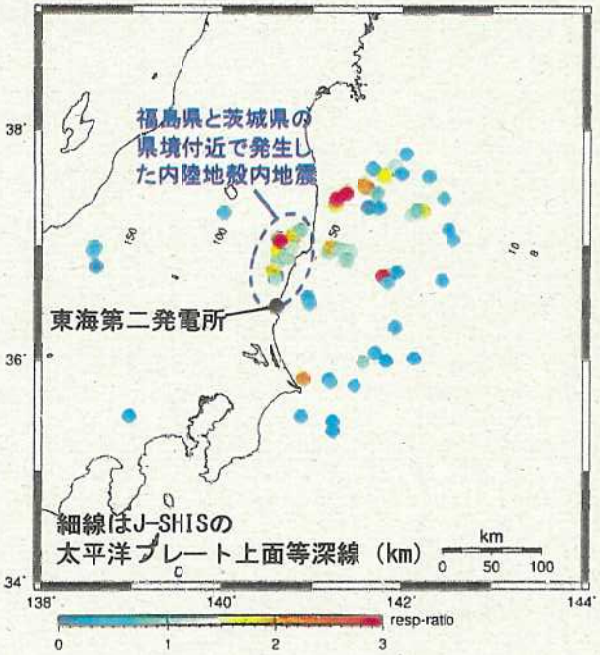
※1　長さの短い断層については、地震規模をM6.8として評価
※2　活断層による地震の断層傾斜角は60度として評価

内陸地殻内地震の地震動評価に用いる補正係数

第404回審査会合
資料2修正

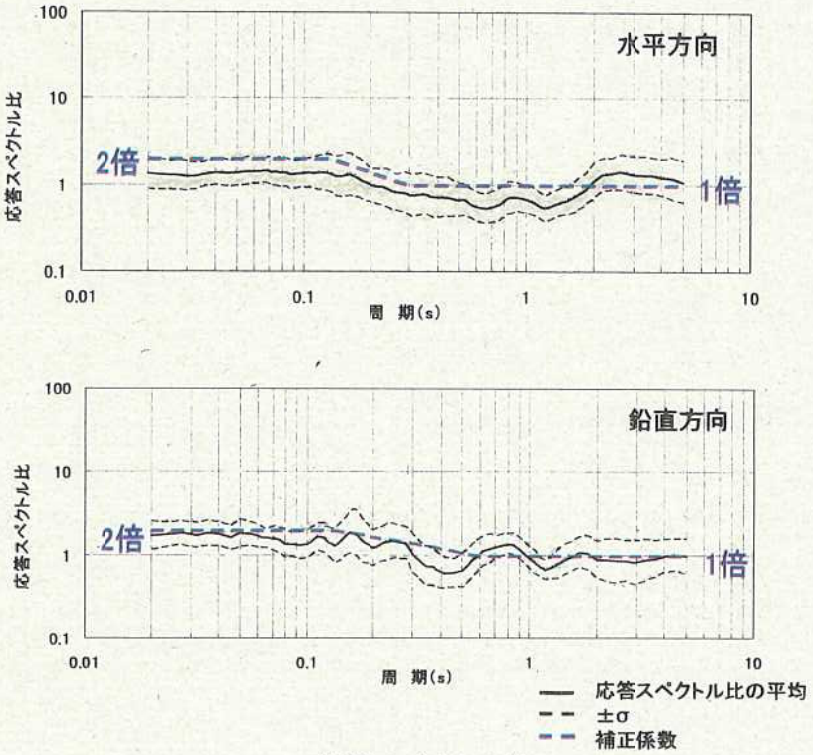
別紙6

■福島県と茨城県の県境付近で発生した内陸地殻内地震の補正係数



図中の震央の色は図下のカラーバーに対応し，
応答スペクトル比を示している（周期0.02秒～0.1秒の平均）。

検討対象地震の震央分布図
（水平方向）



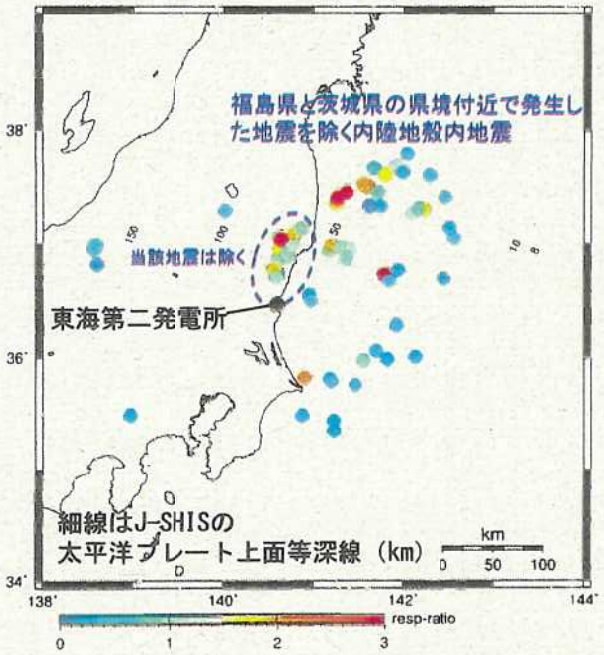
応答スペクトル比

- 福島県と茨城県の県境付近で発生した地震の応答スペクトル比は短周期側で大きくなる傾向が見られ，水平方向で1.4倍程度，鉛直方向で1.7倍程度となる。
- 従って，福島県と茨城県の県境付近で発生した内陸地殻内地震に対する応答スペクトル手法では，Noda et al.(2002)による内陸地殻内地震に対する補正係数は用いず，上記応答スペクトル比の傾向に基づき，短周期帯を概ね包絡するように短周期側で2倍の補正係数を設定する。

内陸地殻内地震の地震動評価に用いる補正係数

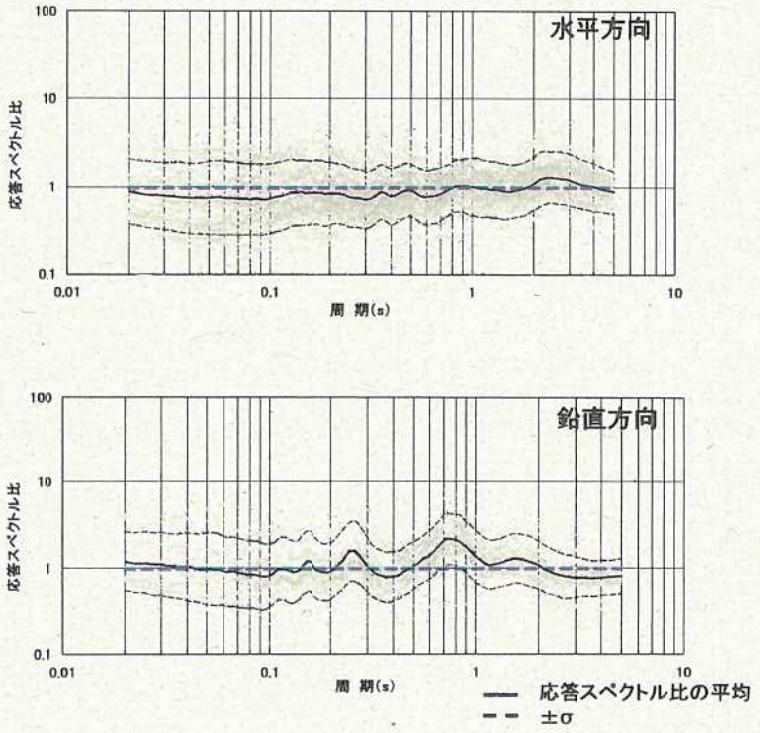
第404回審査会合
資料2修正

■福島県と茨城県の県境付近で発生した地震を除く内陸地殻内地震の補正係数



図中の震央の色は図下のカラーバーに対応し，
応答スペクトル比を示している（周期0.02秒～0.1秒の平均）。

検討対象地震の震央分布図
（水平方向）



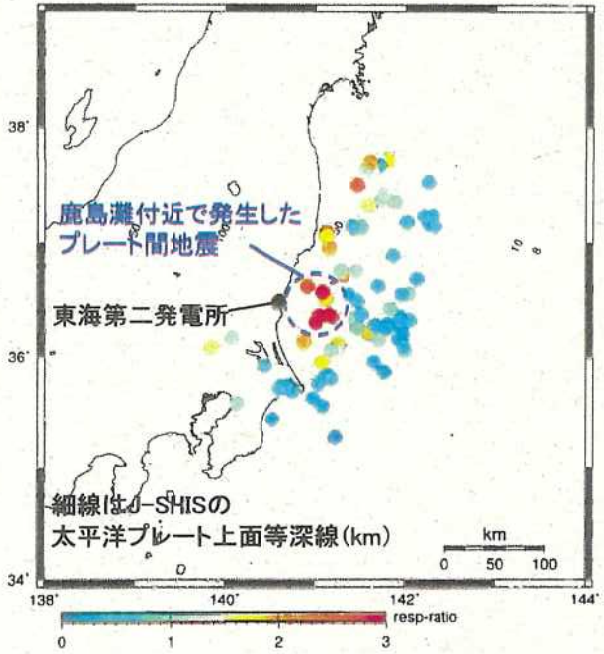
応答スペクトル比

福島県と茨城県の県境付近を除く地域で発生した内陸地殻内地震の応答スペクトル比について，各地震の平均は水平方向，鉛直方向ともほぼ1倍であるため，Noda et al.(2002)による内陸地殻内地震に対する補正や観測記録の応答スペクトル比に基づく補正は行わない。

応答スペクトル手法による地震動評価に用いる補正係数：鹿島灘付近

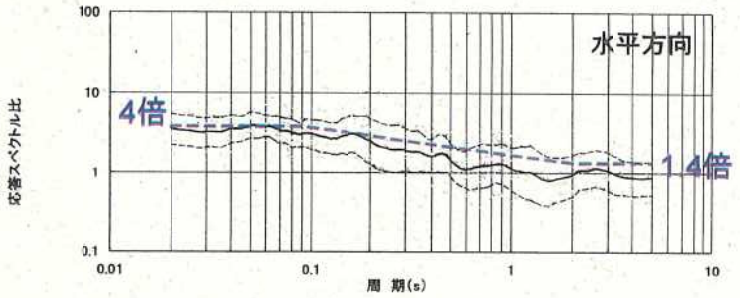
第336回審査会合
資料1修正

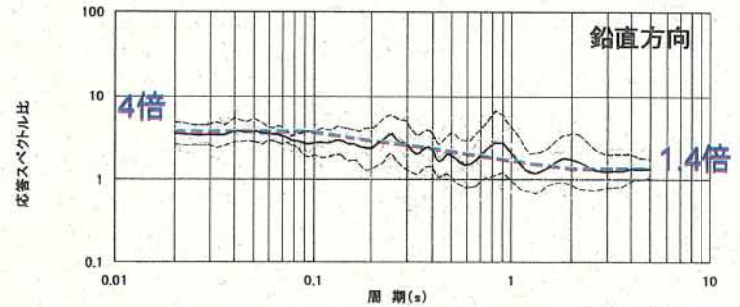
■補正係数（鹿島灘付近の地震）

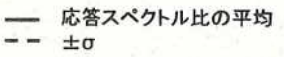


図中の震央の色は図下のカラーバーに対応し，
応答スペクトル比を示している（周期0.02秒～0.1秒の平均）。

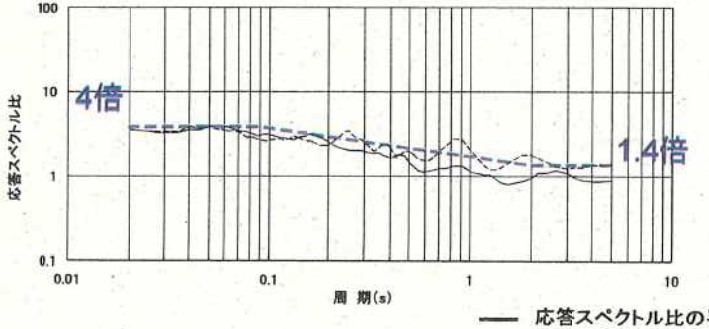
検討対象地震の震央分布図
（水平方向）

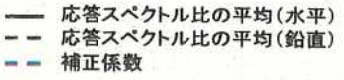






応答スペクトル比





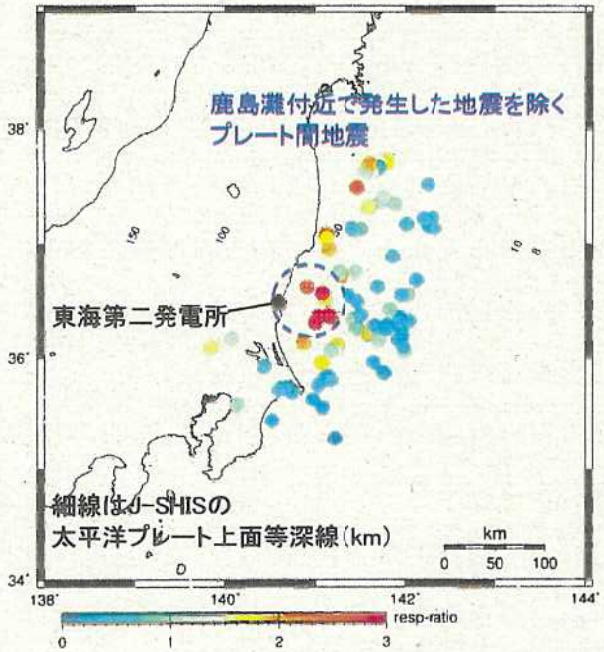
補正係数

鹿島灘付近で発生した地震の応答スペクトル比には，短周期側で4倍程度となる傾向が見られるため，短周期側で4倍の補正係数を考慮する。

応答スペクトル手法による地震動評価に用いる補正係数：鹿島灘を除く領域

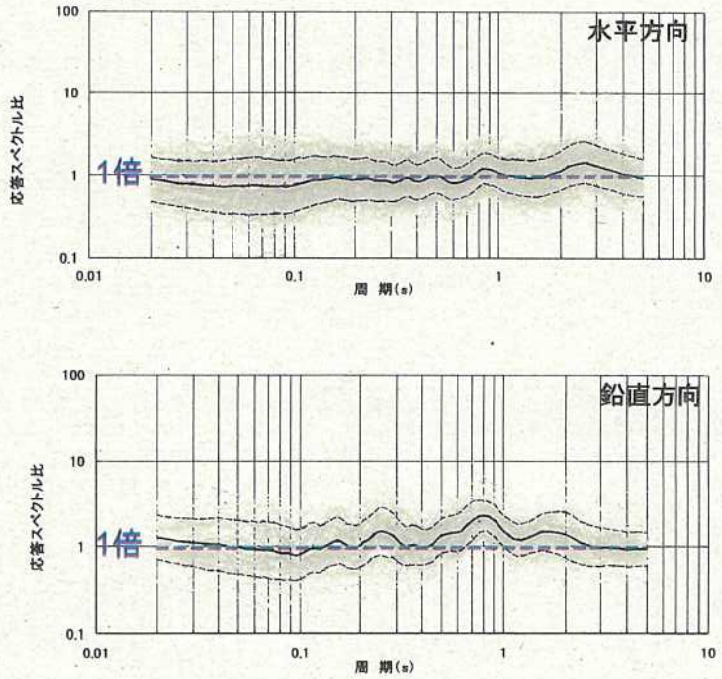
第336回審査会合
資料1修正

■補正係数（鹿島灘付近を除く領域の地震）



図中の震央の色は図下のカラーバーに対応し，
応答スペクトル比を示している（周期0.02秒～0.1秒の平均）。

検討対象地震の震央分布図
（水平方向）

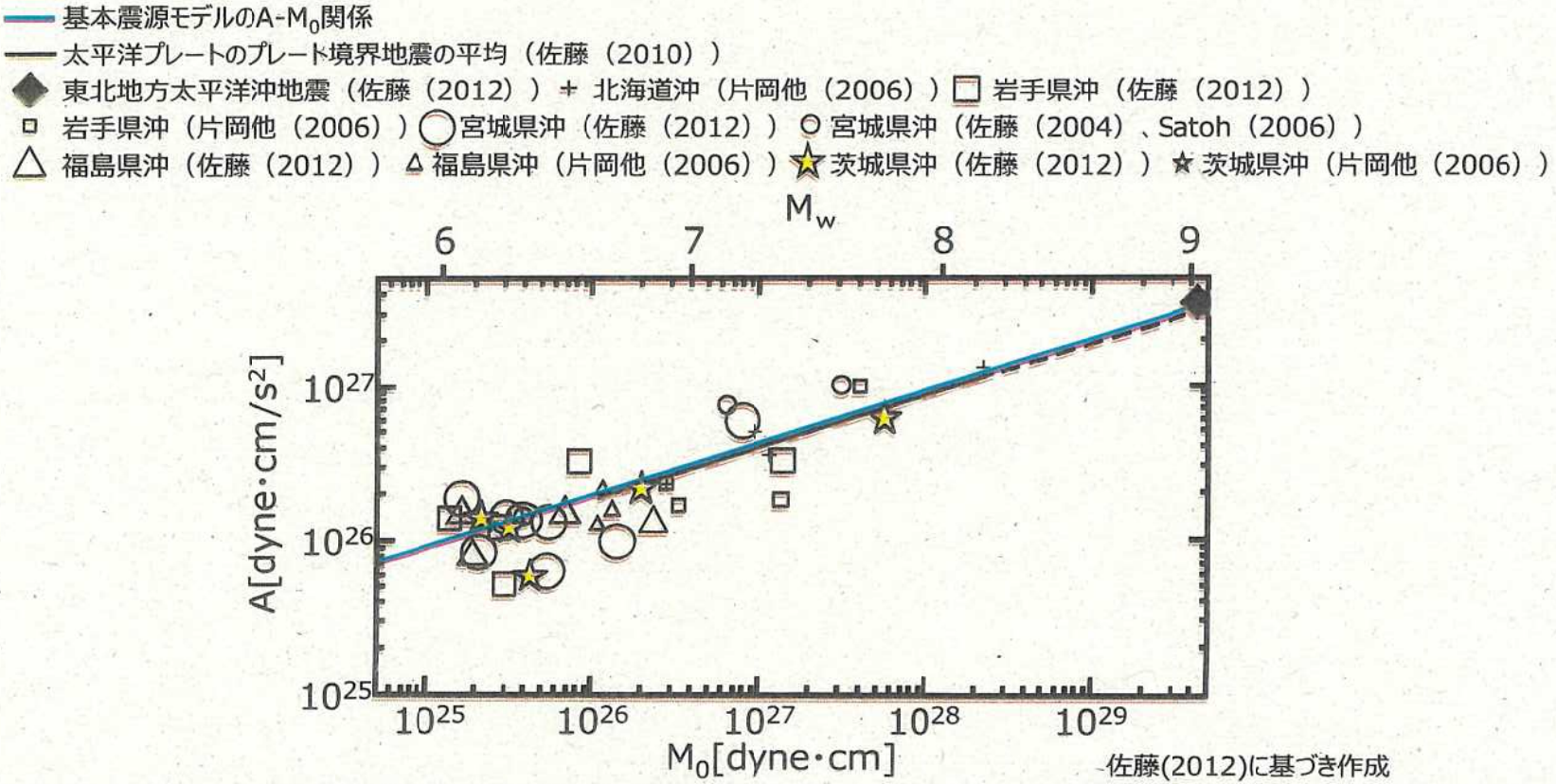


—— 応答スペクトル比の平均
- - ±σ

応答スペクトル比

鹿島灘付近を除く領域で発生した地震については，応答スペクトル比がほぼ1倍であるため補正は行わない。

基本震源モデルにおける短周期レベルの設定



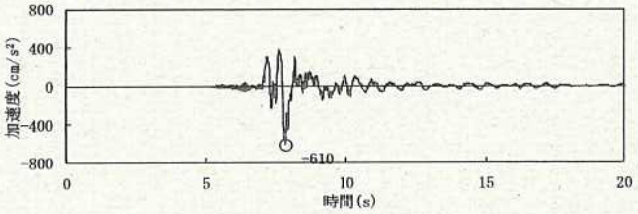
佐藤(2012)に基づき作成

佐藤（2012）における太平洋プレートのプレート間地震のAとM_0の関係

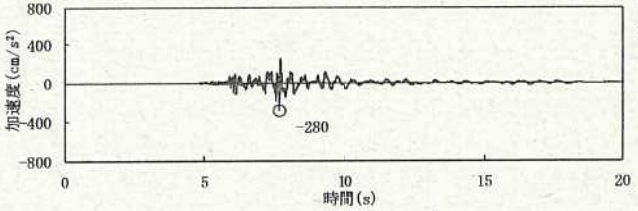
震源を特定せず策定する地震動

第409回審査会合
資料1修正

●加藤他(2004)に基づき設定した応答スペクトル，及び，2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した，水平方向 610cm/s^2，鉛直方向 280cm/s^{2}の地震動を，震源を特定せず策定する地震動として考慮する。



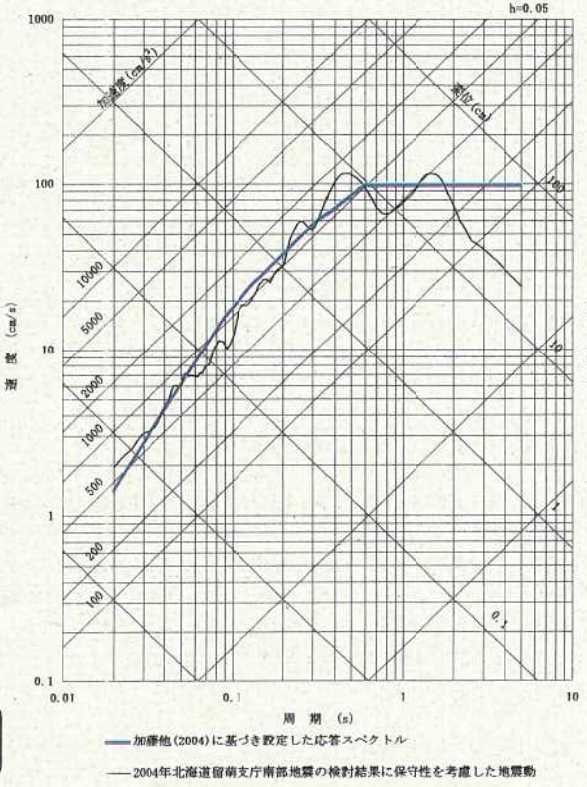
水平方向



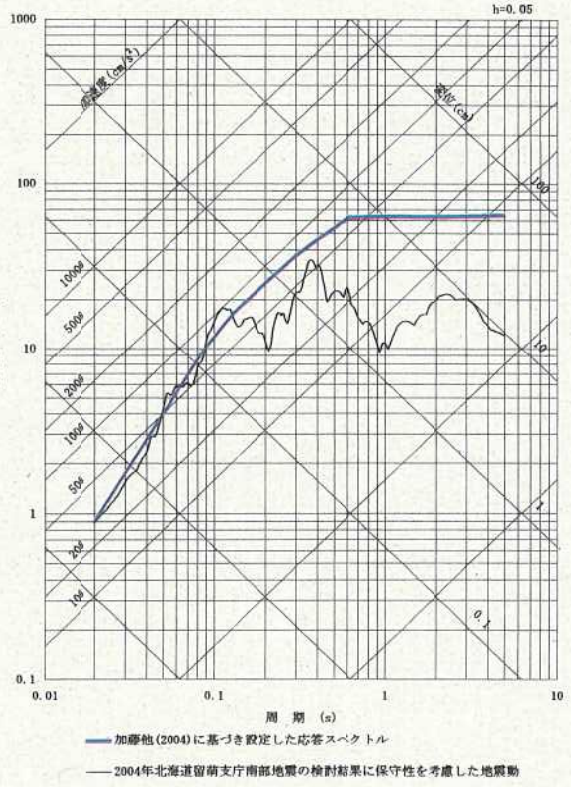
鉛直方向

加速度時刻歴波形

2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動



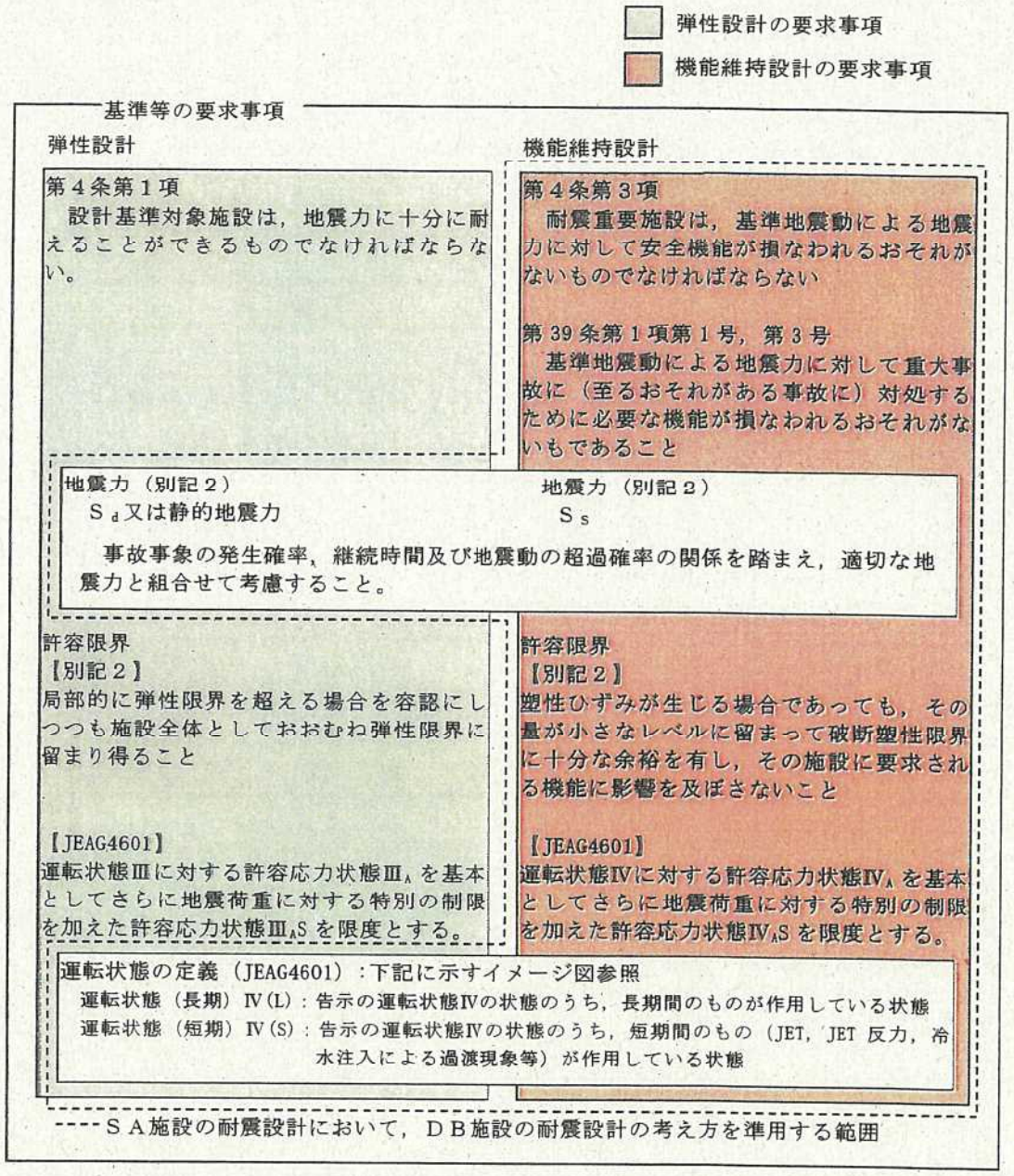
水平方向



鉛直方向

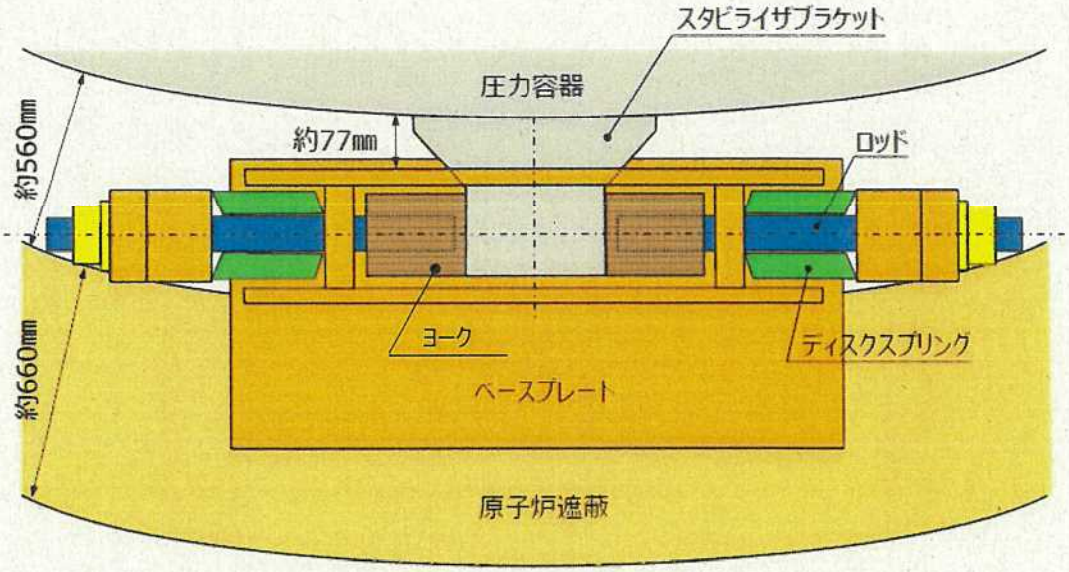
擬似速度応答スペクトル

別　紙　12



補足第１－１図　弾性設計と機能維持設計の考え方

別　紙 13



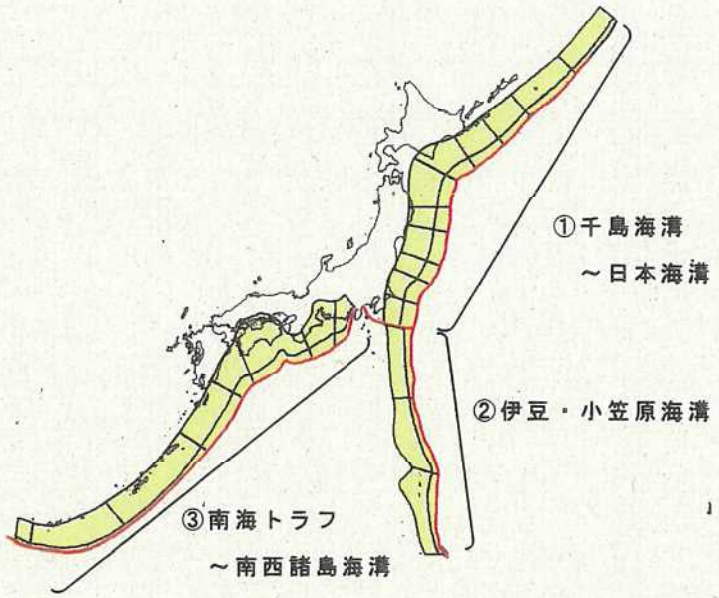
圧力容器スタビライザ設置状況詳細
（C部拡大）

（丙D第159号証　付－143頁に加筆）

【図８】圧力容器スタビライザの支持構造②

（出典：丙C第４９号証付－５頁の図に加筆）

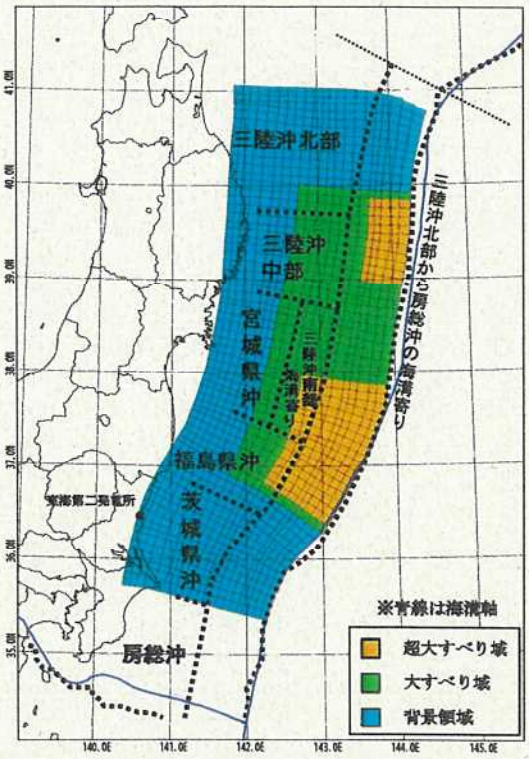
別　紙　14



解説図１　プレート間地震に起因する津波波源の対象領域

パラメータ	設定値
断層面積：S	134,733 km²
平均応力降下量：⊿σ	3.0 MPa
剛性率：μ	4.7×10^{10} N/m²
モーメントマグニチュード：Mw	9.1
平均すべり量：D	9.6 m
地震モーメント：M_o	6.1×10^{22} Nm

パラメータ		設定値
超大すべり域	すべり量	28.9 m
	面積比率 （断層面積）	全体面積の15% (20,010 km²)
大すべり域	すべり量	13.5 m
	面積比率 （断層面積）	全体面積の25% (33,825 km²)
背景領域	すべり量	3.2 m
	面積比率 （断層面積）	全体面積の60% (80,898 km²)



特性化波源モデル（一例）

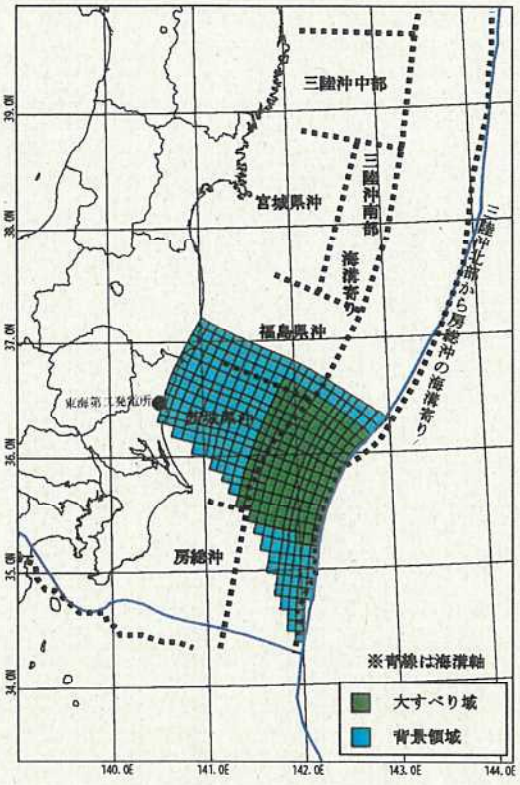
【図３－５６】東北地方太平洋沖型の津波波源
（特性化波源モデルの諸元）

（出典：丙H第３号証第６．２－６図（６－６－５４頁）より）

別 紙 16

パラメータ	設定値
断層面積：S	29,630 km^2
平均応力降下量：$\Delta\sigma$	3.0 MPa
剛性率：μ	4.7×10^{10} N/m^2
モーメントマグニチュード：Mw	8.5
平均すべり量：D	4.5 m
地震モーメント：M_0	6.3×10^{21} Nm

パラメータ		設定値
超大すべり域	すべり量	—
	面積比率（断層面積）	—
大すべり域	すべり量	9.0 m
	面積比率（断層面積）	全体面積の40%（11,862 km^2）
背景領域	すべり量	1.5 m
	面積比率（断層面積）	全体面積の60%（17,768 km^2）



特性化波源モデル（一例）

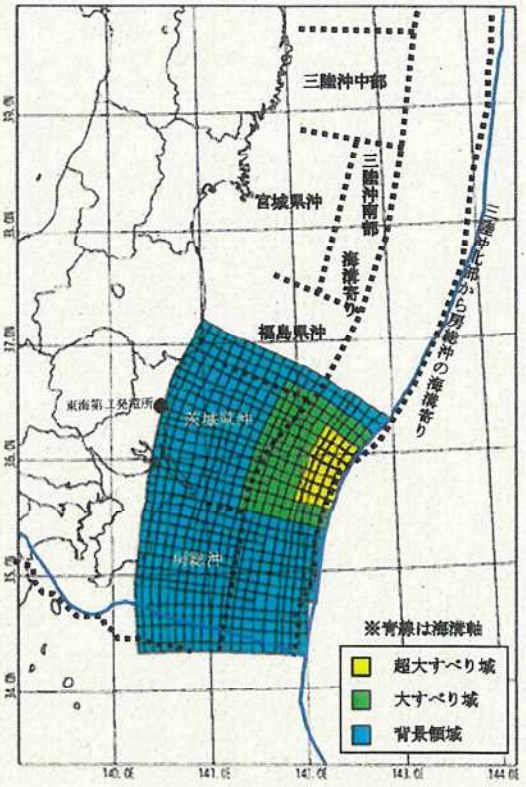
【図３－５７】茨城県沖に想定する津波波源
（特性化波源モデルの諸元）

（出典：丙H第３号証第６．２－１３図（６－６－５８頁）より）

別 紙 17

パラメータ	設定値
断層面積：S	53,684 km²
平均応力降下量：⊿σ	3.0 MPa
剛性率：μ	4.7×10^{10} N/m²
モーメントマグニチュード：Mw	8.7
平均すべり量：D	6.1 m
地震モーメント：M_0	1.5×10^{22} Nm

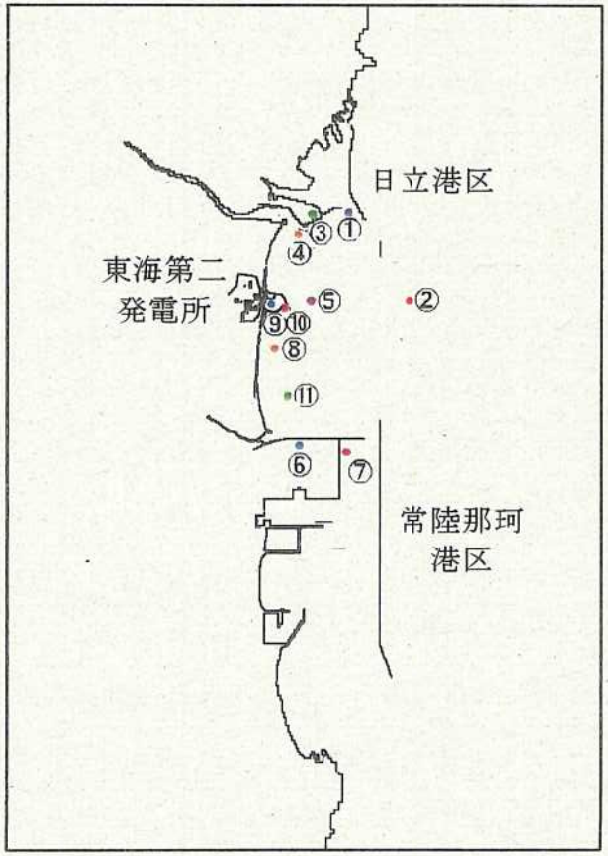
パラメータ		設定値
超大すべり域	すべり量	24.3 m
	面積比率（断層面積）	全体面積の5%（2,659 km²）
大すべり域	すべり量	12.1 m
	面積比率（断層面積）	全体面積の15%（8,231km²）
背景領域	すべり量	3.8 m
	面積比率（断層面積）	全体面積の80%（42,794 km²）



特性化波源モデル（一例）

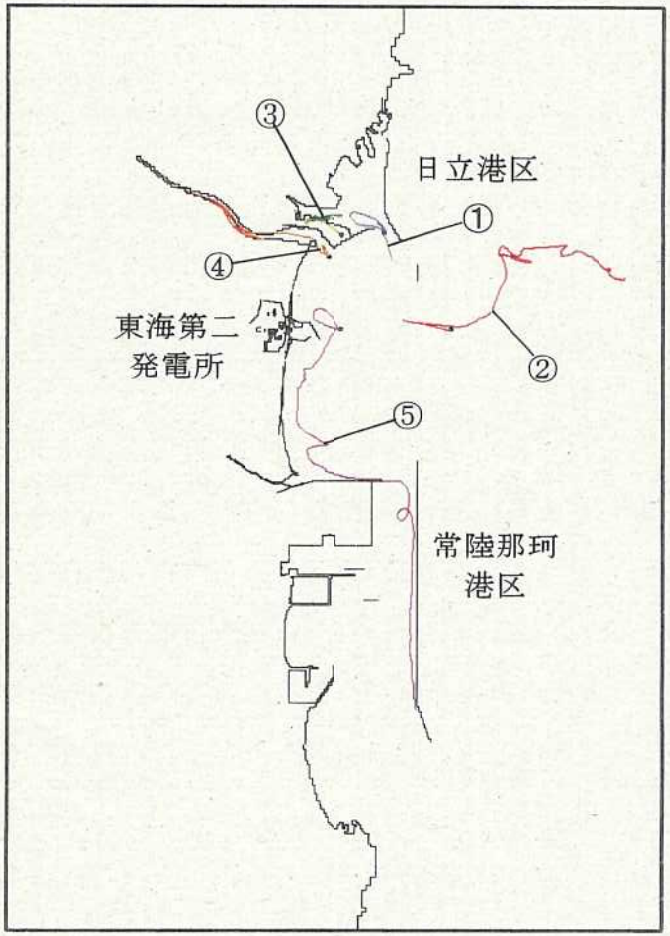
【図３－５８】茨城県沖から房総沖に想定する津波波源
（特性化波源モデルの諸元）

（出典：丙Ｈ第３号証第６．２－１６図（６－６－６０頁）より）



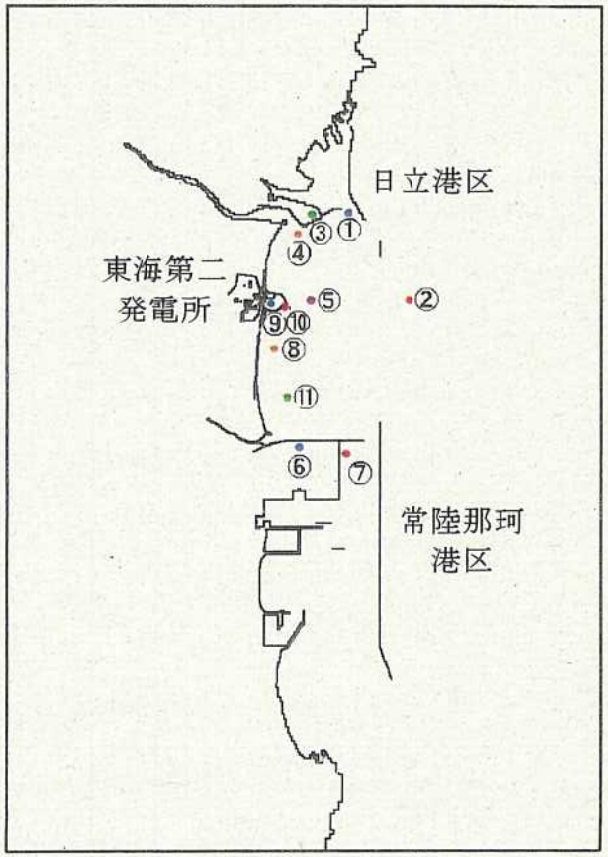
漂流物軌跡解析の初期配置図

解析条件
- 漂流物移動開始：浸水深 10cm
- 解析時間：地震発生から 240 分



①～⑤の軌跡
（防波堤あり）

第 2.5-27 図　漂流物の軌跡解析結果（1／4）

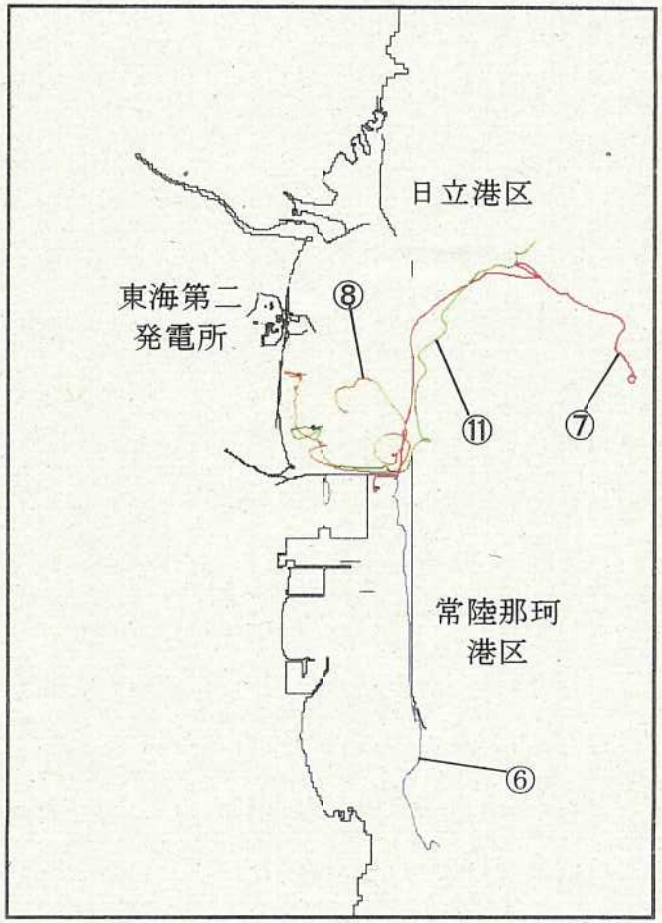


漂流物軌跡解析の初期配置図

解析条件

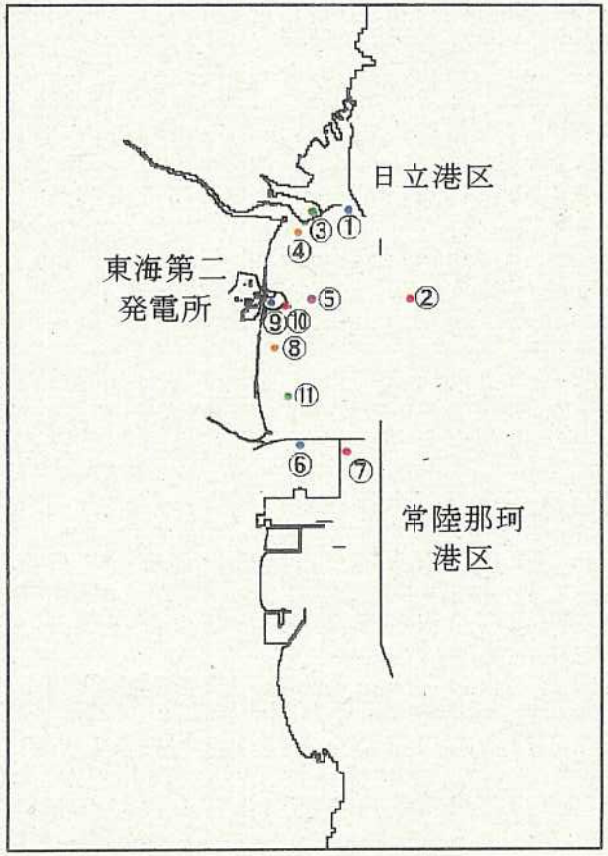
・漂流物移動開始：浸水深 10cm

・解析時間：地震発生から 240 分



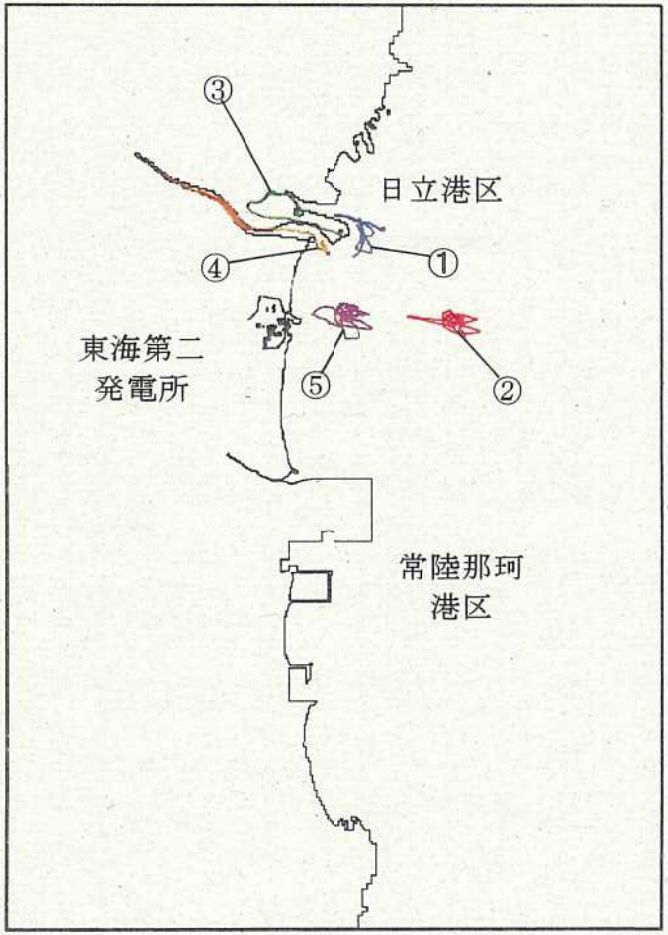
⑥～⑧，⑪の軌跡
（防波堤あり）

第 2.5-27 図　漂流物の軌跡解析結果（2／4）



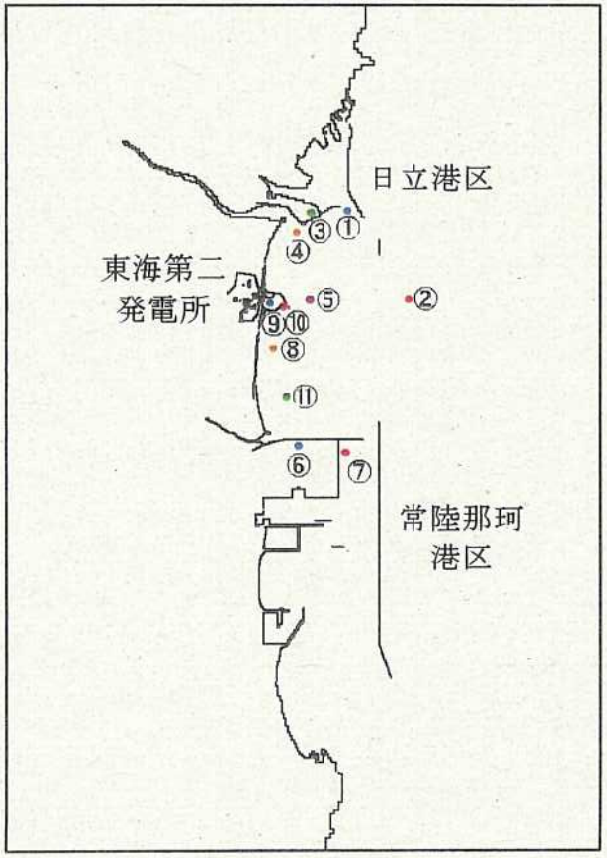
漂流物軌跡解析の初期配置図

解析条件
・漂流物移動開始：浸水深 10cm
・解析時間：地震発生から 240 分



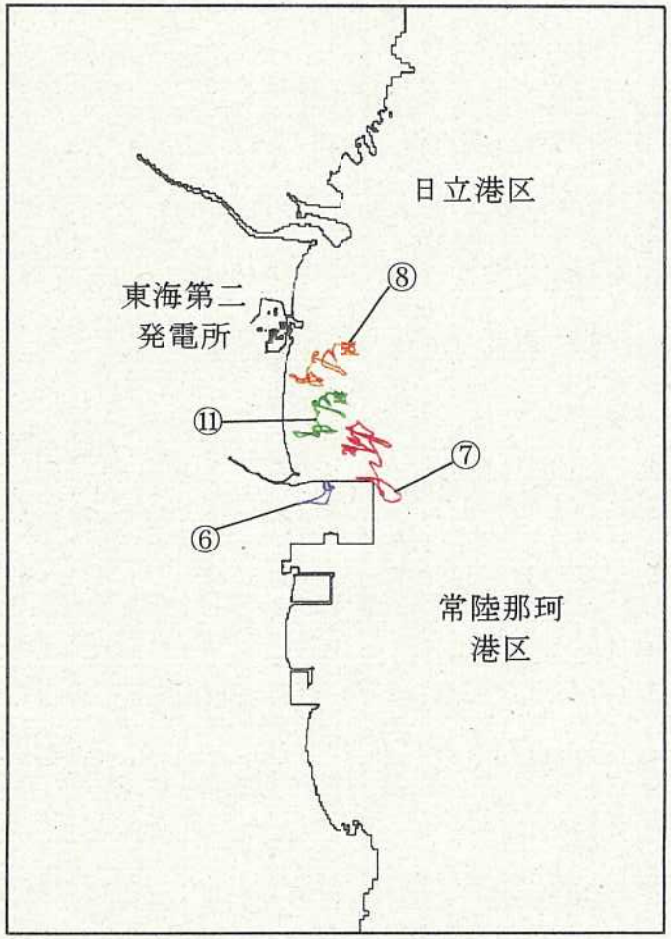
①～⑤の軌跡
（防波堤なし）

第 2.5-27 図　漂流物の軌跡解析結果（3／4）



漂流物軌跡解析の初期配置図

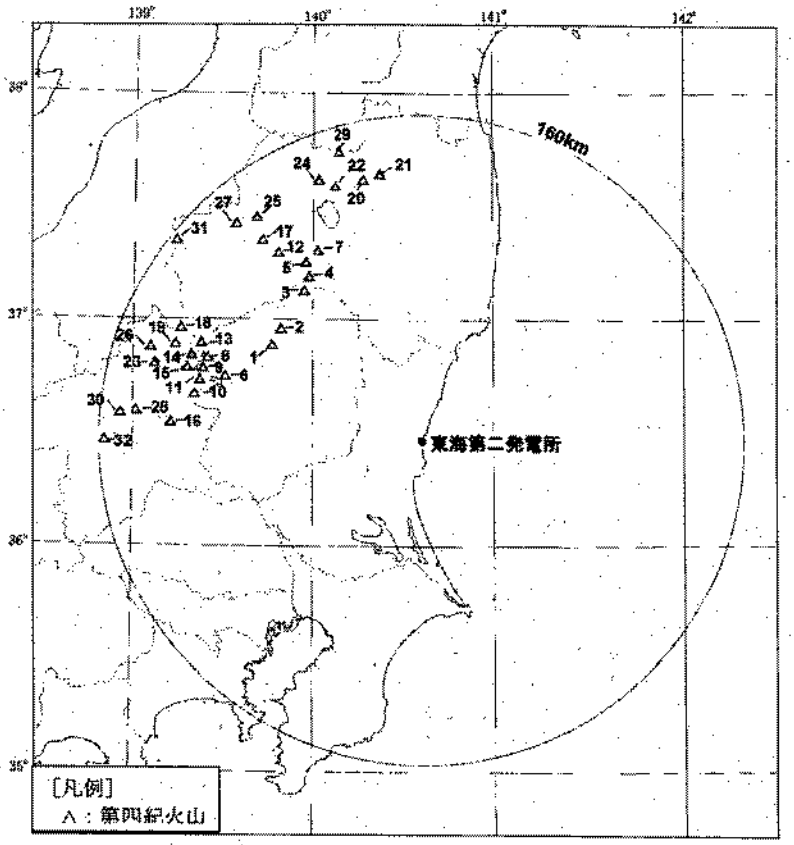
解析条件
- 漂流物移動開始：浸水深 10cm
- 解析時間：地震発生から 240 分



⑥～⑧，⑪の軌跡
（防波堤なし）

第 2.5-27 図　漂流物の軌跡解析結果（4／4）

別　紙 19



No.	第四紀火山	敷地からの距離（km）
1	高原山	88
2	塩原カルデラ	90
3	那須岳	93
4	塔のへつりカルデラ群	99
5	二岐山	104
6	男体・女峰火山群	105
7	会津布引山	109
8	根名草山	116
9	日光白根山	116
10	皇海山	116
11	鍋ヶ岳	117
12	檜和田カルデラ	118
13	鬼怒沼	120
14	四郎岳	122
15	沼上山	124
16	赤城山	127

No.	第四紀火山	敷地からの距離（km）
17	博士山	127
18	燧ヶ岳	130
19	アヤメ平	131
20	安達太良山	133
21	笹森山	133
22	磐梯山	135
23	上州武尊山	137
24	猫魔ヶ岳	137
25	砂子原カルデラ	137
26	奈良俣カルデラ	142
27	沼沢	143
28	子持山	145
29	吾妻山	147
30	小野子山	150
31	浅草岳	156
32	横名山	157

【図３－６４（１）】地理的領域内の第四紀火山

（出典：丙H第３号証第７．３－１図（６－７－４４頁）より）

表 3-2 ALPHA 試験の主要な試験条件及び試験結果[2]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力(MPa)	水温度(K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
ALPHA	STX002	Fe–Al_2O_3	20	0.10	289	1.0	No	Yes	–
	STX003	Fe–Al_2O_3	20	0.10	292	1.0	No	Yes	–
	STX005	Fe–Al_2O_3	20	0.10	300	1.0	No	Yes	–
	STX009	Fe–Al_2O_3	20	0.10	289	1.0	No	Yes	–
	STX016	Fe–Al_2O_3	20	0.10	295	0.9	No	Yes	0.86
	STX017	Fe–Al_2O_3	20	0.10	286	0.9	No	Yes	0.66
	STX018	Fe–Al_2O_3	20	0.10	283	0.9	No	Yes	3.33
	STX001	Fe–Al_2O_3	10	0.10	293	1.0	No	No	–
	STX010	Fe–Al_2O_3	10	0.10	297	1.0	No	Yes	–
	STX013	Fe–Al_2O_3	10	0.10	284	1.0	No	No	–
	STX014	Fe–Al_2O_3	20	0.10	372	1.0	No	No	–
	STX008	Fe–Al_2O_3	20	1.60	288	1.0	No	No	–
	STX012	Fe–Al_2O_3	20	1.60	290	1.0	No	No	–
	STX015	Fe–Al_2O_3	20	1.00	282	1.0	No	No	–
	STX006	Fe–Al_2O_3	20	0.10	298	1.0	No	No	–
	STX011	Fe–Al_2O_3	20	0.10	290	1.0	No	Yes	–
	STX019	Fe–Al_2O_3	20	0.10	281	0.9	No	Yes	5.67
	STX020	Fe–Al_2O_3	20	0.10	281	1.0	No	No	–
	STX021	Fe–Al_2O_3	20	0.10	281	0.9	No	Yes	4.05

表 3-3 KROTOS 試験の主要な試験条件及び試験結果[3][4][5]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度(K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
KROTOS	K38	Alumina	1.5	2665	0.1	79	1.11	No	Yes	1.45
	K40	Alumina	1.5	3073	0.1	83	1.11	No	Yes	0.9
	K41	Alumina	1.4	3073	0.1	5	1.11	No	No	–
	K42	Alumina	1.5	2465	0.1	80	1.11	No	Yes	1.9
	K43	Alumina	1.5	2625	0.21	100	1.11	No	Yes	1.3
	K44	Alumina	1.5	2673	0.1	10	1.11	Yes	Yes	2.6
	K49	Alumina	1.5	2688	0.37	120	1.11	No	Yes	2.2
	K50	Alumina	1.7	2473	0.1	13	1.11	No	No	–
	K51	Alumina	1.7	2748	0.1	5	1.11	No	No	–
	K32	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	3.0	3063	0.1	22	1.08	No	No	–
	K33	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	3.2	3063	0.1	75	1.08	No	No	–
	K35	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	3.1	3023	0.1	10	1.08	Yes	No	–
	K36	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	3.0	3025	0.1	79	1.08	Yes	No	–
	K37	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	3.2	3018	0.1	77	1.11	Yes	No	–
	K45	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	3.1	3106	0.1	4	1.14	Yes	No	–
	K46	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	5.4	3086	0.1	83	1.11	Yes	Yes	–
	K47	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	5.4	3023	0.1	82	1.11	Yes	No	–
	K52	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	2.6	3133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
	K53	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	3.6	3129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05

表 3-4 FARO 試験の主要な試験条件及び試験結果[4]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力(MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
FARO	L-06	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	18	2923	5	0	0.87	No	No	–
	L-08	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	44	3023	5.8	12	1.00	No	No	–
	L-11	77wt.%UO_2-19wt.% ZrO_2-4wt.%Zr	151	2823	5	2	2.00	No	No	–
	L-14	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	125	3123	5	0	2.05	No	No	–
	L-19	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	157	3073	5	1	1.10	No	No	–
	L-20	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	96	3173	2	0	1.97	No	No	–
	L-24	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	177	3023	0.5	0	2.02	No	No	–
	L-27	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	117	3023	0.5	1	1.47	No	No	–
	L-28	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	175	3052	0.5	1	1.44	No	No	–
	L-29	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	39	3070	0.2	97	1.48	No	No	–
	L-31	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	92	2990	0.2	104	1.45	No	No	–
	L-33	80wt.%UO_2-20wt.%ZrO_2	100	3070	0.4	124	1.60	Yes	No	–

表 3-5 COTELS 試験の主要な試験条件及び試験結果[7]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
COTELS	A1	55wt.%UO_2-25wt.%Zr-5wt.%ZrO_2-15wt.%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	–
	A4	55wt.%UO_2-25wt.%Zr-5wt.%ZrO_2-15wt.%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	–
	A5	55wt.%UO_2-25wt.%Zr-5wt.%ZrO_2-15wt.%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	–
	A6	55wt.%UO_2-25wt.%Zr-5wt.%ZrO_2-15wt.%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	–
	A8	55wt.%UO_2-25wt.%Zr-5wt.%ZrO_2-15wt.%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	–
	A9	55wt.%UO_2-25wt.%Zr-5wt.%ZrO_2-15wt.%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	–
	A10	55wt.%UO_2-25wt.%Zr-5wt.%ZrO_2-15wt.%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	–
	A11	55wt.%UO_2-25wt.%Zr-5wt.%ZrO_2-15wt.%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	–

表 3-6 TROI 試験の主要な試験条件及び試験結果(1/2)[8][9][16][17]

試験名	試験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
TROI	1	ZrO_2/Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	–	Steam Spike	–
	2	ZrO_2/Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	–	No	–
	3	ZrO_2/Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	–	No	–
	4	ZrO_2/Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	–	Yes	–
	5	ZrO_2/Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	–	Yes	–
	9	UO_2/ZrO_2 (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	–	No	–
	10	UO_2/ZrO_2 (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	–	Yes	–
	11	UO_2/ZrO_2 (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	–	No	–
	12	UO_2/ZrO_2 (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	–	Yes	–
	13	UO_2/ZrO_2 (70/30)	7.7	2600 (注1)	0.106	292	0.67	–	Yes	0.40%
	14	UO_2/ZrO_2 (70/30)	6.5	3000 (注2)	0.105	285	0.67	–	Yes	–
	17	UO_2/ZrO_2 (70/30)						–	No	–
	18	UO_2/ZrO_2 (78/22)	9.1					–	–	–
	21	UO_2/ZrO_2 (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	–
	22	UO_2/ZrO_2 (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	–
	23	UO_2/ZrO_2 (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	–
	24	ZrO_2	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	–
	25	UO_2/ZrO_2 (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	–
	26	UO_2/ZrO_2 (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	–

(注1) 参考文献[16]によれば温度計測に問題があり，実際には3500K程度以上と推測されている。
(注2) 参考文献[16]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K, 3200K)を示しており，計測の不確かさが大きいとされている。

表 3-6 TROI 試験の主要な試験条件及び試験結果(2/2)[8] [9] [16] [17]

試験名	試験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
TROI	29	UO_2/ZrO_2 (50/50)	11.5					–	No	–
	32	UO_2/ZrO_2 (87/13)						–	No	–
	34	UO_2/ZrO_2 (70/30)	10.5	~3000		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	UO_2/ZrO_2 (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	UO_2/ZrO_2 (70/30)	5.3	~3000		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	UO_2/ZrO_2 (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	UO_2/ZrO_2 (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	–	No	–
	39	UO_2/ZrO_2 (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	–	No	–
	40	UO_2/ZrO_2 (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	–	No	–
	49	$UO_2/ZrO_2/Zr/Fe$ (62.3/15/11.7/11)	15.96	2730(3360)				–	–	–
	50	$UO_2/ZrO_2/Zr/Fe$ (59.5/18/11.9/10.6)	14.46					–	–	–
	51	$UO_2/ZrO_2/Zr/Fe$ (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	–
	52	$UO_2/ZrO_2/Zr/Fe$ (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	–

(注1) 参考文献[16]によれば温度計測に問題があり，実際には3500K程度以上と推測されている。
(注2) 参考文献[16]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K, 3200K)を示しており，計測の不確かさが大きいとされている。

別　紙 24

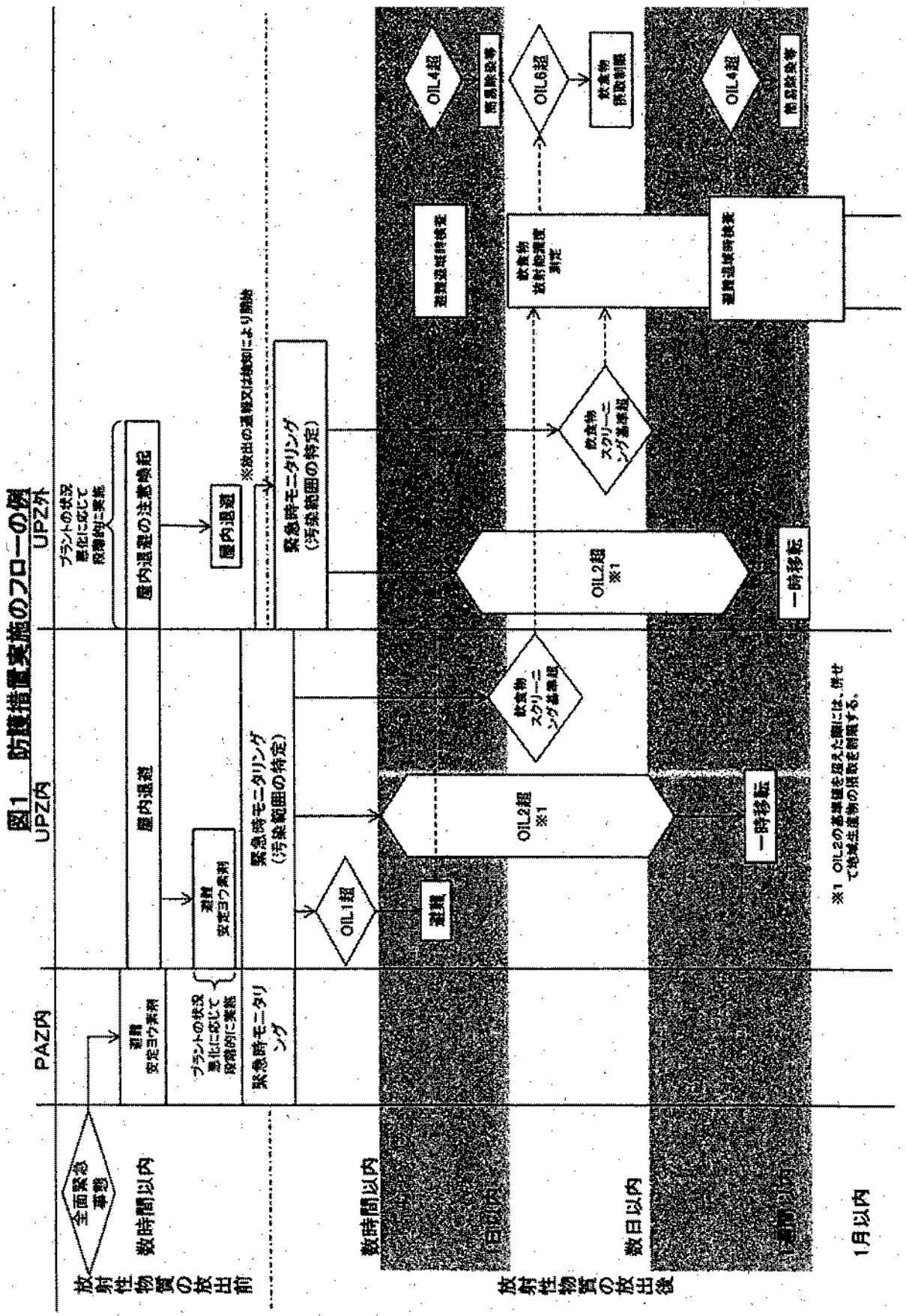


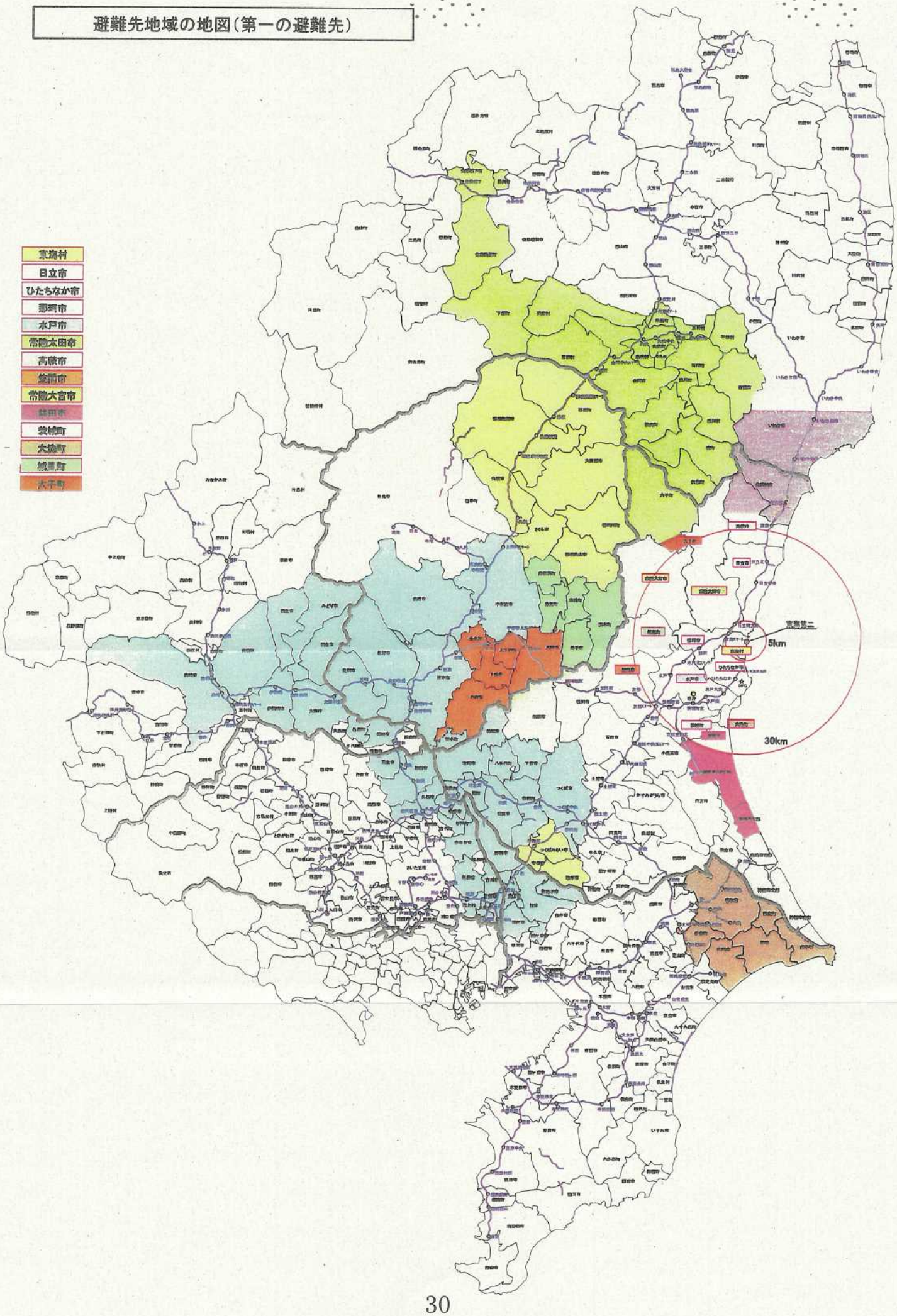
図1　防護措置実施のフローの例
UPZ外
UPZ内
PAZ内
プラントの状況悪化に応じて段階的に実施
屋内退避の注意喚起
屋内退避
※放出の遅延又は抑制により開始
緊急時モニタリング（汚染範囲の特定）
避難
安定ヨウ素剤
プラントの状況悪化に応じて段階的に実施
緊急時モニタリング
全面緊急事態
数時間以内
放射性物質の放出前
OIL1超
OIL2超 ※1
OIL4超
OIL6超
飲食物スクリーニング基準超
飲食物摂取制限
一時移転
避難退域時検査
除染等
飲食物放射能濃度測定
数日以内
放射性物質の放出後
1月以内
※1 OIL2の基準値を超えた際には、速やかに地域生産物の摂取を制限する。

表３　ＯＩＬと防護措置について

	基準の種類	基準の概要	初期設定値[※1]			防護措置の概要
緊急防護措置	ＯＩＬ1	地表面からの放射線、再浮遊した放射性物質の吸入、不注意な経口摂取による被ばく影響を防止するため、住民等を数時間内に避難や屋内退避等させるための基準	500μSv/h （地上１mで計測した場合の空間放射線量率[※2]）			数時間内を目途に区域を特定し、避難等を実施。（移動が困難な者の一時屋内退避を含む）
	ＯＩＬ4	不注意な経口摂取、皮膚汚染からの外部被ばくを防止するため、除染を講ずるための基準	β線：40,000cpm[※3] （皮膚から数cmでの検出器の計数率）			避難又は一時移転の基準に基づいて避難等した避難者等に避難退域時検査を実施して、基準を超える際は迅速に簡易除染等を実施。
			β線：13,000cpm[※4]【１か月後の値】 （皮膚から数cmでの検出器の計数率）			
早期防護措置	ＯＩＬ2	地表面からの放射線、再浮遊した放射性物質の吸入、不注意な経口摂取による被ばく影響を防止するため、地域生産物[※5]の摂取を制限するとともに、住民等を１週間程度内に一時移転させるための基準	20μSv/h （地上１mで計測した場合の空間放射線量率[※2]）			１日内を目途に区域を特定し、地域生産物の摂取を制限するとともに、１週間程度内に一時移転を実施。
飲食物摂取制限[※9]	飲食物に係るスクリーニング基準	ＯＩＬ５による飲食物の摂取制限を判断する準備として、飲食物中の放射性核種濃度測定を実施すべき地域を特定する際の基準	0.5μSv/h[※6] （地上１mで計測した場合の空間放射線量率[※2]）			数日内を目途に飲食物中の放射性核種濃度を測定すべき区域を特定。
	ＯＩＬ6	経口摂取による被ばく影響を防止するため、飲食物の摂取を制限する際の基準	核種[※7]	飲料水 牛乳・乳製品	野菜類、穀類、肉、卵、魚、その他	１週間内を目途に飲食物中の放射性核種濃度の測定と分析を行い、基準を超えるものにつき摂取制限を迅速に実施。
			放射性ヨウ素	300Bq/kg	2,000Bq/kg[※8]	
			放射性セシウム	200Bq/kg	500Bq/kg	
			プルトニウム及び超ウラン元素のアルファ核種	1Bq/kg	10Bq/kg	
			ウラン	20Bq/kg	100Bq/kg	

別紙 26

避難先地域の地図（第一の避難先）



これは正本である。

令和3年3月18日

水戸地方裁判所民事第2部

裁判所書記官　　清　弘　祐　介