副本

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

原告　大石光伸外２６５名

被告　日本原子力発電株式会社

準備書面（１０）

水戸地方裁判所民事第２部　御中

平成３１年1月31日

被告訴訟代理人

弁護士　溝呂木　商太郎

弁護士　山　内　喜　明　代

弁護士　谷　　健太郎

弁護士　浅　井　弘　章　代

弁護士　井　上　響　太

目　次

はじめに..... 1

第１章　差止請求の要件と判断枠組み..... 4
第１　人格権に基づく差止請求の要件としての「具体的危険性」..... 4
第２　具体的危険性の判断枠組み..... 6
１　科学技術の利用に関する基本的な理念を踏まえた具体的危険性の判断.. 6
２　科学的・専門技術的知見を踏まえた具体的危険性の判断..... 9
第３　原告らの主張に対する反論..... 13

第２章　本件発電所の安全確保の考え方..... 16

第３章　自然的立地条件に係る安全性..... 19
第１　地盤に係る安全性..... 19
１　基礎地盤の安定性..... 20
（１）敷地の地質・地質構造..... 20
（２）基礎地盤の安定性評価..... 22
（３）地震発生に伴う地殻変動の影響評価..... 22
２　周辺地盤の変状による影響の評価..... 23
３　周辺斜面の安定性評価..... 23
４　原子力規制委員会による確認..... 24
第２　地震に係る安全性..... 24
１　地震・地震動・地震動評価..... 24
２　従前の検討及び対応..... 26
（１）設計・建設時..... 26

（２）設計・建設時以降 27
３　新たな規制基準を踏まえた基準地震動の策定 29
（１）地震に関する各種調査 30
ア　過去の被害地震及び活断層の分布状況 30
（ア）過去の被害地震 30
（イ）気象庁の観測データに基づく敷地周辺の地震活動 30
イ　活断層の分布状況 31
（ア）Ｆ１断層 31
（イ）北方陸域の断層 33
（ウ）塩ノ平地震断層等 34
（エ）Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の評価 35
ウ　敷地地盤の地下構造の特性 36
（２）「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」 37
ア　内陸地殻内地震 37
（ア）検討用地震の選定 37
（イ）検討用地震の地震動評価 38
イ　プレート間地震 43
（ア）検討用地震の選定 43
（イ）検討用地震の地震動評価 44
ウ　海洋プレート内地震 50
（３）「震源を特定せず策定する地震動」 51
ア　加藤ほか（２００４）の知見 52
イ　震源近傍における観測記録の収集・整理 52
（ア）Ｍｗ６．５以上の地震 52
（イ）Ｍｗ６．５未満の地震 55
ウ　「震源を特定せず策定する地震動」の策定 56

（４）基準地震動Ｓｓの策定 56
ア　基準地震動 56
イ　基準地震動の年超過確率 57
４　本件発電所の地震に対する安全性 58
（１）本件発電所の基本的な構造 58
ア　岩盤支持 58
イ　剛構造を取り入れた耐震構造 59
ウ　構造バランスの配慮 59
（２）新たな規制基準を踏まえた本件発電所の耐震安全性 60
ア　耐震重要度分類 60
イ　基準地震動Ｓｓに対する耐震安全性 62
（ア）原子炉建屋 62
（イ）機器・配管に係る主要設備 64
ウ　耐震安全性向上工事の実施 65
（３）本件発電所の耐震安全上の余裕 65
ア　耐震安全性に係る解析の過程で生ずる余裕 66
イ　耐震安全性に関する実証試験等の事例 68
（ア）原子力発電所の実機を模擬した大型高性能振動台による実証試験 68
（イ）他の原子力発電所における事例 68
５　原子力規制委員会による確認 70
第３　津波に係る安全性 70
１　津波及び津波評価 70
２　従前の検討及び対応 71
３　新たな規制基準を踏まえた基準津波の策定 72
（１）津波に関する各種調査 73
ア　文献調査 73

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..... 74
（2）プレート間地震に起因する津波の評価..... 76
ア　本件発電所に与える影響の大きい津波波源の選定..... 77
（ア）東北地方太平洋沖地震型の津波波源..... 77
（イ）茨城県沖に想定する津波波源..... 78
（ウ）津波波源の選定..... 79
イ　茨城県沖から房総沖に想定する津波波源の津波評価..... 79
（3）プレート間地震以外の地震に起因する津波の評価..... 80
（4）地震以外に起因する津波の評価..... 80
（5）基準津波の策定..... 81
ア　基準津波..... 81
イ　基準津波の年超過確率..... 82
4　本件発電所の津波に対する安全性..... 82
（1）本件発電所における津波対策..... 83
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）..... 83
イ　津波に伴う漏水に係る対策（外郭防護2）..... 84
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）... 85
エ　水位変動に伴う取水性低下に係る対策..... 86
オ　津波監視設備の設置..... 86
（2）新たな規制基準を踏まえて策定した基準津波に対する耐津波安全性 . 86
（3）本件発電所の耐津波安全上の余裕..... 87
5　原子力規制委員会による確認..... 89
第4　火山に係る安全性..... 90
1　本件発電所の敷地周辺の火山に関する評価..... 90
（1）本件発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出..... 90

（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91
ア　火砕物密度流..... 92
イ　溶岩流並びに岩屑なだれ，地滑り及び斜面崩壊..... 92
ウ　新しい火口の開口及び地殻変動..... 92
２　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
..... 93
（１）降下火砕物..... 93
ア　敷地周辺に分布が確認又は推定される降下火砕物..... 93
イ　設計上考慮する降下火砕物の層厚..... 94
（２）火山性土石流，火山泥流及び洪水..... 96
（３）火山から発生する飛来物（噴石）..... 96
（４）火山ガス..... 97
（５）その他の事象..... 97
（６）小括..... 97
３　本件発電所の安全性に影響を及ぼす可能性のある火山事象への対策... 97
（１）直接的影響とその対策..... 98
ア　降下火砕物の荷重を考慮すべき施設等における措置..... 98
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
..... 98
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..... 99
エ　その他の措置..... 99
（２）間接的影響とその対策..... 100
４　原子力規制委員会による確認..... 100
第５　原告らの主張に対する反論..... 101
１　地震に関する主張について..... 101
（１）新たな規制基準における基準地震動の策定の信頼性に係るもの.... 101

ア　基準地震動を超過した地震動が観測された事例に係るもの..... 101
イ　設置許可基準規則等で用いられる「適切に」という文言に係るもの 106
ウ　既往最大の地震動に係るもの..... 108
エ　入倉教授の発言に係るもの..... 109
オ　島崎邦彦前原子力規制委員会委員長代理の見解に係るもの..... 110
（ア）島崎氏の見解の内容..... 110
（イ）見解①について..... 111
（ウ）見解②について..... 113
カ　藤原広行氏の発言に係るもの..... 115
（２）本件発電所におけるプレート間地震の地震動評価に係るもの 117
ア　「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の地震動評価に係るもの.. 117
（ア）観測記録の傾向に係るもの..... 117
（イ）東北地方太平洋沖地震の震源過程解析結果等に係るもの..... 119
イ　１８９６年鹿島灘の地震に係るもの..... 120
ウ　ＳＰＧＡモデルに係るもの..... 120
（３）内陸地殻内地震の地震動評価に係るもの 125
ア　「応答スペクトルに基づく地震動評価」に係るもの..... 125
イ　「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に係るもの..... 127
（ア）観測記録の傾向に係るもの..... 127
（イ）パラメータのばらつきに係るもの..... 129
（ウ）地震動審査ガイドの短周期レベルの記述に係るもの..... 130
（４）震源を特定せず策定する地震動に係るもの 131
ア　２００４年北海道留萌支庁南部地震に係るもの..... 131
イ　２０００年鳥取県西部地震に係るもの..... 132
ウ　観測記録の収集ないしその取組みに係るもの..... 134
エ　観測記録とは異なる地震動評価に係るもの..... 136

（５）本件発電所の耐震安全性に係るもの 137
２　津波に関する主張について 141
（１）プレート間地震に起因する津波波源の領域の設定に係るもの 141
ア　津波審査ガイドの記述に係るもの 141
イ　沈み込む海山等に係るもの 143
ウ　茨城県沖の海溝沿いのすべりに係るもの 145
（２）東北地方太平洋沖型地震の津波に係るもの 146
（３）本件発電所の敷地内への津波の浸水に係るもの 147
ア　津波の年超過確率に係るもの 147
イ　緊急用海水系に係るもの 148
ウ　その他 149
（４）津波漂流物に係るもの 151
ア　津波襲来時の大型船舶の挙動に係るもの 151
イ　その他 153
３　火山に関する主張について 156

第４章　平常運転時の被ばく低減対策 159
第１　放射性物質の冷却材中への出現の抑制と冷却材中から原子炉冷却系統設備外に現れる放射性物質の処理 159
１　放射性物質の冷却材中への出現の抑制 159
２　冷却水中から原子炉冷却系統設備外に現われる放射性物質の処理 160
（１）気体状の放射性物質の処理 160
（２）液体状の放射性物質の処理 161
（３）固体状の放射性物質の処理 161
第２　周辺公衆の被ばく線量の評価と被ばく低減対策の妥当性の確認 162
１　平常運転に伴う周辺公衆の被ばく線量の評価 162

２　被ばく低減対策の妥当性 164
（１）線量限度 164
（２）本件発電所の周辺公衆の被ばく線量の評価結果に照らした検討 167
第３　放射性物質の放出量等の監視 168

第５章　事故防止に係る安全確保対策 169
第１　異常発生防止対策 169
１　原子炉の安定した運転を維持するための対策 170
（１）固有の安全性を備えた原子炉の採用 170
（２）原子炉出力等の安定制御 171
（３）誤動作及び誤操作を防止するシステムの採用 172
２　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 172
（１）燃料被覆管の健全性の確保 172
ア　熱的影響に対する健全性の確保 173
イ　機械的影響に対する健全性の確保 173
（ア）燃料ペレットの膨張に対する健全性の確保 173
（イ）内圧や外圧等に対する機械的な健全性の確保 173
（２）圧力バウンダリの健全性の確保 174
ア　機械的損傷に対する健全性の確保 174
イ　中性子照射脆化に対する健全性の確保 174
第２　異常拡大防止対策 175
１　異常の早期検知 175
２　原子炉の停止 176
第３　放射性物質異常放出防止対策 178
１　ＥＣＣＳ 178
２　格納容器等 179

第４　事故防止に係る安全確保対策の強化 181
１　福島第一原子力発電所事故及び同事故を踏まえた新たな規制基準の策定 181
（１）福島第一原子力発電所事故の概要 181
ア　事故の経過 181
イ　事故の原因 183
（２）新たな規制基準の策定 185
２　事故防止に係る安全確保対策の強化 185
（１）炉心の著しい損傷を防止するための対策 186
ア　電源の強化 186
イ　原子炉の停止機能の強化 188
ウ　原子炉の注水機能の強化 189
（ア）高圧代替注水系 189
（イ）低圧代替注水系（常設・可搬型） 189
エ　原子炉の減圧機能の強化 190
オ　除熱機能の強化 190
（ア）代替循環冷却系・緊急用海水系 191
（イ）代替格納容器スプレイ冷却系（常設・可搬型）*注 192
（ウ）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） 192
カ　炉心の著しい損傷を防止するための対策の有効性評価 193
（２）格納容器の破損を防止するための対策 195
ア　格納容器の圧力及び温度を低下させる手段 195
イ　格納容器の過圧破損を防止するための手段 196
ウ　溶融炉心を冷却する手段 196
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 196
オ　格納容器の破損を防止するための対策の有効性評価 197

（３）内部火災対策 199
ア　火災の発生を防止する対策 200
（ア）発火性又は引火性物質等に対する措置 200
（イ）安全機能を有する機器等に対する措置 200
（ウ）自然現象に対する配慮 204
イ　火災の感知及び消火に係る対策 204
ウ　火災の影響を軽減する対策 206
（４）内部溢水対策 206
（５）原子力規制委員会による確認 207
第５　事故防止対策等の実効性を確保するための対応 208
１　品質保証 208
２　運転管理 209
３　保守管理 210
４　定期事業者検査等 211
５　保安に関する技術情報の共有・公開等 211
６　運転期間の延長に係る対応 212
（１）特別点検 213
（２）劣化状況評価 214
ア　劣化状況評価の手順 214
イ　中性子照射脆化 215
（ア）中性子照射脆化の特徴 216
（イ）監視試験片を用いた脆化傾向の確認 217
（ウ）供用期間中検査等による確認 218
（エ）評価 218
ウ　応力腐食割れ 220
（ア）応力腐食割れの特徴 220

（イ）Ｖ８及びＨ７において確認された応力腐食割れ..... 221
（ウ）照射誘起型応力腐食割れ..... 223
エ　電気・計装設備の絶縁低下..... 225
（ア）絶縁低下の特徴..... 225
（イ）点検..... 225
（ウ）評価..... 225
（３）長期保守管理方針の策定..... 226
（４）原子力規制委員会による確認..... 227
第６　原告らの主張に対する反論..... 228
１　「共通要因故障」に関する主張について..... 228
（１）「共通要因故障」と設計基準事故との関係に係るもの..... 228
（２）自然現象の配慮に係るもの..... 230
（３）設置許可基準規則の策定過程に係るもの..... 231
２　電源設備に関する主張について..... 235
（１）外部電源に係るもの..... 235
（２）非常用電源設備等の種類及び容量等に係るもの..... 236
（３）所内常設直流電源設備（３系統目）に係るもの..... 237
３　立地審査指針に関する主張について..... 238
４　重大事故等対策に関する主張について..... 242
（１）重大事故等対策に係る設置許可基準規則に係るもの..... 242
ア　可搬型設備に係るもの..... 242
イ　共通要因故障の原因に係るもの..... 243
（２）原子炉停止失敗に係るもの..... 245
（３）使用済燃料貯蔵槽内の使用済燃料等に係るもの..... 247
５　水素爆発に関する主張について..... 249
（１）格納容器の破損防止に係るもの..... 249

（２）原子炉建屋の破損防止に係るもの 251
ア　静的触媒式水素結合装置に係るもの 251
イ　ブローアウトパネルに係るもの 252
６　水蒸気爆発に関する主張について 253
（１）水蒸気爆発に関する各種実験に係るもの 253
（２）コア・キャッチャーに係るもの 258
（３）その他 260
７　大規模損壊に関する主張について 263
（１）自然現象の想定等に係るもの 263
（２）大規模損壊対策の実効性に係るもの 265
８　内部火災対策に関する主張について 269
（１）難燃ケーブルないし複合体に係るもの 269
ア　火災防護審査基準に係るもの 269
イ　その他 271
（２）ケーブルトレイの耐久性に係るもの 272
（３）ＯＦケーブルに係るもの 272
９　本件発電所における維持・管理に関する主張について 273
（１）蒸気乾燥器のひび割れに係るもの 273
（２）残留熱除去系海水系配管の減肉に関する主張について 275
（３）主蒸気逃がし安全弁の内部部品に関する主張について 276
（４）シュラウドサポートのひび割れに関する主張について 277
（５）電気計装品の絶縁低下に関する主張について 279
ア　ケーブルの耐用年数に係るもの 279
イ　ケーブルの絶縁性の評価手法等に係るもの 280
１０　東海再処理施設の影響に関する主張について 282
（１）原子力機構の東海再処理施設に係る対応 283

（2）原告らの主張する「複合災害」について 287

第６章　本件発電所の安全確保対策に係る国の確認 291
第１　原子力発電所に対する規制の概要 291
第２　本件発電所の安全確保対策に係る国の確認 293
１　本件発電所の設計から運転開始に至るまでの国の許認可 293
２　新たな規制基準の策定以降の国の許認可 295

第７章　原子力災害対策 300
第１　原子力災害対策に関する我が国の法体系 300
第２　東海第二地域の検討状況 303
第３　原告らの主張に対する反論 304

別冊－図表・語句注 ..... 別-1～227

略　語　表

原子炉等規制法	核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和３２年６月１０日法律第１６６号） ※原子力規制委員会設置法（平成２４年法律第４７号）による改正の前後で区別する場合，「改正前原子炉等規制法」，「改正原子炉等規制法」という。
原子力規制委員会設置法	原子力規制委員会設置法（平成２４年法律第４７号）
実用炉規則	実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（昭和５３年１２月２８日通商産業省令第７７号）
設置許可基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則（平成２５年原子力規制委員会規則第５号）
設置許可基準規則解釈	原子力規制委員会　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（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）
技術基準規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成２５年原子力規制委員会規則第６号）
線量告示	核燃料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則

	の規程に基づく線量限度等を定める告示（平成２７年原子力規制委員会告示第８号）
火災防護審査基準	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（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）
運転期間延長審査基準	実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準（平成２５年１１月２７日原子力規制委員会決定）
立地審査指針	原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて（昭和３９年５月２７日原子力委員会決定）
線量目標値指針	発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（昭和５０年５月１３日原子力委員会決定）
安全設計審査指針	発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（平成２年８月３０日原子力安全委員会決定）
安全評価審査指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成２年８月３０日原子力安全委員会決定）
重要度分類指針	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）

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）
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）
地質審査ガイド	敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）
地震動審査ガイド	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）
火山影響評価ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）
津波審査ガイド	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）
有効性評価ガイド	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（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）
運転期間延長認可申請運用ガイド	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（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）
高経年化対策実施	実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイ

ガイド	ド（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定）
き裂その他の欠陥の解釈	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（平成２６年８月６日原子力規制委員会決定）
ＪＥＡＧ４６０１	原子力発電所耐震設計技術指針（一般社団法人日本電気協会）
ＪＥＡＣ４１１１	原子力発電所における安全のための品質保証規程（一般社団法人日本電気協会）
ＪＥＡＣ４２０５	軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査（一般社団法人日本電気協会）
ＪＥＡＧ４２０７	軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針（一般社団法人日本電気協会）
ＪＥＡＣ４２０１	原子炉構造材の監視試験方法（一般社団法人日本電気協会）
ＪＥＡＣ４２０６	原子力発電用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（一般社団法人日本電気協会）
維持規格	発電用原子力設備規格 維持規格（一般社団法人日本機械学会）

ＩＥＥＥ３８３	ＩＥＥＥ３８３ std. １９７４－２．５（米国電気学会）
本件発電所	日本原子力発電株式会社東海第二発電所
東海発電所	日本原子力発電株式会社東海発電所
本件原子炉設置変更許可申請	被告が平成２６年５月２０日付けで原子力規制委員会に対して行った本件発電所の原子炉設置変更許可申請
本件工事計画認可申請	被告が平成２６年５月２０日付けで原子力規制委員会に対して行った本件発電所の工事計画認可申請
本件保安規定変更認可申請	被告が平成２６年５月２０日付けで原子力規制委員会に対して行った本件発電所の保安規定変更認可申請
本件運転期間延長認可申請	被告が平成２９年１１月２４日付けで原子力規制委員会に対して行った本件発電所の運転期間延長認可の申請
本件原子炉設置変更許可	被告が平成３０年９月２６日付けで原子力規制委員会から受けた本件発電所の原子炉設置変更許可
本件工事計画認可	被告が平成３０年１０月１８日付けで原子力規制委員会から受けた本件発電所の工事計画認可

本件運転期間延長認可	被告が平成３０年１１月７日付けで原子力規制委員会から受けた本件発電所の運転期間延長認可
本件意見公募手続	平成３０年７月５日から同年８月３日までの間に亘り，原子力規制委員会の作成した本件原子炉設置変更許可申請に関する審査書案に対して行われた科学的・技術的意見の公募手続（パブリックコメント）
中越沖地震	平成１９年（２００７年）新潟県中越沖地震
東北地方太平洋沖地震	平成２３年（２０１１年）東北地方太平洋沖地震
福島第一原子力発電所事故	平成２３年３月に東京電力株式会社福島第一原子力発電所において発生した事故
ＩＡＥＡ	International Atomic Energy Agency（国際原子力機関）
ＢＷＲ	Boiling Water Reactor（沸騰水型原子炉）
ＰＷＲ	Pressurized Water Reactor（加圧水型原子炉）
圧力容器	原子炉圧力容器
圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリ

格納容器	原子炉格納容器
原子力機構	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

はじめに

原子力発電所は，核分裂反応によって生ずる熱エネルギーを利用して発電を行うものであり，その運転に伴って必然的に放射性物質が発生する。原子力発電所の安全確保とは，この放射性物質の有する危険性を顕在化させないようにすることである。

そこで，被告は，本件発電所の設計に当たり，放射性物質の有する危険性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うえで，同発電所の建設・運転を行っている。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して必要な対応を不断に行っている。その一例として，東北地方太平洋沖地震の発生に先立ち津波対策工事に着手し，本件発電所の安全性を確保できている。

こうしたなか，東北地方太平洋沖地震の発生に伴い，東京電力株式会社福島第一原子力発電所における想定を大幅に超える津波が同発電所に襲来し，これにより複数の安全上重要な設備が同時に機能喪失して，福島第一原子力発電所事故が発生した。この事故を契機として策定された新たな規制基準においては，自然現象の想定の強化や，複数の安全上重要な設備がその機能を喪失した場合をも想定した対策の実施等が求められている。

被告は，上記のとおり最新の知見を踏まえた必要な対応を不断に行うなどして本件発電所の安全性を確保しており，こうした安全確保の基本的考え方に変わりはない。その一環として，新たな規制基準についても，東北地方太平洋沖地震及び福島第一原子力発電所事故を通じて得られた知見等を踏まえつつ，その適合に向けた所要の検討を行い，原子力規制委員会に対して，本件原子炉設置変更許可申請，本件工事計画認可申請及び本件保安規定変更認可申請を行った。これら申請につき，原子力規制委員会は，現在までに本件原子炉設置変更許可及び本件工事計画認可を行

った。

また，被告は，本件発電所の運転期間が４０年に近づいてきていることを受け，特別点検を実施した上で，その結果等を踏まえ，原子炉等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，原子力規制委員会に対し，運転期間の２０年の延長を内容とする本件運転期間延長認可申請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。これら申請につき，原子力規制委員会は，本件運転期間延長認可及び保安規定変更認可を行った。

本準備書面は，これらの入念な対策のもとで確保される本件発電所の安全性を明らかにし，もって，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事態が生ずるとはおよそ考えがたく，原告らの人格権を侵害するような具体的危険性が生ずるとは考えられないことを明らかにするものである。

上記の考えに立ち，本準備書面では，第１章において，人格権に基づく本件発電所の差止請求の要件や判断枠組みを述べる。

次に，第２章において，放射性物質の有する危険性を顕在化させないようにするための本件発電所の安全確保の考え方を述べる。

そして，この安全確保の考え方に基づく具体的対応として，第３章において，東北地方太平洋沖地震を含む最新の知見を考慮するなどして，自然現象が大きな事故の誘因とならないよう自然的立地条件について十分な配慮を行っていることを，第４章において，平常運転時の被ばく低減対策を講じていることを，第５章において，事故防止対策を入念に講じ，その上で更に安全性を一層向上させる観点から，福島第一原子力発電所事故から得られた知見ないし教訓を踏まえて策定された新たな規制基準のもとで，炉心の著しい損傷を防止するための対策，格納容器の破損を防止するための対策を講じることなどを，それぞれ述べる。

これらの本件発電所において新たな規制基準を踏まえて講じる各般の対策に関し，第６章において，原子力規制委員会においてなされた審査を述べる。

このように，被告は本件発電所において放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう十分な対策を講じるところであるが，これに加え，東海第二地域における原子力災害対策の現状を第７章で述べておく。

第１章　差止請求の要件と判断枠組み

第１　人格権に基づく差止請求の要件としての「具体的危険性」

本件訴訟において，原告らは，被告に対し，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めを求めている。

しかしながら，人格権は，直接これを定めた明文の規定はなく，その要件や効果が自明のものでなく，仮に，極めて広範囲の人格的利益をすべて人格権の内容とした場合には，その概念内容は抽象的であり，権利の外延が不明確なものとなり，その効果も不明瞭にならざるを得ない。したがって，人格権に基づく差止請求を検討する場合，その法的解釈は厳格になされなければならない。

そして，人格権に基づく差止請求は，相手方が本来行使できる権利や自由を直接制約しようとするものであるから，これが認められるためには，一般的には，

①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がたい重大な損害が生じ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る（大阪地裁平成５年１２月２４日判決・判例時報１４８０号２５頁）。

これらの要件のうち，①の人格権侵害による被害の危険性の切迫性の要件は，他の②から④の要件の前提となるものであるが，本件訴訟のような妨害予防請求においては，将来発生するか否か不確実な侵害の予測に基づいて相手方の権利行使を制約するものであるから，単に論理的ないし抽象的危険性があるというのでは足りず，人格権侵害による被害が生じる「具体的危険性」の存在が必要である。

このことは，上記の大阪地裁判決のほか，以下のとおり，従来の原子力発電所の運転に係る裁判例はもとより，福島第一原子力発電所事故の後の裁判例に

おいても同じく示されている（決定は，仮処分命令申立事件においてなされたものである。）。

・仙台地裁平成６年１月３１日判決・判例時報１４８２号３頁

・金沢地裁平成６年８月２５日判決・判例時報１５１５号３頁

・名古屋高裁金沢支部平成１０年９月９日判決・判例時報１６５６号３７頁

・札幌地裁平成１１年２月２２日判決・判例時報１６７６号３頁

・仙台高裁平成１１年３月３１日判決・判例時報１６８０号４６頁

・静岡地裁平成１９年１０月２６日判決・公刊物未登載

・名古屋高裁金沢支部平成２１年３月１８日判決・判例時報２０４５号３頁

・松江地裁平成２２年５月３１日判決・公刊物未登載

・福井地裁平成２７年１２月２４日決定・判例時報２２９０号２９頁

・福岡高裁宮崎支部平成２８年４月６日決定・判例時報２２９０号９０頁

・大阪高裁平成２９年３月２８日決定・判例時報２３３４号４頁

・佐賀地裁平成３０年３月２０日決定・公刊物未登載

・名古屋高裁金沢支部平成３０年７月４日判決・公刊物未登載

・広島高裁平成３０年９月２５日決定・公刊物未登載

・大分地裁平成３０年９月２８日決定・公刊物未登載

・広島地裁平成３０年１０月２６日決定・裁判所ホームページ掲載

・高松高裁平成３０年１１月１５日決定・公刊物未登載

以上のとおり，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。

そして，本件訴訟が民事訴訟である以上，民事訴訟における主張立証責任の一般原則に従い，上記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。

第２　具体的危険性の判断枠組み

１　科学技術の利用に関する基本的な理念を踏まえた具体的危険性の判断

およそ科学技術を利用した現代文明の利器はすべて，その効用の反面に，多かれ少なかれ危険発生の可能性を内包しており，社会はこの危険を人為的に管理して人類の利用に役立ててきている。科学技術の利用に際し，危険が内在していること自体は当然の前提として，その内在する危険が顕在化しないよう，適切に管理できるかが重要である。

原子力発電に関しても，科学技術を利用する点において他と異なるところはなく，原子力発電に内在する危険が顕在化しないよう適切に管理できているかどうかが重要である。そして，裁判においては，このような観点から，内在する危険が適切に管理できているかどうかが，具体的危険性の有無として審理判断の対象とされるべきである。これと異なり，抽象的・潜在的な危険性の存在のみをもって原子力発電の利用を否定することは，現代社会における科学技術の利用そのものを否定することを意味し，妥当ではない。

また，上記で述べた科学技術の利用に関する基本的理念は，原子炉等規制法により具現化されている。すなわち，同法においては，発電用原子炉を設置しようとする者に対する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なものとして顕在化しないよう管理していくことを念頭に置いた枠組みが設けられている。仮に抽象的・潜在的な危険性の存在のみをもって原子力発電所

の運転を否定することは，同法のこのような枠組みを否定することになり，妥当ではない。

裁判例においても，上記で述べた科学技術の利用に関する基本的な理念に沿った判示がなされている。

①「科学技術を利用した各種の実用機械，装置等にあっては，程度の差こそあれそれが常に何らかの危険を伴うことは避け難い事態ともいうべきところであり，ただ，その科学技術を利用することによって得られる社会的な効用，利便等との対比において，その危険の内容，程度や確率等が社会通念上容認できるような水準以下にとどまるものと考えられる場合には，その安全性が肯定されるものとして，これを日常の利用に供することが適法とされることとなるものと解すべきである。この理は，原子炉施設における安全性の問題についても基本的に異なるところはないものというべきであるから，原子炉施設の場合に限って，どのような異常事態が生じた場合においても災害及び障害の発生が完全に防止されるといった，ある意味では理論上達成不可能な水準の安全性の確保が要求されるものとすることには，理由がないものというべきである」（東京高裁平成１３年７月４日判決・判例時報１７５４号４６～４７頁（東海第二発電所原子炉設置許可処分取消請求控訴事件））

②「確かに，原子力発電所の事故について，例えば，いわゆるシビアアクシデントのレベルのものを想定すると，その結果の深刻さはいうまでもないところである。しかし，原子力発電所の運転も，これに関する事故の発生の危険性も，法律的に評価するときは，結局，これを社会的かつ有限な事象としてとらえざるを得ないのであって，仮に，控訴人らの主張が原子力発電所の事故発生の具体的な危険性の有無を超えて，論理的ないし抽象的・潜在的なレベルでの危険性が少しでもあれば一切原子力発電所の建

設・運転が許されないという判断基準を求めるものであれば，採用することができない」（前掲仙台高裁平成１１年３月３１日判決）

③「この安全性は，前記のような原子力発電所の持つ危険性に鑑みれば厳しく審査する必要があるが，他方で，科学技術を利用した各種の機械，装置等については，絶対的に災害発生の危険がないという『絶対的安全性』は想定できないから，原子炉施設においても，放射線，放射性物質の環境への排出を完全に防止することを意味するということはできず，放射線，放射性物質の環境への排出を可及的に少なくし，これによる災害発生の危険性を社会通念上無視し得る程度に小さなものに保つことを意味すると解するのが相当である」（前掲名古屋高裁金沢支部平成２１年３月１８日判決）

④「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う『絶対的安全性』を達成することはできないと考えられており，科学技術を利用した設備，機器等は，何らかの程度において人の生命，身体，健康，財産等を侵害する危険を伴っているが，その危険性を，当該設備等の品質や安全性についての規制等により一定程度以下に管理し，管理された危険性の程度が社会通念上容認できる水準以下にとどまると考えられる場合に，いわば『相対的安全性』が認められるものとして，その利用が許容されている。原子力発電所についても同様であり，どのような異常状態が発生しても，原子炉の放射線（ママ）物質が外部の環境に放出されることが絶対にないという『絶対的安全性』を要求するのは相当ではない。しかし，･･･原子力発電所に求められる安全性の程度は，他の設備，機器等に比べて格段に高度なものでなければならないのであり，原子力発電所は，放射線（ママ）物質による被害発生の危険性が社会通念上無視し得る程度にまで管理されていると認められる場合に，安全性が認められる施設として運転が許されると解するのが相当である」（前掲大阪高裁平成２９年３月２８日決定）

⑤「･･･発電用原子炉施設について最新の科学的，技術的知見を踏まえた合理的予測を超えた水準での絶対的な安全性に準じる安全性の確保を求めることが社会通念になっているということはできず，また，極めてまれではあるが発生すると発電用原子炉施設について想定される原子力災害をはるかに上回る規模及び態様の被害をもたらすような自然災害を含めて，およそあらゆる自然災害についてその発生可能性が零ないし限りなく零に近くならない限り安全確保の上でこれを想定すべきであるとの社会通念が確立しているということもできない」（前掲福岡高裁宮崎支部平成２８年４月６日決定）

2　科学的・専門技術的知見を踏まえた具体的危険性の判断

上記１で述べたとおり，原子力発電所の運転差止めを求める訴訟において，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管理できるかどうかによって判断される。その判断に当たっては，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，福島第一原子力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とその適合性の判断を一義的に委ねていることを考慮すれば，具体的危険性の有無の判断において，同委員会の科学的，専門技術的知見に基づく判断は尊重されるべきである。

すなわち，福島第一原子力発電所事故を受けて，原子力規制行政については，原子力規制行政に対する信頼回復とその機能回復を図るということを目的とした検討がなされ，その結果，原子力規制委員会設置法により，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（同法１条），原子力規制委員会が設置されている。同委員会は，国家

行政組織法（昭和２３年法律第１２０号）３条２項に基づく，いわゆる３条委員会として高度の独立性が保障され（同法２条），また，その委員長及び委員については，人格が高潔で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），原子力に関する事業を行う者やその役員ないし従業員等は欠格事由とされる（同条７項）など，高度の専門的知見に基づいて中立公正な立場から独立して職権を行使する体制（同法１条，５条）が整備されている。

原子炉等規制法は，「核燃料物質及び原子炉による災害を防止し，･･･公共の安全を図る」（同法１条）との目的の下，発電用原子炉の設置許可の基準について，同法４３条の３の６第１項２号（技術的能力に係る部分に限る。）及び３号に規定する基準の適合性の判断を委ね，４号は「発電用原子炉施設の位置，構造及び設備が･･･発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」と定めて，原子力規制委員会に対して，原子力発電所の安全性を確保するための基準の策定とその適合性の判断とを委ねている。

すなわち，発電用原子炉施設の安全性に関する審査では，当該発電用原子炉施設そのものの工学的安全性，平常時及び事故時における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，更に将来の予測に係る事項も含まれることから，審査の基礎となる基準の策定及び基準への適合性の審査においては，原子力工学はもとより，多方面に亘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。このような審査の特質を考慮し，原子炉等規制法は，原子力利用における安全の確保に関する各専門分野の学識経験者等を擁する原子力規制委員会の科学的，専門技術的知見に基づく合理的な判断に委ねていると解される。

このような審査の特質は，工事計画認可，保安規定変更認可，及び運転期間延長認可（長期保守管理方針の策定等に伴う保安規定変更認可を含む。）に係る審査においても等しく妥当する。

すなわち，上記各処分の審査においても，原子炉設置（変更）許可に係る審査と同様，原子力工学はもとより，多方面に亘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は明らかである。そして，原子炉等規制法が，同法４３条の３の９第３項各号，４３条の３の２４第２項及び４３条の３の３２第５項に規定する各認可の基準への適用に関して原子力規制委員会に一元的に委ねているのは，上記のような審査の特質を考慮し，これらの基準への適合性については，原子力利用における安全の確保に関して各専門分野の学識経験者等を擁する原子力規制委員会の科学的，専門技術的知見に基づく合理的な判断に委ねている趣旨と解される。

これらの原子炉等規制法の定めからすれば，原子力規制委員会は，原子力発電所に潜在する危険性の水準，管理可能性について社会がどの程度の危険までを容認するかなどの事情を見定めて，最新の科学技術的水準に従った専門技術的裁量に基づく判断を行っているといえ，原子力発電所の安全性が争点となる民事訴訟においても，その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。前掲大阪高裁平成２９年３月２８日決定が，原子力発電所について，放射性物質による被害発生の危険性が社会通念上無視し得る程度にまで管理されていると認められる場合に，安全性が認められる施設として運転が許されると解するのが相当であるとした上で，原子力規制委員会が策定した安全性の基準は，こうした原子力発電所に求められる安全性を具体化したものであり，原子力規制委員会が自ら策定した基準に適合すると認めた原子力発電所は，その安全性を具備するものとして運転が許されるとの判断を示していることも，同様の考えに基づくものといえる。

なお，上記のように，原子力発電所の運転差止めを求める訴訟においては，

当該発電所の運転に伴う具体的危険性の有無が認定判断の対象となり，その判断に当たっては，人格権侵害による被害の危険が現実に顕在化する蓋然性があるのか否かが科学的，専門技術的知見を踏まえて検討されなければならない。この理と避難計画との関係について，前掲名古屋高裁金沢支部平成３０年７月４日判決は，「人格権に基づく原子力発電所の運転差止めの当否を考えるに当たって，緊急時の避難計画が作成されていなかったり，あるいはその内容に瑕疵があったとしても，そのことによって直ちに原子力発電所の危険性が肯定されるとか，運転の差止めという結論が導かれるものではなく，そもそも当該原子力発電所について人格権の侵害を招くような重大事故等を起こす具体的危険性があるか否かが検討されるべきであり，その危険性が肯定される場合に運転の差止請求が認められるというべきである」と判示し，人格権の侵害を招くような具体的危険性の有無とは別に，避難計画の有無ないしその内容といった事柄が原子力発電所の運転差止めを求める請求の要件とならないとの考えを示している。前掲大分地裁平成３０年９月２８日決定も，「大分県の避難計画は，住民の生命・健康を守るためには不十分であり，大分市等の大分県内の自治体には，避難計画を策定していないところがある」との債権者らの主張につき，「本件原発の有する危険性のうち，債務者が専門技術的知見及び資料を十分に保持しているとはいえず，債務者のみでその安全対策を講じることが困難な事項等に関して，その危険性が社会通念上無視し得る程度にまで管理されておらず，債権者らの生命，身体及び健康という重大な法益が侵害される具体的危険が存在することについては，原則どおり債権者らが上記事実上の推認によることなく主張疎明を行うべきものと解される」とした上で，「避難計画の有無やその内容を検討するまでもなく，本件原子炉の運転により，債権者らの生命，身体及び健康という重大な法益が侵害される具体的危険が存在するとは認められない」，「なお，大分県及び同県内の自治体における避難計画については，債務者がそれを独自に策定することはできないから，避難計画が存在しな

いこと等を理由とする債権者らの生命，身体及び健康という重大な法益が侵害される具体的危険については，債権者らがそれを疎明する必要があるものと解される」として，債権者らの主張を排斥している。

第３　原告らの主張に対する反論

原告らは，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。）を根拠として，具体的危険性の立証責任を転換すべきであると主張している（原告ら準備書面（２６）３６～３７頁）。

しかしながら，そもそも原告らの主張は伊方最高裁判決の正しい理解に立ったものではない。同判決は，「原子炉設置許可処分についての右取消訴訟においては，右処分が前記のような性質を有することにかんがみると，被告行政庁がした右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と解される」と判示した上で，「当該原子炉施設の安全審査に関する資料をすべ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，その依拠した前記の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ものというべきである」としている。ここにいう「主張，立証する必要」とは，その字句のほか，主張立証責任に関する明確な判示がされた後に言及されたものであることからして，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になるということ（主張立証の必要ないし負担）をいうにすぎないと解される。これが主張立証責任を転換するものでないことは，その主張立証ができない場合の効果として，被告行政庁がした判断に不合理な点があることが

「事実上推認される」とされていることからも明らかである。以上は，同判決の解説（高橋利文・最高裁判例解説民事篇平成４年度４２６頁）においても明らかにされている。

伊方最高裁判決のいう「資料の所在」に関しても，被告は，本件発電所について，新たな規制基準に適合するよう所要の検討を行い，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（長期保守管理方針の策定等に伴う保安規定変更認可を含む。）の各申請を原子力規制委員会に行い，その後，本件発電所に係る安全管理に関する事項について，広範かつ詳細な審査が行われ許認可がなされたものであるところ，これら審査に係る会合については，同委員会のウェブサイトにおいて，原則としてすべての配布資料が議事録とともに常時公開されているなど，原告らにおいても同委員会のウェブサイトからいつでも容易に本件発電所の安全管理に関する情報を入手可能であり，現にかかる情報を用いた主張を行っている。その意味においても，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はない。

もとより伊方最高裁判決は原子炉設置許可処分の取消訴訟におけるものであるが，前掲名古屋高裁金沢支部平成３０年７月４日判決は「差止請求の当否に関する主張立証責任については，基本的に差止めを求める原告側が負うことはもちろんである」とするなど，主張立証責任の所在そのものを転換するものは存在しない。前掲大分地裁平成３０年９月２８日決定も，「債権者らの生命，身体及び健康という重大な法益が侵害される具体的危険があることについては，人格権に基づく妨害予防請求権を被保全権利として申立てを行う債権者らにおいて，その主張疎明責任を負うものというべきである」，「債権者らの生命，身体及び健康という重大な法益が侵害される具体的危険についての主張疎明責任を債務者に転換するものではない」として，主張疎明責任が転換される

ものではないことを明らかにしている[1]。

以上のとおり，人格権に基づき本件発電所の運転差止めを求める本件訴訟について，伊方最高裁判決を根拠として具体的危険性の立証責任を転換すべきであるとする原告らの主張には理由がなく，上記第１で述べたとおり，原告らにおいて具体的危険性の存在を主張立証すべきである。

---

[1] 同決定は，人格権に基づく差止請求の判断の枠組みに関し，「本件原発の安全性に欠けるところがなく，債権者らの生命，身体及び健康という重大な法益が侵害される具体的危険が存在しないことを，主張疎明責任を負わない債務者が，その安全性を争う側である債権者らによる指摘を踏まえ，相当の根拠，資料に基づき，主張疎明する必要があり，債務者がこの主張疎明を尽くさない場合には，上記の具体的危険の存在することが事実上推認されるというべきである。そして，債務者において，本件原発の安全性についてこの主張疎明を尽くしたといえる場合には，主張疎明責任を負う債権者らにおいて，なお本件原発に安全性に欠けるところがあり，債権者らの生命，身体及び健康という重大な法益が侵害される具体的危険が存在することについて，その主張疎明責任に適った主張疎明が行われているかという観点から判断されるべきこととなる」としている。

第２章　本件発電所の安全確保の考え方

原子力発電所は，核分裂反応*注によって生ずる熱エネルギーを利用して発電を行うものであり，その運転に伴って必然的に核分裂生成物*注等の放射性物質*注が発生する。原子力発電所の安全確保とは，この放射性物質の有する危険性を顕在化させないようにすることである。そのためには，核分裂生成物等の放射性物質を，燃料ペレット*注，燃料被覆管*注，圧力バウンダリ*注，格納容器*注及び原子炉建屋*注から成る多重の障壁の内に閉じ込め，平常運転時における不可避的な放出を極力低く抑えるとともに，事故時の異常放出を防止することが重要である。

そこで，被告は，本件発電所の設計に当たり，放射性物質の閉じ込めに万全を期し，放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう，自然条件に十分に配慮した上で，通常運転時における放出を極力低く抑えるための平常運転時の被ばく低減対策を講じるとともに，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[2]，そして，立地審査指針（乙Ｂイ第９号証）に照らし，本件発電所の原子炉施設と公衆との離隔を確認した。

具体的には，地震等の自然条件について，これらが本件発電所の安全確保

---

[2] 本件発電所が設置許可を受けた昭和４７年１２月当時，線量目標値指針，安全設計審査指針等は決定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いたことから，被告は，本件発電所の設計に当たり，これらの事実上の審査基準を踏まえた検討を行っている。

平常運転時の被ばく低減対策に関しては，法令で規定されているよりも可及的に許容被曝線量を低減させることができるかどうかとの線量目標値指針（昭和５０年５月１３日原子力委員会決定）に示されている観点に立った検討を行っている（乙Ｃ第１１号証１３～１４頁，乙Ｃ第１６号証の１・１２～１６頁）。事故防止対策に関しては，各種事故の解析評価等を行うに当たり，昭和５０年ＥＣＣＳ安全評価指針（昭和５０年５月１３日原子力委員会決定。乙Ｂイ第１４号証）及び昭和５３年安全評価審査指針（昭和５３年９月２９日原子力委員会決定。乙Ｂイ第１６号証）と実質的に同一の考え方を参考として検討している（乙Ｃ第７号証２３～２７頁）。その後も，安全設計審査指針，安全評価審査指針等が決定されているが，被告は，燃料集合体について９行９列の配列を採用することに伴って炉心の特性に変更が生ずるなどの場合を機として，必要に応じて，これら指針に照らした解析評価等を内容とする原子炉設置変更許可申請を行っており，その妥当性につき国による確認を受けている。

に影響を与えるような大きな事故の誘因とならないよう配慮した。例えば，地震については，本件発電所の地質・地質構造を把握できるよう詳細な調査を行い，敷地全体に分布する久米層に断層を示唆する不連続等が認められないことを確認した上で，安全上重要な構築物等は原則として剛構造とし，直接岩盤（久米層）上に設置する，すべての建屋，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，それぞれの重要度に応じた耐震設計を行うなどした。

平常運転時の被ばく低減対策については，原子力発電所の運転に際しては，気体廃棄物及び液体廃棄物に含まれるごく微量の放射性物質を環境に放出せざるを得ないことから，これにより周辺公衆が受ける放射線の線量をできる限り低減するよう，第一に，放射性物質が原子炉冷却設備から漏えいするのを極力防止し，第二に，原子炉冷却設備から漏えいした放射性物質については，これをできる限り捕捉し，原子炉冷却設備の外に現れた放射性物質については，その形態に応じて適切に処理することによって環境に放出する，第三に，放出する放射性物質の量を厳格に監視するなどの対策を講じた。

事故防止対策については，深層防護の考え方を採り入れ，機器の異常等の発生を未然に防止し，何らかの原因によって機器の異常等が発生した場合でもその拡大を防止し，更に異常が拡大したとしてもなお放射性物質の環境中への異常放出を防止するといった，十分な対策が採られている層を何層にも亘って用意し，各層の対策を講じた時点で想定していなかった事象が発生したとしても，容易にすべての層が突破されることのない重層的な対策を講じた。

本件発電所における公衆との離隔については，立地審査指針に照らし，周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないことを解析評価により確認するなどした。

被告は，本件発電所の設計・建設段階以降も，安全上重要な設備が設計ど

おりの機能・性能を維持するよう維持管理を継続的に実施しつつ，自然条件等に関して最新の知見を踏まえた必要な対応を不断に行っており，このような安全確保の基本的考え方のもとで，同発電所の安全性を確保してきている。かかる不断の対応の例として，後記第３章第３で述べるとおり，被告は，東北地方太平洋沖地震の発生よりも前に，当時の最新の知見に照らして海水ポンプ室に新たな防護壁を設置するとの津波対策工事に既に着手していた。この対策により，同地震に伴う津波が本件発電所に到達するも，安全性を十分に確保することができた。

現在において，被告は，東北地方太平洋沖地震に関する国内外の知見を積極的に取り入れた地震や津波の想定を行い，その対策を講じた上で，原子力規制委員会の策定した新たな規制基準を踏まえ，炉心の著しい損傷を防止する対策及び格納容器の破損を防止するための対策等を講じることとしている。

これら一連の対応を通じて，被告は，自然現象に十分に配慮した上で講じる事故防止に係る安全確保対策を安全確保の要としており，このような安全確保の基本的考え方に変わりはない。

第３章　自然的立地条件に係る安全性

被告は，上記第２章において述べた安全確保の基本的考え方に基づき，本件発電所について，地震や津波といった自然現象が大きな事故の誘因とならないようにするため，自然的立地条件について十分な配慮を行っている。

具体的には，被告は，本件発電所の敷地及び敷地周辺の自然的立地条件について詳細に調査し，その調査結果を踏まえた検討を行って，敷地及び敷地周辺において想定される自然現象に対して安全性を確保できるよう設計等を行っている。その後もその時々の最新の知見等を踏まえて評価・対策を行っており，現在では，原子力規制委員会の策定した新たな規制基準を踏まえつつ，東北地方太平洋沖地震により得られた知見等を取り入れ，本件発電所における地震や津波の想定をして対策を講じるとともに，火山，竜巻，外部火災といった事象についても評価を行い，必要な対策を講じる。

以下では，上記各事象に係る安全性のうち，地盤に係る安全性（第１），地震に係る安全性（第２），津波に係る安全性（第３），火山に係る安全性（第４）について順に述べる。

第１　地盤に係る安全性

原子力発電所において，地盤に係る条件が事故の誘因とならないためには，①原子炉建屋等を設置する位置の基礎地盤について，十分に支持することができるものであるとともに，地震発生に伴い同発電所の安全性に影響を与えるような変形を起こすおそれがなく，変位を生ずるおそれもないこと，②周辺地盤について，その地盤が変形した場合においても，同発電所の安全機能が損なわれるおそれがないこと，③周辺斜面について，その崩壊に対して同発電所の安全機能が損なわれるおそれがないものであることが必要である。

被告は，本件発電所の敷地の地盤について，同発電所の設計・建設時はもとより，それ以降も，その時々における最新の知見を踏まえるとともに詳細な地

質・地質構造を把握するために各種調査を実施し，その結果を踏まえた検討を行うなどして，本件発電所の地盤に係る安全性が確保されることを確認している。

（丙H第３号証６－１－１～７６３頁，丙D第９号証，同第１０号証）

1　基礎地盤の安定性

（１）敷地の地質・地質構造

本件発電所の敷地は，久慈川河口の南側で太平洋に面して位置している。敷地の大部分は標高約８ｍのほぼ平坦な面であり，敷地の西部には標高約２０ｍの平坦な面が分布している。

被告は，本件発電所の敷地全体に亘る地質及び地質構造を明らかにするため，敷地周辺から敷地に至る領域を対象として，文献調査*注，変動地形学的調査*注，地球物理学的調査*注，地表地質調査*注，ボーリング調査*注等を実施した。

上記の各種調査結果から示されるとおり，敷地近傍の陸域の新川下流部等には，主に砂質泥岩*注から成る久米層が，ほぼ水平に広く分布し，敷地近傍の海域にも，久米層に相当するＣ$_1$層及びＣ$_2$層がほぼ水平に分布している。このような地質・地質構造は本件発電所の敷地に連続しており，敷地全域に亘り久米層が存在している**【図３－１，２】**。

本件発電所において，原子炉建屋等の施設については，敷地の地盤を２０メートル以上掘り下げて露出させた基礎地盤の上に直接設置することで支持し，緊急時対策所建屋等の施設については，杭を介して基礎地盤に支持する構造としている。これらの安全上主要な施設の基礎地盤はいずれも久米層に当たり，節理*注の少ない塊状の良好な岩盤である。久米層の地質年代*注については，微化石分析*注の結果等から示されるとおり，前期鮮新世*注の後期に当たる時代（約４００万年前の時代）から前期更新世*注の初期にある時代

（約２４０万年前の時代）の間に連続的に堆積したものである。

更に，被告は，久米層の性状をより詳細に検討すべく，敷地内で実施したボーリング調査により採取したコアを観察し，久米層中には，火山灰層及び軽石層や凝灰質泥岩層*注などの岩相の特徴的な地層が分布しており，これらの地層が側方に広がりを持って連続する地質であることを確認した。

以上を踏まえ，被告は，久米層中の上記の特徴的な地層を鍵層*注としつつ，ボーリングコアの観察結果及び反射法地震探査*注の結果に基づき作成した地質断面図を用いて，敷地全体に分布する久米層に，断層等を示唆する構造が認められるかを検討した。その結果，おおむね水平な複数の鍵層が互いを補完するように上位又は下位に側方に広がっていることから久米層は敷地全域に亘って水平性を有すると判断できること，久米層中には癒着して固結した面構造が認められるが，粘土状破砕部*注は認められないこと，この癒着して固結した面構造についても，特定の層準*注や位置に集中する傾向は認められず，走向*注・傾斜に系統性は認められないことを確認した**【図３－２，３】**。このように，敷地全体に分布する久米層には，断層を示唆する不連続や，累積的な変位・変形は認められない。なお，これらの鍵層については，火山灰分析の結果及び敷地と隣接する原子力機構の敷地で確認された鍵層と対比した検討を行うことによっても，鍵層がおおむね水平に連続して分布していることを併せて確認した。

ほかに，文献調査，変動地形学的調査，地表地質調査及び地球物理学的調査を詳細に実施したが，その結果に照らしても，本件発電所の敷地及び敷地近傍に，活構造*注の存在が示唆されず，リニアメント*注も認められない。

以上のとおりであるから，本件発電所の敷地の基礎地盤については，「将来活動する可能性のある断層等」*注は認められず，変位が生ずるおそれのないものである。

（２）基礎地盤の安定性評価

被告は，地震力に対する基礎地盤の安定性につき，その評価結果が相対的に厳しいことが想定される施設として，直接岩盤で支持する施設については原子炉建屋及び鉄筋コンクリート防潮壁区画（北側）を，杭を介して岩盤に支持する施設については緊急時対策所建屋及び取水構造物をそれぞれ抽出し，これら代表施設について，後記第２の３で述べる新たな規制基準を踏まえて策定した基準地震動Ｓｓに対する地震応答解析等を行い，①支持力*注，②すべり，③傾斜を評価した。この評価に当たっては，ボーリング調査，ボアホールテレビ調査*注等により得られた地質・地質構造に関するデータ，三軸圧縮試験*注等の各種の室内試験により得られた基礎地盤の物理的・力学的性質に関するデータ等に基づき，基礎地盤及び代表施設を含むモデルを構築し，これを解析に用いた。

上記評価の結果から示されるとおり，①支持力については，代表施設の地震時最大鉛直力度が評価基準値を下回り，②すべりについては，代表施設の最小すべり安全率*注が評価基準値を上回り，③傾斜については，代表施設の最大傾斜がいずれも評価基準値の目安を下回っている。

このように，本件発電所の敷地の基礎地盤については，十分な支持性能を有するものである。

（３）地震発生に伴う地殻変動の影響評価

地震発生に伴う地殻変動については，海域で発生するプレート間地震の場合，その発生に伴う地殻変動は広い範囲に及ぶなだらかなものであり，地震が発生した場合においても，その発生に伴う地殻変動が本件発電所の安全性に影響を及ぼすことはないと考えられる。

その上でなお，被告は，後記第２の３で述べる本件発電所における基準地震動の策定に当たり設定した震源モデル（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」，内陸地殻内地震の検討用地震である「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」）と，後記第３の３で述べる基準津波の策定に当たり設定した波源モデル（茨城県沖から房総沖に想定する津波波源）を用いた地殻変動解析を実施し，地震発生に伴う基礎地盤の傾斜及び撓みが重要な機器・系統の安全機能に支障を与えるものではないことをも確認した。

したがって，本件発電所において，地殻変動による基礎地盤の変形により安全機能が損なわれるといったおそれはない。

2　周辺地盤の変状による影響の評価

被告は，本件発電所において，既に述べたとおり，安全上主要な施設は，直接又は杭を介して十分な支持性能を確保した岩盤である久米層に支持する構造とするとともに，周辺地盤を強制的に液状化させることを仮定しても支持機能が確保されるような構造とする。

したがって，本件発電所において，周辺地盤の変状により安全機能が損なわれるおそれはない。

3　周辺斜面の安定性評価

被告は，本件発電所の敷地の周辺斜面の安定性について，対象となる重要施設との離隔距離，斜面勾配等を考慮し，使用済燃料乾式貯蔵施設*注の周辺斜面を選定した上で，斜面高さ，斜面勾配等の観点から，最も厳しい評価となると想定される断面を選定し，基準地震動Ｓｓを用いた動的解析等を行い，最小すべり安全率が評価基準値を上回っていることを確認した。

したがって，本件発電所において，周辺斜面の崩壊により同発電所の安全機能が損なわれることはない。

4　原子力規制委員会による確認

上記１ないし３で述べたとおり，本件発電所の敷地の地盤については，地質・地質構造に係る詳細な各種調査の結果に基づく検討の結果から示されるとおり，十分な安全性を確保している。この地盤に係る安全性について，原子力規制委員会は，本件原子炉設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則３条の規定及び設置許可基準規則解釈別記１の規定に適合することを判断している（丙Ｈ第５号証）。

第２　地震に係る安全性

原子力発電所は，想定される地震に対して，これが大きな事故の誘因とならないように十分な耐震安全性を有していなければならない。

被告は，本件発電所について，その時々の最新の知見を踏まえて地震動評価を行い，同発電所の耐震安全性の確認を行うとともに，必要に応じてその強化を行っている。その対応の一環として，現在，同発電所について，敷地及び敷地周辺の詳細な調査結果に基づき，新たな規制基準を踏まえて基準地震動Ｓｓを策定し，この基準地震動Ｓｓに対して耐震安全性評価を行うなどして，同発電所が十分な耐震安全性を有していることを確認している。

１　地震・地震動・地震動評価

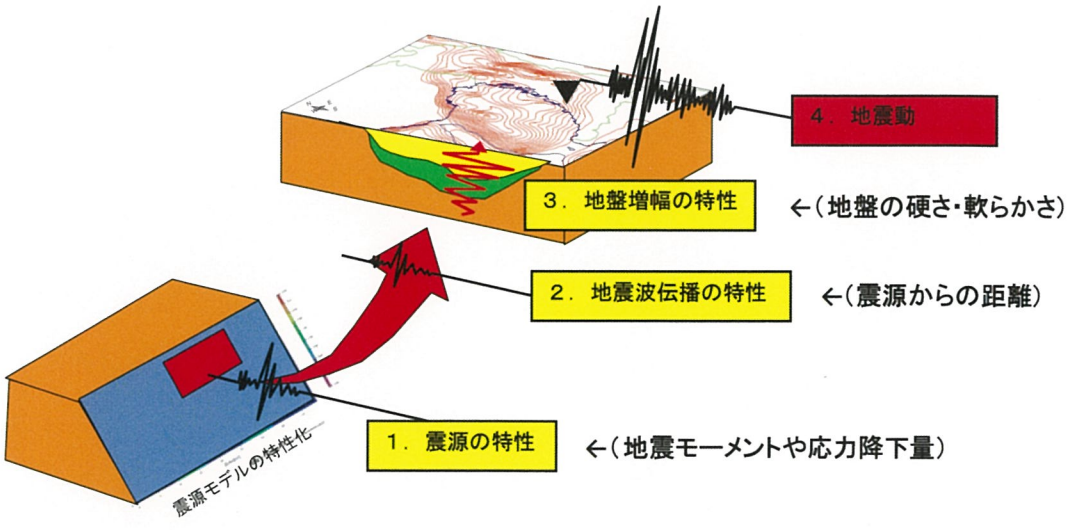
本件発電所が位置する茨城県周辺においては，陸側のプレート（「北米プレート」とも言われる。），太平洋プレート，フィリピン海プレートの３つのプレートが重なっており，①敷地東方においては陸側のプレートの下に太平洋プレートが沈み込み，②敷地南方においては陸側のプレートの下に相模トラフから北西方向にフィリピン海プレートが沈み込み，③フィリピン海プレートの下部では，日本海溝から西向きに太平洋プレートが沈み込んでいる**【図３－４】**。各プレートは異なる方向に動いており，プレート同士が衝突したり，一方のプ

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*注）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」）が知られている**【図３－５】**。

（丙Ｄ第１２号証，同第１３号証，丙Ｂア第２５号証２４７～２４８頁）



【図３－５】地震動に係る特性

これらの地震動に係る特性につき，日本で初めて震源近傍で強震動が観測された平成７年の兵庫県南部地震を契機として，地震観測網*注が整備されて観測データが蓄積するなどして，地域性がみられることが明らかとなった。この知見を踏まえて地震動評価手法が進展し，国の設置した地震調査研究推進本部*注が中心となって「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」*注が整備されるなど，断層モデルを用いた手法（波形合成法）*注等の地震動評価に関する研究が大きく進展し，「震源特性」と「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」を，地域性を踏まえて詳細に考慮する地震動評価手法が実務に採り入れられるようになっている。そして，内陸地殻内地震の地震動評価について述べれば，レシピにて用いられる入倉・三宅（２００１）の関係式（以下「入倉・三宅式」*注という。）の有効性について，全国の地震観測網の充実により得られた国内の内陸地殻内地震の地震観測記録を用いた検証がなされている。（丙Ｄ第１４号証ないし同第２６号証）

地震動審査ガイドにおいても，震源特性パラメータは，地震調査研究推進本部による強震動予測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ものとされており（同ガイドⅠ．３．３．２（４）①1）（乙Ｂア第５１号証４～５頁）），レシピを「最新の研究成果」と位置付けている（丙Ｂア第２５号証２９６～２９７頁参照）。

2　従前の検討及び対応

（１）設計・建設時

被告は，本件発電所の設計に当たり，自然的立地条件に係る調査・検討を行い耐震設計の基準となる地震動を策定したうえで，地震力により安全上重要な機能が損なわれないよう，高い耐震性を確保する構造計画を立て，次いで，上記の地震動等を用いて構造部材に生ずる応力や変形につき各種解析を

通じて評価し，これらが許容値を超えないようにするなどして耐震設計を行った。

その際，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*注の地震動を，格納容器並びに制御棒*注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る。これらの設計に用いた地震動は，いずれも基盤（標高－１７ｍの位置）における値である。

（２）設計・建設時以降

被告は，本件発電所の設計・建設以降も，科学的・技術的知見の収集に努めるとともに，本件発電所の自然的立地条件に係る調査及び観測を自主的に継続してデータ拡充を行い，旧耐震設計審査指針の策定，旧耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震バックチェック*注，新たな規制基準の制定を機として，地震動評価及び耐震評価を行うなどの耐震安全性確保に向けた不断の対応を継続している。

これらのうち，地震動評価手法の進展の契機となった兵庫県南部地震以降の状況として，原子力安全委員会は，旧耐震設計審査指針の策定以降，地震及び地震工学に関する様々な知見の蓄積，技術の進歩があったことを踏まえ，これらの最新知見等を反映し，より適切な指針類とするための検討を実施することとして，５年に及ぶ調査・審議の結果，改訂指針の案を取りまとめ，平成１８年９月に耐震設計審査指針の改訂を決定した。旧耐震設計審査指針からの主な変更点として，①活断層の活動性評価に万全を期すために，従来の評価期間（５万年前以降）を拡張し，後期更新世以降（約１２．６万年前以降）の活動性が否定できないものとし，また，変動地形学的調査，地表地質調査，地球物理学的調査手法を総合して，より詳細かつ入念な調査を実施

することとしたこと，②基準地震動のうち「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については，従来の「応答スペクトルに基づく地震動評価」*注に加え，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」*注を全面的に採り入れ，両者の特徴を活かすこととしたことが挙げられる。（丙Ｄ第１４号証）

被告は，改訂された耐震設計審査指針を踏まえて，プレート間地震である１８９６年鹿島灘の地震（Ｍ７．３）について，本件発電所の敷地に厳しい影響を与えるように短周期レベルの不確かさを考慮するなどして，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（最大加速度（水平）６００ガル）を策定したうえで，安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系について，基準地震動Ｓsに対し，耐震安全性が確保されていることを確認するとともに，同発電所の耐震安全性に対する信頼性をより一層向上させるため，相対的に裕度の小さい設備の耐震裕度向上工事を自主的に実施した。その具体例として，非常用ガス処理系については配管ルートを変更するとともに，原子炉建屋と排気筒とをつなぐ配管部には杭基礎を設置した。主排気筒については補強材の取付け，振動を吸収する制振装置（オイルダンパー等）の設置等を行った。配管等サポート類については支持装置の容量を増加するとともに，サポート部材を追加した（丙Ｄ第１号証）。

上記の耐震バックチェックにおいて策定した基準地震動Ｓsと，本件発電所で得られた東北地方太平洋沖地震の本震の観測記録（観測位置は解放基盤表面に相当する標高－３７２ｍ）のはぎとり波*注とを比較すると，当該はぎとり波の応答スペクトルは，一部の周期帯で基準地震動Ｓsの応答スペクトルを超えているものの，大きく上回るものではない**【図３－６】**。原子炉建屋及び安全上重要な設備に当該地震による損傷も認められない（丙Ｅ第３号証５頁，同第６号証２１頁）。

3　新たな規制基準を踏まえた基準地震動の策定

被告は，本件発電所における基準地震動について，新たな規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて，「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」としてそれぞれ評価した上で，解放基盤表面*注における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定している。

まず，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については，各種調査に基づき，敷地に大きな影響を与えると考えられる地震として検討用地震を選定し，その地震動評価を行って策定した。

検討用地震の地震動評価に当たっては，詳細な各種調査から得られた地震の規模，震央位置，震源深さ，震源断層の位置・長さ・形状といった情報や，各種知見の検討結果を震源モデルの設定に反映することによって，「震源特性」を考慮した。また，「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」については，地下構造調査により把握した速度構造又は敷地で得られた地震観測記録により得られたデータを用いた検討を行うことによって考慮した。

そして，以上の検討用地震の地震動評価の結果を用いて，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を評価した。

次に，本件発電所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がある内陸地殻内地震のすべてを事前に評価し得るとは言い切れないとの観点から，「震源を特定せず策定する地震動」も考慮した。

以上の検討に基づき，本件発電所における基準地震動を策定している**【図３－７】**。

（丙H第３号証６－３－１～２１３頁，丙D第１１号証）

（１）地震に関する各種調査

ア　過去の被害地震及び活断層の分布状況

（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，地震観測記録等を可能な限り収集し，本件発電所の敷地周辺における被害地震*注に関する詳細な調査を行った。

具体的には，地震による被害状況に関する古くからの記録を収集，編集した「増訂　大日本地震史料」，「日本地震史料」及び「新収　日本地震史料」を集大成した「日本被害地震総覧」（丙Ｄ第２７号証）及び「気象庁地震カタログ」に記載されている被害地震のうち，敷地からの震央距離*注が２００ｋｍ程度以内のものを抽出した。次に，これらの抽出した被害地震のうち，敷地周辺で震度*注５弱（震度Ⅴ）程度以上のものを地震発生様式*注別に分類した。

上記の被害地震に係る調査結果によれば，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**【図３－８】**。

（イ）気象庁の観測データに基づく敷地周辺の地震活動

被告は，気象庁で観測された大正１２年（１９２３年）から平成２８年（２０１６年）３月までの本件発電所の敷地から約２００ｋｍ以内の範囲に発生したＭ４．０以上の地震における深度別の震央分布及び敷地付近を横切る幅５０ｋｍの範囲に分布する震源の鉛直分布を確認し，更に，気象

庁で観測された平成９年（１９９７年）から平成２８年（２０１６年）３月までの敷地から約１００ｋｍ以内の範囲に発生したＭ４．０以下の地震における深度別の震央分布及び敷地付近を横切る幅５０ｋｍの範囲に分布する震源の鉛直分布を確認した**【図３－９】**。

イ　活断層の分布状況

活断層による地震は，何度も同じところで繰り返し活動するとの性質がある。そして，この繰り返しの活動を通じて累積された地表又は地表付近における痕跡を調査することによって，地震史料として残されるよりもはるか昔の活動性に関する情報を得ることができる。

被告は，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，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*注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*注」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条の断層を「震源として考慮する活断層」と評価し，後記（２）アで述べる検討用地震の選定に当たっての候補とした**【図３－１０】**。

以下では，上記各候補のうち，敷地からの距離が相対的に近く，長さないし地震規模が大きい，Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の同時活動について，活断層調査及び評価の具体的内容を述べる。

（ア）Ｆ１断層

被告は，敷地周辺の地質・地質構造につき，異なる種類の音源を用いた海上音波探査*注を実施した結果，おおむね南北で西側落下のＦ１ａ～Ｆ１ｇの各断層が連続性を伴って分布していることを把握し，これら各断層を

合わせて「Ｆ１断層」と呼称している。

また，Ｆ１断層の活動時期を検討すべく，海上ボーリング及び試掘井から得られた試料の分析結果等に基づき，海域に分布する地層の時代対比を行った。このうち，後期更新世に属するものは，Ｂ１層である。**【図３－１１】**

<table>
<tr><td colspan="3">区　分</td><td>陸　域</td><td colspan="3">海　　域</td></tr>
<tr><td colspan="3">地質時代</td><td>申請者</td><td>申請者</td><td>奥田(1986)
「鹿島灘」</td><td>棚橋他(2001)
「塩屋埼沖」</td></tr>
<tr><td rowspan="9">第四紀</td><td colspan="2">完新世</td><td>沖積層</td><td>A</td><td>Ｒｅ</td><td>(記載なし)</td></tr>
<tr><td rowspan="3">更新世</td><td>後期</td><td>段丘堆積物</td><td>B_1</td><td>Q_5
Q_4</td><td rowspan="2">A</td></tr>
<tr><td>中期</td><td>東茨城層群</td><td>B_2</td><td>Q_3
Q_2</td><td rowspan="2">B</td></tr>
<tr><td>前期</td><td></td><td>B_3</td><td>Q_1</td><td>C</td></tr>
<tr><td rowspan="5">新第三紀</td><td rowspan="3">鮮新世</td><td rowspan="2">久米層</td><td>C_1</td><td>Q_0</td><td>D</td></tr>
<tr><td rowspan="2">C_2</td><td rowspan="2">Ｐ１</td><td>E</td></tr>
<tr><td>離山層</td><td>F</td></tr>
<tr><td rowspan="2">中新世</td><td>多賀層群</td><td>D_1</td><td rowspan="3">M</td><td>H(Upper)</td></tr>
<tr><td>金砂郷層群等</td><td>D_2</td><td>H(Middle)</td></tr>
<tr><td colspan="2">古第三紀</td><td>白水層群</td><td>D_3</td><td>Pg_2</td><td rowspan="3">H(Lower)</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">先古第三紀</td><td rowspan="2">大洗層
那珂湊層群
阿武隈花崗岩類
日立変成岩類</td><td rowspan="2">E</td><td>Pg_1</td></tr>
<tr><td>B</td></tr>
</table>

｜｜｜｜｜｜：地層欠如

【図３－１１】地質層序（敷地周辺陸域と海域との対比）

以上の各調査結果を用いて，Ｆ１断層を北部・中部・南部に区分した検討を行い，①北部の領域では，Ｄ１層以下の地層又はＣ２層以下の地層に変位・変形を与える箇所があるが，これらより上部の地層を欠くこと，②中部の領域では，Ｃ１層下部に変位・変形を与えているが，やや不明確ながらＣ１層上部には変位・変形を与えていないこと，③南部の領域では，Ｂ３層下部以下の地層に変位・変形を与えているが，Ｂ３層上部以上の地層には変位・変形を与えていないことを，それぞれ確認した。

Ｆ１断層の中部（②）及び南部（③）の領域では，前期更新世のＢ３層上部以上の地層に変位・変形を与えておらず，後期更新世以降の活動はないと考えられる。既に述べたとおり，各断層は連続性を伴って分布しており，このような構造に照らせば，中部（②）及び南部（③）の領域から北部の領域（①）も含めて，Ｆ１断層は全体として後期更新世以降の活動がないものとも判断し得る。そうしたところを，被告は，北部（①）の領域から中部（②）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。**【図３－１２】**

（イ）北方陸域の断層

被告は，Ｆ１断層の北方延長部に当たる陸域において，変動地形学的調査を実施したところ，Ｆ１断層と同じ南北走向のリニアメント*注が判読され，地表地質調査の結果，このリニアメントに一致して断層が認められた。被告は，この断層につき「北方陸域の断層」と呼称している。**【図３－１３】**

北方陸域の断層については，地表地質調査を実施したが，断層の最新活動面は平面的であり，一部の露頭では粘土状破砕部を伴う。上載地層*注によって後期更新世以降の活動を評価できる露頭は認められなかった。

（ウ）塩ノ平地震断層等

上記(イ)で述べた北方陸域の断層から更に北方に連なる位置において，「新編　日本の活断層」（丙Ｄ第２８号証）はおおむね南北走向の「井戸沢断層」を図示し，「活断層詳細デジタルマップ」等も「新編　日本の活断層」が図示する同断層とおおむね同様の位置に推定活断層等を図示している**【図３－１４】**。

また，平成２３年４月１１日にＭｗ６．７の福島県浜通りの地震が発生したことに伴い，粟田ほか（２０１１）及び丸山ほか（２０１４）等にあるとおり，井戸沢断層北部付近に，西側落下の正断層*注変位を示す塩ノ平地震断層が，長さ１４．２ｋｍの区間に出現した。この地震後にトレンチ調査*注等が複数実施され，後期更新世に正断層変位を示す断層活動が複数回あったと分析されている（丙Ｄ第２９号証，同第３０号証）。

被告は，これら文献を調査した結果を踏まえて変動地形学的調査を実施し，井戸沢断層及び塩ノ平地震断層付近に，西側沈降を示す約２３ｋｍ連続するリニアメントを判読した。判読したリニアメントの西側には，沖積低地*注が広がる特徴的な地形が全般的に認められる。この判読区間の南端から海域のＦ１断層の北端までの陸域１０ｋｍ区間に，リニアメントは判読されない。

被告は，上記の変動地形学的調査を踏まえて，判読したリニアメント周辺について地表地質調査を行い，リニアメントとほぼ一致して断層の分布が認められることを確認した。

なお，「新編　日本の活断層」において指摘されている井戸沢断層の北方約９ｋｍに位置する長さ約４ｋｍのリニアメント（確実度Ⅲ*注）について，被告は，文献調査，変動地形学的調査及び地表地質調査を詳細に実施し，これら調査結果を踏まえた総合的な検討を行った。そして，文献調査

の結果によれば，その他の文献では活構造を指摘するものはないこと，変動地形学的調査の結果によれば，「新編　日本の活断層」における上記リニアメント付近においては山地高度に有意な不連続は認められず，尾根・水系の屈曲など横ずれを示唆する地形等も認められないこと，地表地質調査の結果によれば，当該リニアメントに対応して認められた断層の最新活動面は右横ずれを伴う逆断層センスであるのに対し，塩ノ平地震断層の過去数万年間の活動はいずれも正断層センスであったことを踏まえて，塩ノ平地震断層との同時活動を考慮する必要はないと判断した。

（エ）Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の評価

以上に述べたとおり，Ｆ１断層については，後期更新世以降の活動がないとも考えられるが，その北部の領域において，後期更新世以降の活動を判断できる上載層を欠くことを踏まえ，安全側の判断となるよう，「震源として考慮する活断層」と評価した。更に，Ｆ１断層と北方陸域の断層につき，これらが近接していること，いずれの走向もおおむね南北方向であることなどを踏まえ，同時活動の可能性が否定できないとして，これらの同時活動を評価した。

加えて，断層の走向・傾斜等の類似性を勘案し，塩ノ平地震断層に至る領域の同時活動をも考慮するとともに，その領域の北端については，福島県浜通りの地震で出現した地表地震断層*注，被告による変動地形学的調査により認められたリニアメント，並びに粟田ほか（２０１１）及び丸山ほか（２０１４）が示す活構造のうち，断層長さ*注が最長となる地震断層の北端とした。

このようにして，約５８ｋｍに及ぶ断層長さの「震源として考慮する活断層」を評価した**【図３－１５】**。

ちなみに，上記のとおり塩ノ平地震断層に至る領域の同時活動を考慮し

て震源として考慮する活断層を評価したが，既に福島県浜通りの地震が発生していることから，当該領域における将来の地震発生確率は小さいと考えられる。被告が地震調査研究推進本部の手法を参考として評価した結果によれば，塩ノ平地震断層自体の今後５０年間における地震発生確率は１×１０$^{-848}$％とほぼ０％であり**【図３－１６】**，塩ノ平地震断層とＦ１断層及び北方陸域の断層が今後５０年間で同時活動する場合の地震発生確率は更に低い。

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，前記第１の１（１）において述べたとおり，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*注により，標高－３７０m以深ではＳ波速度が０．７ｋｍ／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*注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KiK-net*注ひたちなか（ＩＢＲＨ１８）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見られないことを確認した**【図３－１７】**。

そして，地下構造調査に基づく検討として，重力探査*注により得られた重

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見られるところ，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*注及び微動アレイ探査*注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見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」

被告は，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を検討するに当たり，上記（１）で述べた地震に関する各種調査を詳細に行うことにより得た本件発電所の敷地における地域性に資するデータ等を詳細に考慮して，内陸地殻内地震，プレート間地震，太平洋プレートやフィリピン海プレートの海洋プレートの内部で発生する海洋プレート内地震の三つの分類に応じて，検討用地震を選定した。そして，選定した検討用地震ごとに，「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」とを行った。

ア　内陸地殻内地震

（ア）検討用地震の選定

被告は，前記（１）ア（ア）で述べたとおり，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）イで述べたとおり，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，**【図３－１０】**に示した合計１２条の断層を「震源として考慮する活断層」と評価した。

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*注（丙Ｄ第３１号証）を用いて比較を行った結果，「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」を検討用地震として選定した**【図３－１８】**。

（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。その評価に当たっては，詳細な各種調査の結果を踏まえて地域性を反映しつつ，さまざまな保守的条件を考慮して基本震源モデルを設定したうえで，更に敷地に与える影響が大きいパラメータについて不確かさを考慮するとの安全側の配慮を重ねて行っている。

ａ　基本震源モデルの設定

被告は，前記（１）イで述べたとおり，Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層について，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，更に，塩ノ平地震断層に関する今後５０年における活動の可能性が事実上無いと考えられるにもかかわらず，これらを考慮せずに同時活動するとの保守的な条件設定を行っている。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。）。

断層運動の変位様式については，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*注とする知見が得られていることを踏まえ，正断層とした。

震源断層の傾斜（傾斜角*注）については，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，福島県浜通りの地震の震源インバージョンモデル*注の傾斜角が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°と保守的に設定した。

震源断層の幅については，西傾斜６０°の震源断層が地震発生層の上端から下端に亘り（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*注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*注の結果，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と設定したうえで**【表３－１９】**，震源断層の幅につき，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と設定した。

地震規模については，松田（１９７５）に示されている式（以下「松田式」*注という。丙Ｄ第３２号証）により，断層長さ５８ｋｍからＭ７．８と設定し，地震モーメント*注については，上記で述べた震源断層*注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（「入倉・三宅式」*注。丙Ｄ第２０号証）により求めた値を設定した。

アスペリティ*注については，Ｆ１断層に対応するセグメント*注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がた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[3]の背景領域を設定して，アスペリティを設定した。**【図３－２０】**

ｂ　「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。その地震動評価には，以下のとおり，基本震源モデルの設定に当たり考慮した保守性が反映されている。

上記ａで述べたとおり，被告は，松田式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の位置につき敷地

3　「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」の震源モデルは，その計算単位として，鉛直方向が２．４７ｋｍ，水平方向が２．４２２ｋｍ（北部モデル）又は２．５６４ｋｍの形状でもって，メッシュ化している。

に与える影響が大きくなるように考慮している。Noda et al.（２００２）の方法は，地震規模（マグニチュード*注），等価震源距離*注等をパラメータとする距離減衰式*注であることから，上記の地震規模ないし等価震源距離に係わる保守的考慮が地震動評価に反映される。

また，地震動評価を行うに当たり，Noda et al.（２００２）の方法に従い，敷地における観測記録に基づいて応答スペクトルを補正することにより「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」等の諸特性を考慮した。

このように，基本震源モデルの設定において様々な保守的条件を設定したが，その上で更に，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を設定し，その地震動評価を行った。

まず，震源断層の傾斜角につき，既に述べたとおり，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，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こととし，その震源モデルを設定した**【図３－２１】**。この傾斜角の不確かさを考慮することにより，基本震源モデルと比べて，等価震源距離はより小さくなって，敷地に与える影響はより大きくなる。

加えて，アスペリティ位置の水平方向につき，上記ａで述べたとおり，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がたいところを，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**【図３－２２】**。このアスペリティ位置の不確かさを考慮することにより，基本震源モデルと比べて，等価震源距離はより小さくなって，敷地に与える影響はより大きくなる。

c　「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**【図３－２０】**。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*注については，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５７ｋｍ）が幅（１７．３ｋｍ）に比べて大きいことなどを考慮し，地震調査研究推進本部によるレシピ（丙Ｄ第１８号証）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。その際，福島県浜通りの地震の短周期レベルは，壇ほか（２００１）*注の関係式（過去に発生した地震の観測記録の回帰分析により算出した式。丙Ｄ第３３号証）とほぼ同等であり，特異な値ではないことを確認した。

破壊開始点*注については，糸井ほか（２００９）及び平田・佐藤（２００７）といった知見を踏まえながら，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点に代表させた。

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*注とした経験的グリーン関数法*注を適用して，伝播経路特性及び地盤増幅特性を地震動評価に適切に反映した。

このように，基本震源モデルの設定において様々な保守的条件を考慮し

た上で更に，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」を行っている。

その検討において，震源断層の傾斜角及びアスペリティ位置につき，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ことは，「応答スペクトルに基づく地震動評価」と同じである**【図３－２１，２２】**。

これらに加えて，上記のとおり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が，新潟県中越沖地震で得られた「震源特性」に係る知見（丙Ｄ第３４号証，地震動審査ガイドⅠ．３．３．２（４）①２）（乙Ｂア第５１号証５頁））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*注を基本震源モデルで設定した値の１．５倍とした場合を考慮し，これに対応する震源モデルを設定した**【図３－２０】**。

これらの不確かさを考慮した震源モデルの設定に際しては，基本震源モデルと同じく代表する３点の破壊開始点を用いることで，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た。

イ　プレート間地震

（ア）検討用地震の選定

被告は，前記（１）ア（ア）で述べたとおり，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，**【図３－８】**に示した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*注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Ｄ第３９号証，同第４０号証）。被告は，これら想定を踏まえ，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）の方法を用いて比較を行った。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から，これら観測記録の応答スペクトルを比較対象とした。

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を考慮することとし，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」を選定した**【図３－２３】**。

（イ）検討用地震の地震動評価

被告は，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」について，国内外の巨大プレート間地震に係る知見を収集・分析し，その結果を踏まえて，地域性を考慮しながら保守的に基本震源モデルを設定し（後記ａ），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ｂ）。また，「応答スペクトルを用いた地震動評価」については，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」

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ｃ）。

ａ　基本震源モデルの設定

（ａ）震源域ないし地震規模

東北地方太平洋沖地震は，日本海溝沿いの太平洋プレートと陸側のプレートとの境界で発生したプレート間地震（Ｍｗ９．０）である。その特徴として，複数の研究者の行った解析結果等により，震源域として，岩手県沖から茨城県沖の長さが約４００ｋｍ，幅が約２００ｋｍの領域が推定されている一方，この領域の南部に位置するフィリピン海プレートに破壊が及んだとは考えられていないことなどが知られている。（丙Ｄ第３５号証ないし同第３８号証）

被告は，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の震源モデルにおいて震源域の設定を行うに当たり，太平洋プレートと陸側のプレートと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との関連性を検討した。その結果によれば，東北地方太平洋沖地震の本震及び余震を合わせたすべり域がフィリピン海プレートの北東端を南限として分布すること，トモグラフィ解析*注等により，フィリピン海プレート北東端を境として南側ではプレート間の結合度が弱くなっており，その要因として強度の弱い蛇紋岩化域の影響が考えられることなどに照らし，太平洋プレートと陸側のプレートとの境界で発生するプレート間地震については，フィリピン海プレートの北東端が破壊伝播のバリアとなり，フィリピン海プレートを越えて強震動の大規模な放出を伴う巨大地震に進展するとは考え難い（丙Ｄ第４１号証ないし同第４３号証）**【図３－２４】**。

以上を踏まえて，被告は，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の地震動評価を行うに当たり，三陸沖中部から茨城県沖までの太平洋プレートと陸側のプレートとの境界に当たる領域に，Ｍｗ９．０の震源断層を設定した**【図３－２５】**。

（ｂ）ＳＭＧＡに係るパラメータ等

被告は，諸井ほか（２０１３）（丙Ｄ第４４号証）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強震動予測レシピが適用できることを確認した上で，同レシピを用いるなどして「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の基本震源モデルの各種パラメータを設定した。

設定したパラメータのうち，敷地における強震動に直接影響を与えるものは，敷地に最も近いＳＭＧＡ*注（Strong Motion Generation Area であり，「強震動生成域」とも呼ばれる。）の位置及び短周期レベルである。基本震源モデルにおいては，以下のようにして，東北地方太平洋沖地震で得られた知見等を踏まえつつ保守的に，これらのパラメータを設定した。

まず，東北地方太平洋沖地震の複数のＳＭＧＡの位置は，すべり量*注の大きな領域と必ずしも一致するものではなく，その多くがすべり量の大きな領域に比べて陸域側にあるとともに，過去に発生した地震の強震動生成域とおおむね類似の場所に位置する傾向がみられる（丙Ｄ第４５号証ないし同第４９号証）。この傾向を踏まえて，被告は，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**【図３－２６】**，５つのＳＭＧＡを設定し，このうち敷地に最も近い茨城県沖のＳＭＧＡについては，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**【図３－２５】**。茨城県沖のＳＭＧＡ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の地震や鹿島灘の地震の震央位置に対応し，地震調査研究推進本部（２０１２）（丙Ｄ第４０号証）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**【図３－２７】**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*注については，強震動予測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。これらの各領域で過去に発生した個々のプレート間地震の短周期レベルを地域別で比較すると，茨城県沖では他の地域に比べて短周期レベルが小さい傾向にある（丙Ｄ第５０号証，同第５１号証）。基本震源モデルでは，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値を設定していることから，茨城県沖のＳＭＧＡの短周期レベルの設定として保守的なものである**【図３－２８】**。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（同第５２号証）。

ほかに，破壊開始点については，東北地方太平洋沖地震の本震の震源位置が敷地に破壊が向かう方向にあり，敷地に与える影響が大きいものであることを踏まえ，同位置に設定した**【図３－２５】**。

以上の検討を踏まえ，基本震源モデルを設定した**【図３－２５】**。

ｂ　「断層モデルを用いた手法による地震動評価」

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，これを要素地震*注とした経験的グリーン関数法

*注を適用して，「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。

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，上記ａで述べたように基本震源モデル**【図３－２５】**において既に保守的に設定したが，その上で更に，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。

まず，茨城県沖のＳＭＧＡについては，前記ａ（ｂ）で述べたとおり，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とともに，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地震の震央位置に対応するなど，信頼性を有するものである。その上で更に，より敷地に近い位置となるよう，茨城県沖のＳＭＧＡを，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。このようにして設定したＳＭＧＡの一部はフィリピン海プレートの北東端よりも南に位置しており，同プレートが破壊伝播のバリアとなるとの上記の知見に照らして，実際に発生するとは考えがたいものである**【図３－２９】**。

次に，短周期レベルについては，前記ａ（ｂ）で述べたとおり，茨城県沖のＳＭＧＡの短周期レベルの設定として保守的な値を基本震源モデルにおいて設定したが，その上で更に，より広域的な領域の短周期レベルを検討するとの観点に立ち，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のすべてについて，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た**【図３－２８】**。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である**【図３－３０】**。（丙Ｄ第５０号証ないし同第５２号証）

このようにして，被告は，東北地方太平洋沖地震を含む過去のプレート間地震で得られた知見を踏まえて，基本震源モデルの設定及び不確かさの考慮のいずれにおいても，保守的な条件設定を重ねているが，更に進んで，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させたケースも考慮した。

c　「応答スペクトルに基づく地震動評価」

既に述べたとおり，「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」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ない。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亘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る。

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，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亘り包絡する滑らかな形の応答スペクトルを設定し，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**【図３－３１】**。

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，相補的な関係に立つ**【図３－３２】**。

ウ　海洋プレート内地震

被告は，前記（１）ア（ア）で述べたとおり，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海洋プレート内地震の被害地震として，**【図３－８】**に示した１８９５年霞ヶ浦付近の地震，１９２１年茨城県龍ヶ崎付近の地震を確認した。

また，中央防災会議及び地震調査研究推進本部は，既往の研究成果等の知見を取りまとめるなどして，海洋プレート内地震の想定を行っている。具体的には，中央防災会議（２００４）では，茨城県南部のフィリピン海プレート内を震源とするＭ７．３の海洋プレート内地震が想定されており，中央防災会議（２０１３）に基づけば，茨城県南部においてＭ７．３の海洋プレート内地震を想定できる。また，地震調査研究推進本部（２００９）では，「震源断層を予め特定しにくい地震」として北関東から東北地方の陸域にかけて，太平洋プレート内を震源とするＭ７．１の海洋プレート内地震，茨城県沖の太平洋プレート内を震源とするＭ７．３の海洋プレート内地震がそれぞれ想定されており，また，三陸沖から房総沖の海溝寄りの太平洋プレート内を震源とするＭ８．２の海洋プレート内地震が想定されている。

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て，Noda et al.（２００２）の方法による地震動評価を行い，その評価結果から，中央防災会議（２００４），同（２０１３）の知見を踏まえ，茨城県南部の地震を検討用地震として選定した**【図３－３３】**。

上記の検討用地震の地震動評価を行うに当たり，その基本震源モデルについては，原則として，最新のフィリピン海プレートの形状やフィリピン海プレート内地震の規模，応力降下量等が検討されている中央防災会議（２０１３）並びに茨城県南部から房総沖にかけてのフィリピン海プレートの地震発生メカニズムについて検討されている長谷川ほか（２０１３）等に基づき設

定するなどした。更に，地震動評価における不確かさとして，断層傾斜角については，断層面から放出される地震波が密に重なるよう断層傾斜角を敷地に向けたケースを考慮する，アスペリティ位置については，海洋性地殻内に想定される可能性は低いものの，敷地に近くなるよう海洋性地殻内の上端に配置したケースを考慮する，アスペリティの応力降下量については，笹谷ほか（２００６）に基づきパラメータ設定したケースを考慮する，地震規模については，南海トラフで発生したフィリピン海プレート内地震である２００４年紀伊半島南東沖地震の規模を参考にＭｗ７．４を考慮するとの配慮を行った。

このようにして設定した震源モデルを用いて，「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」とを行った。

（３）「震源を特定せず策定する地震動」

被告は，活断層に関する詳細な調査を行い，敷地近傍に「震源として考慮する活断層」は存在しないことを確認したが，その上でなお「震源を特定せず策定する地震動」を考慮することとし，震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震について得られた震源近傍における観測記録を収集して，これらを基に，本件発電所の敷地の地盤物性に応じた評価を行った。

その検討に当たっては，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。

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おいては，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*注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わ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未満の地震とを対象とした。この検討においては，原子力規制委員会の策定した審査内規である地震動審査ガイド（乙Ｂア第５１号証）を参照した。

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４５０ｃｍ／ｓ^2）を提案している（丙Ｄ第５３号証）。

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**【図３－３４】**。

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（乙Ｂア第５１号証）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。**【表３－３５】**

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。

ａ　２００８年岩手・宮城内陸地震

２００８年岩手・宮城内陸地震は平成２０年６月１４日に発生したＭ７．２の地震であり，震源近傍のＫ－ＮＥＴ*注－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*注又は撓曲*注の構造が発達する。地質構造としては，カルデラ*注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*注に近接し，地震地体構造区分*注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*注にあり，東西圧縮型の逆断層*注が卓越する。

一方，本件発電所の敷地近傍には，中新統*注の堆積岩，鮮新統*注の堆積岩，更新統*注の段丘堆積物等，完新統*注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，本件発電所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。**【表３－３６】**

ｂ　２０００年鳥取県西部地震

２０００年鳥取県西部地震は平成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，本件発電所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。**【表３－３７】**

（イ）Ｍｗ６．５未満の地震

地震動審査ガイド（乙Ｂア第５１号証）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わ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**【表３－３５】**。

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，２００４年北海道留萌支庁南部地震について，震源近傍のＫ－ＮＥＴ港町観測点において加藤ほか（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。

２００４年北海道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Ｋ－ＮＥＴ港町観測点（ＨＫＤ０２０）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*注を行い，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（丙Ｄ第５４号証）。

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，Ｋ－ＮＥＴ港町観測点における基盤面の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亘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。

ウ　「震源を特定せず策定する地震動」の策定

上記ア及びイで述べた検討を踏まえ，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，２００４年北海道留萌支庁南部地震に係る佐藤ほか（２０１３）の基盤地震動に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。

なお，原子力規制委員会は，平成２９年１１月，上記イで述べた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」を設置した。現在，当該検討チームにおいて検討が進められており，被告は，この検討結果を踏まえて必要に応じ適切に対応する考えである。

（４）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）で述べた「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び上記（３）で述べた「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。

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については，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すべて包絡し，裕度を考慮して水平成分の設計用応答スペクトル*注Ｓｓ－Ｄ１$_{H}$と鉛直成分の設計用応答スペクトルＳｓ－Ｄ１$_{V}$とを設定し，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$_{H}$又はＳｓ－Ｄ１$_{V}$を上回るものを選定した**【図３－３８，３９】**。

「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，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のうち，一部周期帯で設計用応答スペクトルＳｓ－Ｄ１$_{H}$又はＳｓ－Ｄ１$_{V}$を上回るものとを選定した**【図３－４０】**。

基準地震動Ｓｓの時刻歴波形*注は，設計用応答スペクトルＳｓ－Ｄ１$_{H}$及びＳｓ－Ｄ１$_{V}$に適合する模擬地震波*注と，断層モデルを用いた手法による基準地震動Ｓｓ及び震源を特定せず策定する地震動による基準地震動Ｓｓの地震波とした**【図３－４１】**。

イ　基準地震動の年超過確率

被告は，日本原子力学会（２０１５）を踏まえ，確率論的地震ハザード評価*注を行い，基準地震動の年超過確率*注を求めた。

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。**【図３－４２】**

4　本件発電所の地震に対する安全性

被告は，上記３において述べたとおり，新たな規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて，「震源特性」及び「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」についての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た。そして，この基準地震動を用いて，本件発電所が事故防止に係る安全確保対策等において求められる安全機能を保持できることなどを確認した。（丙Ｈ第３号証８－１－１０９～１７６頁）

以下では，本件発電所の基本的構造として岩盤支持，剛構造を取り入れるなどしていること（後記（１））を述べてから，新たな規制基準を踏まえた本件発電所の耐震安全性（後記（２）），本件発電所の耐震安全上の余裕（後記（３））について述べる。

（１）本件発電所の基本的な構造

ア　岩盤支持

本件発電所では，原子炉建屋等の重要施設について，敷地の地盤を２０メートル以上掘り下げて露出させた基礎地盤である久米層に直接設置するなどして，岩盤に支持している。これは，かかる構造を採用することによって，表層地盤による地震動の増幅を回避し，かつ，地盤破壊や不等沈下*注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ついて，兵庫県南部地震においては，若狭湾周辺の岩盤上における原子力発電所の揺れの大きさが，舞鶴海洋気象台における表層地盤の揺れの大きさと比べて，１／２～１／３程度に抑えられていることが知られており，地盤の固い六甲山系の地域では倒壊家屋がほとんどなかったと報告されている**【図３－４３】**。同様に，鳥取県西部地震に

おいても，岩盤地帯では被害が小さかったことが知られており，岩盤上に設置している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の大きさは，震源とほぼ同じ程度の距離の普通の地盤の揺れの大きさと比べて，３分の１程度であり，岩盤上に原子炉建屋を設置した効果が表れている。（丙Ｄ第５９号証ないし同第６２号証）

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*注としている。剛構造の採用は，剛性*注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くものである。

原子炉建屋については，平面が約６７ｍ×約６７ｍの鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）の建物であり，その基礎に当たる部分に，厚さ５ｍの基礎版を設置している。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，上部の構造の剛性も確保している。

このような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とともに，設計を上回る震動であっても直ちに被害に結びつくわけではないことなどが知られている（丙Ｄ第６３号証ないし同第６６号証）。

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，主な耐震壁*注として，円錐状で鋼製の格納容器を原子炉建屋中央部に設置するとともに，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。

（２）新たな規制基準を踏まえた本件発電所の耐震安全性

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に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た耐震重要度分類を行ったうえで，新たな規制基準を踏まえて策定した基準地震動Ｓｓを用いるなどして，本件発電所の耐震安全性を確認した。また，新たに策定した基準地震動Ｓｓが従来よりも大きな地震動であることを踏まえて，耐震安全性向上工事を実施する。

以下では，耐震重要度分類の考慮の内容を述べた上で（後記ア），耐震重要度分類Ｓクラスに分類される施設として，建物・構築物につき原子炉建屋を，機器・配管に係る主要施設を挙げて，これらの基準地震動Ｓｓに対する耐震安全性を述べ（後記イ），被告が今後行うこととしている耐震安全性向上工事の内容を述べる（後記ウ）。

ア　耐震重要度分類

被告は，本件発電所の建物・構築物及び機器・配管について，地震により発生する可能性のある放射線による影響の観点，すなわち，地震による事故時に放射性物質が周辺環境に異常に放出されるリスクから周辺公衆を守るという観点から，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（耐震重要度分類）した。原子力発電所全体としての耐震安全性を確保する上では，最も上位のクラスで

ある耐震重要度分類Ｓクラスの施設が有する安全機能を保持できるようにすることが重要であり，Ｓクラスの施設の耐震安全性を確保することができれば，事故防止対策において主要な役割を果たす原子炉の停止，炉心の冷却，放射性物質の閉じ込めという安全機能を維持することができる。

このようにして耐震重要度分類を行うことは，放射性物質による危険性をいかに顕在化させないかという観点から，内部に放射性物質を有する施設及び放射性物質の環境への放出を防止する施設とそうでない施設とを適切に分類し，それぞれに応じて適切な対応をすることが必要かつ合理的であることによる。なお，安全上重要な施設を特定し重要度に応じて分類することは，ＩＡＥＡの安全要件にも定められており，国際的にも受け入れられている考え方である。

耐震重要度分類を踏まえた耐震安全性の評価を行うに当たっての主な方針は，以下のとおりである。

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，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している。

Ｂクラスの施設は，静的地震力に対して耐えるものとしている。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，静的地震力に対して耐えるものとする。

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　基準地震動Ｓｓに対する耐震安全性

被告は，耐震重要度分類Ｓクラスに分類される施設について，上記アで述べた方針に従って，一般社団法人日本電気協会*注の策定した民間規格であるＪＥＡＧ４６０１（丙Ｂア第２６号証ないし同第２８号証）等に定める手法を用いた解析評価を行い，耐震安全性を確認している。

以下では，このうちの基準地震動Ｓｓを用いたものについて，建物・構築物につき原子炉建屋を，機器・配管に係る主要施設である制御棒駆動機構，残留熱除去系，圧力容器，格納容器等を挙げて，これらの評価の内容を述べる。なお，以下に述べる内容は，事故防止に係る安全確保対策に対する安全機能を保持する施設の設計についてのものであるが，重大事故等*注に対処するために必要な機能を保持する施設の設計についても，これに準じて行っている。

（ア）原子炉建屋

被告は，耐震重要度分類がＳクラスである原子炉建屋につき，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，その計算結果が許容値を下回ることを確認した**【図３－４４】**。

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*注を入力し，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*注に置き換えて地震応答解析*注を行い，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*注の値を算出した。上記の質点系モデルの構築に当たっては，建物の各層（各階床位置）の質量を質点に集約させ，各層（各階）に配置された耐震壁の剛性を模擬したばね*注で質点同士を連結するとともに，岩盤に直接支持し地下に埋め込んだ剛性の高い原子炉建屋の地震時の挙動を適切に模擬できるように，基礎版の平面形状，原子炉建屋周りの埋戻し状況を踏まえて，地盤と建物間の地震時の力のやりとりを模擬する地盤ばね*注を質点系モデルの下端と側面に設けることとした**【図３－４５】**。

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*注に関し，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。このように，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。

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*注を行い，原子炉建屋各部材に発生する応力を算出し，これが弾性範囲*注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）。

（イ）機器・配管に係る主要設備

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，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**【図３－４６】**。

まず，上記（ア）で述べた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*注を，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*注を，それぞれ適用して地震応答解析を行った。**【図３－４７】**

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，発生応力を求めた。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，発生応力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。

ウ　耐震安全性向上工事の実施

被告が新たな規制基準を踏まえて策定した基準地震動は，従前の地震動に比べて，本件発電所に与える影響が一層大きいものである。

被告は，本件発電所の配管系，残留熱除去系熱交換器等の各種設備について支持部材を補強するなどの耐震安全性を向上させるための工事を行うこととしており，かかる工事を踏まえて，上記イで述べた基準地震動Ｓｓに対する同発電所の耐震安全性を確認している**【図３－４８】**。

（３）本件発電所の耐震安全上の余裕

被告は，前記（２）で述べたとおり，本件発電所の設計に当たり，耐震設計の基準となる地震動を策定したうえで，地震力により安全上重要な機能が損なわれないよう，高い耐震性を確保する構造計画を立て，次いで，上記の地震動等を用いて構造部材に生ずる応力や変形につき各種解析を通じて評価し，これらが許容値を超えないようにするなどして耐震設計を行った。そして，同発電所の建設以降も，設計時点における耐震性を基礎としつつ必要に応じて耐震裕度向上工事を実施するなどして，最新の知見等を踏まえた耐震安全性に係る検討ないし評価の結果に照らしても，耐震安全性を有してい

ることを確認できている。

以下に述べるとおり，上記（２）で述べた新たな基準地震動Ｓｓを用いるなどして行った解析評価においては，種々の余裕を持たせてこれを行っており，本件発電所は，新たな基準地震動Ｓｓに対しても，耐震安全上の余裕がある（後記ア）。このようにして本件発電所が高い水準での耐震性が確保されることについては，大型高性能振動台による試験・評価等の事例からも確認することができる（後記イ）。

ア　耐震安全性に係る解析の過程で生ずる余裕

被告は，本件発電所について，上記（２）で述べたとおり，新たな基準地震動Ｓｓを用いるなどして解析評価を行い，耐震安全性を確認したところ，その解析評価の過程では，以下のようにして種々の余裕を持たせている。

地震応答解析を行うに当たっては，この解析により算定される評価値が大きくなるように，原子炉建屋ないし対象設備の質点系モデルにつき，安全側に条件設定を行っている。例えば，原子炉建屋については，前記（１）ウで述べたとおり，その耐震性を高めるべく耐震壁をバランスよく配置しており，実際の地震時には，遮へい壁，間仕切り壁，柱，梁といった数多く設置される各部材が一体となって地震力に対して抵抗するところを，解析評価の上では，質点系モデルのばねの設定に当たり，耐震壁については剛性*注を考慮する一方，遮へい壁等については剛性を考慮していない。これにより，建物全体の耐力を小さめに見積もった評価を行っており，実耐力との差が余裕となる。機器・配管系の解析に用いる減衰定数*注についても，実験によって得られているデータよりも小さく，保守的な値を設定している（丙Ｂア第２８号証１５９～１６４頁，１６７頁，１６８頁，１７０頁）。

本件発電所の主要設備の多くを対象として，設計用床応答スペクトル*注を用いたスペクトル・モーダル法による地震応答解析を行うに際しても，入力

地震動から算定される床応答スペクトルをそのまま用いず，床応答スペクトル*注を周期軸方向に±１０％拡幅*注することにより余裕を持たせて設定している（丙Ｂア第２６号証５１７頁）**【図３－４９】**。大型機器を対象として，時刻歴応答解析法による地震応答解析を行うに際しても，地盤物性のばらつきを考慮するなどして複数の異なるケースを検討し，そのうちの最も厳しい結果により設定するなどしている。

そして，地震力を設計に用いるに当たっても，実際の地震力は時々刻々と変化するものであるところを，設計上は静的な力に置き換えることにより，ほんの一瞬しか作用しないはずの動的な力の最大値が変化せず，常に一定の力で作用し続けると仮定しており，この仮定によっても余裕が生ずる。

更に，原子力発電所の耐震設計では，許容値は余裕を持った値に設定されている。例えば，原子炉建屋の耐震壁であれば，基準地震動を用いた地震応答解析により得られる変形量（せん断ひずみ）の許容値は，２．０×１０$^{-3}$であり，終局点のせん断ひずみ*注（４．０×１０$^{-3}$）に対して２倍の余裕を持たせている（丙Ｂア第２６号証３９２頁，同第２５号証２８５～２８７頁）。

機器・配管系の許容値も，材料の過度な変形や破損に対して余裕を持った値に設定されている。Ｓクラスの設備のうち，圧力容器の一次一般膜応力（構造的な不連続部から離された一般的な部位における板厚方向の平均応力）については，材料の設計引張強さ（Ｓｕ）*注の２／３倍を基準地震動に対する許容値としており，Ｓｕに対して余裕を持った値となっている（丙Ｂア第２６号証５０１頁）。加えて，材料の設計引張強さ（Ｓｕ）の値自体も材料のばらつきを考慮して安全側の値に設定されているところ，本件発電所の設備に使用される材料は，Ｓｕ値よりも強度のあるものが製作されていることから，上記許容値には更に余裕がある（丙Ｄ第６７号証）。

イ　耐震安全性に関する実証試験等の事例

（ア）原子力発電所の実機を模擬した大型高性能振動台による実証試験

本件発電所に限らず，施設の揺れ及び変形を抑えるための構造計画を立てた上で，地震力に対する十分な余裕を有するように具体的耐震設計を行うことは，我が国の原子力発電所の耐震設計において一般的に採用されているものである。そして，このような耐震設計を行うことにより，本件発電所を含む原子力発電所が極めて高い耐震性を有することは，多度津工学試験所で行われた耐震信頼性実証試験によっても確認されている。

すなわち，財団法人原子力発電技術機構（当時）は，多度津工学試験所において，昭和５７年１１月の施設完成以降平成１７年３月までに２１件，実機に近い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，設備の耐震安全性及び耐震裕度の確認等を行い，原子力発電所の安全上重要な設備について極めて高い耐震安全性を確保していることを示す結果を得た。例えば，配管については，終局強度*注を確認することを目的に加振試験を行い，許容値の８．５倍の応力が発生するような加振を数回繰り返して，ようやく破断に至ったことを確認した。

以上のほかに，福島第一原子力発電所事故以降の事例として，一般財団法人電力中央研究所における共振振動台を使用した実証試験が行われており，主蒸気逃がし安全弁について２０×９．８m／s^2（２０G，１万９６００ガル）の振動を与えた場合でも機能維持することが確認されている。

（丙D第６８号証ないし同第７２号証）

（イ）他の原子力発電所における事例

我が国の原子力発電所において過去に基準地震動を超過する地震動が観測された事例があるが，これらいずれの事例においても地震後に行われた

解析評価及び点検をみても，耐震安全性の確保に欠けるようなものは見られない(これらの事例については,後記第５の１(１)アにおいて述べる。)。

特に，新潟県中越沖地震では，北陸地方を中心に，東北地方から近畿，中国地方にかけての広い範囲で地震動が観測されて，震源距離約２３ｋｍに位置する東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所において，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，以下に述べるとおり,安全上重要な設備の健全性に特段の問題は確認されなかった。

まず，東京電力株式会社（当時）は，点検の結果，周辺施設を中心に広範な影響があったものの，同発電所の安全上重要な施設の健全性に特段の問題は確認されなかったとし，また，安全上重要な機能を有する設備の地震力に対する裕度につき解析評価を行い，大きな耐震上の裕度があることを確認した（丙Ｄ第７７号証）。

また，平成１９年９月，構造強度・検査・耐震等を専門的分野とする学識経験者及び電力・メーカー等の関係者によって「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」が発足し，地震荷重を受けた機器の健全性評価について，解析的評価と点検結果との両面から検討が行われた。この検討のうち，平成２０年度の検討成果を中間的な報告として取りまとめた「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価 平成２０年度中間報告」は，「新潟県中越沖地震により，柏崎刈羽原子力発電所は設計用地震動を超える地震動を受けたにも関わらず，重要設備に有意な損傷は認められなかった。この結果は，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Ｄ第７８号証）。

更に，ＩＡＥＡも，その調査報告書において「安全に関連する構造，システム及び機器は大地震であったにも関わらず，予想より非常に良い状態であり，目にみえる損害はなかった。この理由として，設計プロセスのさまざまな段階で設計余裕が加えられていることに起因していると考えられ

る」との見解を示している（丙D第６号証，同第７９号証）。

5　原子力規制委員会による確認

被告は，前記３で述べたとおり，新たな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，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た上で，前記４で述べたとおり，基準地震動に対し，同発電所の耐震安全性を確保できることなどを確認している。

原子力規制委員会は，このような本件発電所の耐震安全性について，基本設計ないし基本的設計方針を定めた本件原子炉設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則解釈別記２の規定に適合することを判断し，詳細設計を定めた本件工事計画認可申請の内容が技術基準規則５条の規定に適合することを判断している（丙H第５号証，同第８号証）。

第３　津波に係る安全性

原子力発電所は，想定される津波に対して，十分な耐津波安全性を有している必要がある。

被告は，本件発電所について，その時々の最新の知見を踏まえて津波評価を行い，津波対策を講じている。その対応の一環として，現時点においては，敷地及び敷地周辺の詳細な調査結果に基づき，新たな規制基準を踏まえた基準津波を策定し，同発電所がこの基準津波に対して十分な耐津波安全性を有していることなどを確認している。

1　津波及び津波評価

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，それが沿岸に伝播する現象である。

津波による水位変動については，地震によって生ずる海底の地殻変動に伴う海面変位を津波初期波形とし，それが津波として沿岸へどのように伝播するかを，波源や敷地を含めた対象領域全体を対象として時系列で詳細に解析する数値シミュレーションにより，評価することができる。その際，地震によって生ずる海底の地殻変動及び海面変位については，対象とする地域の地震・津波に係る詳細な調査に基づき設定した波源モデルに基づき算定し，また，津波の沿岸への伝播については，津波が水深の浅いところほど遅く進む性質や水深の浅い方へと曲がっていく性質を持つことから，水深を考慮するため海底地形及び沿岸地形をモデル化した地形データに基づき解析する。（丙Ｄ第１３号証，同第９６号証）

2　従前の検討及び対応

被告は，本件発電所について，適宜，自主的に津波に係る安全性を確認するとともに，必要に応じて対策を講じてきている。

まず，被告は，昭和３１年７月以降の日立港における潮位観測資料に記載された既往最高潮位等について，本件発電所の安全性に影響を及ぼさないことを確認した。

その後，平成５年７月に発生した北海道南西沖地震から得られた知見を踏まえ，津波評価を実施し，新たに海水ポンプ室にＨ．Ｐ．*注＋５．８ｍの防護壁を設置した。

そして，平成１４年２月には土木学会が公表した「原子力発電所の津波評価技術」を踏まえ，本件発電所の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のある津波を想定し，本件発電所における津波の水位変動について検討した。この検討に当たっては，日本海溝沿い及び千島海溝沿いの範囲で想定される津波のうち房総沖で想定される津波として１６７７年磐城・常陸・安房・上総・下総の地震（延宝房総沖地震）等を基準断層モデルとして設定し，

この断層モデルの諸条件を合理的と考えられる範囲内で変化させた数値シミュレーション解析を実施した。その結果，本件発電所における津波最高水位は海水ポンプ室の防護壁を上回るものではないことなどを確認した。

更に，茨城県が平成１９年１０月に公表した「県沿岸における津波浸水想定区域図等」を作成する際に用いた１６７７年延宝房総沖地震の基準断層モデルについて，津波の数値シミュレーション解析を行った。その結果，本件発電所における津波最高水位はH．P．*注＋６．６１m（T．P．*注＋５．７２m）と評価し，当該評価を踏まえ，海水ポンプ室*注にH．P．＋７．００m（T．P．＋６．１１m）の新たな防護壁を設置することとした。東北地方太平洋沖地震発生当時にはこの津波対策工事に着手しており，その完了間近であった北側の海水ポンプ室には海水が流入して非常用ディーゼル発電機を冷却するための海水ポンプモータ１台が水没したが，他方で，南側の海水ポンプ室は既に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でき，安定した状態を維持して冷温停止*注に至った。（丙Ｅ第２号証１～３頁）

3　新たな規制基準を踏まえた基準津波の策定

被告は，以下に述べるように，本件発電所における基準津波について，新たな規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて，地震に起因する津波，地震以外に起因する津波及びこれらの組み合わせによる津波を想定し，不確かさを考慮して策定した。

基準津波の策定に当たり，被告は，まず，敷地周辺に影響を与えたと考えられる津波及び津波堆積物を対象とした文献を調査するとともに，東北地方太平洋沖地震の特徴に関する知見について国内外を問わず収集するなどして，検討を行った。

次に，上記の調査結果に基づき，地震に起因する津波として，プレート間地

震に起因する津波，海洋プレート内地震に起因する津波及び海域活断層による内陸地殻内地震に起因する津波について，また，地震以外に起因する津波として，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及び火山現象に起因する津波について，それぞれ波源モデル及び海底地形等の地形データを用いた津波の数値シミュレーションを行うなどして，津波評価を実施した。

そして，これらの評価の結果を踏まえ，プレート間地震に起因する津波である，茨城県沖から房総沖に想定する津波の波源を用いて，基準津波を策定した。

（丙H第３号証６－６－１～８４頁，丙D第９４号証，同第９５号証）

（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**【表３－５０】**，敷地周辺に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*注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D第９７号証），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*注はおおむね５～６m（最大６．５m）である。

また，被告は，津波堆積物*注に関し，澤井（２０１２）（丙D第９８号証）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。

地震以外を要因とする津波としては，１９７５年のハワイ島南岸の地すべりにより，日本沿岸各地で津波が観測された。羽鳥（１９７６）によれば，茨城県日立市における最大全振幅は２４cmであったとされている。

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と，「延宝房総沖地震津波」の震源域等を参考にした地震とを想定している（丙Ｄ第９９号証）。

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は，プレートの動きによってプレート境界に蓄積されたひずみが限界を超えてプレート境界の固着が外れて生じたものであるが，その特徴として，複数の領域が連動して破壊し生じたことや，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*注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*注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などが知られている。

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，②固着の程度とすべりについて，以下の関係性があることを確認した。

①固着の程度と破壊伝播との関係性については，固着の程度が小さい領域が破壊伝播のバリアになる。

具体的には，まず，前記第２の３（２）イ（イ）において述べたとおり，

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。**【図３－５１】**

次に，②固着の程度とすべりとの関係性については，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，すべてカップリング係数*注が中程度以上の特定の領域で発生している**【図３－５２】**。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がある。

（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Ｄ第４１号証ないし同第４３号証，同第１００号証ないし同第１０７号証）

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考えられる。地震調査研

究推進本部（２０１２）（丙Ｄ第４０号証）等においては，世界で発生したＭ９クラスの巨大地震について，津波堆積物調査*注の結果等から，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見られると分析するとともに，次の東北地方太平洋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。

（２）プレート間地震に起因する津波の評価

被告は，プレート間地震に起因する津波について，上記（１）で述べた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，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）。

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*注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*注によるものもあるが，これについては，過去に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，敷地への影響が小さいことを確認している。

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

上記（１）で述べたとおり，敷地に比較的大きな影響を及ぼした地震津波として，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。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，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。

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Ｄ第１０８号証）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）（丙Ｄ第１０９号証）を参考とし，超大すべり域*注，大すべり域*注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倍に，面積をそれぞれ全体の面積の１５％，２５％，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。**【図３－５３】**

（イ）茨城県沖に想定する津波波源

上記（１）で述べたとおり，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，①茨城県沖に想定する津波波源と，②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，①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）等を踏まえて設定した**【図３－５４】**。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２倍，０．３３倍に，面積をそれぞれ全体の面積の４０％，６０％となるよう保守的に設定した。大すべり域の位置については，海溝軸付近に配置した。

これに加えて，更なる保守的検討として，②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**【図３－５５】**。この津波波源の領域は，既に述べたとおり，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）では，Ｍｗ８．７のプレート間地震を

想定する場合に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４倍，２倍，０．６２倍に，面積をそれぞれ全体の面積の５％，１５％，８０％とした。加えて，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するとともに，大すべり域の形状を変えた２パターンのモデルを設定した。

なお，前記（１）イにおいて述べたとおり，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いる。

（ウ）津波波源の選定

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**【図３－５６】**。

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，破壊開始点⑥，破壊伝播速度３．０ｋｍ/ｓ，立ち上がり時間３０秒で，防潮堤前面での最高水位はＴ．Ｐ．＋１７．２ｍ，水位下降側では検討モデルA－３，破壊開始点⑤，破壊伝播速度１．０ｋｍ/ｓ，立ち上がり時間３０秒で，取水口前面での最低水位はＴ．Ｐ．－５．３ｍである。

（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。

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。

（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*注による地形解析，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）で述べた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。

（５）基準津波の策定

ア　基準津波

被告は，上記（１）ないし（４）で述べた検討結果から示されるとおり，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）において述べた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ことから，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の位置に策定した**【図３－５７】**。なお，被告は，原子力規制委員会における審査を踏まえて防潮堤の形状を見直すに伴い，基準津波の水位変動を評価するに当たっては，この見直し後の形状を考慮したモデルを採用しているが，これを考慮しない前記（２）ア（イ）において示した水位変動と比較しても，両者の水位変動に有意な差は認められない。

ほかに，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）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。（丙Ｄ第９８号証，同第９９号証）

イ　基準津波の年超過確率

被告は，日本原子力学会（２０１２），土木学会（２０１６），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*注を行い，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*注は，それぞれ10^{-4}程度及び10^{-3}程度である**【図３－５８】**。

４　本件発電所の津波に対する安全性

被告は，上記３において述べたとおり，新たな規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて，地震に起因する津波，地震以外に起因する津波及びこれらの組み合わせによる津波を想定するなどして，本件発電所における基準津波を策定した。同発電所では，津波の際にも事故防止に係る安全確保対策等において求められる安全機能を確実に保持できるよう，同発電所の敷地を取り囲むようにして，天端高さ*注Ｔ．Ｐ．＋２０ｍ又はＴ．Ｐ．＋１８ｍの防潮堤を設置するなどの津波対策を講じ，この津波対策を踏まえて，基準津波に対し，同発電所の安全性を余裕をもって確保できることを確認した。（丙Ｈ第３号証８－１－１７７～２８８頁）

以下では，本件発電所における津波対策（後記（１））を述べてから，新たな規制基準を踏まえて策定した基準津波に対する耐津波安全性（後記（２）），

耐津波安全上の余裕（後記（３））について述べる。

（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。

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）

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。

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**【図３－５９】**。

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**【図３－６０】**。

本件発電所の地盤調査により得られたデータに基づく評価結果から，防潮堤等の設置場所の地盤が液状化しないことを確認したが，防潮堤の設計を行うに当たっては，保守的に，対象地盤のうちすべての砂層・礫層に強制的に液状化する条件を与え，その条件下でも防潮堤の支持杭が成立することを確認した。

鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁周りの表層付近の地盤においては，地震時における変形や津波による洗掘などに対して，浸水防護をより確実なものとするため，地盤改良等を実施する。

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。なお，東海発電所の取水路及び放水路については，今後，その機能を期待しておらず埋め戻しを行うため，津波の流入経路とならない。

イ　津波に伴う漏水に係る対策（外郭防護２）

本件発電所では，津波に伴う漏水による重要な安全機能への影響を防止す

るため，防潮堤のうち鋼製防護壁について，上記アで述べた１次止水機構に加えて，１次止水機構からの漏水又は保守に伴う取外し時の津波の流入を防止できるよう，２次止水機構を設置する。

なお，被告は，他の取水・放水施設及び地下部等の箇所についても，漏水の可能性に係る検討ないし評価を行った。例えば，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ及び残留熱除去系海水系ポンプ（以下，これらを総称する場合は「非常用海水ポンプ」という。）の設置されている海水ポンプ室にある海水ポンプグランドドレン排出口については，これが敷地へ津波が流入する経路となる可能性があることから，この流入を防止するよう，上記アで述べた対策の一つとして逆止弁を設置する。その上で更に，当該逆止弁の弁体の開固着による動作不良を考慮して漏水による浸水量を評価したが，その場合でも安全機能への影響は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）

本件発電所では，重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画について，浸水防護重点化範囲として明確化するとともに，津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で，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，浸水対策を実施する。

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あえて想定し，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。

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。

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。

（2）新たな規制基準を踏まえて策定した基準津波に対する耐津波安全性

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，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又はＴ．Ｐ．＋１８ｍの防潮堤を設置するなどの津波対策を講じることから，基準津波による遡上波に対して安全性を確保できる。その際，前記（1）アで述べた地盤改良後の状況も踏まえ周辺地盤，防潮堤等を含むモデルを設定して，前記第２の３及び上記３で述べた基準地震動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余裕を持って確保されることを確認した。この波力の算定に当たっては，朝倉ほか（２０００）の研究を基にした「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）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）等を参考

とした（丙D第１１０号証ないし同第１１２号証）。

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である十分な容量を備えている。

基準津波に伴う砂移動による影響については，茨城県（２００５）等を踏まえて，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。

（３）本件発電所の耐津波安全上の余裕

被告は，上記（２）で述べた防潮堤の設置等から成る津波対策によって，敷地への基準津波の浸水を防止するなどしているが，それにもかかわらず，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，本件発電所の安全性を余裕をもって確保できるよう，以下の対策を講じ，万全を期す。

具体的には，仮に津波により敷地内が浸水した場合にも備えて，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る。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*注を設置する。

また，被告は，後記第５章において述べるとおり，新たな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）*注，代替直流電源設備（常設，可搬型）*注，代替所内電気設備*注及び燃料給油設備*注，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。

被告は，後記第５章第４の２（１）で述べる，新たな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」を考慮した。

具体的には，この事故シーケンスにおいて，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に達する基準津波を大きく上回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，上記で述べたとおり，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。

5　原子力規制委員会による確認

被告は，前記３で述べたとおり，新たな規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて，保守的な条件を重ね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いる。この基準津波について，原子力規制委員会は，本件原子炉設置変更許可申請の内容は設置許可基準規則解釈別記３の規定に適合すると判断している。

また，被告は，上記４において述べたとおり，本件発電所の敷地を取り囲むようにして防潮堤を設置するなどの津波対策を講じ，この津波対策を踏まえて，基準津波に対し，同発電所の安全性を確保できることなどを確認している。原子力規制委員会は，このような本件発電所の津波評価ないし津波対策について，基本設計ないし基本的設計方針を定めた本件原子炉設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則解釈別記３の規定に適合することを判断し，詳細設計を定めた本件工事計画認可申請の内容が技術基準規則６条の規定に適合することを判断している（丙H第５号証，同第８号証）。

更に，被告は，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に達する基準津波を大きく上回る津波が本件発電所に襲来する場合を想定し，この場合でも，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水密性を有する建屋内に配置するなどの対策を講じることにより，安全性を確保できることを確認している。そして，この場合について「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を事故シーケンスグループの一つとし，新たな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している。原子力規制委員会は，この基準津波を大きく上回る津波を用いて被告の行った有効性評価を踏まえ，本件原子炉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ことを判断している（丙H第５号証）。

第４　火山に係る安全性

原子力発電所は，想定される火山事象に対して，これが大きな事故の誘因とならないようにしなければならない。

被告は，詳細な調査を実施したうえで，本件発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出及び当該火山の個別評価を行うとともに，火山事象に対し本件発電所の安全性が損なわれないよう対策を講じることによって，本件発電所の火山事象に係る安全性を確保できることを確認している。この検討ないし評価を行うに当たっては，原子力規制委員会の策定した審査内規である火山影響評価ガイド（丙Ｂア第１６号証）を参照した。

（丙Ｈ第３号証６－７－１～７９頁，丙Ｄ第１１６号証，同第１１７号証）

１　本件発電所の敷地周辺の火山に関する評価

（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を実施した。

上記調査の結果を踏まえ，地理的領域*注（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*注のうち，完新世*注に活動を行った１１の火山，具体的には，敷地との距離が近いものから，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）及び榛名山（同約１５７ｋｍ）について，将来の活動可能性が否定できない火山として抽出した。

加えて，本件発電所の地理的領域内に分布する第四紀火山のうち，完新世

*注に活動を行っていない火山についても，当該火山の第四紀の噴火時期及び活動の休止期間等を示す階段ダイヤグラム*注を作成するなどし，最後の活動終了からの期間が，全活動期間より短く，かつ，過去の最大休止期間より短いとみられる火山については，将来の活動可能性が否定できないと評価し，これに該当する笹森山（本件発電所の敷地との距離約１３３ｋｍ）及び子持山（同約１４５ｋｍ）を，将来の活動可能性が否定できない火山として抽出した。

以上の評価を踏まえ，被告は，地理的領域内に分布する３２の第四紀火山のうち，上記１３の火山を，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（以下抽出した火山を「本件１３火山」という。）。**【図３－６１】**

なお，本件発電所の敷地周辺には，破局的噴火*注（ＶＥＩ*注７以上。丙Ｄ第１１８号証）をもたらすような火山は存在しない。

（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*注」，「溶岩流」，「岩屑なだれ*注，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。

その結果は以下のとおりであり，設計対応不可能な火山事象の発生実績及び過去最大規模の噴火による火山噴出物の敷地への到達可能性を踏まえると，本件１３火山につき，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**【表３－６２】**。なお，被告は，既往最大規模の噴火を考慮しても，同様に，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く，火山活動のモニタリングも不要と判断し

ている。

ア　火砕物密度流

本件１３火山のうち，高原山及び日光白根山については，その活動履歴上，その噴出物は溶岩及び火砕物が主であり，火砕物密度流の発生実績は認められなかった。

上記２火山を除く１１火山につき，過去最大規模の火砕物密度流の分布よりその到達可能性範囲を評価したところ，いずれの火山についても，火砕物密度流の到達可能性範囲は山体周辺に限られており，火砕物密度流が最も本件発電所の敷地に近付く可能性がある那須岳（敷地との距離約９３ｋｍ）の火砕物密度流でも，その到達可能性範囲は１７ｋｍ程度であって，敷地周辺までの到達は認められない。

以上を踏まえ，被告は，本件１３火山の火砕物密度流については，本件発電所に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。

イ　溶岩流並びに岩屑なだれ，地滑り及び斜面崩壊

溶岩流並びに岩屑なだれ，地滑り及び斜面崩壊については，火山影響評価ガイドによれば，当該火山の噴出中心と原子力発電所との位置関係が５０ｋｍより短ければ，これらの火山事象により原子力発電所が影響を受ける可能性があるものとするとされているところ，本件１３火山のうち敷地に最も近い高原山でも，本件発電所の敷地から約９０ｋｍと十分離れた場所に位置しており，被告は，これらの火山事象が敷地に到達する可能性は十分小さいと評価した。

ウ　新しい火口の開口及び地殻変動

新しい火口の開口及び地殻変動については，本件発電所の敷地は発電所に

影響を及ぼし得る火山の過去の火口及びその近傍に位置しておらず，敷地周辺における火成活動も確認されていないこと，敷地は火山フロントより前弧側（東方）に位置することから，被告は，これらの火山事象が敷地において発生する可能性は十分に小さいと評価した。

2　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

本件１３火山につき，上記１（２）において，設計対応不可能な火山事象との関係で，当該火山事象が本件発電所に対しその運用期間中に影響を及ぼす可能性は小さいといえるが，被告は，これとは別に，これらの火山で噴火があった場合に本件発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象を抽出し，本件発電所の安全性に対する影響を評価した。

この評価に当たっては，本件１３火山との関係で，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*注，火山泥流*注及び洪水」，「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」を抽出した（設計対応不可能な火山事象については上記１（２）で検討したとおりであり，除く。）。このうち，「降下火砕物」については，地理的領域よりも広域に影響が及びうることを踏まえ，本件発電所の敷地に係る地理的領域の内外を問わず，降下火砕物についての評価を行った。

（１）降下火砕物

ア　敷地周辺に分布が確認又は推定される降下火砕物

被告は，文献調査を踏まえ，本件発電所の敷地周辺（半径約３０ｋｍ以内）に分布が確認又は推定される降下火砕物を整理した。

このうち，給源火山を特定できる降下火砕物については，噴火履歴等を踏

まえて当該火山の将来の噴火可能性を検討することとし，敷地における層厚にかかわらず，本件発電所の運用期間中に同規模の噴火の可能性が十分に小さいとまで判断できない給源火山がもたらす降下火砕物を，本件発電所に対する影響を検討する降下火砕物として抽出した。更に，給源火山を特定できない降下火砕物については，敷地周辺（半径約３０ｋｍ以内）に分布が確認又は推定される降下火砕物が１つ確認されており，被告は，同降下火砕物についても，本件発電所への影響を検討した。**【表３－６３】**

被告は，上記のとおり抽出した降下火砕物について，文献調査，地質調査及び本件発電所との位置関係等を踏まえて検討した結果，敷地及びその周辺における層厚が最も大きく，かつ噴火規模が最も大きい降下火砕物は，赤城鹿沼テフラ*注であることを確認した。

イ　設計上考慮する降下火砕物の層厚

被告は，上記アで敷地及びその周辺における層厚と噴火規模が最も大きい降下火砕物として確認した赤城鹿沼テフラについて，更なる調査及び検討を行い，本件発電所の設計上考慮する降下火砕物の層厚を設定した。

まず，町田・新井（２０１１）や山元（２０１３）などを対象とした文献調査を行い（丙Ｄ第１１９号証ないし同第１２１号証），赤城鹿沼テフラにつき，本件発電所の敷地，敷地周辺の等層厚線上の位置，層厚などを確認した。また，上記文献調査に加え，敷地，敷地近傍及び敷地周辺における赤城鹿沼テフラの分布状況を把握するため，地質調査として，ボーリング調査や露頭調査を行うなどした。この地質調査の結果によると，敷地及び敷地近傍において確認された最大の層厚は２０ｃｍであり，上記文献調査の結果との整合性を認めることができるものの，敷地及び敷地周辺が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，被告は，過去の分布状況から想定される層厚として４０ｃｍと評価した。

また，降下火砕物シミュレーションを行い，赤城鹿沼テフラの給源火山である赤城山において，赤城鹿沼テフラをもたらした噴火と同規模の噴火が発生したときの，現在の気象条件下での敷地における降下火砕物の層厚を検討した。このようにして，「Tephra２」と呼ばれる国（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を使用し（丙D第１２２号証），解析条件の設定に当たり複数の場合に分けて解析を行ったところ，敷地における最大層厚として約４９ｃｍとなる解析結果となる場合があることを確認した。

加えて，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，町田・新井（２０１１）等の知見を用い，層厚の分布と給源火山との距離を整理した。降下火砕物の層厚は給源火山からの距離に応じて減衰する傾向がみられるところ，赤城鹿沼テフラをもたらした噴火規模と同規模の噴火における降下火砕物の層厚分布の事例において，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であることを確認した。

これらのことから，被告は，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，降下火砕物シミュレーション及び他の火山の同規模の噴火における降下火砕物の分布事例について，それぞれ検討した結果を総合的に判断し，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と設定した。

ほかに，降下火砕物の粒径及び密度に関する評価も行い，文献調査や地質調査等の結果を踏まえ，設計上考慮する降下火砕物の粒径を８mm以下，設計上考慮する降下火砕物の密度を湿潤密度で１．５ｇ／ｃｍ^3，乾燥密度で０．３ｇ／ｃｍ^{3}と設定した。

（２）火山性土石流，火山泥流及び洪水

火山影響評価ガイドによれば，火山性土石流，火山泥流及び洪水については，当該火山の噴出中心と原子力発電所との位置関係が１２０ｋｍより短ければ，これらの火山事象により原子力発電所が影響を受ける可能性があるものとするとしているところ，本件１３火山のうち，本件発電所の敷地から１２０ｋｍの範囲内に位置する火山は，高原山，那須岳，日光白根山，男体・女峰火山群の４火山である。

本件発電所の敷地は，久慈川流域に位置し，上記４火山のいずれの山麓の河川の流域にも含まれていないところ，久慈川流域と上記４火山の間には八溝山地が分布している。また，文献調査の結果によれば，敷地から西方約２０ｋｍの那珂川に沿う瓜連丘陵に火山性土石流堆積物である粟河軽石の分布が確認されるが，那珂川の流下方向は敷地へ向かっておらず，那珂川と本件発電所の敷地との間には那珂台地が分布している。なお，本件発電所の敷地周辺において，この堆積物以外の火山性土石流堆積物は認められない。

以上を踏まえ，被告は，火山性土石流，火山泥流及び洪水が本件発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。

（３）火山から発生する飛来物（噴石）

火山影響評価ガイドによれば，火山から発生する飛来物（噴石）については，当該火山の噴出中心と原子力発電所との位置関係が１０ｋｍより短ければ，原子力発電所が影響を受ける可能性があるものとするとしているところ，本件１３火山のうち，本件発電所の敷地から最も近い高原山でも約９０ｋｍと十分離隔しており，被告は，火山から発生する飛来物（噴石）による本件発電所への影響はないと評価した。

（4）火山ガス

本件１３火山のうち，本件発電所の敷地から最も近い高原山でも約９０ｋｍと十分離隔しており，敷地は太平洋に面していて火山ガスが滞留するような地形条件でもなく，被告は，火山ガスの本件発電所に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。

（5）その他の事象

本件１３火山のうち，本件発電所の敷地から最も近い高原山でも約９０ｋｍと十分離隔しており，被告は，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，これらによる本件発電所への影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。

（6）小括

以上より，被告は，本件発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象を抽出し，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，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}との条件を設定した。

3　本件発電所の安全性に影響を及ぼす可能性のある火山事象への対策

上記２のとおり本件発電所の安全性に影響を及ぼす可能性のある火山事象として抽出した降下火砕物について，被告は，降下火砕物の特徴等を踏まえ，降下火砕物が直接及ぼす影響（直接的影響）とそれ以外の影響（間接的影響）とに分けて，これらのいずれの影響に対しても，本件発電所の安全性を確保できるよう対策を行う。

（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

降下火砕物による直接的影響として，降下火砕物の荷重による影響が考えられる。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。

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

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所要の措置を講じる。

例えば，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。また，大気汚染を考慮すべき中央制御室について，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*注を設置する，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じる。

なお，原子力規制委員会は，平成２９年１２月，原子炉等規制法の委任に基づき制定されている実用炉規則において，火山現象による影響が発生し又は発生する恐れがある場合に，本件発電所を含む原子力発電所の保全のため

の活動を行う体制の整備に関する措置等を保安規定に定めることを新たに求めることとし，その改正に係る決定を行った。原子力規制委員会は，同改正に伴い，火山影響評価ガイドについても改正を行い，総合的，工学的判断に基づき，一定の仮定条件のもとで算定した降下火砕物の大気中濃度（気中降下火砕物濃度）を前提に降下火砕物に関する影響の評価を行うことを新たに求めている（丙Ｄ第１２３号証，同第１２４号証）。以上の改正等を踏まえ，被告は，今後，保安規定の変更を含め所要の措置を講じる考えである。

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

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ることとする。なお，上記イで述べたとおり，平成２９年１２月における実用炉規則等の改正を踏まえ，被告は，今後も，保安規定の変更に係る対応を行うなど所要の措置を講じ，必要な安全性の確保に努める考えである。

エ　その他の措置

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。

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より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（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及び耐震Ｓクラスの軽油貯蔵タンク２基（４００ｋＬ／基）により，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。

４　原子力規制委員会による確認

被告は，上記１ないし３で述べたとおり，詳細な調査を実施したうえで，本件発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出及び当該火山の個別評価を行うとともに，火山事象に対し本件発電所の安全性が損なわれないよう対策を講じることによって，本件発電所の火山事象に係る安全性を確保できることを確認している。原子力規制委員会は，これらの火山の評価ないし対策を踏まえ，基本設計ないし基本的設計方針を定めた本件原子炉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ことを判断し，詳細設計を定めた本件工事計画認可申請の内容が技術基準規則７条１項の規定に適合することを判断している（丙Ｈ第５号証，同第８号証）。

第５　原告らの主張に対する反論

１　地震に関する主張について

（１）新たな規制基準における基準地震動の策定の信頼性に係るもの

ア　基準地震動を超過した地震動が観測された事例に係るもの

原告らは，国会事故調報告書（甲Ｅ第１号証）の記述を引用するなどして，我が国の原子力発電所における従前の地震動想定は１０年間で５ケースも誤っており，その最大の原因は過去に発生した地震・地震動の平均像で想定を行っていたことにあるが，新規制基準のもとでも変わっていないなどとし，本件発電所における基準地震動の策定に当たり用いた地震動評価手法そのものが不合理であるかのように主張する（原告ら準備書面（１１）１～１０頁，同（６７）４～１０頁）。

しかしながら，地震学及び地震工学に関する様々な知見の蓄積，技術の進歩があったことを踏まえて採用された原子力発電所の基準地震動策定に係る地震動評価手法は合理性を有し，原告らの挙げる事例等をもって，その合理性が否定されることはないのであって，原告らの主張には理由がない。

すなわち，被告は，新たな規制基準を踏まえて基準地震動を策定するに当たって，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」と「震源を特定せず策定する地震動」の双方を考慮することとして，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については，検討用地震を複数選定し，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」の双方を実施し，また，「震源を特定せず策定する地震動」については，震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し，これらを基に敷地の地盤物性を加味した応答スペクトルを設定した上で，これらの結果を総合し，敷地に厳しい影響を与える評価結果をもって基準地震動を策定している。

このような基準地震動策定に係る基本的枠組みは，耐震設計審査指針にお

いて既に採用されているものである。すなわち，前記第２の１において述べたとおり，平成７年に発生した兵庫県南部地震において，日本で初めて震源近傍で強震動が観測され，「震源特性」と「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」とが強震動やそれによる被害に大きく影響していることが明らかとなるなど，断層の活動様式，地震動特性，構造物の耐震性等に係る貴重な知見が得られ，地震動評価に係る知見が飛躍的に進歩した。これらの知見の蓄積に伴い，国が設置した地震調査研究推進本部が中心となって「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」*注が整備されるなど，断層モデルを用いた手法等の地震動評価に関する研究が大きく進展し，「震源特性」と「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」を，地域性を踏まえて詳細に考慮する地震動評価手法が実務に採り入れられるようになった。

かかる状況を踏まえ，原子力安全委員会は，旧耐震設計審査指針の策定以降，１９９５年兵庫県南部地震など幾多の地震経験により，地震動特性，構造物の耐震性等に関する様々な知見の蓄積，技術の進歩があったことを踏まえ，これらの最新知見等を反映し，より適切な指針類とするための検討を実施することとして，地震学，地震工学，耐震工学等の各種分野の専門家による５年に及ぶ調査・審議の結果，耐震設計審査指針を取りまとめた。

（丙Ｄ第１４号証ないし同第２１号証）

そして，耐震設計審査指針に基づく耐震バックチェックにおいて得られた経験等を踏まえて制定された設置許可基準規則においては，精緻な調査に基づき「震源特性」や「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」を詳細に考慮するといった地震動評価の考え方をより明確にするなどしており，平均像でもって基準地震動が策定されることはない。

すなわち，設置許可基準規則４条は，「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について，「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」としており（設置許可基準規則解釈の別記２の５二柱書き（丙Ｂア第９号証１３３～１３４頁）），そもそも単なる平均像ではなく，不確かさを考慮するなどした保守的な基準地震動が個別に設定されることを要求している。

具体的には，「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とされており（設置許可基準規則解釈の別記２の５二②ｉ）（丙Ｂア第９号証１３４頁）），綿密な調査結果に基づき設定されることが規定されている。

この震源断層の評価をするに当たっては，地質審査ガイドにおいて，「地震発生層は，調査結果から判明した浅さ限界・深さ限界を明らかにし，調査の不確かさを踏まえた浅さ限界・深さ限界が設定されていることを確認する」（同ガイド４．４．１（３）（乙Ｂア第９号証１８頁）），「震源断層の位置及び形状等は，調査結果から判明した長さ及び断層傾斜角等に基づき，調査の不確かさを踏まえて設定されていることを確認する」（同（４）（乙Ｂア第９号証１８頁）），「評価された震源断層については，調査結果から得られた震源特性モデルが設定され，それらの不確かさの範囲が明らかにされ設定されている必要がある。また，活断層（群）については，震源断層の連動が考慮される必要がある」（同解説（３）（乙Ｂア第９号証１９頁）），「基準地震動の策定において，地震動を断層モデル等により詳細に評価した結果，震源特性パラメータ及びその不確かさ等の設定において，情報が不足する場合，不確かさの幅をより大きく設定する必要がある」（同解説（４）（乙Ｂア第９号証１９頁））とされている。更に，内陸地殻内地震に関する

震源断層の評価として，「調査結果の信頼度（確からしさ）や精度等を考慮し…安全側に設定される必要がある」とされている（同４，４．２解説（１）（乙Ｂア第９号証２１頁））。すなわち，基準地震動の策定過程で震源断層の評価をするに当たっては，より保守的に設定されることなどが求められている。

その上で，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とされている（設置許可基準規則解釈の別記２の５二⑤（丙Ｂア第９号証１３５頁））。

更に，「震源を特定せず策定する地震動」に関しても，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（設置許可基準規則解釈の別記２の５三柱書き（丙Ｂア第９号証１３５頁））としている。

以上を踏まえれば，設置許可基準規則は，過去に発生した地震・地震動の平均像で基準地震動を策定するのではなく，基本となる震源断層の評価において保守的な設定を行い，これに更に不確かさを考慮するなどして，保守的な基準地震動が個別に設定されることを要求しているというべきであり，新たな規制基準の下で採用されている地震動評価手法は何ら不合理なものではない。

そして，以上に述べた基準地震動策定に係る地震動評価手法の合理性は，原告らの挙げる事例等をもって否定されることはない。

まず，原告らが「原子力発電所における従前の地震動想定は，１０年間で

５ケースも誤った」とする五つの事例に加えて，本件発電所を含む原子力発電所において基準地震動を超過する地震動が観測された事例を挙げると，以下のとおりである。

①平成１７年８月１６日	宮城県沖の地震	女川原子力発電所
②平成１９年３月２５日	能登半島地震	志賀原子力発電所
③平成１９年７月１６日	新潟県中越沖地震	柏崎刈羽原子力発電所
④平成２３年３月１１日	東北地方太平洋沖地震	福島第一原子力発電所
⑤平成２３年３月１１日	東北地方太平洋沖地震	女川原子力発電所
⑥平成２３年３月１１日	東北地方太平洋沖地震	福島第二原子力発電所
⑦平成２３年３月１１日	東北地方太平洋沖地震	本件発電所
⑧平成２３年４月７日	宮城県沖の地震	女川原子力発電所

これら八つの事例は，いずれも福島第一原子力発電所事故を踏まえて策定された新たな規制基準のもとで策定された基準地震動を超過したものではなく，事例①，②及び③については，旧耐震設計審査指針における基準地震動Ｓ１及び基準地震動Ｓ２を超過したものであるから，これらの事例の存在をもって基準地震動策定の基本的な枠組みの合理性が否定されることはない。

事例④ないし⑦は東北地方太平洋沖地震に係るものであるが，同地震がＭｗ９．０という「明治以降に記録された国内の地震の中で最大規模のもので，かつ，世界的に見ても，１９００年以降に観測された地震の中で４番目に大きな地震」であったにもかかわらず（丙Ｄ第３５号証），いずれの事例においても，観測された地震動は基準地震動とおおむね同程度の水準である。事例⑧についても同様である。

以上のとおりであるから，本件発電所における基準地震動の策定に当たり用いた地震動評価手法そのものが不合理であるかのように述べる原告らの

主張には理由がない。

なお，これらの事例のいずれにおいても，耐震安全性の確保に欠けるような被害は確認されておらず，それは解析結果からも裏付けられている。このうち特に事例③では，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ておらず，このことは，東京電力株式会社（当時）の解析評価に加えて，「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会」の検討及びＩＡＥＡの調査報告書においても確認されていることは，前記第２の４（３）イ（イ）において述べたとおりである。

（以上，八つの事例について，丙Ｄ第５号証，同第６号証，同第７３号証ないし同第８４号証）

イ　設置許可基準規則等で用いられる「適切に」という文言に係るもの

原告らは，基準地震動策定に関して，地震動審査ガイド等では多くの点で「適切に」評価することを確認するなどとされているにすぎず，何が適切かをどう判断するかについて具体的な審査の基準は全く示されていないなどと主張するとともに（原告ら準備書面（１０）１８～１９頁，同（１１）８頁），残余のリスクをなくすためには全て安全側に考えるという基準が必要であるとの見解を採った上で，地震動審査ガイド等にはそのような基準が規定されていないなどと主張する（原告ら準備書面（１０）１９頁）。

しかしながら，そもそも地震動審査ガイド（乙Ｂア第５１号証）は，原子力規制委員会の規制基準に係る内規にすぎず，発電用原子炉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設置許可基準規則の解釈の趣旨を十分に踏まえ，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したものであり（同号証１頁〔Ⅰ．１．１〕），それ自体が直ちに規制基準となるものではない。

よって，原告らの前記主張は，前提を欠き，失当である。

以上の点を措くとしても，例えば，地震動審査ガイドが，地震動評価における不確かさの考慮について，「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，並びに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」（同ガイドⅠ．３．３．３（２）①１）（乙Ｂア第５１号証６～７頁））と記載しているように，少なくとも，何をどのように考慮すべきかについては記載されている（乙Ｂア第５７号証２７頁）。

そして，前記のとおり，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」と「震源を特定せず策定する地震動」とについて，それぞれ何段階もの過程を経て策定され，その過程において検討されるべき項目は，各種のパラメータや不確かさなど多岐にわたる。そして，これらの項目については，検討用地震ごとに，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検討すべきものとされている（設置許可基準規則解釈の別記２の５（丙Ｂア第９号証１３３～１３６頁））。このように多岐に亘り，かつ高度に専門技術的な検討を要する項目について審査するに当たっては，その細部については，専門技術的裁量に基づき，個別に臨機応変に確認することが必要かつ合理的である。

これらについて地震動審査ガイド等をもって，事前に細部まで網羅的かつ一義的な基準を示すことは技術的に極めて困難であるし，仮にこのような基準を示すとすれば，かえって個々の検討用地震の特性を考慮した柔軟かつ適

正妥当な審査を阻害するなど，不合理な事態を招きかねない。

以上のとおり，地震動審査ガイドにおいて，「適切に」などと記載されている部分があったとしても，そのことのみから直ちに地震動審査ガイドが不合理であるなどということはできない。むしろ，地震動審査ガイドにおいては，多岐にわたる専門技術的な検討を要する審査の性質に即した必要な基準は定められているというべきである。

ほかに，原告らは，「震源を特定せず策定する地震動」について，「中央防災会議の指摘に基づく見直しがされていない」と主張する（原告ら準備書面（１０）１９頁）が，同規則等の具体的内容に対して，具体的にいかなる見直しをすべきであるのか，その見直しがされていないことによってどのように上記規則等に不合理な点があるのかを明らかにしておらず，その主張は前提を欠くものである。

したがって，原告らの主張には，理由がない。

ウ　既往最大の地震動に係るもの

原告らは，過去最大（既往最大）を超える地震が起こることも十分にあり得るのであるから，基準地震動の策定は，少なくとも既往最大を基礎とした上で，更にその既往最大を超える地震・地震動・津波が発生する可能性のあることを前提にして想定を行うことが求められていると主張する（原告ら準備書面（１１）１０頁）。

しかしながら，一般に，科学技術を利用した各種の機械や装置等は，絶対に安全というものはなく，常に何らかの危険性を内包しており，その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，一応安全なものとして利用されているところ（相対的安全性），改正原子炉等規制法もこのような相対的安全性を前提とした安全要求をしているものと解される（改正前原子炉等規制法について，高橋利文・最高裁判所判例解説民事篇平成４年度４１７

～４１９頁参照）。

そして，改正原子炉等規制法が，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，東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原子力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。

したがって，原告らがいう「既往最大」が何を指すのか不明であるが，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「既往最大」とし，そのような「既往最大」を超えるような地震を基準にその耐震性を要求することは，改正原子炉等規制法の要求しないところである。

したがって，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り，理由がない。

エ　入倉教授の発言に係るもの

原告らは，入倉孝次郎京都大学名誉教授が「基準地震動は計算で出た一番大きい揺れの値のように思われることがあるが，そうではない。…私は科学的な式を使って計算方法を提案してきたが，これは地震の平均像を求めるもの。平均からずれた地震はいくらでもあり，観測そのものが間違っていることもある」などと述べたとする平成２６年３月２９日付愛媛新聞の記事（甲Ｄ第２６号証）を引用して，基準地震動が平均像そのものであるかのように主張する（原告ら準備書面（２８）１～２頁）。

しかしながら，同記事の後，同教授は，「実際には基準地震動は原発ごと

に考えられる最大の揺れを計算する。計算の基になる式は平均値で決めるが，過去や将来起こる地震の平均像で求めるという意味ではない」と述べており（丙Ｄ第８５号証ないし同第８８号証），愛媛新聞における同教授の上記発言は基準地震動が過小なものであるとする趣旨のものではない。

したがって，原告らの主張は，同教授の発言の趣旨を正しく述べたものではなく，理由はない。

オ　島崎邦彦前原子力規制委員会委員長代理の見解に係るもの

原告らは，強震動予測レシピで採用されている内陸地殻内地震の震源断層面積と地震モーメントとの関係を表す入倉・三宅式（丙Ｄ第２０号証）に関し，島崎邦彦前原子力規制委員会委員長代理（以下「島崎前委員長代理」という。）の文献における垂直あるいは垂直に近い断層の場合に地震動が過小評価されるとの記述（甲Ｄ第２８号証）を引用して，原子力発電所において策定される基準地震動が過小評価のおそれがあるかのように主張する（原告ら準備書面（２８）３～４頁）。

しかしながら，以下に述べるとおり，原子力発電所の基準地震動の策定においては，詳細な調査結果を踏まえて地域性を考慮しつつ，震源断層の長さや幅を保守的に設定するなどすることにより，基準地震動が過小評価に至るおそれはないようにすることが十分に可能であり，その妥当性が原子力規制委員会の適合性審査において確認されることから，島崎前委員長代理の見解が示すような過小評価のおそれは生じないのであって，当該見解を根拠とする原告らの主張には理由がない。

（ア）島崎氏の見解の内容

雑誌等で述べられた島崎前委員長代理の見解は，以下の二つを内容とする（以下では，これらを「見解①」，「見解②」という。）。

①断層面が垂直又は鉛直に近い場合，武村（１９９８）の関係式（以下「武村式」という。）等と比べて地震モーメントを過小評価することから，入倉・三宅式を地震動の推定に用いるべきではない。

②震源断層の面積や長さは，地震発生後に確定するもので，地震発生前に震源断層の情報は得られず，地震動の推定に用いることのできる情報は，地震発生前の情報に限られることから，そのような情報をもとに入倉・三宅式を用いると地震動評価は過小となり，同式を用いるべきではない。

（イ）見解①について

島崎前委員長代理は，名古屋高裁金沢支部平成２６年（ネ）第１２６号大飯原発３，４号機運転差止請求事件の証人尋問において，「これらの式が出たからといって，皆さん誤解されているかと思うんですけれども，どの式が悪いだとかどの式がいいかという話ではありません。それぞれの式は，しかるべきデータに基づいて作られているので，ある意味，どの式も正しいわけです。私が問題にしているのは，地震が発生する前に強震動を計算するには，地震の大きさ，ここでいうMo（モーメント）が分からないと何も始まらないわけですね。それで，地震の前に我々が分かっている情報を使って断層の長さを決めて，それを入れたときにどういうモーメントになるかというのはこの式で計算できるわけですけれども，この式を使って計算したものが，本当に地震が起きた時に合っているかどうか，これがポイントなんです。どの式が正しい，どの式が正しくないっていう話ではなくて，どの式を使ったらよいかという使い方の問題なんですね」，「要するに，入倉・三宅式をどう使うかという問題ですね。入倉・三宅式が震源パラメータのスケーリング則*注として問題があると，私は申し上げていないんです」などと証言したとおり，入倉・三宅式等の各関係式はしかる

べきデータに基づいて提案されているものであるとして，見解①を撤回した（丙D第８９号証５～６頁，４８頁）。

なお，見解①に合理的根拠がないことは，以下のとおり，多くの学術的研究ないし検証により明らかにされている。

入倉・三宅式と武村（１９９８）の式とで算出される地震モーメントの値が異なり得ることは，「断層面積が与えられたとき，武村（１９９８）の式による地震モーメントは他の関係式に比べて約２倍程度大きく推定され」るとされているとおり（丙D第２０号証８５９頁），入倉・三宅（２００１）において既に認識されており，その原因については，宮腰ほか（２０１５）の研究成果により，入倉・三宅式は，震源断層面上の不均質なすべりを前提に，震源インバージョン*注等をもとに震源断層面積と地震モーメントとの関係を表した式として妥当性ないし信頼性を有するのに対し，武村式は，このような不均質なすべり分布を前提とした震源断層の長さとは異なる断層長さを参照して提案された式であることに依るものであることが明らかにされている（丙D第２２号証）。入倉・三宅式を提案した入倉教授も，見解①に関し，「(島崎前委員長代理は) 入倉・三宅（２００１）式は熊本地震で震源の大きさや断層のずれを過小評価することが明らかになったと主張しており，その根拠として熊本地震について国土地理院が測地データによる均質すべり震源モデルを仮定して推定した暫定解を使用している」が，「このことは，入倉・三宅（２００１）で取り扱っている地震学的データに基づく不均質震源モデルを無視した議論と結論を導いていることになる」と指摘し，「強震動予測には使えない均質震源モデルを正として，入倉・三宅（２００１）の論文を不当に非難し，観測データを用いて１つ１つ検証されてきた強震動予測手法の信頼性を傷つけるものとなって」おり，「詳細な分析を抜きにして，入倉・三宅（２００１）を誤りと主張することは，科学論文として相応しくない」としている（丙D第９０号証）。

特に，島﨑前委員長代理が入倉・三宅式の過小性を確信したとする２０１６年熊本地震について，原子力規制委員会は，同地震の震源断層面積と地震モーメントとの関係が入倉・三宅式と整合していることを確認している（丙Ｄ第２５号証，同第２６号証）。引間・三宅（２０１６）においても，熊本地震の強震波形等を用いた解析による震源断層モデルを広く収集し比較検討を行った結果として，いずれの震源モデルも主要な特徴はおおむね一致するとともに，断層面積と地震モーメントとの関係やＳＭＧＡでの応力降下量は過去の内陸地殻内地震の値とおおむね整合しており，震源特性として特異なものはみられないとし，入倉・三宅式は有効であるとしている（丙Ｄ第２４号証）。

（ウ）見解②について

見解②については，原子力発電所の基準地震動の策定においては，各種の詳細な調査結果に基づき，対象地点における地域性を踏まえながら，対象地点に与える影響が大きくなるよう保守的な条件設定を行って震源断層を設定することにより，過小評価に至らないようにすることが十分に可能であり，また，その妥当性は，原子力規制委員会における適合性審査において，原子炉設置（変更）許可申請の内容が設置許可基準規則解釈別記２の規定に適合するか否かを判断するに当たって確認されるものである。本件発電所においても，入倉・三宅式に関わるパラメータである震源断層の長さや幅に関し，保守的な条件設定を行っていることは，前記第２の３（２）アにおいて述べたとおりである。

上記に関し，原子力規制委員会は，関西電力株式会社大飯原子力発電所における地震動評価に関し，詳細な調査を行って断層の長さや幅を含め保守的な考慮が適切に行われていることを根拠として，入倉・三宅式を用いて地震モーメントを評価することにより過小評価がされているとはいえな

いと判断し，見解②を科学的根拠がないとした（丙Ｄ第９１号証，同第９２号証）。

以上のとおりであるから，原子力発電所の基準地震動において策定される基準地震動が過小評価となるおそれがあるかのように述べる島崎前委員長代理の見解に合理的根拠はない。このことは，前掲名古屋高裁金沢支部平成３０年７月４日判決においても，以下のとおり正しく示されている。

「島崎意見が示す過小評価のおそれは，事前予測に当たり，対象となる活断層の長さや幅を地表地震断層の長さ等に比して保守的に大きく見積もり，断層面積を地表地震断層の長さそのものから求めた数値より大きく設定すること，あるいは，科学技術の進展に伴い，詳細な地質調査等を行って，活断層の長さ等を事前にできるだけ実態に近い値に推定することによって防ぐことが可能であると考えられる」

「原子力発電所のような格段に高い安全性が求められる施設に対する地震動を事前予測するに当たっては，想定すべき震源断層の長さ（又は面積）を地表地震断層の長さに比して合理的に可能な範囲で保守的に設定することにより，過小評価を防ぐことが可能であるといえる」

原子力規制委員会も，本件意見公募手続において，「原子力規制庁では，島崎元委員長代理の指摘を踏まえた規制委員会の指示に基づき，関西電力大飯発電所の敷地周辺陸域及び海域の断層（ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層）の連動による地震の震源断層パラメータについて，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。）を基本に，地震モーメントを求める入倉・三宅式に換えて武村式を適用して，パラメータを算出したところ，アスペリティはその総面積が震源断層の総面積より大きくなり，

震源断層の一部であるという地震学の知見との矛盾が発生するなど，地震動評価のための科学的に適切な震源モデルを作成することができませんでした。このように，レシピは，地震学の専門家らが検討して取りまとめたいわば一つのパッケージであり，規制委員会は，御指摘のように地震モーメントを求める入倉・三宅式に換えて武村式を適用するなど，部分的に変更して適用することは，科学的見地から合理性のないものであり，適切ではないと考えます。ただし，審査に当たっては，震源断層の幅の設定次第で，入倉・三宅式は他の関係式に比べて，同じ断層の長さに対する地震モーメントを相対的に小さく算出する可能性もあることに留意して，震源断層の長さや幅等に係る保守性の考慮が適切になされているかという観点でも確認しています。また，アスペリティを敷地に最も近い位置に配置したケースや，短周期の地震動レベルを基本ケースの１．５倍としたケース等，地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースについても地震動評価が行われており，新規制基準に適合していることを確認し，妥当であると判断しています」と回答している（丙H第６号証の別紙１の１４～１５頁）。

カ　藤原広行氏の発言に係るもの

原告らは，原子力規制委員会に設置された「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム」において外部有識者として検討に加わった国立研究開発法人防災科学研究所所属の藤原広行氏が「実際の地震では（計算による）平均値の２倍以上強い揺れが全体の７％程度あり，３，４倍の揺れさえも観測されている」，「基準地震動の具体的な算出ルールは時間切れで作れず，どこまで厳しく規制するかは裁量次第になった」などと述べたとする平成２７年５月７日付の毎日新聞記事（甲D第２７号証）を引用して，原子力発電所において策定される基準地震動が過小評価である

かのように主張する（原告ら準備書面（２８）２～３頁）。

しかしながら，被告は，上記第２の３において述べたとおり，新たな規制基準を含む最新の知見やデータを踏まえて，「震源特性」及び「地下構造による地震波の伝播特性（伝播経路特性，地盤増幅特性）」についての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ているのであって，そのようにして策定した基準地震動はもとより「平均値」ではない。

加えて，藤原氏は，電源開発株式会社らを被告として大間原子力発電所の運転差止めなどを求めて函館地方裁判所に提起された訴訟（平成３０年３月１９日に判決が言い渡され，一審原告らの控訴により，現在，札幌高等裁判所に係属している。）において，上記の新聞記事を用いるなどしてなされた書面尋問に対し，「本尋問内容は，大間原子力発電所の設置許可申請に対する審査そのものに関するものであり，現状私が把握している情報のみからは適切な回答を述べることができません。こうした審査に関わる内容について，専門家としての見解を述べるためには，事業者側及び審査側からの詳細な説明を受けた後，その内容に対して質疑を行い，それらに対する回答も踏まえた上での判断を行い，考えをとりまとめるというプロセスが必要です。これが実現できない状況では，責任のある発言を行うことができません」などと回答している。ちなみに，原告らは，震源を特定せず策定する地震動について，藤原氏が上記検討チームにおいて行った不確かさの考慮に係る発言（甲Ｄ第３２号証６６頁）を引用した主張を行っているが（原告ら準備書面（３０）２２頁），当該発言を引用して行った書面尋問に対しても，藤原氏は同様の回答を行っている。（丙Ｄ第９３号証）

したがって，藤原氏の発言を記述したとする上記新聞記事を根拠として行う原告らの主張には理由がない。

（２）本件発電所におけるプレート間地震の地震動評価に係るもの

ア　「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の地震動評価に係るもの

（ア）観測記録の傾向に係るもの

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（甲Ｄ第５３号証４－１２３頁）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（原告ら準備書面（６２）２４～３１頁）。

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（丙D第１２号証２３頁）。

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，前記第２の３（２）イで述べたとおり，「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（丙D第１１号証４－１２３頁，１３７頁），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。

加えて，被告は，前記第２の３（２）イで述べたとおり，「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のすべ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。

以上のように，原告らの主張に理由はない。

（イ）東北地方太平洋沖地震の震源過程解析結果等に係るもの

原告らは，複数の研究者が提案する東北地方太平洋沖地震の震源過程解析結果と強震動生成域を重ね描いた図（南海トラフ検討会第一次報告において掲載されている図である（丙Ｄ第４７号証の巻末資料３頁の図１．３）。）を挙げて，モデル自体にも様々な見解が提示され定まったモデルが確立されることにはなっていないとし，被告の「２０１１年東北地方太平洋沖型地震」の地震動評価が信頼できないかのように主張する（原告ら準備書面（５１）１９～２０頁）。

しかしながら，原告らの主張は，被告の地震動評価のいかなる点を不合理とするのかを具体的に明らかにしておらず，そもそも前提を欠いている。

加えて，南海トラフ検討会は，同図を示すに当たり，「強震動生成域の位置は，研究者により多少異なるものの，２０１１年東北地方太平洋沖地震では，すべり量の大きな領域と必ずしも一致するものではなく，その多くがすべり量の大きな領域に比べて陸域側にあ」るとし，「過去に発生した地震の強震動生成域と概ね類似の場所に位置する傾向がみられる」と解

説している（丙D第４７号証の本文２頁）。むしろ，同図に関する上記解説は，過去に発生した地震のＳＭＧＡの位置を参考にしてＳＭＧＡの位置を設定するとの被告の条件設定の妥当性を根拠づけるものである。

これらのことから，原告らの主張に理由はない。

イ　１８９６年鹿島灘の地震に係るもの

原告らは，１８９６年鹿島灘の地震につき，上記アで述べた鹿島灘付近で発生したプレート間地震の傾向を根拠として，Noda et al（２００２）による応答スペクトルの１０倍の値としたなら東北地方太平洋沖地震の実観測記録の値を相当程度上回ることとなってしまうなどとして，被告の応答スペクトル手法によるプレート間地震の地震動評価は過小であって不十分であると主張する（原告ら準備書面（６２）２０～２４頁）。

しかしながら，そもそも，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，前記第２の３（２）イ（イ）で述べたとおり，検討用地震に選定していない。そして，前述のとおり，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うえ，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。

ウ　ＳＰＧＡモデルに係るもの

原告らは，本件発電所の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」の地震動評価に関し，野津厚氏（以下「野津氏」

という。）らの提案するＳＰＧＡモデルを挙げて，東北地方太平洋沖地震の際に第二波群の先頭にあるパルス波は，現状の強震動予測レシピでは再現できないが，ＳＰＧＡモデルを用いれば再現できるとして，ＳＭＧＡモデルを用いて被告の評価した地震動は過小であると主張する（原告ら準備書面（６７）１１～３６頁）。

しかしながら，そもそも，地震動評価手法については，野津氏らの提案するＳＰＧＡモデルに限らず様々なものが存在し，日々不断に研究が行われているのであって，新たな知見が公表されるたびに，当該知見の着目する範囲，当該知見の学会や実務における定着等を考慮することなく，直ちに地震動評価に反映しなければならないというものではない。以下では，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地震動評価手法（ＳＭＧＡモデル）の妥当性を述べてから，ＳＰＧＡモデルの内容を述べ，ＳＭＧＡモデルを用いた被告の評価を過小とする原告らの主張に理由がないことを明らかにする。

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地震動評価手法（ＳＭＧＡモデル）は，前記１（１）アにおいて述べたとおり，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強震動予測レシピは，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（丙Ｄ第４８号証）。

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を行ううえでも活用されており，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，同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（丙Ｄ第１１号証４－１３８頁）。

他方，ＳＰＧＡモデルをみれば，野津氏らは，「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」（２０１２）（甲Ｄ第７９号証）等において，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ほとんど実用されていないのが現実である。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，野津氏らの対象とする上記の周期帯とは異なる。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。

原子力規制委員会も，本件意見公募手続において，「５０ｋｍ四方の均質なアスペリティを想定し，そこから一様な地震動が生成されると仮定して震度を精度よく算出する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。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，一辺数ｋｍという小さなアスペリティ領域から発生する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されなければならない」との意見について，「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言えず，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Ｈ第６号証の別紙１の１５～１６頁）。

以上のことからすれば，本件発電所の地震動評価を行う上でＳＭＧＡモデルは妥当性を有しており，このＳＭＧＡモデルを用いて適切に地震動評価を行っているなかで，ＳＰＧＡモデルを想定しなければならない合理的理由はない。このことは，原告らが準備書面（６７）において「ＳＰＧＡモデルに対して想定される反論」として挙げる以下の２点によって，何ら否定されるものではない。

まず，原告らは，「港湾の施設の技術上の基準」（甲Ｄ第８７号証）にお

いてＳＰＧＡモデルの記述があることを挙げ，原子力発電所においては，最も当該原子力発電所に厳しい結果となる位置にＳＰＧＡを配置すればよいと主張する（原告ら準備書面（６７）３３～３５頁）。しかしながら，上記基準においても，「ＳＰＧＡの位置に不確実性があるという点に注意する必要がある。従って…極めて多数のＳＰＧＡ配置を検討する必要があるが，いずれかの配置を選択する必要がある」と留意事項を併記しており，ＳＰＧＡモデルによる強震動予測はほとんど実用されていない。また，上記基準の対象とする港湾施設の固有周期と原子力発電所の主要施設の固有周期とは異なる。これらのことから，当該基準をもって，本件発電所に最も厳しい位置にＳＰＧＡを配置することが求められるものではない。

次に，原告らは，川瀬博教授の執筆した「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」（甲Ｄ第９０号証）において，「たとえ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元の固有周期は意味を成さなくなる」などと記述されていることを挙げて，原子力発電所の施設の固有周期が短周期であるからＳＰＧＡモデルが不適切だとの批判は当たらないと主張するが（原告ら準備書面（６７）３５～３６頁），当該文献では，「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意味を持たなくな」るとしつつも（甲Ｄ第９０号証３１頁），「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（概ね２秒～２Ｈｚ）に限定」されており，「これが震源域の地震動で最も警戒すべき『やや短周期域』の範囲である」としている（同号証３２頁）。すなわち，構造物に塑性化をもたらす「やや短周期域」の範囲は，１秒を中心とする狭い範囲（概ね２秒～２Ｈｚ）に限定され，この範囲は，上記で述べた原子力発電所の主要施設の固有周波数と異なる。よって，原告らの主張は，当該文献が

塑性化をもたらすとする「やや短周期域」の意味を正しく踏まえたものではない。むしろ，東北地方太平洋沖地震の発生を受けて，川瀬教授は，海溝型巨大地震の強震動の特性と原子力発電所の応答に関し，剛構造設計のコンセプトに基づいて水平抵抗強度を付与することを主たる目的としている日本の耐震設計・耐震建築が，加速度が大きいだけのランダムな震動に対しては十分な抵抗力を持っており，一般構造物と同様に剛構造設計のコンセプトに基づいて設計された原子炉建屋については，設計レベルをある周波数で超えることが直ちに被害に結びつくわけではないと考えられるとしている（丙D第６３号証）。

以上のとおりであるから，ＳＰＧＡモデルに係る原告らの主張には理由がない。

（３）内陸地殻内地震の地震動評価に係るもの

ア　「応答スペクトルに基づく地震動評価」に係るもの

原告らは，被告の作成した審査資料において，「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」などと記述されていること（甲D第５３号証４－１７８頁）を挙げ，「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」の「応答スペクトルに基づく地震動評価」について，＋２σをとれば福島県と茨城県の県境付近以外の地域での内陸地殻内地震では平均的値の４倍の値となるから，福島県と茨城県の県境付近の内陸地殻内地震でも平均的値の４倍程度の地震動にはなりうると考えなければならないなどとして，被告の地震動評価が過小であるかのように主張する（原告ら準備書面（６２）３１～３５頁）。

しかしながら，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」について「応答スペクトルに基づく地震動評価」を行うに当たり，

福島県と茨城県との県境付近で発生した地震が上記のような傾向にあることを踏まえ，Noda et al.（２００２）の方法を用いて「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」（甲Ｄ第５３号証４－１７８頁）との安全側の配慮を行っており，何ら不合理なものではない。

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，これらを考慮せず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，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ている。

アスペリティの位置については，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を設定した。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がた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，「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，福島県と茨城県との県境付近で発生した地震の傾向を踏まえ，Noda et al.（２００２）の方法を用いて「応答スペクトルに基づく地震動評価」を行うに当たり，この傾向に係る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するとの安全側の配慮を行うなどして，詳細に地域性を踏まえつつ保守的な検討を重ねているのであって，これらの検討にかかわらず，被告の地震動評価を過小であるかのように述べる原告らの主張に理由はない。

イ　「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に係るもの

（ア）観測記録の傾向に係るもの

原告らは，上記アで挙げた審査資料における同一の記述（甲Ｄ第５３号証４－１７８頁）を挙げ，「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倍程度の値を採用することも必要である，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（原告ら準備書面（６２）３５～３９頁）。

しかしながら，原告らの上記主張は，前記（２）ア（ア）で述べた原告らの主張と同じ考えに基づくものであり，「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（丙D第１１号証４－１７８，１９４頁），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。

加えて，被告の「Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震」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。

すなわち，被告は，上記の検討用地震について，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，上記アで述べた「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，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，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）パラメータのばらつきに係るもの

原告らは，「断層モデルを用いた手法による地震動評価」において考慮される震源断層面積（Ｓ），地震モーメント（Ｍｏ），短周期レベル（Ａ）につき，これらのパラメータのスケーリング則と比較した場合の「ばらつき」ないし「誤差」から，被告の内陸地殻内地震の地震動評価が過小であるかのように主張する（原告ら準備書面（５１）１７～２２頁）。

しかしながら，被告が「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に当たり用いた地震調査研究推進本部によるレシピは，既に述べたとおり，地震動評価に係る知見の蓄積に伴い，地震調査研究推進本部が中心になって取りまとめたもので，原告らの挙げるパラメータのスケーリング則を示す経験式を含め，数多くの関係式を採用している（丙Ｄ第１８号証参照）。同レシピを用いて行う地震動評価については，実際に発生した地震における観測波形と，強震動予測レシピを用いて行ったシミュレーション解析による波形との比較によって検証されており，実務でも広く用いられている。このように，レシピは，複数の物理的な意味のある関係式を用いて多数の断層パラメータを設定する一連の地震動評価手法として実際に発生した地震との検証を経て取りまとめられたものであるところ，その評価の過程において，個々の関係式のばらつきを地震動評価に結び付けるといった考え方をそもそも採用していない。

加えて，原告らの主張は，関係式である経験式が，最小二乗法を用い観測データからの乖離を最小にして得られたものであることを無意味にするものであって，当該経験式の科学的な合理性を失わせることになるという点でも，科学的合理性を欠く。

以上のとおりであるから，「ばらつき」ないし「誤差」に係る原告らの主張には理由がない。

また，原告らは，１９７７年鹿児島県北西部地震について，九州電力株

式会社が同地震の余震を要素地震として経験的グリーン関数法による地震動評価を実施し，同地震の本震の観測記録と比較した結果を挙げて，両者にかい離があるとも主張するが（同準備書面２０～２１頁），原告らが挙げる図（同準備書面２１頁）から示されるとおり，東西方向，南北方向，鉛直方向ともに，幅広い周期帯に亘り観測記録の傾向をおおむね再現できている。実際の断層運動においては，強震動を生成するアスペリティなどに代表される不均質なすべり分布を示すなど複雑な破壊過程を伴うが，上記の九州電力株式会社の評価では，震源断層の位置，形状等を詳細なパラメータでもって特性化することで，十分な再現がなされているのであって，当該評価結果は，原告らの主張を根拠づけるものではない。

更に，被告のＦ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の地震動評価をみても，既に述べたとおり，地震調査研究推進本部によるレシピを踏まえて，詳細に地域性を踏まえつつ保守的な検討を重ねているのであって，何ら過小なものではない。

したがって，１９７７年鹿児島県北西部地震に係る原告らの主張には理由がない。

（ウ）地震動審査ガイドの短周期レベルの記述に係るもの

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（４）①２）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（原告ら準備書面（６２）８～１１頁）。

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．３．３．２（４）①の２）（乙Ｂア第５１号証５頁））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。

したがって，原告らの主張には理由がない。

（４）震源を特定せず策定する地震動に係るもの

ア　２００４年北海道留萌支庁南部地震に係るもの

原告らは，当初の本件原子炉設置変更許可申請時点における被告の検討内容をもって，「震源を特定せず策定する地震動」を加藤ほか（２００４）に基づき設定しているなどとして，本件発電所における「震源を特定せず策定する地震動」の設定が不合理であるかのように主張する（原告ら準備書面（３０）７～９頁）。

しかしながら，被告は，当初の本件原子炉設置変更許可申請の補正をし，

「震源を特定せず策定する地震動」を設定するに当たり，前記第２の３（３）イ（イ）及びウで述べたとおり，加藤ほか（２００４）による応答スペクトルに加えて，新たに，２００４年北海道留萌支庁南部地震に係る佐藤ほか（２０１３）の基盤地震動に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を考慮したことから，原告らの主張は理由のないものとなっている。

イ　２０００年鳥取県西部地震に係るもの

原告らは，島崎前委員長代理の文献である「地震と活断層：その関係を捉え直す」（雑誌「科学」平成２１年２月号）を引用して，２０００年鳥取県西部地震は，活動性が小さい地震ではなく，１０００年間に１度のＭ７の地震を発生させる日本で最も活動度の高い活断層に対応するとされているとし，本件発電所における「震源を特定せず策定する地震動」として，２０００年鳥取県西部地震の観測記録等が考慮されなければならないかのように主張する（原告ら準備書面（３０）２３～２６頁）。

しかしながら，本件発電所の「震源を特定せず策定する地震動」の設定に当たり，２０００年鳥取県西部地震との地域差を考慮して，その観測記録を「震源を特定せず策定する地震動」として考慮しないことは何ら不合理なものではなく，原告らの主張に理由はない。

すなわち，地震動審査ガイドにおいては，「震源を特定せず策定する地震動」を設定するに当たっての観測記録の収集に関し，その検討対象地震について，①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」と，②「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」とを挙げ，①については「適切に選定しているこ

と」を，②については「必要に応じて選定していること」を，それぞれ確認するとあるように，②の検討においては，「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」を考慮することができ，必ず選定することが求められているものではない。そして，①については「Mw６．５未満の地震」，②については「Mw６．５以上の地震」としていることから，２０００年鳥取県西部地震（Mw６．６）は②に当たる（乙Bア第５１号証７～８頁）。このようにMw６．５を境に①と②とを区別することは，原告らがその主張の根拠として挙げる文献の執筆者である島崎前委員長代理も参加した「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム」の検討を経て，「地震規模のスケーリングとして，震源を予め特定しにくい地震の震源像としては，地震規模と震源断層の長さのスケーリングが一定の地震規模を境に変化することから，Shimazaki（１９８６）（被告註：島崎前委員長代理の執筆した論文である。）の考えに基づき，一定規模より大きい内陸地殻内の地震は，地表に何らかの痕跡を残すものと考える」とされたことに依るものである（丙D第５５号証８，２８頁）。

もとより，地震動審査ガイドを踏まえた評価の結果として，「震源の規模が推定できない地震（Mw６．５以上の地震）」を選定しないとしても，それは「地域差」に依るものであって，何ら不合理なものではない。２０００年鳥取県西部地震については，本件発電所との地域差として，鳥取県西部地震の震源域近傍は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り変動地形等の認識が難しい地域であることや，鳥取県西部地震の震源域は火山フロントに近接しておりひずみ集中帯と指摘されるなど，本件発電所敷地近傍とは地域の特徴が異なることについては，前記第２の３（３）イ（ア）ｂにおいて述べたとおりである。

以上のとおりであるから，上記のような地震動審査ガイドの策定経緯や２０００年鳥取県西部地震に係る地域差にかかわらず，本件発電所において当然に同地震の観測記録が考慮されなければならないとする原告らの主張には理由がない。

ウ　観測記録の収集ないしその取組みに係るもの

（ア）原告らは，「震源を特定せず策定する地震動」について，地震動審査ガイド（乙Ｂア第５１号証）では１７年間に発生した１６地震を考慮するようにしているが，１７年間という短期間に発生した地震により，これから起こる「震源を特定せず策定する地震動」の最大規模の地震を想定することは，東北地方太平洋沖地震に係る中央防災会議の反省を踏まえておらず，見直しが不十分である旨主張する（原告ら準備書面（１０）１８～１９頁）。

しかしながら，原告らの主張は，設置許可基準規則の内容に対して，具体的にいかなる見直しをすべきか，その見直しがされていないことによっていかなる不合理な点があるのかが全く明らかではなく，失当である。

また，原告らが指摘する「１６地震」は，地震動審査ガイドにおける位置づけとしても，「収集対象となる内陸地殻内の地震の例」とされているとおり，あくまで例として挙げられているものにすぎず（同ガイドⅠ．４，２．１解説（３）（乙Ｂア第５１号証８頁）），これらの地震のみを考慮すべきとの趣旨など看取することはできないし，地震動審査ガイドが上記１６地震を「例」として挙げていること自体には，何ら不合理な点は存しない。

したがって，原告らの主張には，理由がない。

（イ）原告らは，震源を特定せず策定する地震動について，地震動審査ガイドが収集対象として例示した１６地震のうち４地震（被告註：２０１３年栃

木県北部の地震，２０１１年和歌山県北部の地震，２０１１年茨城県北部の地震，２０１１年長野県北部の地震の４地震である。）については，現時点に至るまで観測点近くでの新たなボーリング観測をした上での探査や試験はなされておらず放置されたままとなっている，原子力規制委員会は例示された１６地震以降に発生した地震の観測記録を収集することも一切求めてないなどとし，「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主張する（原告ら準備書面（６２）４１～４２頁，４７頁）。

しかしながら，被告は，原告らの挙げる４地震について，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「震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム」の第５回会合（平成３０年１０月４日）において，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（丙Ｄ第５６号証）。

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（原告ら準備書面（６２）４１～４２頁），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（丙D第５７号証）。実際，２００４年留萌支庁南部の地震をみても，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）が取りまとめられている（丙D第５４号証）。

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。

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）について，情報収集すらしようともしないのではないかと懸念されるなどとも主張するが（原告ら準備書面（６５），同（６６）），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。

エ　観測記録とは異なる地震動評価に係るもの

原告らは，現実の観測記録ではない地震動や地震の規模を仮定して計算した地震動を，その加速度の大きさのみから直ちに「震源を特定せず策定する地震動」として考慮されなければならないかのように主張する（原告ら準備書面（３０）４～２３頁，同（６２）４２～４５頁）。

しかしながら，「震源を特定せず策定する地震動」については，設置許可基準規則解釈において，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，これらを基に策定することと定められ（設置許可基準規則解釈の別記２の５三柱書（丙Ｂア第９号証１３５頁）），地震動審査ガイドにおいても，上記定めと同様の文言を用いて「震源を特定せず策定する地震動」の基本方針が記述されている（同ガイドⅠ．２．（３）（乙Ｂア第５１号証２頁））。このようにして，「震源を特定せず策定する地震動」は，敷地周辺の状況等を十分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検討用地震（内陸地殻内地震）のすべてを事前に評価し得るとは言い切れないことから，すべての発電所において考慮すべき地震動であり，その策定に当たっては，その規模及び位置は事前に想定できないことから，マグニチュードや震源距離を規定する方法ではなく，国内外の震源近傍の強震観測記録に基づいて地震動レベルを設定することとしているのであって，仮想的な震源断層を設定して行う地震動評価を要求するものではない。

原子力規制委員会も，本件意見公募手続において，「『震源を特定せず策定する地震動』は，敷地周辺の状況等を十分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検討用地震（内陸地殻内地震）の全てを事前に評価しうるとは言い切れないことから，全ての発電所において考慮すべき地震動であり，その策定に当たっては，その規模及び位置は事前に想定できないことから，マグニチュードや震源距離を規定する方法ではなく，国内外の震源近傍の強震観測記録に基づいて地震動レベルを直接設定することとしており，仮想的な地震動を評価することを要求しているものではありません」と回答している（丙Ｈ第６号証の別紙１の１７頁）。

以上のとおりであるから，原告らの主張は独自の見解であり，理由がない。

（５）本件発電所の耐震安全性に係るもの

原告らは，本件発電所について，被告の発表したストレステスト報告書等

に基づき，本件発電所の圧力容器スタビライザの耐震性能を１０３８ガルであって基準地震動１００９ガルに対する余裕はわずか１．０３倍であるとし，本件発電所の耐震安全性が欠けるかのように主張する（原告ら準備書面（５１）９～１４頁）[4]。

しかしながら，原告らが圧力容器スタビライザの耐震性能として述べる１０３８ガルという数値は，簡易な評価方法を用いて算出されたストレステストに基づく値であり，以下に述べるとおり，この値をもって，圧力容器スタビライザの耐震性能とすることはできず，原告らの主張は前提を欠く。

ストレステストを実施した経緯から順に述べると，原子力安全・保安院は各電気事業者に対し，平成２３年７月２２日に発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価手法及び実施計画に基づき実施するように指示し，これを受けて，被告は，本件発電所のストレステストとして，設計上の想定を超える事象に対して，当該事象の発生の蓋然性とは無関係に仮想したうえで，炉心損傷等に至るまでの本件発電所の裕度を評価した。圧力容器の安定性を確保するよう圧力容器の円周状に設置している圧力容器スタビライザについては，そのロッドにつき，耐震バックチェックに伴い策定した当時の基準地震動（最大加速度６００ガル）を用いて算出した発生応力（３６２ＭＰａ）と，ストレステストにおける許容値（６２９ＭＰａ。なお，Ｓｕに基づく値である。）とを用いて，両値の比である１．７３をもって裕度と評価した。被告のホームページにおける「東海第二発電所の安全性に関する総合評価（ストレステスト）の結果について」と題し，圧力容器スラビライザにつき

---

[4] 原告らは，以下のようにして，１．０３という数値を算出している。

①耐震バックチェック当時の基準地震動の最大加速度	…６００ガル
②上記①を用いた解析により得られる発生応力値	…３６２ＭＰａ
③ストレステストにおいて採用した許容値	…６２９ＭＰａ
④ストレステストにおける裕度	…１．７３（＝③／②）
⑤圧力容器スタビライザの耐震性能	…１０３８ガル（＝①×④）
⑥新たな基準地震動の最大加速度	…１００９ガル
⑦新たな基準地震動に対する余裕	…１．０３（⑤／⑥）

「１．７３倍（１，０３８ガル相当）まで耐えられる」との記述は，その表題の文言から明らかなとおり，ストレステストの結果に基づき，当時の基準地震動の最大加速度６００ガルに１．７３を乗じた値として１０３８ガルを表記したものである。

このように，原告らがその主張の根拠とするストレステストにおける評価は，上記のとおり，耐震バックチェックに伴い策定した当時の基準地震動の発生応力と許容値との比を用いて，許容値に至る発生応力をもたらす地震動を算出するとの簡易な方法に基づくものである。この評価においては，ある地震動の最大加速度と発生応力との比が，別の最大加速度の地震動のもとでも成り立つとの比例関係を前提とするが，実際の挙動として，そのような比例関係に立つことはない。原子力発電所の耐震評価に際して用いられるＪＥＡＧ４６０１等においては，実際の挙動を適切に模擬できるよう詳細な解析手順を定めており，圧力容器スラビライザについては，基準地震動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，応力解析を行うなどして発生応力値を得るという手順で進められ，また，このうちの応力解析においては，地震力の大きさと関係しない一定の荷重である，ディスクスプリングの初期締付荷重も考慮される。このようにして，原子力発電所の耐震評価に際して用いられるＪＥＡＧ４６０１等も，上記で述べた比例関係の考え方を採用していない。

したがって，本件発電所の圧力容器スラビライザに関し，設定する地震動の最大加速度や発生応力について比例関係に立つことを前提とし，耐震安全性に欠けるかのように述べる原告らの主張には，理由がない。原告らは，維持規格の定める許容値である４４０ＭＰａを採用して，本件発電所の圧力容器スラビライザの耐震性能は７２６ガルであるとも主張するが[5]（原告ら準備

[5] 原告らは，以下のようにして，７２６ガルという数値を算出している。
①耐震バックチェック当時の基準地震動の最大加速度　…６００ガル

書面（５１）８頁），上記の比例関係を前提とすることは同じであり，理由がない。

以上のように原告ら準備書面（５１）における原告らの主張にはいずれも理由がないが，同準備書面（１５頁）の求釈明事項①ないし③については，以下のとおりである。

求釈明事項①については，基準地震動の最大加速度値と発生応力とが上記のような比例関係に立つことを前提にして，ストレステストにおける「強度が問題になっている箇所」を問うものであり，回答の要を認めない。

求釈明事項②については，下表のとおりである。

対象	規格名	規格番号	Ｓｕ (MPa)	Ｓｙ (MPa)
主蒸気系配管	高温配管用炭素鋼管（JISG3456）	STPT42	404	182
原子炉冷却材再循環系配管	配管用ステンレス鋼（JISG3459）相当	SUS304相当	391	126
低圧炉心スプレイ系配管	溶接構造用圧延鋼材（JISG3106）	SM41B	373	221
残留熱除去系配管	同上	SM41B	373	200
原子炉圧力容器	圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼及びマンガンモリブデンニッケル鋼鋼板（JISG3120）	SQV2A	490	302
炉内構造物	熱間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯(JISG4304)相当	SUS304相当	391	126

②上記①を用いた解析により得られた発生応力値　…３６２ＭＰａ
③維持規格の定める許容値　…４４０ＭＰａ
④維持規格の定める許容値を採用した場合の裕度　…１．２１（＝③／②）
⑤圧力容器スタビライザの耐震性能　…７２６ガル（＝①×④）

求釈明事項③について，ストレステストにおいて，Ｓｕは，維持規格に基づく値を採用している。

以上，被告は，原告ら準備書面（１０），同（１１），同（２８），同（３０），同（５１），同（６２），同（６５），同（６６），同（６７）における地震に係る主張につき，その理由がないことを明らかにした。これらのほかに，平成２６年２月６日付け原告ら準備書面（７）に地震に係る主張があるが，その内容は，被告の耐震バックチェック時点における地震動評価を対象とするものである。同準備書面の提出以降，被告は，新たな規制基準を踏まえて本件原子炉設置変更許可申請及びその補正を行い，現在では，耐震バックチェックの際とは異なり，Ｆ１断層と北方陸域の断層との同時活動を考慮する，棚倉破砕帯西縁断層と同東縁付近の推定活断層との同時活動を考慮する，福島県浜通りの地震以降に得られた微小地震を含む拡充したデータを用いて内陸地殻内地震の地震動評価を行う，敷地からの最短距離にＳＭＧＡを配置してプレート間地震の地震動評価を行うなどしていることから，同準備書面（７）によって，被告の現在の地震動評価を過小とすることはできない。

２　津波に関する主張について

（１）プレート間地震に起因する津波波源の領域の設定に係るもの

ア　津波審査ガイドの記述に係るもの

原告らは，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Ⅰ３．３．２〔解説〕（２）（乙Ｂア第５８号証４～５頁）において「プレート間地震に起因する津波の波源の対象領域の例示」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）」との記述を引用して，同ガイドにおいて例示されている領域のすべてを波源に設定していない被

告のプレート間地震に起因する津波の評価が不合理であると主張する（原告ら準備書面（５）１～１６頁，同（１４）１～２頁，同（３２）１～１０頁，同（５９）４～９頁等）。

しかしながら，原告らの引用する上記の記述は，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，前記第３の３（１）及び（２）で述べたとおり，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。

原子力規制委員会は，被告の上記検討ないし評価について，本件意見公募手続において，「規制委員会は，津波評価の内容について審査した結果，本申請による基準津波は，最新の科学的・技術的知見を踏まえ，各種の不確かさを十分に考慮して，策定されていることを確認し，解釈別記３の規定に適合しており，妥当であると判断しています」と回答している（丙Ｈ第６号証の別紙１の４２頁）。

以上のとおりであるから，被告の津波評価が不合理であるかのように述べる原告らの主張に理由はない。

イ　沈み込む海山等に係るもの

（ア）原告らは，被告がプレート間地震に起因する津波の評価に当たり望月（２０１１）（丙Ｄ第１０２号証）の知見を考慮したことに関し，原子力規制委員会第３９０回審査会合（平成２８年８月１９日）において，原子力規制庁審査官が当該知見につき「まだ研究の一事例ということを一つ言っているかと思うんですけども，ほかの見解もないとは言えませんので」（甲Ｄ第４８号証９頁）と指摘したことを挙げて，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（原告ら準備書面（５９）２４～２５頁）。

しかしながら，前記第３の３（１）及び（２）で述べたとおり，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いる。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，原告らの挙げる望月（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る（丙Ｄ第１０１号証，同第１０３号証ないし同第１０

７号証）。

これらを踏まえると，原告らの挙げる原子力規制庁審査官の指摘は，一般論としての更なる知見の収集に向けた取組みに係るものであり，被告の津波評価を不合理とする趣旨ではない。実際，第３９０回審査会合においては，当該指摘の後に，原子力規制委員会石渡明委員は，「東海第二発電所の津波影響評価をやったわけですけれども，その基準津波の策定ということにつきましては，概ね妥当な検討がなされたというふうに評価をいたします」（甲D第４８号証１８頁）と発言している。

したがって，被告の津波評価を不合理とする原告らの主張には理由がない。

（イ）原告らは，被告の従業員が第３９０回審査会合において「ダイナミックオーバーシュートについても，そういう現象があったという方と，本当にそうかという見解で分かれておりまして，我々もなかなかどっちと」（甲D第４８号証１０頁）と説明したことを挙げて，被告が依拠する見解は，未だ確立されたものとは認められていないとも主張する（原告ら準備書面（５９）２５頁）。

しかしながら，被告は同見解に依拠したものではなく，原告らの主張は誤りである。被告は，前記第３の３（２）ア（イ）において述べたとおり，こうした見解の分かれるダイナミックオーバーシュートについて，その原因と考えられる遠洋性粘土層が茨城県沖北端付近では沈み込んだ海山により分断されていると考えられることを確認し，加えて，固着の程度とすべりについては，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との関係性があるが，茨城県沖は固着の程度は大きくないことをも確認している。これらにかかわらず，津波評価上，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，超大すべり域及び大すべり域を設定するなど保守的な考慮を行っている。

したがって，上記の審査会合における説明を根拠とする原告らの主張には理由がない。

ウ　茨城県沖の海溝沿いのすべりに係るもの

（ア）原告らは，被告が茨城県沖から房総沖に設定した津波波源では「茨城県沖」の海溝沿いの領域に大すべり域や超大すべり域が配置されており，「茨城県沖」に海山が存在するにもかかわらず海溝沿いの領域で大きなすべりが生じ得るとの前提に立っているとして，「茨城県沖」の海溝沿いの領域に大すべり域や超大すべり域を配置することを当然に考えてよいはずであると主張する（原告ら準備書面（５９）２５頁）。

しかしながら，既に述べたとおり，沈み込む海山は，茨城県沖北端付近に存在し「茨城県沖」の広域に分布するものではないと考えられ，被告は，茨城県沖に津波波源を想定するに当たり，この茨城県沖北端付近よりも南の領域に，本件発電所の敷地に与える影響が大きくなるよう，大すべり域や超大すべり域を配置したものである。

したがって，沈み込む海山が「茨城県沖」の広域に亘り分布するかのように述べる原告らの主張には理由がない。

（イ）原告らは，被告の波源想定では，東北地方太平洋沖型の津波波源の背景領域（甲Ｄ第４７号証１５頁の「特性化波源モデル（一例）」の図）と，茨城県沖から房総沖に設定した波源想定の背景領域（甲Ｄ第４７号証３０頁の「特性化波源モデル（一例）」の図）とが重なっているとして，両者が同時にすべりを起こす事態は当然に想定されなくてはならないと主張する（原告ら準備書面（５９）２５頁）。

しかしながら，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と，茨城県沖の領域とを区別して，これら二つの領域にそれぞれ波源を設定しているのであって，これら二つの波源の領域のごく一部に重なりがあったとしても，そのことをもって，両者が同時にすべりを起こすということを意味することにはならない。

よって，原告らの主張には理由がない。

（２）東北地方太平洋沖型地震の津波に係るもの

原告らは，被告の行った東北地方太平洋沖型地震の津波の検討に関し，被告の行った大すべり域や超大すべり域の位置を１０ｋｍずつ移動させた波源モデルなどの検討では，杉野ほか（２０１４）の示した複数の配置パターンの例（甲Ｄ第５０号証７頁の図３「空間的すべり分布の配置の複数パターンの例（Ｍｗ８．９以上）」）と比較して，十分な解析が行われているとは認められないとし，被告の検討が不十分であるかのように主張する（原告ら準備書面（５９）２２頁）。

しかしながら，被告は，基準津波の策定に当たり，東北地方太平洋沖型地震津波の波源モデルについて，同地震等により得られた知見を踏まえ，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するとともに，杉野ほか（２０１４）（丙Ｄ第１０９号証）を参考としながら，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，超大すべり域及び大すべり域を設定している。

このように設定してもなお，その最高水位上昇量の評価結果は防潮堤前面で約８ｍであり，茨城県沖から房総沖に想定する波源モデルを用いた値よりも約９ｍも小さい。そうしたなか，基準津波を策定する上で，東北地方太平洋沖型地震津波の波源モデルにつき，すべり分布等に関する更なる検討を行うべき意味はない。

したがって，被告の検討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。

（３）本件発電所の敷地内への津波の浸水に係るもの

ア　津波の年超過確率に係るもの

原告らは，原子力規制委員会第３５３回審査会合（平成２８年４月２１日）において被告が提出した資料を用いて，本件発電所における基準津波の年超過確率は10^{-4}程度である一方で，被告の算出した津波ＰＲＡ炉心損傷頻度は3.5×10^{-5}／炉年であることを挙げて，基準津波を超える津波が襲った場合，炉心損傷に至る可能性がかなり高いということを意味していると主張する（原告ら準備書面（４７）３～５頁）。

しかしながら，そもそも，被告は，前記第３の３及び４で述べたとおり，基準津波の策定に当たり，敷地に与える影響が大きくなるよう保守的検討として，茨城県沖に想定する津波に関し，波源については北米プレートとフィリピン海プレートとの境界を越えた房総沖に南限を設定することにより断層面積を拡張させる，すべり量については杉野ほか（２０１４）よりも保守的に超大すべり域，大すべり域及び背景領域のすべり量を設定するなどの検討を行っている。このように，本件発電所における詳細な地域性を考慮しつつ保守的な検討を重ねて策定した基準津波に対し，防潮堤等により敷地への流入を防ぐことができるようにして，その上で更に，防潮堤の高さを上回る津波が襲来して本件発電所の敷地が浸水する場合にも備えて，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等を設置するなどし，更に，電源の強化，原子炉の注水機能の強化等から成る新たな規制基準を踏まえた対策を講じるに当たっても，敷地の高台に設備を設置・配備するなどの津波に係る配慮を行っていく。

このように，本件発電所では，基準津波を大きく超える津波に対しても安全性を確保できるようにしているところ，原告らの挙げる３．５×１０$^{-5}$／炉年という炉心損傷頻度は，上記の基準津波を超える津波によって敷地内に浸水が生じた場合にも配慮して講じる各般の対策を一切考慮しないとの前提で被告が評価した値である（丙Ｈ第３号証１０（５）６－４頁[6]）。

したがって，基準津波を超える津波が襲った場合に炉心損傷に至る可能性が高いとする原告らの主張には理由がない。

イ　緊急用海水系に係るもの

原告らは，原子力規制委員会第３５３回審査会合（平成２８年４月２１日），同第３８２回審査会合（同年７月１９日），同第４１１回審査会合（同年１０月２７日）における審査の状況を挙げつつ，原子力規制庁審査官から「岩盤内の取水トンネルによって，果たして継続的に取水が出来るか，必要な容量を取水できるか」といった指摘がなされ，「常設代替海水取水設備」の取水機能の確実性の検証は未だなされていないとして，取水機能が不十分であるかのように主張する（原告ら準備書面（４７）９～１６頁）が，以下に述べるとおり，理由がない。

そもそも，被告は，仮に防潮堤の高さを上回る津波が襲来して本件発電所の敷地が浸水する場合に対する備えとして，後記第５章第４の２（１）オにおいて述べるとおり，残留熱除去系海水系の機能を代替し，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よう，緊急用海水系

6　本文で述べた炉心損傷頻度は，「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」の選定を行うに当たり算出した値である。その算出に当たり，本件発電所では，丙Ｈ第３号証１０（５）６－４頁に「炉心損傷防止対策･･･の有効性を確認する事故シーケンスグループ･･･の選定に当たっては，アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したＰＲＡの結果を活用する」とあるように，基準津波を超える津波によって敷地内に浸水が生じた場合にも配慮して講じる各般の対策を一切考慮しないとの仮想的な条件設定を行っている。

*注を新たに設ける。この系統は常設設備から成り，原告らの主張する「常設代替海水取水設備」に当たる。

原告らの挙げる原子力規制庁審査官の指摘は「この設備について，詳細設計というのは，今後またフィックスさせていくとは思うんですけれども」との発言に続けてなされたものであるとおり，緊急用海水系の取水機能については，原告らの挙げる審査会合以降における本件原子炉設置変更許可申請に係る審査に加えて，本件工事計画認可申請の審査においても審議されている。

以上のとおりであるから，原子力規制委員会における審査の一部を取り上げて緊急用海水系の取水機能が不十分であるかのように述べる原告らの主張に理由はない。

ウ　その他

原告らは，本件発電所に３０mの津波が来襲して防潮堤の健全性を維持できなくなるということを想定することが必要であると主張する（原告ら準備書面（４７）１４～１５頁）。

しかしながら，被告は，前記第３の３（２）アにおいて述べたとおり，東北地方太平洋沖地震におけるすべりの不均質性ないしこれと固着の程度との関係性といった様々な知見を収集するとともに，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Ｄ第１０８号証）等を踏まえて，基準津波を策定している。その検討に当たっては，津波評価に支配的な影響を与える大すべり域やそのすべり量等のパラメータを保守的に設定すべく，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にも拘わらず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波源の南限を房総沖まで拡張させて波源を設定する，杉野ほか（２０１４）よりも保守的にすべり量を設定する，茨城県沖から房総沖の範囲の海溝軸付近に

超大すべり域及び大すべり域を設定するなどの保守的な条件設定を重ねている。

このように，被告は，国内外の様々な知見を踏まえて地域性を詳細に考慮しつつ保守的な検討を重ねて基準津波を策定しており，この基準津波は，本件発電所の津波に係る安全性を検討する上で，既に十分に厳しいものである。

その上でなお，防潮堤の高さを上回る津波が襲来し本件発電所の敷地が浸水する場合にも備えて，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等を設置するなどし，更に，電源の強化，原子炉の注水機能の強化等から成る新たな規制基準を踏まえた対策を講じるに当たっても，敷地の高台に設備を設置・配備するなどの津波に係る配慮も行っている。このような対策を講じることにより，前記第３の４（３）において述べたとおり，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ても，炉心の著しい損傷を防止できることを解析評価により確認している。この高さの津波は，地域性を詳細に考慮しつつ保守的な検討を重ねて策定した基準津波をも大きく上回るものである。

以上のとおりであるから，被告は，詳細な調査結果を踏まえて地域性を詳細に考慮しつつ保守的な検討を重ねて基準津波を策定する，この基準津波に対して防潮堤等により敷地への流入を防ぐ，更に基準津波をも大きく上回る津波に対しても安全機能を確保するというように多段の対策を講じ，これら対策により，本件発電所の津波に係る安全性を十分に確保することができる。原告らの主張は，被告による津波評価を過小とする具体的根拠を何ら示すことなく，被告の想定を上回る津波の検討を無条件に求めるに等しいものであって，およそ理由がない。

（4）津波漂流物に係るもの

ア　津波襲来時の大型船舶の挙動に係るもの

原告らは，本件発電所の敷地からみて，北方に茨城港日立港区が，南方に茨城港常陸那珂港区がそれぞれ位置することを挙げて，被告が大型船舶等が建屋に衝突した場合の影響について検討した形跡は一切ない，これら港区にある大型船舶の全船が津波襲来前に緊急退避することは極めて困難である，東北地方太平洋沖地震に伴う津波における事例として茨城県の鹿島港でも大型の漂流船が衝突・座礁しているなどとして，本件発電所の敷地に，津波漂流物として大型船舶が到来する危険性があるかのように主張する（原告ら準備書面（５９）２９～３０頁，同（６８））。

しかしながら，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，本件発電所の敷地に大型船舶が到来するとはおよそ考えられず，原告らの主張には理由がない。

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（丙Ｄ第１１３号証，同第１１４号証）。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（以下，これらの港区を総称する場合は単に，「両港区」という。）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*注（港外の水深が深く十分に広い海域にないし沖合に避難すること）又は係留避泊*注（係留強化等により係留状態のまま津波に対抗すること）が求められることから，本件発電所に到達するような漂流物になるとは，そもそも考えがた

い。原告らの主張は，大型船舶の全船が津波襲来前に緊急退避することを極めて困難であるとするのみで（原告ら準備書面（６８）４～６頁），仮に緊急退避できないような状況であれば係留避泊するとの対応が採られることを無視している。

加えて，津波の伝播に係る挙動に照らしても，本件発電所の敷地に大型船舶が到来するとはおよそ考えられない。

すなわち，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がたい。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。（丙Ｄ第１１５号証）

原告らの挙げる東北地方太平洋沖地震に伴う津波の際の茨城県の鹿島港の事例をみても，甲Ｄ第９８号証にあるとおり，東北地方太平洋沖地震発生当時の状況として，対象船舶は「地震発生を受けて，緊急離岸するも，津波を受けて在港船は，港内において漂流・衝突・座礁」したことを挙げつつ，これらの事象について，原油タンカーは「津波（押波）を受け，港内に押し

込まれる」，「津波（引波）を受けて航路脇で座礁し，次の押波を受けて衝突」と，鉱石船は「港内で津波（押波・引波）を受け，漂流状態となり，最終的に座礁」と，それぞれ記述するように，港内にある船舶が津波襲来後も港内にとどまっていたことを示している。これは，港内にある船舶は，押し波，引き波を交互に受けるなどしてある一定の範囲内を移動し，一定方向に進むとは限らないとの挙動を示すものとして，被告が上記で説明した水粒子の解析評価に沿うものである。

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。

以上のほかに，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（甲Ｄ第９９号証，同第１００号証）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主張するが（原告ら準備書面（６８）９頁），その主張を前提としても，本件発電所から２ｋｍとなお遠方にあるうえ，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。加えて，東北地方太平洋沖地震の際にも，港湾区域よりも沖に出た大型船舶の漂流による被害は報告されていない。これらのことから，原告らの主張には理由がない。

イ　その他

（ア）原告らは，大型船舶が本件発電所の取水口付近に衝突して取水口を塞ぐなどの危険性があるかのように主張するが（原告ら準備書面（６８）９～１０頁），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ないことは上記アにおいて述べたとおりであり，その主張は前提を欠くものである。

加えて，原告らの主張するような海水の取水機能の阻害を想定するとし

ても，漂流物が取水口の呑口を全面に亘り密着し，かつその状態を継続する必要があるが，実際上は，長さ数十メートル以上の大規模構築物である取水口において，このような事態の発生はおよそ考えがたい。更に，本件発電所では，前記第３の４（３）で述べたとおり，取水機能の喪失等の事象が生じても安全性を確保できるよう，新たな規制基準を踏まえ，電源，原子炉への注水・除熱に係る機能等を強化する。

以上のとおりであるから，原告らの主張には理由がない。

また，原告らは，鉄骨造建物の外装板，家屋，倉庫，フェンス等について，外力によって崩壊した場合に様々な形状となるなどして取水口の大部分を閉塞する可能性が否定できないとも主張するが（原告ら準備書面（６８）１０～１１頁），このような事態の発生が取水口の形状に照らしておよそ考えがたいことは上記と同じであり，その主張には理由がない。

（イ）原告らは，津波とともに本件発電所の敷地内に津波漂流物が浸入した場合，引波となっても防潮堤がせき止める形になり敷地外に排出されることはなく，大量の堆積物が残留する可能性がある，その量が膨大だったり同敷地内の排水が迅速に行われなかった場合には，炉心の冷却が間に合わず過酷事故に至る可能性もあるとして，本件発電所の安全性を確保できないかのように主張する（原告ら準備書面（６８）１０～１１頁）。

しかしながら，被告は，前記第３の４（３）で述べたとおり，新たな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として，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）等の設備を設置するに当たり，これらの設備を，水密性を有する建屋内に設置したり，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

慮することとしている。

このような対策を講じることにより，前記第３の４（３）で述べた基準津波を大きく上回るＴ．Ｐ．＋２４ｍに達する津波が本件発電所に襲来し，かつ，全交流動力電源喪失にある状態を想定しても，本件発電所の安全性を確保することができる。その場合における被告の対応は，以下のとおりであり，敷地内の津波漂流物が妨げになるものではない。すなわち，津波が敷地に襲来した当初の時点では，原子炉隔離時冷却系及び主蒸気逃がし安全弁を用いて，原子炉の減圧を行いつつ炉心の冷却を行うことができるところ，これらの施設は，漂流物の影響を受けがたい原子炉建屋内に設置されている。また，原子炉が低圧状態になれば，低圧代替注水系（可搬型）を用いて炉心の冷却を行うことができるところ，当該設備については，西側淡水貯水設備及び原子炉建屋の接続口から成る注水ラインを予め確保しておくことから，津波漂流物の影響を受けがたい。

以上のとおりであるから，原告らの主張には理由がない。

（ウ）原告らは，平成３０年９月４日の台風の影響でタンカーが関西空港連絡橋に衝突した事例を挙げるなどして，台風により大型船舶が漂流し，本件発電所の安全性が失われるかのように主張するが（原告ら準備書面（６８）１１～１２頁），台風により，本件発電所の安全機能の喪失をもたらすとする具体的機序ないし根拠を何ら明らかにしていない。その点を措いても，船舶が台風により漂流した場合においても，喫水*注の深い船は沖合又は防波堤で留まり，喫水の浅い船は防波堤で留まると考えられることから，本件発電所の安全性に影響を及ぼすことはないと考えられる。

したがって，原告らの主張には理由がない。

3　火山に関する主張について

原告らは，本件発電所における気中降下火砕物濃度に関し，他の原子力発電所における降下火砕物の層厚及び気中降下火砕物濃度を挙げるなどし，被告が設計上考慮することとした降下火砕物の層厚５０ｃｍであれば，気中降下火砕物濃度は１３．３ｇ／㎥になるかのように述べて，非常用ディーゼル発電機について，その内部に閉塞，摩耗，焼付・固着が起こり全交流電源喪失に至る可能性があると主張する（原告ら準備書面（６３）２９～３８頁）。

しかしながら，被告が本件発電所において降下火砕物の気中降下火砕物濃度の算出に用いた設定条件は，原告らの挙げる他の原子力発電所におけるそれと異なるにもかかわらず，両者を単純に比較して述べる原告らの主張には理由がない。前記第４の３で述べたとおり，被告は，平成２９年１２月における実用炉規則等の改正を踏まえ，保安規定の変更に係る対応を今後行い，その際に，被告が最終的に妥当と考える気中降下火砕物濃度を明らかにするが，以下では，現時点における被告の検討ないし評価に基づき，原告らの主張に理由がないことを述べる。

被告は，前記第４の２（１）で述べたとおり，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，火山影響評価ガイド上（丙Ｂア第１６号証），「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，この設定のもとで，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（丙Ｄ第１１６号証６－１－７４，８５頁）。

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時間に亘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／㎥と推定した（甲Ｄ第６３号証６条（火山）－１－参考１７－３，１７－４頁）。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。

第４章　平常運転時の被ばく低減対策

原子力発電所の運転に際しては，前記第２章の安全確保の基本的考え方において述べたとおり，気体及び液体の放射性廃棄物に含まれるごく微量の放射性物質を環境に放出せざるを得ず，これにより周辺公衆が受ける放射線の線量をできる限り低減することが必要となる。

そのため，被告は，本件発電所について，環境に放出せざるを得ない放射性物質の量をできるだけ少なくし，周辺公衆の被ばく線量を十分低く抑えるよう，第一に，放射性物質が原子炉冷却設備から漏えいすることを極力防止し，第二に，原子炉冷却設備から漏えいした放射性物質をできる限り捕捉し，原子炉冷却設備の外に現れた放射性物質を形態に応じて適切に処理することによって環境に放出するとの厳重な対策を講じ，第三に，環境に放出される放射性物質の放出量，環境中における線量率等を適確に監視することのできる放射線管理設備を設置している。

本件発電所においては，これらの厳重な対策を講じることによって，環境に放出せざるを得ない放射性物質の量を十分低く抑えることができる。被告は，周辺公衆の被ばく線量を評価することによって，その妥当性を確認している。

（丙H第３号証８－５－５５～５９，８－５－１４５～１５３，８－７－１～２５，９－５－１～４７，９－６－１～６頁）

第１　放射性物質の冷却材中への出現の抑制と冷却材中から原子炉冷却系統設備外に現れる放射性物質の処理

１　放射性物質の冷却材中への出現の抑制

被告は，本件発電所において，原子炉施設の平常運転に伴う公衆の被ばく線量*注を低減するために，放射性物質が冷却材中に現れるのを抑制する措置を講じている。

すなわち，本件発電所の平常運転に伴い原子炉施設内に生ずる主な放射性物質は，①燃料の核分裂反応によって燃料被覆管内に生成される核分裂生成物等と，②冷却水が接する機器や配管の内面等の腐食によって生成された腐食生成物等が中性子により放射化されることによって生ずる放射化生成物*注の二種類である。

前者については，それを燃料被覆管内に閉じ込め，また，後者については，原子炉への給水水質を適切に維持・管理することにより，放射化生成物の発生原因となる鉄さびなどの不純物の発生を抑制するとともに，原子炉冷却材浄化系*注，復水脱塩装置*注等の設備を設けて上記不純物及び放射化生成物を除去するなど適切に水質管理を行う。

2　冷却水中から原子炉冷却系統設備外に現われる放射性物質の処理

被告は，本件発電所において，上記１の対策にもかかわらず原子炉冷却系統設備外に現れる微量の放射性物質について，これを適切に処理することにより，環境への放射性物質の放出をできる限り低く抑えることができるよう，気体，液体，固体の各形態に応じて適切に放射性物質を処理し得る放射性廃棄物処理設備を設置している。

（１）気体状の放射性物質の処理

本件発電所において発生する気体状の放射性物質としては，①平常運転時に復水器内の真空を保つため空気抽出器により連続的に抽出される復水器内の空気の中に含まれる放射性物質，②タービンの停止後比較的短時間のうちにこれを再起動させる際に，復水器内を真空にするために用いられる真空ポンプの運転により復水器内から間欠的に放出される空気の中に含まれる放射性物質等がある。これらの気体状の放射性物質には，希ガス*注，よう素，粒子状放射性物質等が含まれる。

被告は，本件発電所において，①の放射性物質については，３０分間減衰させる配管，クリプトン*注について４０時間以上，キセノン*注について２７日間以上の保持時間を有する活性炭式希ガスホールドアップ装置*注，粒子状放射性物質を捕捉するフィルタ，希ガス等を拡散し希釈するための地上高約１４０メートルの排気筒*注等をそれぞれ設け，これらを通じて放出できるように，②の放射性物質については，上記のフィルタ及び排気筒等を設け，これらを通じて放出できるようにするなどして，気体状の放射性物質を適切に処理できる設備を設置している。

（２）液体状の放射性物質の処理

本件発電所において発生する主な液体状の放射性物質としては，ポンプ，バルブ等からの漏えい水等のうち，①比較的放射能濃度が高い機器ドレン廃液*注，②比較的放射能濃度が低い床ドレン廃液*注，③脱塩装置樹脂の再生廃液等の比較的放射能濃度が高い化学廃液，④本件発電所の従業者が使用した衣類等を洗濯する際に発生する廃液で放射能濃度が極めて低い洗濯廃液の四種類がある。

被告は，本件発電所において，液体状の放射性物質を適切に処理できるよう，①機器ドレン廃液については，固形分を取り除くためのろ過装置，イオン状物質を取り除くための脱塩装置等を，②床ドレン廃液については，ろ過装置等を，③化学廃液については，蒸留するための蒸発濃縮装置等を，④の洗濯廃液については，ろ過装置を，それぞれ設けるなどしている。

（３）固体状の放射性物質の処理

本件発電所において発生する主な固体状の放射性物質としては，①冷却水の浄化処理等のために使用する脱塩装置等から発生する使用済樹脂等，②液体状の放射性物質の蒸発濃縮装置から発生する濃縮廃液（これを固化したも

のを含む。），③機器の点検や修理の際に冷却水に触れるなどして放射性物質が付着した布きれや紙屑等の雑固体廃棄物がある。

被告は，本件発電所において，①使用済樹脂等については，貯蔵タンクを設けるとともに，貯蔵し放射能を減衰させた後，固化材と混合してドラム缶詰めする装置を設け，②濃縮廃液については，いったん貯蔵して放射能を減衰させるための貯蔵タンク及び固化材と混合してドラム缶詰めする装置を設け，③雑固体廃棄物については，圧縮減容する装置，焼却装置，溶融装置及びドラム缶詰めする装置を設け，更に，上記の各ドラム缶は，固体廃棄物貯蔵設備に貯蔵，保管するなどしている。

第２　周辺公衆の被ばく線量の評価と被ばく低減対策の妥当性の確認

１　平常運転に伴う周辺公衆の被ばく線量の評価

本件発電所では，上記第１で述べた環境への放射性物質放出の抑制対策が厳重に講じられることから，環境へ放出される放射性物質は，本件発電所において発生した放射性物質のうち気体状のもの及び液体状のもののごく一部に限られる。

被告は，平常運転時にこれらの環境に放出される放射性物質による公衆の被ばく線量について，種々の保守的な条件を設定の上で評価している。以下では，本件原子炉設置変更許可申請に当たり，近時の気象条件に係るデータを用いて行った評価結果を示す（本件発電所の設置に当たり行った評価結果とほぼ同様の値である。）。

すなわち，第一に，気体廃棄物に含まれる放射性物質による被ばく線量の評価においては，まず，①原子炉施設から大気中への放出量につき，燃料被覆管から放射性希ガス等の核分裂生成物が定常的に漏えいしているものとした厳しい想定のもと，既設炉の実測値よりも大きい全希ガス漏えい率*注に基づいて計算した年間の放出量を保守的に設定した。そして，②大気中に放出された放

射性物質の拡散，希釈の状況については，本件発電所の敷地において観測を行って得られた年間の気象資料を用いて解析評価を行うことにより，季節ごとの気象条件の変動を適切に考慮し，また，年間の線量の計算は，③主排気筒を中心として１６方位に分割したうちの陸側１０方位の周辺監視区域*注（隣接する原子力機構の施設に係る周辺監視区域等を含む。）境界外を考慮の対象としたうえで，④放射性希ガスからのガンマ線による実効線量の計算では，家屋の遮へい効果を考慮せず，最大の線量を与える地点に人が居続けるものとし，⑤放射性よう素の体内摂取に起因する実効線量の計算では，最大濃度を与える地点に居住するとした人が，吸入や同地点でとれた葉菜，実在の乳牛飼養地点でとれた牛乳を通じて，放射性よう素を摂取し続けるものとするなど，厳しい仮定のもとで行った。

第二に，液体廃棄物に含まれる放射性物質による被ばく線量の評価においては，まず，①本件発電所から海水中への放出量につき，既設炉の運転実績及び設計運転条件から推定される環境放出量を上回るような年間放出量を保守的に設定した。そして，②放射性物質の拡散，希釈の状況については，復水器冷却水*注の放水口から海水中に放出された放射性物質は，実際にはその放出後，前面海域において拡散，希釈することによりその濃度は低くなるにもかかわらず，その効果を無視して，放水口における濃度（上記年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した値）をそのまま海水中における濃度として仮定し，また，③年間の線量の計算は，当該海水中濃度に対し，海藻類等の海産物による濃縮を適切に考慮したうえで，その海産物を漁獲して人が１年間摂取し続けるものとするなど，厳しい仮定のもとで行った。

上記の保守的な条件を設定して評価した本件発電所の平常運転に伴う周辺公衆の被ばく線量は，周辺監視区域境界外における最大評価値で，気体廃棄物中の放射性希ガスからのガンマ線による実効線量*注が年間約０．００２８ｍＳｖ，液体廃棄物中の放射性物質（放射性よう素を除く。）による実効線量が年

間約０．００５２ｍＳｖ，気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量が年間約０．０００４ｍＳｖ，これらの合計で年間約０．００８４ｍＳｖである。

2　被ばく低減対策の妥当性

（1）線量限度

原子力発電所では，実用炉規則及び線量告示により，通常運転に伴って不可避的に環境に放出されるごく微量の放射性物質による周辺公衆の被ばく線量について，実効線量で年間１ｍＳｖが線量限度*注とされている（丙Ｂア第１５号証）。

このように，周辺公衆の受ける線量は上記の線量限度以下にすることが求められるところ，そもそも，放射線による障害については，高線量の被ばくに関しては因果関係が明らかにされているものが少なくない一方，低線量の被ばくに関しては障害の発生がないか，あるいは，その発生頻度が少ないために因果関係が明らかにされていない。それにもかかわらず，上記の放射線防護に係る規制においては，国際放射線防護委員会（「ＩＣＲＰ」である。）の勧告を踏まえて，高線量の被ばくの場合にみられる障害の発生頻度と線量当量との直線関係が，低線量の被ばくについてもあるものと仮定して対策を採るべきであるという厳しい考え方が採られている。

すなわち，現在までの知見として，放射線による発がんのリスクは，１００ｍＳｖを超える線量域においては線量の増加と正の相関があることが直接的（疫学的）に証明されているが，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Ａ第１２号証４頁）

低線量被ばくの生物学的な影響の有無については，世界中で研究が行われており，例えば，米国科学アカデミーの専門委員会であるＢＥＩＲ（Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation：電離放射線の生物影響に関する委員会）は，放射線被ばくに伴うがん化の仕組み（ＤＮＡ損傷時の修復エラーなど）に焦点を当て，現在得られている遺伝子や細胞レベルでの個々の科学的知見は，後述のＬＮＴ（Linear Non-Threshold：直線しきい値なし）仮説又はモデルに基づく推定と一致するとの考え方を採っている。これに対し，フランスの科学アカデミー及び医学アカデミーは，こうした考え方は，ミクロな現象，特にＤＮＡ損傷を過度に重視するものであり，低線量放射線の影響は，より高次の組織・個体レベルで存在する発がんに対する防御機能を重視すべきであるとし，「数１０ミリシーベルト以下でのしきい値も示唆されることなどから，低線量放射線では生体の防御機能が働くため，数１０ミリシーベルトより低い線量の範囲でＬＮＴ仮説を適用することは過大評価につながる」としている（丙Ａ第４号証）。

このように，低線量放射線の生物学的な影響に関しては，発がんリスクが線量の増加と比例関係にあるか，０～１００ｍＳｖの間に「しきい値」（これ以下の被ばく線量では放射線障害が生じないという線量）が存在するかなどの点において，国や研究機関により異なる見解が存在するが，いずれも明確な証拠に裏付けられたものではなく，学問的な定説がないのが現状である（丙Ａ第５号証）。

こうした状況において，ＩＣＲＰは，「しきい値」が存在する可能性を認めながらも，放射線による確率的影響*注には保守的に「しきい値」が存在しないものとして，いかに低い線量でもがんが発生するかもしれないという仮定，換言すれば，低線量域における線量の増加と発がんの確率との間に比例関係が成り立つという慎重な仮定（直線しきい値なし仮説＝ＬＮＴ仮説）を置くことによって，本来は定量化が不可能な低線量放射線による発がんリス

クを保守的に算定した。更に，ＩＣＲＰは，こうして定量化されたリスクの値を参考としながら，原子力発電所の放射線業務従事者や周辺公衆に対する放射線防護の目安として用いる線量限度の検討を行い，公衆の線量限度については，ＡＬＡＲＡ*注の考え方，すなわち公衆が受ける線量を合理的に達成できる限り低く保つという考え方を背景とし，自然放射線による被ばく線量が高い地域では平均的な値（非常に変動しやすいラドン*注による被ばくを除けば年間約１ｍＳｖ）より少なくとも年間１ｍＳｖ程度高いという事実を主たる根拠として，年間１ｍＳｖと定めている（乙Ａ第１１号証１９０段落，１９１段落）。

このようにしてＩＣＲＰが定め，我が国の法令にも取り込まれた年間１ｍＳｖという公衆の線量限度は，原子力発電所の操業等のような計画的な状況（計画被ばく状況）における放射線防護の目的でのみ利用するために作られたものであって，福島第一原子力発電所事故後のように，緊急事態の収束後，土壌等に未だ汚染が現に存在し適切な管理を要する状況に適用されるものではなく，現存被ばく状況においては，前述の計画被ばく状況とは異なる方法や国が段階的に設定するめやす値を用いて放射線防護の活動を行うこととされている（乙Ａ第９号証総括（xvii）頁，用語解説Ｇ４頁，１７６段落，丙Ａ第６号証）。

上記の線量限度とは別に，原子力発電所の平常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける線量を低く保つための努力目標として，線量目標値指針においては，施設周辺の公衆の受ける線量の目標値（線量目標値*注）を実効線量で年間５０μＳｖ（０．０５ｍＳｖ）とされている。設置許可基準規則は，原子力発電所につき，通常運転時において放射性廃棄物を処理する施設を設けなければならないとし，その要求事項の一つとして，「周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう，発電用原子炉施設において発生する

放射性廃棄物を処理する能力を有するものとすること」を定め（設置許可基準規則２７条１号），この「十分に低減できる」の解釈として，線量目標値指針において定める線量目標値が達成できるものであることを意味するとしている。

（２）本件発電所の周辺公衆の被ばく線量の評価結果に照らした検討

本件発電所の周辺公衆の被ばく線量の評価の結果は，上記１のとおりであり，線量告示に規定される線量限度をはるかに下回ることはもちろんのこと，線量目標値指針に示される線量目標値をも大幅に下回るものである。ちなみに，この値は，我が国における大地からの自然放射線による実効線量の地域差，すなわち，都道府県別の平均値が最も低い神奈川県（年間０．１２ｍＳｖ）と最も高い岐阜県（０．５２ｍＳｖ）との差（年間０．４ｍＳｖ）と比べても十分に低い値である（丙Ａ第７号証）。

以上のことから，本件発電所において講じた平常運転時の被ばく低減対策は妥当であり，周辺公衆の安全を十分に確保し得るものである。

なお，本件発電所の設置許可に係る審査においては，放射性物質の使用量，使用条件等からみて周辺公衆の被ばく線量に対する寄与が無視しえないと思われる被告東海発電所，特殊法人日本原子力研究所（当時）及び特殊法人動力炉・核燃料開発事業団（当時）の再処理工場から放出される放射性物質による被ばくとの重畳を検討評価した。その結果，周辺監視区域外において，被ばく線量が最大となるのは，本件発電所から南南西約１．６ｋｍの特殊法人日本原子力研究所（当時）の周辺監視区域境界であって，そのガンマ線による被ばく線量は年間１２ｍｒｅｍ（０．１２ｍＳｖ）（ベータ線による被ばく線量は年間８ｍｒｅｍ（０．０８ｍＳｖ））と十分低いものであることを確認した。（丙Ｃ第７号証）

第３　放射性物質の放出量等の監視

被告は，上記第１及び第２で述べたとおり，本件発電所において周到な平常運転時の被ばく低減対策を講じているが，放射性廃棄物処理設備が正常に機能していることなどを確認するために，放射性物質の放出量及び放出後における線量率等を適確に監視することのできる設備を設置している。

具体的には，気体廃棄物については，排気筒から環境への放出量を連続的に監視するために排気筒に放射線モニタを設け，液体廃棄物については，環境に放出する前に放射性物質の濃度が十分低いことを確認するため，いったんサンプルタンクに貯留し，放射性物質の濃度をサンプリングして測定する設備や，復水器の冷却水放水路につながる排水管に，放射性物質の濃度を連続的に監視するための放射線モニタを設けるなどしている。また，環境中の線量率等の監視については，本件原子炉施設の周辺にモニタリングポスト*注等の線量率等を測定する設備を設けるなどしている。

このようにして，被告は，本件発電所について，その平常運転に伴って環境に放出される放射性物質の放出量，環境中における線量率等を，それぞれ監視することのできる放射線管理設備を設け，これまで的確に事業を遂行してきている。

第５章　事故防止に係る安全確保対策

原子力発電所においては，前記第２章の安全確保の基本的考え方において述べたとおり，放射性物質が環境に異常放出される危険性を顕在化させないよう，何らかの異常が発生した場合でも放射性物質の閉じ込めに万全を期すことが基本である。このために，被告は，本件発電所で発生する放射性物質の閉じ込めに万全を期し，放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう，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ている。

この事故防止対策は，深層防護の考え方に基づき，①異常の発生を防止する対策（異常発生防止対策），②何らかの原因によって異常が発生した場合においてもそれが拡大することを防止する対策（異常拡大防止対策），③異常が拡大した場合においても放射性物質の環境への多量の放出という事態を防止する対策（放射性物質異常放出防止対策）という３段階の対策で構築されている。万が一，各段階で想定していなかった事象が発生したとしても，容易にすべての層が突破されることはない。

以下では，本件発電所について，事故防止対策を講じることにより高い安全性を確保することができることを明らかにしたうえで（後記第１ないし第３），被告は，福島第一原子力発電所事故を踏まえて策定された新たな規制基準のもとで，同発電所の安全性を更に高める観点から，事故防止に係る安全確保対策の強化を行い，万全を期していること（後記第４），そして，事故防止対策において必要となる施設等につき適切に維持・管理に係る対応を行うことにより，その実効性を確保していることについて，運転期間の延長に係る対応を含めて述べる（後記第５）。

第１　異常発生防止対策

本件発電所の事故防止に係る安全確保対策の基本は，何らかの異常が発生し

た場合，更に事故に至った場合に，安全上重要な機能を有する設備を働かせることにより多重の障壁を維持して放射性物質を閉じ込めることにあるが，そもそも異常が発生すること自体を未然に防止することが，事故防止の観点からは極めて重要である。

そのため，被告は，何よりも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と圧力バウンダリの損傷を防止するとの異常発生防止対策を講じている。

1　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，前述したように，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。

（1）固有の安全性を備えた原子炉の採用

本件発電所の原子炉には，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。

なお，このドップラー効果の度合いを定量的に示すものがドップラー係数であり，軽水炉においては常に負の値となる。

② ボイド効果

核分裂反応の増加による燃料の温度上昇などにより，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。

このボイド効果の度合いを定量的に示すものがボイド係数であり，本件発電所では常に負の値となるようにしている。

（２）原子炉出力等の安定制御

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*注，原子炉圧力制御系*注及び原子炉給水制御系*注を設けている。

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。

（丙H第３号証８－６－２～９，８－６－４９～５５頁）

（3）誤動作及び誤操作を防止するシステムの採用

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*注や，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*注を採用している。

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*注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。また，外部電源が失われた場合，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採用している。

（丙H第3号証8－6－37～40，8－6－125～139頁）

2　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，十分な対策を講じている。

（1）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。

ア　熱的影響に対する健全性の確保

燃料被覆管の温度は，平常運転時には周囲の冷却材の温度（約２８０℃）より多少高い程度で安定している。しかし，何らかの理由により，冷却材による燃料被覆管の冷却が不足すると，沸騰遷移*注が生じ，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*注（ＭＣＰＲ（Minimum Critical Power Ratio））の許容限界値を１．０７に定めている。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十分余裕のある値を運転上の制限値*注としている。

（丙Ｈ第３号証８－３－３４６～３６５頁）

イ　機械的影響に対する健全性の確保

（ア）燃料ペレットの膨張に対する健全性の確保

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

燃料ペレットの膨張により燃料被覆管が歪んで機械的に損傷する可能性のある線出力密度を「損傷限界線出力密度」というが，本件発電所では，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，十分に余裕を持たせている。

（イ）内圧や外圧等に対する機械的な健全性の確保

燃料被覆管には，その内側からは燃料ペレットから浸出した気体状の核

分裂生成物等による圧力（内圧）が作用すると同時に，その外側からは冷却材による圧力（外圧）が作用する。

このため，本件発電所では，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*注を使用するとともに，気体状の核分裂生成物の蓄積等によって内圧が過大とならないように，燃料被覆管の上部に十分な空間（プレナム）を設けている。

（2）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。

ア　機械的損傷に対する健全性の確保

圧力バウンダリの機械的な健全性を確保するためには，圧力バウンダリ内の圧力を過大にしないこと及び万一圧力が過度に上昇するような事象が生じたとしても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）よりも十分高い最高使用圧力（８．６２ＭＰａ［ｇａｇｅ］）に対しても損傷しないよう設計している。

イ　中性子照射脆化に対する健全性の確保

金属材料には，一般に，ある温度以下になると延性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。中性子照射脆化については，圧力バウンダリを構成する機器・配管の中で中性子照射量が高い圧力容器の健全性に影響を及ぼさないようにすることが必要である。

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

第２　異常拡大防止対策

本件発電所では，上記第１で述べた異常発生防止対策を講じているが，このような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，その異常の拡大を防止するために異常の発生を早期にかつ確実に検知し，必要に応じて原子炉を停止し，停止後の炉心崩壊熱を除去することが必要である。

このため，本件発電所においては，何らかの異常が発生した場合，これを早期に検知し，原子炉を停止するといった所要の措置を採ることができるよう，異常拡大防止対策を講じている。

１　異常の早期検知

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*注及び原子炉プラントプロセス計装*注により，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２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操作など所要の措置を採ることができる。

（丙H第３号証８－６－４１～４８，８－６－４９～５５頁）

２　原子炉の停止

上記１で述べたとおり，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*注，燃料被覆管を冷却する原子炉隔離時冷却系*注，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*注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すべての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入することによって，原

子炉を停止し，燃料ペレットや燃料被覆管の温度の異常な上昇等を抑える。また，原子炉の水位低下等の異常時には，主蒸気隔離弁等の隔離弁が閉止して圧力バウンダリが形成され，その内部に冷却材が確保される。

そして，原子炉の停止後も発生する崩壊熱により生ずる蒸気を，主蒸気逃がし安全弁を通してサプレッション・チェンバ*注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。

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するなど以下に述べる設計上の考慮を行い，信頼性の高いものとしている。

これらの設備を作動させる安全保護系*注その他の安全保護機能を有する系統については，多重性*注と独立性*注とを持たせ，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設計している。

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。

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。

（丙H第３号証８－５－１～２２，８－５－３８～４３，８－６－１０～３６，８－６－１２５～１３９頁）

第３　放射性物質異常放出防止対策

本件発電所では，上記第１及び第２で述べたとおり，異常の発生及びその拡大防止のいずれに対しても十分な対策を講じているので，放射性物質を環境へ大量に放出するという事態を防止することができる。

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。）*注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確実に防止できるよう，放射性物質異常放出防止対策を講じ，ＥＣＣＳ*注，格納容器等を設けている。

１　ＥＣＣＳ

本件発電所には，ＥＣＣＳ（Emergency Core Cooling System であり，非常用炉心冷却系を表す。）として，①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*注，②原子炉圧力が低い状態で長時間に亘り炉心に注水し，炉心の水位を保つ低圧注水系*注及び低圧炉心スプレイ系*注，③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*注を設けている。

ＥＣＣＳについては，使用条件等に対して十分な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*注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*注又は多様性*注及び独立性*注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。

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亘り，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る。

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。

自動減圧系は，主蒸気逃がし安全弁１８個のうちの７個から成り，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。

（丙H第３号証８－５－２３～３７頁）

2　格納容器等

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いる。この格納容器は，ＬＯＣＡの中でも，最も苛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*注内に放出された

蒸気と水との混合物は，ベント管*注を通ってサプレッション・チェンバ*注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。

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*注に加えて，不活性ガス系*注及び可燃性ガス濃度制御系*注を設置している。

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*注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*注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*注及び非常用ガス再循環系*注については，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。

（丙H第３号証８－９－１～２２頁）

第４　事故防止に係る安全確保対策の強化

上記第１ないし第３で述べたとおり，被告は，本件発電所について，十分な対策が採られている層を何層にも亘って用意した事故防止に係る安全確保対策を周到に講じ，高い安全性を確保している。

その上で更に，被告は，福島第一原子力発電所事故を契機として策定された新たな規制基準を踏まえ，一層の安全性の向上に資するよう，事故防止対策に係る安全確保の強化を行う。

以下では，福島第一原子力発電所事故の知見ないし教訓を踏まえた新たな規制基準の策定を述べてから（後記１），被告が新たな規制基準を踏まえて講じる事故防止に係る安全確保対策の強化について述べる（後記２）。

１　福島第一原子力発電所事故及び同事故を踏まえた新たな規制基準の策定

（１）福島第一原子力発電所事故の概要

ア　事故の経過

平成２３年３月１１日，海洋プレートである太平洋プレートと陸側のプレートとの境界で，プレート間地震である東北地方太平洋沖地震（モーメントマグニチュード（Mw）*注９．０）が発生した（丙D第３５号証，同第３６号証）。

この地震により，原子炉が運転中であった福島第一原子力発電所１ないし３号機では，地震動を検知して直ちにすべての制御棒が挿入され，原子炉は正常に自動停止した。また，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，原子炉は正常に冷却されていた。

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）＋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が襲来し，同発電所敷地内は最大O．P．約＋１５．５ｍの浸水（高）が発生し，海に近いタービン建屋等の１階及び地下階に設置されていた非常用ディーゼル発電機，配電盤等の多くが，建屋の浸水とほぼ同時に水没又は被水し，外部電源喪失後に作動していた非常用ディーゼル発電機が停止したため，交流電源を供給するすべての設備の機能を喪失（全交流動力電源喪失*注）するに至った。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，津波により浸水し，海水を使用して原子炉施設を冷却するすべての設備の機能を喪失（海水冷却機能喪失）した。加えて，監視，制御等に用いられる直流電源*注も津波によりそのほとんどを喪失し，津波襲来後も機能を維持していた同発電所３号機の直流電源も最終的には枯渇した。

この結果，地震発生時に運転中であった同発電所１ないし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*注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た（なお，同２号機の原子炉建屋では，ブローアウトパネル*注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。

（丙Ｂア第２５号証４２～４４頁）

イ　事故の原因

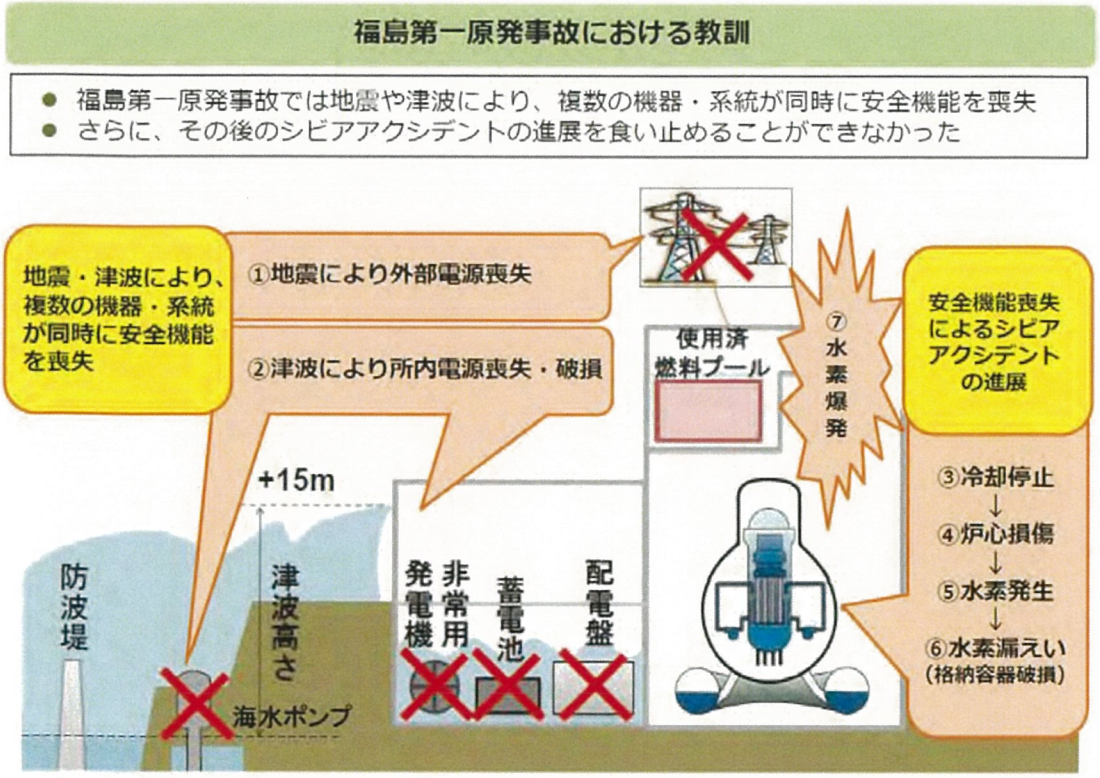
福島第一原子力発電所事故については，事故原因の究明や対応の検証を目的として様々な機関により調査・検討が行われており，平成２３年６月には，政府が原子力安全に関するＩＡＥＡ閣僚会議に対する報告書を取りまとめ，平成２４年には，国会，政府，民間，東京電力株式会社（当時）にそれぞれ設置された４つの事故調査委員会が事故調査報告書を取りまとめた。また，原子力安全・保安院も事故分析を行い，同年３月に「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」と題する報告書を取りまとめた。

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）による報告書のみが，「安全上重要な機器の地震による損傷はないとは確定的には言えない」としているものの，その余の報告書は，いずれも，地震動によって福島第一原子力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認めておらず，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を事故の直接的原因としている（丙Ｃ第８号証）。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への影響は特段発生していなかったと判断している（丙Ｃ第９号証）。

原子力規制委員会も，福島第一原子力発電所事故について継続的に分析を実施し，「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，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，「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ない」，「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考えられる」などとされており，福島第一原子力発電所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されている（丙Ｃ第１０号証）。

これら知見により示されたとおり，福島第一原子力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。**【図５－１】**



【図５－１】福島第一原子力発電所事故の概要

（２）新たな規制基準の策定

福島第一原子力発電所事故を契機として平成２４年６月に原子力規制委員会設置法が成立し，同法附則１５条ないし１８条に基づき，原子炉等規制法の改正・施行が順次行われ，これに伴い，原子力規制委員会により，設置許可基準規則等から成る新たな規制基準が策定された。

福島第一原子力発電所事故は，東北地方太平洋沖地震に伴う同発電所における想定を大幅に超える津波によって，安全上重要な施設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が直接的原因であるが（丙Ｃ第８号証ないし同第１０号証），新たな規制基準のもとでは，より保守的な考慮を行うことなどにより，結果として，地震及び津波への備えが強化されたほか，万一炉心の著しい損傷ないしそのおそれが発生した場合においても，放射性物質が環境に大量に放出されるような事態に進展しないようにするための更なる対策を求めるなど，福島第一原子力発電所事故の教訓として得られた知見をも反映した諸対策が定められるに至った。

２　事故防止に係る安全確保対策の強化

被告は，これまで述べたとおり，本件発電所について，十分な対策が採られている層を何層にも亘って用意した事故防止に係る安全確保対策を周到に講じ，高い安全性を確保していることに加え，東北地方太平洋沖地震を含む最新の知見を考慮して自然現象に対する想定を強化し所要の対策を講じるなどすることから，同発電所において安全上重要な設備がその機能を喪失し，放射性物質が環境に異常に放出され，ひいては周辺公衆がその放射性物質により被ばくに至る事態が発生することはおよそ考えられない。

その上で更に，被告は，新たな規制基準を踏まえて，本件発電所において，万が一，事故防止に係る安全確保対策が奏功しない場合をあえて想定し，その場合でも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，事故防止に

係る安全確保対策を強化すべく，炉心の著しい損傷を防止するための対策，及び仮に炉心の著しい損傷が生じた場合においても格納容器の破損を防止するための対策から成る更なる対策を講じるとともに，内部火災対策，内部溢水対策についても強化する。**【図５－２】**

（１）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*注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

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。

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，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。これらの可搬型も含めた電源設備は，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，前記第３章第３の４（３）で

も述べたとおり，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。

常設代替交流電源設備として大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時間に亘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。**【図５－３】**

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。

なお，外部電源系による電力供給については，長大な電線路すべてについて高い信頼性を確保することは不可能であり，また，電力系統の状況によりその信頼性が影響を受けるため原子力発電所側からは管理できないことなどから，そもそも事故等の発生時に外部電源系による電力供給を期待すべきではない。原子力発電所の安全を確保する上ではこのような重要度であるものの，新たな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，いかなる２回線が喪失したとしても外部電源喪失に至ることはないことから，上記要求事項を満たしている**【図**

5－4】。その上で，被告は，新たな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*注を設け，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。

（丙H第３号証８－１０－３６～７０頁）

イ　原子炉の停止機能の強化

本件発電所では，前記第２において述べたとおり，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すべての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入することによって，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ようにしている。

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*注を設けている。

更に，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*注を停止して，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。

（丙H第３号証８－６－１４０～１５７頁）

ウ　原子炉の注水機能の強化

（ア）高圧代替注水系

本件発電所では，前記第２及び第３において述べたとおり，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，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として，高圧代替注水系*注を新たに設ける**【図５－５】**。

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，交流電源を必要としない。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。

（丙H第３号証８－５－６９～８４頁）

（イ）低圧代替注水系（常設・可搬型）

本件発電所では，前記第３において述べたとおり，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。

その上で，これらの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として，低圧代替注水系（常設）*注を新たに設ける。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として，低圧代替注水系（可搬型）*注を新たに設ける。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する。**【図５－６】**

（丙Ｈ第３号証８－５－１０３～１２９頁）

エ　原子炉の減圧機能の強化

本件発電所には，前記第３において述べたとおり，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。

（丙Ｈ第３号証８－５－８５～１０２頁）

オ　除熱機能の強化

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（ア）），代替格納容器スプレイ冷却系（後記（イ）），耐圧強化ベント系・格納容器圧力逃がし装置（後記（ウ））を設けることによって，原子炉等の除熱機能を強化する。

（丙H第３号証８－５－１３０～１４４，８－９－４７～８８頁）

（ア）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が有する機能が喪失した場合に備えて，残留熱除去系の機能を代替する代替循環冷却系*注と，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**【図５－７】**。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。

なお，緊急用海水系に対する更なる備えとして，代替残留熱除去系海水系を整備するなどの自主対策を講じることについては，後記（２）アにおいて述べる。

（イ）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，前記第３の２において述べたとおり，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。

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として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）*注を新たに設ける。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。

更に，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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）*注を配備する。**【図５－８】**

（ウ）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*注を設けている（なお，この系統は，福島第一原子力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，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）*注を新たに設置する。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，無機よう素に対して９９％以上，有機よう素に対して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。

カ　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，上記アないしオで述べた炉心損傷防止対策の有効性評価として，有効性評価ガイド（丙Ｂア第１９号証）において「必ず想定する事故シーケンスグループ」*注とされている「高圧・低圧注水機能喪失」*注，「高圧注水・減圧機能喪失」*注，「全交流動力電源喪失」*注，「崩壊熱除去機能喪失」*注，「原子炉停止機能喪失」*注，「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」*注，「格納容器バイパス」*注に加えて，前記第３章第３の４（３）において述べたとおり，これらの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として，「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」を考慮した。そして，これらの事故シーケンスグループごとに解析評価を行い，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，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，前記第１ないし第３で述べた周

到に講じた事故防止対策にかかわらず，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すべての機能喪失とが同時に生ずるという，およそ考えがたいものであるが，このような事象に対しても，圧力容器を強制的に減圧しながら，低圧代替注水系による低圧注水により炉心を冷却するとともに，格納容器を冷却・除熱することにより，炉心の著しい損傷を防止することができる。

その解析評価を行うに当たっては，初期の対応として，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，安定状態に向けた対応として，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，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を想定した。この際，高圧注水機能の喪失について，既存設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失のみならず，新たな規制基準を踏まえて設置する高圧代替注水系をも機能喪失したものとしていることに加えて，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とともに，外部電源を喪失したものとするといった炉心冷却の観点で厳しい設定を重ねている。

このような条件のもとで解析を行い，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，「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」に対する炉心の著しい損傷を防止するための対策が有効なものであることを確認した。

（丙Ｈ第３号証１０（５）－６－１～１２８頁，１０（５）－７－１～

９０８頁）

（２）格納容器の破損を防止するための対策

被告は，上記（１）で述べたように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。

（丙Ｈ第３号証８－９－４７～１３３頁，同号証１０（５）－６－１～１２８頁，１０（５）－７－１～９０８頁）

ア　格納容器の圧力及び温度を低下させる手段

万一炉心の著しい損傷が発生した場合に，圧力容器内の溶融炉心を冷却できる設備として，前記（１）ウ（ア）及び（イ）で述べた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（１）オ（イ）で述べた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，これまでに述べた多様な設備により格納容器の安定状態を維持できると考えているが，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（１）オ（ア）で述べた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

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（１）オ（ア）及び（ウ）で述べた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（１）オ（ウ）で述べた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

本件発電所では，炉心の著しい損傷が発生し，溶融炉心*注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*注）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，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として，新たに格納容器下部注水系（常設）を設ける。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。

落下した溶融炉心については，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*注）を設置する。

更に，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として，格納容器下部注水系（可搬型）を新たに設ける。**【図５－９】**

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

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。

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－水反応によりすべ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。

オ　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，上記アないしエで述べた格納容器破損防止対策の有効性評価として，有効性評価ガイド（丙Ｂア第１９号証）において「必ず想定する格納容器破損モード」*注とされている「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」*注，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」*注，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」*注，「水素燃焼」*注，「溶融炉心・コンクリート相互作用」*注ごとに解析評価を行い，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，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，格納容器の破損に至る可能性のある事象として，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いうものがある。この事象の発生は，前記第１ないし第３で述べた周到に講じた事故防止対策にかかわらず，大破断ＬＯＣＡの発生と，高圧注水機能を担う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すべての機能喪失とが同時に生ずるという，上記（１）カで述べた「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」と比較しても一層考えがたいものであるが，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，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。

その解析評価を行うに当たっては，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を想定した。この際，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とともに，外部電源を喪失したものとするとの格納容器冷却の観点で厳しい設定を行っている。

このような条件のもとで解析を行い，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*注の放出量の評価値が１００テラベクレルを下回ることを，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が有効なものであることを確認した。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１８テラベクレルであるのに対し，代替循環冷却系を使用する場合が約７．５テラベクレルであることから，いずれの評価値も基準値である１００テラベクレル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イで述べた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。

（３）内部火災対策

被告は，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，新たな規制基準を踏まえ，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ことを内容とする火災防護対策を講じている。これら三つの対策に関し，従前では，三つの対策の組合せにより対応していたところを，新たな規制基準を踏まえた対応として，それぞれの対策で火災防護を強化し，安全性を更に向上させるとの考えに立って検討を行った。

この火災防護対策を講じるに当たっては，安全機能の重要度や設備の設置場所に応じて，耐火壁*注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*注」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*注」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という方針を採用した。

（丙H第３号証８－１－２８９～３８０頁）

ア　火災の発生を防止する対策

被告は，以下に述べるとおり，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*注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*注又は難燃性*注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。

（ア）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，可燃物の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*注，短絡*注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*注及び遮断器*注により，故障回路を早期に遮断する措置を講じる。

（イ）安全機能を有する機器等に対する措置

被告は，上記（ア）で述べたとおり，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。

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，十分な耐火性能を確保している。

b　難燃ケーブル等の使用

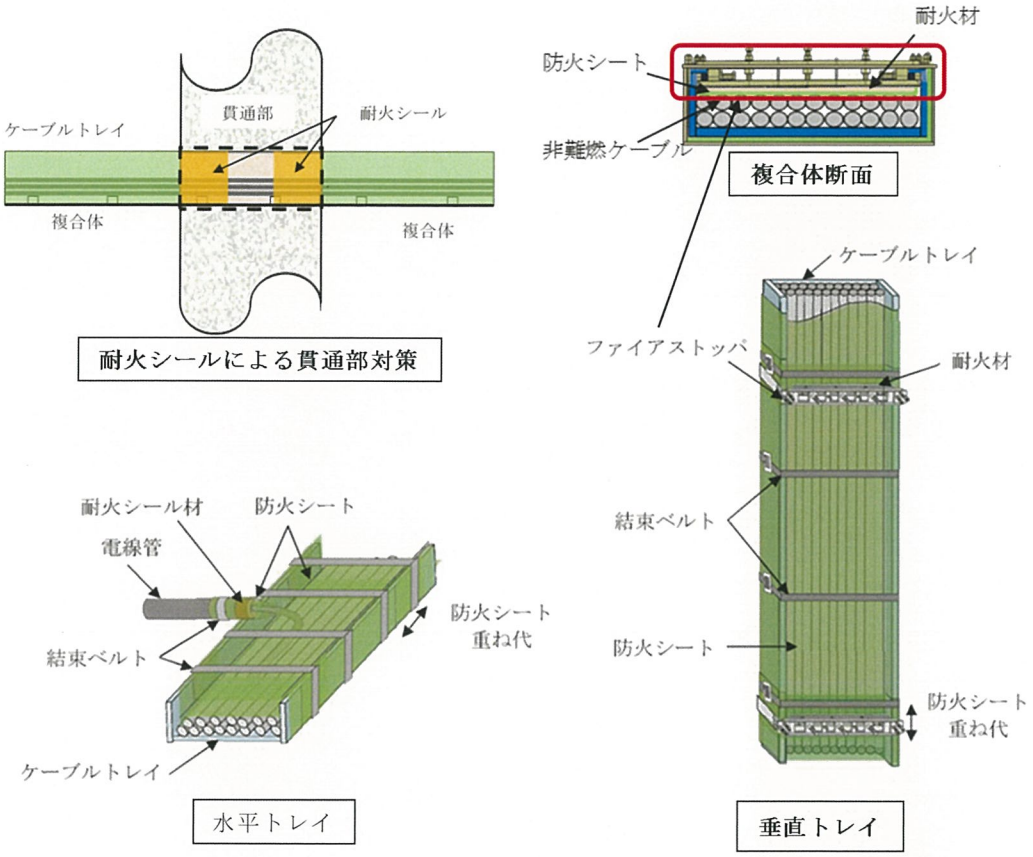
被告は，火災防護審査基準（丙Ｂア第１１号証）２．１．２において，安全機能を有する機器等につき難燃ケーブルを使用することが原則とされていることを踏まえ，本件発電所に敷設されている非難燃ケーブルについて，難燃ケーブル*注に取り替えることを原則としつつ，このケーブルの取替えにより安全上の課題が生じる場合に限り，施工後の状態において難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保できる代替措置を講じることができるか否かを検討した。

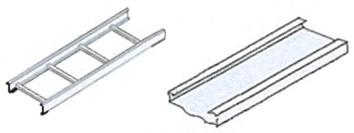
具体的には，本件発電所に敷設されている非難燃ケーブルのうち，高圧電力のケーブルトレイや低圧電力の電線管*注等にあるものについては，安全上の課題がなく難燃ケーブルに取替えを行うことができる一方で，低圧電力のケーブルトレイにあるものについては，難燃ケーブルに取り替えた

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，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を形成するという措置を講じる。この措置については，実証試験により，複合体外部の火災及び内部の火災を想定しても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。

すなわち，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って遮炎性及び耐久性に優れた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の構造を採用した。加えて，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。**【図５－１０】**



No.	トレイ形状	構造図	複合体施工例
1	直線形状の水平型		
2	直線形状の垂直型		

複合体施工例

【図５－１０】非難燃性ケーブルに対する複合体の概要，その施工例

そして，上記の構造を採用した複合体を用いて実証試験を行い，防火シートが遮炎性を有していること，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するなどして，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。この実験では，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*注を踏まえた燃焼条件を用いている。加えて，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。

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。

（ウ）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ている。

イ　火災の感知及び消火に係る対策

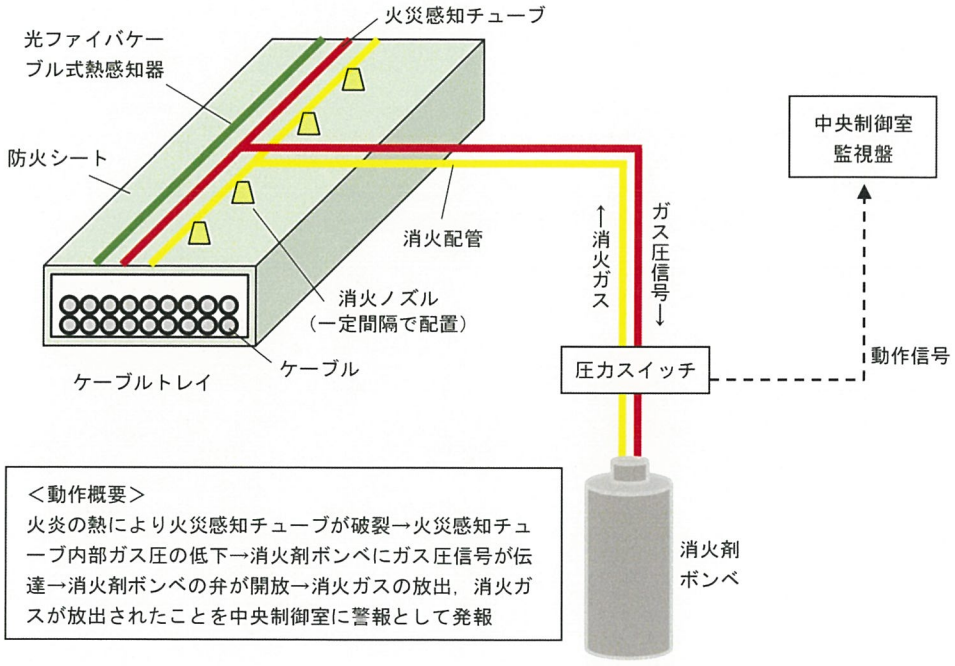
上記アで述べた火災発生防止対策により，内部火災を未然に防止することができるが，被告は，これにもかかわらず万一内部火災が発生した場合に備

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。

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。

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*注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，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適切に選定しており，これらも多様な状況に対応できるものとなっている。

これらの措置を講じることにより，本件発電所においては，火災を早期に検知し，これに続けて消火を速やかに行うことが可能であるが，前記ア（イ）ｂで述べた複合体については，その内部に光ファイバケーブル式熱感知器を設置するとともに，ハロゲン化物自動消火設備を設置することにより，一層の手厚い配慮を行う**【図５－１１】**。



【図５－１１】複合体内の消火設備

ウ　火災の影響を軽減する対策

被告は，上記ア及びイで述べたとおり，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ている。

（４）内部溢水対策

被告は，配管に十分な肉厚を確保することや，地震で破損する可能性のある配管にはサポート工事を行うことなどにより，内部溢水の発生を未然に防

止する対策を講じている。

万一内部溢水が発生した場合に備え，ＥＣＣＳポンプを設置しているエリア等については漏えい検知器を設置し，早期に内部溢水を検知することで，弁の閉止等により溢水量を軽減するための対応を行うことを可能とするとともに，安全上重要な施設を設置するエリアについては，配管等が壁を貫通する箇所の止水処理や水密扉の設置等によって内部溢水の影響拡大を防止し，これらの対策によって安全上重要な施設が内部溢水により複数同時に機能喪失することを防止する。

（丙Ｈ第３号証８－１－３８１～４０９頁）

（５）原子力規制委員会による確認

被告は，上記（１）ないし（４）で述べたとおり，新たな規制基準を踏まえて，本件発電所において，万が一，事故防止に係る安全確保対策が奏功しない場合をあえて想定し，その場合でも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，事故防止に係る安全確保対策を強化すべく，炉心の著しい損傷を防止するための対策，仮に炉心の著しい損傷が生じた場合においても格納容器の破損を防止するための対策を講じるなどして，万全を期す。

原子力規制委員会は，上記（１）及び（２）で述べた，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，本件原子炉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判断し，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判断している（丙Ｈ第５号証）。

原子力規制委員会は，上記（３）で述べた内部火災対策について，本件原子炉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ことを判断している（丙Ｈ第５号証）。

原子力規制委員会は，上記（４）で述べた内部溢水対策について，本件原

子炉設置変更許可申請の内容が設置許可基準規則９条の規定に適合することを判断している（丙Ｈ第５号証）。

第５　事故防止対策等の実効性を確保するための対応

被告は，本件発電所の運転開始に当たり，事故防止対策の実効性を確保するために，原子炉等規制法に基づき，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，この保安活動を通じて，安全上重要な設備が設計どおりの機能・性能を維持していることを確認しながら，現在に至るまで良好な安全運転の実績を積み重ねている。福島第一原子力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についても，同様の維持・管理を行う。

以下では，本件発電所における事故防止対策の実効性を確保するための維持・管理に係る対応として，品質保証，運転管理，保守管理，定期事象者検査等，保安に関する技術情報の共有・公開等を順に述べ（後記１ないし５），次いで，運転期間の延長に係る対応を述べる（後記６）。

１　品質保証

被告は，本件発電所における品質保証として，ＪＥＡＣ４１１１（丙Ｂア第１号証）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すべ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，同等の内容であることを確認している（丙Ｂア第１号証２５～２９頁）。

２　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，適切な運転を確実に行うようにしている。

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，経年変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・漏えいなどの経年変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か月に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。

更に，安全上重要な設備等につき，運転上の制限*注として，運転するうえ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，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。

3　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*注に基づき保全プログラム*注を策定し，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*注を実施している。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Ｃ第１号証）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（同号証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（同号証１頁）。

4　定期事業者検査等

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・故障形態等をもとに方法，時期等を定めた計画に基づき実施している。

原子炉等規制法の定めに従い被告を含む原子力事業者が行う検査は，「定期事業者検査」と呼ばれ，安全上重要な設備についてはこれに加えて原子力規制委員会による「施設定期検査」を受ける。更に，定期事業者検査の実施体制等については，原子力規制委員会による「定期安全管理審査」を受ける。

なお，定期事業者検査は平成１５年より導入された制度であるが，被告は，定期事業者検査制度の導入以前から，定期点検により技術基準への適合を維持してきた。同定期点検に際しても，被告は，ＪＥＡＣ４２０５，ＪＥＡＧ４２０７などの民間規格や国による指示文書に基づき，点検の対象・頻度・手法等を定めていた。

5　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は，国に報告を行っている。

更に，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*注の運営する「原子力施設情報公開ライブラリー『ニューシア』」*注（以下，単に「ニューシア」という。）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。①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，②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，③その他情報とは，①トラブル情報及び②保全品質情報以外の情報で，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Ｃ第２号証）。

本件発電所では，運転年数の増加に伴いトラブル情報の件数が増加している傾向はない。

6　運転期間の延長に係る対応

被告は，上記１ないし５で述べた維持・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，設備の経年変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。

（１）特別点検

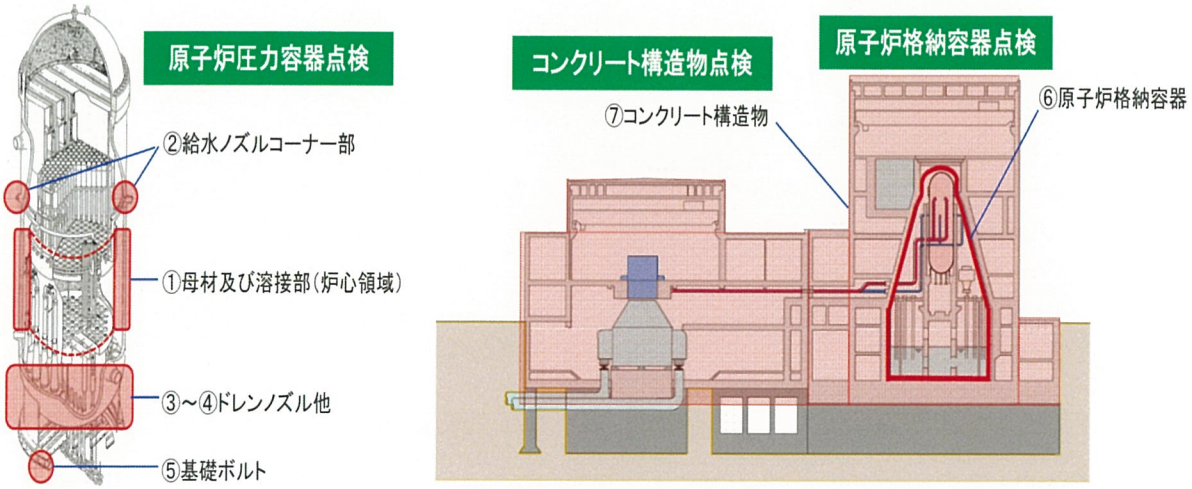
被告は，本件発電所について，上記１ないし５で述べたように，品質保証，巡視点検を含む運転管理，保守管理等の各事項を定めた保安規定を策定して保安活動を入念に実施している。

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，運転期間延長認可申請運用ガイド（丙Ｂア第２４号証）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。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**【図５－１２】**。

（丙Ｈ第１１号証の添付書類一）

対象機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検項目・点検結果
圧力容器	①母材及び溶接部（炉心領域）	中性子照射脆化	超音波探傷試験*注の結果，欠陥等の異常はなかった。
	②給水ノズルコーナー部	疲労	渦電流探傷試験*注の結果，欠陥等の異常はなかった。
	③制御棒駆動機構スタブチューブ等	応力腐食割れ	渦電流探傷試験や目視点検の結果，原子炉内の溶接部等に欠陥等の異常はなかった。
	④ドレンノズル	腐食	目視点検の結果，欠陥等の異常はなかった。
	⑤基礎ボルト	腐食	超音波探傷試験の結果，欠陥等の異常はなかった。

格納容器	⑥原子炉格納容器 鋼板	腐食	目視点検の結果，塗膜の状態に異常はなかった。
コンクリート構造物	⑦コンクリート （原子炉建屋等）	強度低下及び遮蔽能力低下	採取したコンクリートのコアサンプルによる各種試験の結果，強度や遮蔽性能等に異常はなかった。



【図５－１２】特別点検の結果

（２）劣化状況評価

ア　劣化状況評価の手順

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及び鉄骨構造物，計測制御設備，空調設備，機械設備，電源設備の１５機種に分類した。

次いで，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「学会標準２００８版」*注の附属書Ａ（規定）に基づく「経年劣化メカ

ニズムまとめ表」*注（丙Ｃ第１１号証）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，すべ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，すべての機器について評価を実施した。

そして，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Ｂア第２３号証）に示されている６事象（低サイクル疲労*注，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*注，電気・計装品の絶縁低下並びにコンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下）も考慮した。

以上を踏まえ，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。

以下では，被告が行った評価のうち，中性子照射脆化（後記イ），応力腐食割れ（後記ウ），電気・計装品の絶縁低下（後記エ）について順に述べる。

イ　中性子照射脆化

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。

（丙H第１１号証の添付書類二「東海第二発電所　容器の技術評価書」１－１６～２３頁）

（ア）中性子照射脆化の特徴

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うえ，これらを計画的に取り出し評価に用いることとした。

（イ）監視試験片を用いた脆化傾向の確認

a　脆化傾向の実測

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Ｂア第２号証ないし同第４号証）。

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もとで，複数の監視試験片を用いたシャルピー衝撃試験*注を行い，その吸収エネルギーを実測している[7]。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*注の移行量は増加しつつ上部棚吸収エネルギー*注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**【図５－１３，１４】**。

b　脆化傾向の予測

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（丙Ｂア第２号証ないし同第４号証）。

---

[7] 被告は，圧力容器用鋼材からの切り出し等を行って，圧力容器の母材，溶接金属，熱影響部の脆化傾向を評価するための監視試験片をそれぞれ作成している。これらの監視試験片を用いた脆化傾向の実測及び予測において，母材が脆化傾向の評価上最も厳しい結果を概ね与えていることから，以下では，母材を代表として取り上げる。

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］（丙Ｂア第４号証）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ア第５号証）。

（ウ）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。

（エ）評価

被告は，前記（イ）で述べたとおり，本件運転期間延長認可申請等を行うに当たり，関連温度につき，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℃とそれぞれ評価している。そ

の上で，実際の冷却材の温度制限値については，ＪＥＡＣ４２０６－２００７を踏まえ，これらの関連温度の評価値に，き裂を仮定しても脆性破壊を起こさないようにして求めた値である２６℃をマージンとして加えて，上記各運転開始後期間の順に，それぞれ３１℃及び３７℃と設定している。このように，上記（ウ）で述べた点検・検査により圧力容器に有意な欠陥が認められないところを，安全側の配慮として，き裂の存在を仮定した評価を行うなどして設定した値を冷却材の温度制限として用いることにより，遷移温度域における圧力容器の健全性を確保している。ちなみに，この設定値の水準は，本件発電所における原子炉運転中の冷却材温度（約２８０℃）と比較しても十分に低いものである。

また，上部棚吸収エネルギーについては，運転期間後６０年に相当する時点で１１１Ｊと評価しており，これはＪＥＡＣ４２０６－２００７の示す許容値である６８Ｊを大きく上回っていることから，高温における圧力容器の健全性の確保の点でも支障はない。

加えて，本件発電所を含むＢＷＲでは，圧力容器の温度は通常運転時には蒸気の飽和圧力温度となっており，事故時に非常用炉心冷却系が作動しても冷却水の注入による温度の低下に伴って圧力も自ずと低下し，高圧のまま低温になることはないことから，加圧熱衝撃（ＰＴＳ：Pressurized Thermal Shock。圧力容器が高圧の状態において，事故時に非常用炉心冷却系の作動に伴う冷却水の炉内注入により圧力容器が急激に冷却されることに起因して発生する事象であり，一般にＰＷＲに係るものである（丙Ｂア第５号証４頁）。）が発生するとはそもそも考えがたいが，ＰＴＳに係る評価を行い，運転期間延長審査基準の要求事項を満足することを確認した。

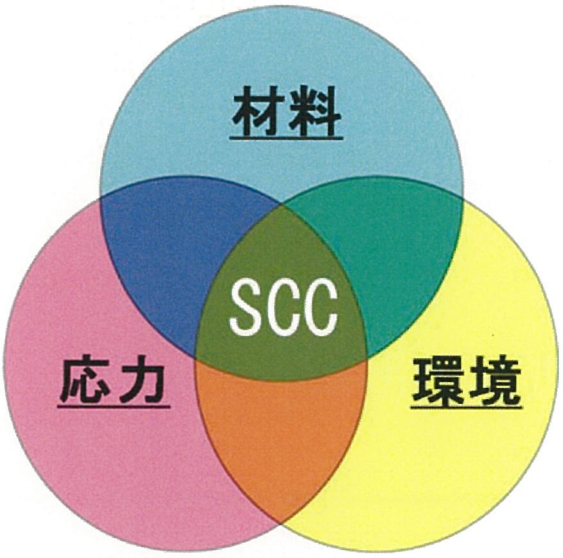
これらのことから，本件発電所においては，運転期間６０年を仮定しても，圧力容器が脆性破壊に至るおそれを生ずることなく，継続して運転を行うことが可能である。（丙Ｂア第６号証）

ウ　応力腐食割れ

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。（丙H第１１号証の添付書類二「東海第二発電所　炉内構造物の技術評価書」３７～６１頁，同号証の添付書類二「東海第二発電所　耐震安全性評価書」３．７－１７～１８頁）

（ア）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き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。



【図５－１５】応力腐食割れの３因子

原子炉水環境下におけるステンレス鋼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き裂が進展していく。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き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，き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。

（イ）Ｖ８及びＨ７において確認された応力腐食割れ

ａ　点検及び要因分析

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シュラウドサポートの溶接部において応力腐食割れを確認した。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」と呼称しており，以下もこれに倣う。）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」と呼称しており，以下もこれに倣う。）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**【図５－１６】**。

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して，ひび割れが発生したと判断している。

ｂ　評価

前記（ア）で述べたとおり，応力腐食割れは時間の経過とともに穏やかにき裂が進展していく現象であり，応力腐食割れによるき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き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。我が国でも，諸外国で実績のある手法と同様の考え方に基づき，き裂を有する機器の健全性を評価する手法が，維持規格及び「き裂その他の欠陥の解釈」に定められており（丙Ｂア第１４号証，同第３０号証），この信頼性の高い健全性評価手法で評価した結果，将来に亘る健全性が確認された場合には，当該機器をき裂が存在する状態で継続使用することが認められている。

被告は，維持規格及び「き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，現在では，前記第３章第２の３で述べた新たな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を用いて，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いる。

これらの評価に当たっては，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。また，評価に当たりき裂進展速度として維持規格に基づき算出した値を用いているが，本件発電所においては，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。

以上のとおりであるから，上記の事象については，現状の点検等の対応を継続することで健全性を確認することができる。

（ウ）照射誘起型応力腐食割れ

上記（イ）で述べた応力腐食割れの評価は，本件発電所において実際に発生が確認された事象を対象とするものであるのに対し，被告は，その発生が確認されてい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（ア）で述べた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，以下の対策を積極的に講じている**【図５－１７】**。

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*注を行うとの対策を講じている。

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との対策を講じ，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の再結合の触媒効果のある貴金属をコーティングするとの対策を講じている。

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，上記ａで述べたとおり，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との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がたい。

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

（ア）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。

（イ）点検

ＰＮケーブル*注の絶縁特性低下に対しては，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。

点検で有意な絶縁特性低下が認められた場合には，ケーブルの取替えを行うこととしている。

（ウ）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（「電気学会技術報告（Ⅱ部）第１３９号「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Ｃ第１２号証）。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）」（同第１３号証））に取りまとめられている。

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，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，６０年間の運転期間に亘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。

（以上，（イ）及び（ウ）について，丙Ｈ第１１号証の添付書類二「東海第二発電所　ケーブルの技術評価書」）

（３）長期保守管理方針の策定

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について，具体的な実施内容，実施方法及び実施時期を纏めて，長期保守管理方針を策定した**【表５－１８】**。

その際，①中性子照射脆化については，これまで述べた監視試験片を用いた脆化傾向の確認，供用期間中検査等による保全，冷却材の温度制限による管理により，圧力容器の中性子照射脆化が本件発電所の安全性に影響を及ぼすとは考えられないが，圧力容器の健全性確保に万全を期すよう，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，②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，上記（２）で述べた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については，本件発電所の保全計画として反映しており，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し，万全を期していく。

（丙Ｈ第１１号証の添付書類三）

（４）原子力規制委員会による確認

被告は，上記（１）ないし（３）で述べたとおり，本件発電所の運転開始からの原子炉その他の設備の劣化状況を把握すべく圧力容器，格納容器，安全機能を有するコンクリート構造物等を対象とした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，原子力規制委員会に対し，本件運転期間延長認可申請等を行っている。

原子力規制委員会は，被告の実施した特別点検が運転期間延長認可申請運用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が運転期間延長審査基準に適合していることなどを確認し，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ことを判断している。また，高経年化技術評価等に関する保安規定変更認可申請についても，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ていること，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ことを確認し，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」には該当しないことを判断している。（丙H第９号証ないし同第１３号証）

第６　原告らの主張に対する反論

１　「共通要因故障」に関する主張について

（１）「共通要因故障」と設計基準事故との関係に係るもの

原告らは，福島第一原子力発電所事故では，単一故障の仮定どおりに事は進まず，地震・津波という一つの原因で必要な安全機能が同時に全て故障した（共通原因故障）のであるから，設計において単一故障の仮定に固執することは，安全確保のためには全く不足した考えであるとして，「共通要因故障」を設計基準事故として取り入れるべきであると主張する（原告ら準備書面（１０）１６～１７頁）。

しかしながら，原告らのいう「共通原因故障」の意味は必ずしも明らかではないものの，上記の主張からすれば，「共通要因」（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。設置許可基準規則２条２項１８号）による故障のことをいうものと解されるところ，そうであれば，かかる点については設置許可基準規則において既に考慮されている。

具体的には，設置許可基準規則第２章は，設計基準対象施設*注について，内部事象と外部事象とを区別した規制を採用し，設置許可基準規則第２章において，内部事象を想定した事故防止対策に関する設計上の考慮が求められ，そこでは，原子炉施設における安全施設については，設計上，安全確保のために必要な機能の重要性に応じて，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計であることを要求し，重要度の特に高い安全機能を有する系統については，①その構造，動作原理及び果たすべき安全機能の性質等を考慮して，多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること，また，②その系

統を構成する機器の単一故障の仮定*注に加え，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能が達成できる設計であることを要求している。その上で，かかる安全対策が講じられる原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針が妥当であることを確認するため，「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について安全評価を行うことによって，事故防止対策の妥当性を確認することとされ，その解析条件の設定に当たっては，想定される起因事象たる異常や故障の設定とは別に，解析条件の一つとして，その機能別に結果を最も厳しくする単一故障を仮定することが要求されている。ここでいう「単一故障」は，単一の事象に起因して必然的に起こる多重故障をも含み，常に一つの故障を意味するものではない。

他方，外部事象に対する設計上の考慮については，それが事故の誘因とならないよう，原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針に係る事項として審査される仕組みとなっており，設置許可基準規則第２章は，「共通要因」による故障の原因となることが必然的であると予見される自然現象等をも含めた設計上の考慮を要求することによって，「止める」，「冷やす」，「閉じ込める」といった安全上の重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器が，想定される外部事象によって安全確保上重要な機能を必然的に失うことを防止し，所期の機能を果たすことを確保している。したがって，同規則第２章は，想定すべき外部事象による損傷を原因とした故障，すなわち，「共通要因」による故障を含めた故障が発生しないようにしているのであって，外部事象との関係でも，十分な安全性を確保することを要求しているといえる。

以上のとおり，設置許可基準規則第２章における事故防止対策に関する規制は，「共通要因」による故障に対する対策を含めて適切になされており，原告らの主張は理由がない。

（２）自然現象の配慮に係るもの

原告らは，自然現象による事故を考えれば，単一故障の仮定を維持できないので，旧規制と同じく設計基準事故の原因は内部事象に限定し，自然現象を事故原因として考えないことにしているとして，設置許可基準規則において，外部事象を設計基準事故の原因としていないことが不合理であるかのように主張する（原告ら準備書面（１０）１６頁）。

しかしながら，設置許可基準規則第２章は，設計基準対象施設について，外部事象と内部事象とを区別した規制を採用し，この区別の下で，外部事象を「単一故障の仮定」による安全評価の対象としないことは何ら不合理なものではない。

すなわち，同規則１３条及び安全評価審査指針では，外部事象を原因とする事故の解析評価をすることを予定していないが，外部事象に対する設計上の考慮の妥当性については，それが事故の誘因とならないよう，原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針に係る事項として審査される仕組みとなっている。すなわち，設置許可基準規則第２章は，「共通要因」による故障の原因となることが必然的であると予見される自然現象等をも含めた設計上の考慮を要求することによって，安全上の重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器が，想定される外部事象によって安全確保上重要な機能を必然的に失うことを防止し，所期の機能を果たすことを確保している。

したがって，同規則第２章は，想定すべき外部事象による損傷を原因とした故障，すなわち，「共通要因」による故障を含めた故障が発生しないこととしているのであって，外部事象との関係でも，十分な安全性を確保することを要求しているといえる。

そして，内部事象に対する設計については，設計の基本的な考え方として，その系統が設計上の要求事項を満足することを確認するとともに，作動を要

求されている諸系統間の協調性及び手動操作を必要とする場合の運転員の役割等，安全上重要な施設全体としての機能と性能が確保されていることを統合的に確認する必要があるが，外部事象に対する設計については．想定すべき事象に対する損傷の防止として必要な設計がなされていれば十分な安全性が確保されるから，そのような必要はない。

これらのことから，設置許可基準規則第２章が，外部事象と内部事象とを区別した規制を採用し，外部事象を「単一故障の仮定」による安全評価の対象としていないことに何ら不合理はない。

（３）設置許可基準規則の策定過程に係るもの

原告らは，「共通要因故障を設計に導入していない」理由として，原子炉施設等基準検討チームの第４回及び第６回の各時点における「新安全基準（設計基準）骨子（たたき台）」の記載を根拠として，原子力規制委員会の基準検討チームにおいて，当初は「信頼性に関する設計上の考慮」について，共通要因故障を取り入れた基準が策定されようとしていたが，いつのまにか設計基準として共通要因故障を考えた設備を要求することを止めたと主張する（原告ら準備書面（１０）１６～１７頁）。

しかしながら，原告らの主張は，設置許可基準規則策定段階の検討内容を正しく踏まえておらず，前提を欠く。

すなわち，「新安全基準（設計基準）骨子（たたき台）」は，「基準検討チーム」において検討のために用いられ，後に「新規制基準（設計基準）骨子」として取りまとめられ，原子力規制委員会が設置許可基準規則の一部として反映したものであるところ，原告らの指摘する上記各時点の「新安全基準（設計基準）骨子（たたき台）」において，「１．設計基準」の「（８）信頼性（Ｎｏ．④）」として，

「１．安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その安全機能の重要度に

応じて，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計であること。

2．重要度の特に高い安全機能を有する系統についてはその系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能が達成できる設計であること。

3．このため，前項の系統は，その構造，動作原理，果たすべき安全機能の性質等を考慮して，多重性及び独立性を備えた設計であること。ただし，共通要因又は従属要因による機能喪失が独立性のみで防止できない場合には，その共通要因又は従属要因による機能の喪失モードに対する多様性及び独立性を備えた設計であること。

（発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針　指針９に相当）」

とされていた（乙Ｂア第１４号証１６頁）。

原告らは，上記「３．」のうち，「ただし，共通要因又は従属要因による機能喪失が独立性のみで防止できない場合には，その共通要因又は従属要因による機能の喪失モードに対する多様性及び独立性を備えた設計であること」との記述が，設置許可基準規則１２条において削除されたことを根拠として，設計基準として共通要因故障を考えた設備を要求することを止めたなどと主張するようであるが（原告ら準備書面（１０）１６頁），原告らが引用した上記ただし書き部分は，設置許可基準規則１２条の文言として見当たらないだけであり，その前提となる考え方が排除されたものではない。

そもそも，原告らが引用した上記部分の「共通要因」については，設置許可基準規則２条２項１８号において定義されている。すなわち，同規則２条２項１８号は，「多様性」について，「同一の機能を有する二以上の系統又は機器が，想定される環境条件及び運転状態において，これらの構造，動作原理その他の性質が異なることにより，共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。）又は従属

要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。）によって同時にその機能が損なわれないこと」と定義している。また，同項１９号は，「独立性」について，「二以上の系統又は機器が，想定される環境条件及び運転状態において，物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより，共通要因又は従属要因によって，同時にその機能が損なわれないこと」と定義している。

このような「多様性」及び「独立性」の定義を前提とすれば，原告らが引用した上記部分の内容は，設置許可基準規則１２条２項の解釈上明らかであるため，あえて上記部分の記載に即した文言を用いて規則本文に規定する必要性がないと考えられたことから，そのような規定が置かれなかっただけであって，前提となる考え方が変わったものではない。

すなわち，設置許可基準規則１２条２項においては，「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…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」とされている。

原告らが引用した上記部分は，「共通要因又は従属要因による機能喪失が独立性のみで防止できない場合」には「多様性及び独立性を備えた設計であること」を求めるものであるところ，このことは，設置許可基準規則１２条２項の記載から当然要求されるものである上，上記部分にいう「その共通要因又は従属要因による機能の喪失モードに対する多様性」とは，まさに「多様性」の定義として，「共通要因（括弧内略）又は従属要因…によって同時にその機能が損なわれないこと」と，同規則２条２項１８号において明記されている。

このように，原告らが引用した上記部分が求めるところは，設置許可基準

規則１２条２項の規定から要求されていることが明らかであるため，あえて明文で規定しなければならないものではなかったことから，規定が同規則に置かれなかったにすぎない。

このことは，「新安全基準（設計基準）骨子（たたき台）」及び設置許可基準規則における「共通要因」の意義からも明らかである。

すなわち，「新安全基準（設計基準）骨子（たたき台）」（第６回）においては，原告らが引用する部分のうち，「共通要因」について，「二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって，例えば環境の温度，湿度，圧力，放射線等による影響因子，系統又は機器に供給される電力，空気，油，冷却水等による影響因子及び地震，溢水，火災等の影響をいう」（新安全基準（設計基準）骨子（たたき台）第６回，【要求事項の詳細】）とされていた（乙Ｂア第１４号証１６頁）。

他方，設置許可基準規則の解釈２条部分では，「共通要因」とは，「二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって，例えば環境の温度，湿度，圧力又は放射線等による影響因子，系統若しくは機器に供給される電力，空気，油，冷却水等による影響因子及び地震，溢水又は火災等の影響をいう」とされている（乙Ｂア第８号証６頁）。

このように，設置許可基準規則と「新安全基準（設計基準）骨子（たたき台）」（第６回）で示された「共通要因」について，その意義に違いはなく，原告らの指摘する削除部分を含め，「新安全基準（設計基準）骨子（たたき台）」（第６回）において記載された内容は，設置許可基準規則においても同様に規定されているのである。

したがって，設置許可基準規則策定段階の検討内容をもって，いつのまにか設計基準として共通要因故障を考えた設備を要求することを止めたとし，共通要因故障を設計に考慮しない内容を有するものとして同規則が制定されたとする原告らの主張には理由がない。

2　電源設備に関する主張について

（1）外部電源に係るもの

原告らは，福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえれば，外部電源の耐震重要度分類はＳクラスに，安全重要度分類はクラス１に格上げされるべきであるにもかかわらず，現在の規制基準において，格上げがなされていないことが不合理であると主張する（原告ら準備書面（１０）１７頁）。

しかしながら，外部電源系による電力供給は，遠く離れた発電所等から電線路等を経由して供給されるものであり，その長大な電線路全てについて，管理し，耐震性を確保することは，当該電線路が発電所外の設備であることからも明らかなとおり，不可能である。そのため，そもそも，事故時に外部電源系に依存するような設計は不適切であり，設置許可基準規則においても，これを要求しておらず，安全施設への電力供給について非常用電源設備等で対応すべきものとし，同設備の耐震性，信頼性を重要視し，耐震重要度分類Ｓクラス，安全重要度分類*注ＭＳ－１としているものである。このように，外部電源の喪失を想定し，非常用電源について規制を設け，必要な設備を設けること等を要求することはＩＡＥＡ安全基準の「原子力発電所の安全：設計（Ｎｏ．ＳＳＲ－２／１〔Ｒｅｖ．１〕）」等とも整合する，世界共通の考え方である（乙Ｂア第６１号証７０～７１頁）。

そして，その上でなお，福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，全交流動力電源喪失という事態を可能な限り回避するため，更なる信頼性の向上を図る手段として，発電所内に接続する電線路を，少なくとも２回線は独立したものとすること，電線路は，少なくとも１回線は，別の送電鉄塔に架線することにより，他の回線と物理的に分離して受電できるものとすること，発電所内に複数号機の発電用原子炉が設置されているような場合には，３回線以上の電線路を発電所へ接続し，そのうち２回線が喪失しても複数の発電

用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないように設計することなどを要求している。

このように，設置許可基準規則においては，事故発生時に安全施設への電力供給を行うことが予定されている非常用電源設備等を耐震重要度分類Ｓクラス，安全重要度分類ＭＳ－１とし，事故発生時において電力供給を期待すべきではないとされる外部電源系を耐震重要度分類Ｃクラス，安全重要度分類ＰＳ－３としているものであって，何ら不合理ではなく，原告らの主張には，理由がない。

（２）非常用電源設備等の種類及び容量等に係るもの

原告らは，現在の規制基準では外部電源喪失時の非常用電源設備等の種類と容量を増やすことが規定されたが，重大事故等*注の対応に必要な設備として何を想定しているのか，それに対応する多様性とは何かなど，この基準を満たす具体的な内容が制定されておらず，現実の設備が安全確保のために十分か否か判断する基準となっていないことから，現在の規制基準は不合理であると主張する（原告ら準備書面（１０）１８頁）。

しかしながら，非常用電源設備等が使用される重大事故等の想定や，その対応に必要な設備の種類，台数，電気容量，位置等は発電所ごとに異なるものである。

そのため，非常用電源設備等が使用される具体的な事態を，すべての発電所に共通するものとして，一律に想定して，その想定した事態に対して多様性を求めることは合理的ではない。

そこで，現在の規制基準は，非常用電源設備等が使用される重大事故等の対応に必要な設備の種類，電気容量等を基準として画一的に要求するのではなく，福島第一原子力発電所事故を踏まえ，必要とする電力を供給できる十分な発電容量があること及び外部電源系が長期間復旧できないことに備え，

発電所への燃料補給等の外部支援がなくとも，７日間連続で非常用ディーゼル発電機等を運転するのに必要な容量以上の燃料を敷地内に貯蔵できることや，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保するため，必要な設備を設けることを要求するにとどめ，設置許可基準の適合性審査において，各発電用原子炉施設の実情に応じて，十分な非常用電源設備が設置されているか否かを個別具体的に判断することとしているのであって，設置許可基準規則の定めは，何ら不合理なものではないというべきである。

原告らの上記主張は，設置許可基準規則において，上記の各発電用原子炉施設の実情に応じた個別具体的な判断が予定されていることを看過したものというほかなく，何ら理由がない。

（３）所内常設直流電源設備（３系統目）に係るもの

原告らは，所内常設直流電源設備（３系統目）の設置を要求する一方で，その設置を５年間猶予としていることは設置許可基準内の矛盾であり，不合理であると主張する（原告ら準備書面（１０）１８頁）。

しかしながら，設置許可基準規則５７条２項は，他の規定が要求する電源設備の設置によって既に重大事故等対策が図られているものについて，更なる機能の信頼性向上を図る性質の規定である一方，審査，工事等に一定の期間が必要であることから猶予期間を設けたものであって，何ら不合理なものではない。

すなわち，設置許可基準規則５７条２項に基づく所内常設直流電源設備（３系統目）の設置に関しては，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等の一部を改正する規則（平成２８年１月１２日原子力規制委員会規則第１号）の施行の際，現に設置され又は設置に着手されている発電用原子炉施設については，平成２５年７月８日以後最初に行われる原子炉等規制法４３条の３の９第１項の規定による認可の日か

ら起算して５年を経過する日までの間は，同４２条及び５７条２項の規定は，適用しないと規定されている（平成２８年１月１２日原子力規制委員会規則第１号）。所内常設直流電源設備（３系統目）に係る規制は，平成２８年１月１２日時点で現に設置され又は設置に着手されている発電用原子炉施設については，平成２５年７月８日以後最初に行われる工事計画認可の日から起算して５年間，適用しないものとされていることから，上記発電用原子炉施設については，所内常設直流電源設備（３系統目）の設置が上記期間中，猶予されることになる。

しかし，設置許可基準規則５７条２項は，同規則３３条２項の規定により設置される非常用発電設備及び同規則５７条１項の規定により設置される電源設備のほか，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等を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならないと規定するところ，同規則５７条２項により要求されている機能は，同規則３３条２項及び５７条１項による電源設備の設置によって既に重大事故等対策に必要な機能として要求されているものについて，更なる機能の信頼性向上のためのバックアップ対策として求められているものである（同規則５７条の解釈２〔乙Ｂア第８号証１１１頁〕）。その一方で，所内常設直流電源設備（３系統目）を設置するためには，審査，工事等に一定の期間が必要であることから，基準の適用に一定の猶予を設けたものであり，このような定めは，何ら不合理なものではない。

したがって，原告らの上記主張には，理由がない。

3　立地審査指針に関する主張について

原告らは，新たな規制基準では，立地評価に関する規定，立地審査指針を欠いているなどと述べ，新たな規制基準に欠陥があると主張する（原告ら準備書

面（２３）８頁）。

しかしながら，立地審査指針における原則的立地条件[8]と，改正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，以下に述べるとおりであり，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，この法体系のもとで，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（故意に依るものは除く。）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，前記第３章で述べたとおり，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*注を与えな

---

[8] 立地審査指針は，「１　基本的考え方」，「２　立地審査の指針」及び「３　適用範囲」を示す「原子炉立地審査指針」（別紙１），並びに，「原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的な判断のめやす」（別紙２）で構成され，そして，立地審査指針別紙１の「１　基本的考え方」は，「１．１　原則的立地条件」と「１．２　基本的目標」とで構成される。

「１．１　原則的立地条件」は，（１）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，（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，（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から成り，原則的立地条件（１）においていわゆる外部事象に係る要求事項を記載した上，原則的立地条件（２）及び（３）において公衆からの離隔について記載する。

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。改正前原子炉等規制法は，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，「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，そして，被告は，前記第４の２（１）カ及び（２）オにおいて述べたとおり，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）の制定がなされ，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（乙Ｂア第１８号証）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（同号証１～２頁））。更に，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，福島第一原子力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（有効性評価ガイド３．２．１（６））。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いて，立地評価に係る意見について，「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ていましたが，東京電力福島第一原子力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と言えます。そのため，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Ｃｓ－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ます」（丙H第６号証の別紙２の７０～７１頁）と回答している。

これらを何ら踏まえることなく，新たな規制基準に欠陥があるとする原告らの主張には理由がない。

4　重大事故等対策に関する主張について

（1）重大事故等対策に係る設置許可基準規則に係るもの

ア　可搬型設備に係るもの

原告らは，新たな規制基準において，シビアアクシデント対策は恒設設備ではなく，可搬設備で対応することを基本としているが，可搬設備は確実性が不足するなどと主張する（原告ら準備書面（１０）２３頁）。

しかしながら，そもそも，原告らは，重大事故等対策*注において可搬型設備を基本とすることでいかなる理由から「確実性は不足する」のか，何ら具体的な主張をしておらず，その主張は前提を欠くものである。

その点を措いても，原告らの主張は，重大事故等対策として設置が求められる可搬型設備の柔軟性・優れた耐震性等の特性を看過している。

すなわち，重大事故等対策として常設設備を設置する場合には，設計する際に必ず設計上の想定を定めなければならず，設計上の想定を超えた場合の効果が限定される可能性があるのに対し，可搬型設備の場合には，想定を超えた状況に対して柔軟に対応することが可能である上，常設設備に比べて耐震上優れているという特性も認められる。

そして，重大事故等対策は，外部事象や偶発故障等における想定を上回る不測の事態に対処するものであり，このような重大事故等対策の性質に鑑みれば，事前に設計上の想定を要せず，柔軟に対応することが可能であって，耐震性にも優れた可搬型設備を基本とする重大事故等対策は，何ら不合理なものではない。

また，設置許可基準規則は，可搬型設備のみを設定すればよいとしているものではなく，常設設備及び可搬型設備の特性に応じてそれぞれに役割を持たせ，より的確に事故の進展を抑えることを要求しているのである。

このように，可搬型設備を基本とした重大事故等対策に係る規制は，合理的なものである。

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　共通要因故障の原因に係るもの

原告らは，シビアアクシデント対策では共通要因故障を考えることにしているが，共通要因故障が何によって起こるかを考えないで，解析上の共通要因故障を想定しており，自然現象を原因とする故障を考えれば，解析上の事故シーケンスで想定していない系統，機器の故障も発生することもありうるなどとして，重大事故等対策に係る新たな規制基準が不合理であるかのように主張する（原告ら準備書面（１０）２１～２３頁）。

しかしながら，原告らの主張は，炉心損傷防止対策における有効性評価の手法のうち，事故シーケンスグループないし重要事故シーケンスの選定を問題にしているのか，それとも有効性の評価を問題にしているのか，いかなる点を問題としているのか全く不明であり，前提を欠く。

念のため述べると，重大事故等対策の有効性評価を行うに当たっては，重要事故シーケンスを選定した上で，これに対し，重大事故等対策を講じることで，炉心の著しい損傷を防止し得るかについて評価することになるところ，ここで想定されている事故シーケンスは，複数の故障（多重故障ないし共通要因故障）が組み合わさって形成されている。例えば，ＢＷＲの事例では，一般に，大破断ＬＯＣＡ（主冷却管が瞬時に破断したような場合）を起因事象とし，その後，原子炉隔離時冷却系及びＥＣＣＳの作動に失敗し，炉心冷却機能が喪失し，炉心損傷に至るという事故シーケンスがしばしば想定される（乙Ｂア第６２号証１２頁）。このように，一般に，多重故障を前提とした解析が行われるのは，重大事故等対策が，設計基準事象を超える事象を前提としており，設計基準事象では想定していない共通要因故障が発生した場合や，複数の故障が重なる多重故障が生じた場合にも，対策の有効性を評価することが要求されているからである（乙Ｂア第６３号証２頁）。

以上のとおり，重要事故シーケンス選定に至る過程で，共通要因故障は考慮されている上に，これを考慮する理由も合理的なものであって，およそこの点に関して不合理な点は認められない。

加えて，想定する事故シーケンスグループを選定する際，プラントごとの設計等の違いもあることから，個別プラントの外部事象に関する適用可能なＰＲＡ等を実施し，その結果，「必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれないものの，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に追加するものとされている。

ほかに，原告らは，原子炉施設等基準検討チーム第３回会合資料３（乙Ｂア第６２号証）の炉心損傷防止対策の有効性評価において考慮すべき事項において，「各事故シーケンスにおいては，多重故障を想定した設備（中略）を除き，健全であると想定する。また，各事故シーケンスにおいては，設計基準事故で想定する単一故障を重ねて想定しなくてよい」と記述されていることを挙げて，事故シーケンスの設定の際に健全であると想定した機器が故障した場合は，有効性評価の対象となっていないことも，根拠とするようである。

しかしながら，原告らが主張するような機器が故障した場合についても，有効性評価の前提として想定される多数の事故シーケンスのいずれかに当たるものであって，確率論的リスク評価（ＰＲＡ）を実施した上で，様々な事故シーケンスをおおむね網羅的に考えられる「必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれる場合には，有効性評価によって炉心損傷防止対策の有効性が確認されることになる（設置許可基準規則３７条の解釈１－１（ａ）（丙Ｂア第９号証７５～７６頁））。また，原告らが主張するような機器の故障を含む事故シーケンスが，「必ず想定する事故シーケンスグループ」には含まれないものの，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適用可能なＰＲＡ又はそれに代わる方法で評価を実施し，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に含まれるものとして抽出された場合にも，有効性評価によって炉心損傷防止対策の有効性が確認されることになる（同（ｂ））。したがって，原告らが上記のとおり主張する機器の故障について，上記（ａ）及び（ｂ）によって抽出された事故シーケンスグループに含まれれば，有効性評価が行われるし，他方，これに含まれなかった事故シーケンスは，そもそも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含まれないことから，これについて有効性評価を行わないこととしていることは不合理ではない。

以上のとおりであるから，原告らの主張には，理由がない。

（２）原子炉停止失敗に係るもの

原告らは，前記第４の２で述べた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（原告ら準備書面（６４）１４～１７頁）。

しかしながら，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，前記第４の２（１）イにおいて述べたとおり，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－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。**【図５－１９】**

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すべての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入すること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，前記第４の２（１）イにおいて述べたとおり，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もとで，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な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。

（３）使用済燃料貯蔵槽内の使用済燃料等に係るもの

原告らは，新たな規制基準では，①使用済燃料貯蔵槽が破壊されて急激に水が流出して冠水が維持されなくなった場合など使用済燃料貯蔵槽内の使

用済燃料等が著しく損傷した場合の影響の緩和に係る規定を欠き，また，②運転停止中における原子炉内の燃料体が著しく損傷した場合の影響の緩和に係る規定を欠くとして，不合理なものであると主張する（原告ら準備書面（６４）２７～３０頁）。

しかしながら，①の主張については，使用済燃料は，その崩壊熱が時間の経過とともに急激に低下する（原子炉停止直後に約７％，２４時間後に１％未満である（丙Ｂア第２５号証１９６～１９７頁）。）こともあり，使用済燃料貯蔵槽（本件発電所における使用済燃料プール*注に当たる。）内の水により冠水状態で貯蔵すれば，崩壊熱を適切に除去することが可能であり，かつ，燃料被覆管が崩壊熱により損傷する危険はなく，その健全性が維持されるため，上記冠水状態を維持するべく，設置許可基準規則は，使用済燃料貯蔵槽及びその補給水設備の耐震重要度をＳクラスとして十分な耐震性を要求するなど，高い信頼性を持たせるようにしている。設置許可基準規則は，上記にもかかわらず，万が一，補給水設備の損傷等による使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えい等により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合に備え，可搬型代替注水設備等の，使用済燃料等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための設備の設置を求める（設置許可基準規則５４条１項，同条の解釈２（丙Ｂア第９号証１１３頁））とともに，使用済燃料貯蔵槽の大量の水の漏えい等により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合に備え，可搬型スプレイ設備等の，使用済燃料等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するための設備の設置を求めている（設置許可基準規則５４条２項，同条の解釈３（同号証１１３～１１４頁））。その上で，設置許可基準規則は，使用済燃料貯蔵槽内の使用済燃料等の著しい損傷時に原子力発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な原子炉建屋への放水設備等の設置をも求めており（設置許可基準規則５５条，同条の解釈１（同号証１１

５頁）），規制基準として何ら不合理なものではない。

また，②の主張については，運転停止中における原子炉内の燃料体は，使用済燃料と同様，崩壊熱が低下していることに加え，設置許可基準規則３７条２項は，通常運転中において炉心が著しく損傷した場合の格納容器破損防止等の影響緩和措置を講じることを要求しているところ，かかる措置は，運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷時の影響の緩和にも有効なものである。

以上のことから，原告らの主張は理由がない。

５　水素爆発に関する主張について

（１）格納容器の破損防止に係るもの

原告らは，前記第４の２（２）オで述べた水素爆発による格納容器の破損を防止するための対策を講じるに当たり被告の行った有効性評価に関し，水素の発生原因としてジルコニウム以外の金属と水との反応を評価しないのであれば水素発生量の評価として全く不十分である，格納容器の圧力は２Ｐｄまで，温度は２００℃までは漏れないというのは，科学的な考察を欠いているなどとし，被告の対策ないし評価が不十分であると主張する（原告ら準備書面（５４）５～６頁）。

しかしながら，被告は，前記第１ないし第３で述べたとおり，本件発電所で発生する放射性物質の閉じ込めに万全を期し，放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう，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亘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，新たな規制基準を踏まえ，第４で述べたとおり，電源，原子炉への注水・除熱に係る機能等を強化するなどしているのであって，これらの対策の下で，そもそも水素爆発の発生に至るような炉心の著しい損傷が生ずるとはおよそ考えられない。

その上でなお，被告は，新たな規制基準を踏まえ，前記第４の２（２）エで述べたとおり，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。その際，圧力容器外の鉄と水との反応は考慮していないが，当該反応により生ずる水素の量は既往研究に照らして無視し得る程度に小さいと考えられ，これをもって「不十分」な評価とすることはできない。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程度と考えられる（丙Ｃ第１６号証）[9]。

また，被告は，上記の有効性評価に当たり，前記第４の２（２）で述べた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おり，原告らの主張するような「格納容器の圧力は２Ｐｄまで，温度は２００℃までは漏れない」との前提には誤りがある。

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

---

[9] 水素量を３ｇ程度と評価するに当たっては，温度を１０００Ｋ（約７２７℃）と仮定している。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。

漏えいを生じることはシビ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とも主張するが（原告ら準備書面（５４）６頁），そもそも，既に述べたとおり，事故防止対策を周到に講じた上で，更に新たな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，これらの対応のもとで，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，何故，原告らの挙げるような事象を「シビアアクシデント」として想定しなければならないのか，その具体的根拠も示されていない。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。

したがって，水素爆発による格納容器の破損を防止するための被告の対策ないし評価が不十分であるとする原告らの主張に理由はない。

（２）原子炉建屋の破損防止に係るもの

ア　静的触媒式水素結合装置に係るもの

原告らは，水素爆発による原子炉建屋の破損を防止するために被告が講じた対策に関し，格納容器から漏れた水素は原子炉建屋６階のオペレーションフロアに溜まるが，水素の流入の仕方，等に大きな不確定要素があり狭い空間と比較して制御は困難である，建屋内に出てきた水素を処理するための静的触媒式水素結合装置を２４台設置するとしているが，１台の処理能力は約０．５kg／ｈであり，重大事故で想定される数百kgの水素を処理する能力に欠けているなどとして，上記の対策が不十分であると主張する（原告ら準備書面（５４）６～７頁）。

しかしながら，既に述べたとおり，本件発電所で発生する放射性物質の閉

じ込めに万全を期し，放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう，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亘る事故防止対策を周到に講じた上で，同発電所の安全性を更に向上させる観点から，新たな規制基準を踏まえ，電源，原子炉への注水・除熱に係る機能等を強化するなどしているのであって，これらの対策の下で，そもそも水素爆発の発生に至るような炉心の著しい損傷が生ずるとはおよそ考えられない。

その上で，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（丙Ｃ第１７号証）。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すべ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。

したがって，原告らの主張には理由がない。

イ　ブローアウトパネルに係るもの

原告らは，ブローアウトパネルにつき，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いるなどとして，ブローアウトパネルに係る対策が不十分であると主張

する（原告ら準備書面（５４）７頁）。

しかしながら，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，新たな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。

以上のとおりであるから，水素爆発による原子炉建屋の破損を防止するための被告が講じた対策が不十分であるとする原告らの主張に理由はない。

6　水蒸気爆発に関する主張について

（1）水蒸気爆発に関する各種実験に係るもの

原告らは，被告が，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ＡＬＰＨＡ試験，ＫＲＯＴＯＳ試験，ＦＡＲＯ試験，ＣＯＴＥＬＳ試験，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たことに関し，この評価は上記試験結果を強引に解釈して結論に結び付けているなどとして，本件発電所において水蒸気爆発の危険があるかのように主張する（原告ら準備書面（５４）１２～１６頁）。

しかしながら，以下に述べるとおり，原子力発電所で想定される溶融物の過熱度を用いるなどした実機と同等の条件下では，水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいことが複数の実験結果から示され，このような科学的知見を踏まえて，被告が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たことは，何ら強引な解釈ではない。

ア　そもそも，水蒸気爆発については，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，といった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（丙Ｃ第１８号証５－２－１頁），これら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が起こりにくく，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（丙Ｃ第１８号証。二酸化ウラン及び二酸化ジルコニウムの混合物を用いた水蒸気爆発に係る各試験の結果をまとめたものとして**【表５－２０】**）。なお，福島第一原子力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　かえって，原告らの主張は，以下のとおり，各種実験結果を正しく踏まえておらず，その理由を欠くものである。

原告らは，ＫＲＯＴＯＳ試験について，「試験ケース（Ｋ３６）」（被告註：水蒸気爆発なし）と「試験ケース（Ｋ４６）」（被告註：水蒸気爆発あり）との比較的大きな違いは，溶融物の量で（Ｋ３６）が３．０kgに対して，（Ｋ４６）は５．４kgと１．８倍も大きいなどとして，外部トリガーの有無にかかわらず，溶融物の量でもって水蒸気爆発の発生の有無が決定されるかのように主張するが（原告ら準備書面（５４）１３～１４頁），当該主張は合理的根拠を欠き，理由がない。当該試験を含む各種試験の結果及び水蒸気爆発の発生機序に照らせば，ＫＲＯＴＯＳ試験で与えた実験装置底部に１５０気圧の圧縮ガスを放出するといった外部トリガーの有無が水蒸気爆発の発生の有無を検討するに当たって重要であるところ（丙Ｃ第１９号証），本

件発電所の実機条件では，このような圧力外乱となる要因は考えられず，また，格納容器内の圧力上昇の観点で厳しい事象を想定しても約０．５ＭＰａ［gage］，すなわち約５気圧にとどまり，ＫＲＯＴＯＳ試験における上記の１５０気圧に比して僅少である（丙Ｈ第３号証４７５頁）。

原告らは，ＦＡＲＯ試験について，１ケースを除いて外部トリガー無しの条件で試験が行われているが，水蒸気爆発が起きないことを示すのであれば，トリガーの存在の不確定性を考え，同様のすべてのケースで外部トリガーを有する試験をすべきであり，それをしていない試験結果からでは，実機に応用することには無理があると主張するが（原告ら準備書面（５４）１４頁），そもそも，二酸化ウラン及び二酸化ジルコニウムの混合物を用いた水蒸気爆発に係る試験として，これまでにＣＯＴＥＬＳ試験，ＦＡＲＯ試験及びＫＲＯＴＯＳ試験等がなされており，これらの試験を通じて外部トリガーの有無を含む様々な条件を含むケースが検討されているにもかかわらず，そのうちの一つであるＦＡＲＯ試験の条件を取り上げることに合理的根拠はない。むしろ，既に述べたとおり，本件発電所において厳しい事象を想定しても格納容器内に大きな圧力上昇を伴うことはないことに照らせば，外部トリガーを与えないケースのほうが本件発電所の実機に近い条件といえる。よって，上記の原告らの主張には理由がない。

原告らは，ＣＯＴＥＬＳ試験について，外部トリガー無しで行われているが，トリガーの存在の不確定を考え，すべてのケースで外部トリガーを有する試験を実施すべきであると主張するが（原告ら準備書面（５４）１４頁），ＦＡＲＯ試験に係る反論として述べたことと同じく理由がない。なお，原告らは，ＣＯＴＥＬＳ試験について，溶融物の温度が示されておらず，水蒸気爆発試験において最も基本的なデータでそれがわからない試験では水蒸気爆発発生の有無を判断すべき条件を欠いている（同頁）とするが，当該試験の溶融物温度は３０００～３１００Ｋとされており（丙Ｃ第２０号証），前

提を欠く。

原告らは，ＴＲＯＩ試験について，溶融物としてジルコニア（二酸化ジルコニウムＺｒO_2）のみと二酸化ウラン（UO_2）にジルコニアを加えた場合について実験を行い，どちらも自発的な水蒸気爆発の発生を確認している，被告は自発的な水蒸気爆発は融点を大きく上回る過熱度を溶融物に与えたとしているが，ＴＲＯＩ－１３は３３００Ｋ以上とされていたが２６００Ｋに訂正され，ＴＲＯＩ－１４は実機条件に近い３０００Ｋであり，その指摘は当たらないと主張するが（原告ら準備書面（５４）１４～１５頁），実験者の論文において，原告らの挙げるケースはいずれも溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施されたものであり，実機の条件とは異なっていると分析されている（丙Ｃ第２１号証）。ちなみに，原子力規制委員会の説明によれば，国際協力の下で実施されたＯＥＣＤ ＳＥＲＥＮＡ計画では，ＴＲＯＩ試験における装置を用いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ，外部トリガーを伴わない自発的な水蒸気爆発は生じていないことが確認されている（丙Ｈ第６号証の別紙１の１９５頁）。これらのことから，ＴＲＯＩ試験により，実機で想定される条件において外部トリガーを伴わない自発的な水蒸気爆発の発生が示されることはなく，原告らの主張に理由はない。

なお，原告らは，ＡＬＰＨＡ試験について，外部トリガーなしに１９回実施した試験で１１回水蒸気爆発が発生しており，水蒸気爆発の回数は大きく，しかも外部トリガーなしでも水蒸気爆発は起こるという結果であるとするが（原告ら準備書面（５４）１３頁），当該試験においては，酸化アルミニウムと鉄から成る模擬溶融物が用いられており，本件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の溶融物とは異なる。この酸化アルミニウムと鉄から成る模擬溶融物については，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

生しやすい性質を持つことから（丙Ｃ第２２号証），本件発電所の実機条件とは異なる当該試験結果をもって，外部トリガーなしでも水蒸気爆発は起こるとすることはできず，ＡＬＰＨＡ試験は原告らの主張を根拠づけるものではない。

（２）コア・キャッチャーに係るもの

原告らは，欧米を中心に建設又は計画中の原子力発電所等では水蒸気爆発防止対策としてコア・キャッチャーが設置されているなどとして，コア・キャッチャーの設置ができないのであれば，原子力発電所は廃炉にすることが然るべき安全確保策であると主張するが（原告ら準備書面（５４）１６～１７頁），以下に述べるとおり，理由がない。

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亘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，前記第４の２（２）ウで述べたとおり，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，新たな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。原子力規制委員会も，本件意見公募手続において，「新規制基準においては，個別の機器の設置を求めるのではなく，炉心溶融防止対策や格納容器破損防止対策等のために必要な機能を求めています。規制基準は，満足すべき性能水準を要求し，それを実現する『技術』は指定しないのが国際的にみても一般的な考え方です。規制要求を満たすのであれば，ご指摘の設備に限らず，他の方法でも問題ありません」「なお，御指摘の欧州各国電力会社のさらなる安全性に関する要求をまとめたEuropean Utility Requirement（EUR）においては，新設の原子炉に対する設計として，メルトダウンに至る事象の始まりから１２時間格納容器保護のために人的対応に依存してはならないなどの要求があること等も把握しています。しかし，既設の原子炉に対して，御指摘のあった技術の導入を義務付けるような基準にはなっていないと承知しています」としている（丙H第６号証の別紙２の３９～４０頁）。

また，二酸化ウラン及び二酸化ジルコニウムの混合物を用いた水蒸気爆発に係る各試験の結果等に照らし，本件発電所において仮に溶融炉心が水などの低温液体に接触したとしても，水蒸気爆発が発生するとはおよそ考えがたいことは，上記（１）において述べたとおりである。

これらのことから，コア・キャッチャーに係る原告らの主張に理由はない。

なお，原告らは，本件発電所における上記の溶融炉心の冷却に係る対策に関し，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ことはないといえない（原告ら準備書面（５４）１６～１７頁）などと主張するが，その内容は具体的根拠を何ら伴っておらず，理由がない。

（３）その他

ア　原告らは，ＩＡＥＡの定めた安全基準であるＮＳ－Ｇ－１．１０（甲Ｃ第３６号証）を挙げるなどして，被告の行った水蒸気爆発に係る検討がＩＡＥＡの上記安全基準に反し，本件発電所の安全確保対策が不十分であるかのように主張する（原告ら準備書面（５４）１０～１１頁）。

しかしながら，ＩＡＥＡの安全基準は必ずしも加盟国を法的に拘束するものではなく，加盟国は，各国の実情等に照らして規制基準を定めることを否定されていない（丙Ｂア第２５号証６５頁）。

その点を措いても，ＮＳ－Ｇ－１．１０の６．１４において，「容器外の水蒸気爆発の影響は，発電所固有であり，予測することはより困難である。したがって，特定の発電所設計について，水蒸気爆発に伴う脅威が小さいことが示されることができないのであれば，溶融炉心物質を冷却する必要性と水蒸気爆発のリスクとの均衡を取るための，事故管理の対策を明確にする際には，特別な注意が払われるべきである」とすることについては，本件発電所における対応として，既に述べたとおり，二酸化ウラン及び二酸化ジルコニウムの混合物を用いた水蒸気爆発に係る各試験の結果等に照らし，本件発電所において仮に溶融炉心が水などの低温液体に接触したとしても，水蒸気爆発が発生するとはおよそ考えがたいが，その上で，溶融炉心の冷却の必要性の観点からは，冷却に資するよう予めペデスタル内に水を貯えておくこととする一方で，万が一水蒸気爆発が発生した場合のリスクの観点からは，貯えておく水深が深いと粗混合が促進されて水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性があることを考慮し，水蒸気爆発の評価により格納容器の健全性に影響を与えないことを確認できる範囲で水深を深くするとの考えに立ち，適切な水位を設定したものである。かかる対応は，「溶融炉心物質を冷却する必要性と水蒸気爆発のリスクとの均衡」等を考慮したものである。

したがって，原告らの主張に理由はない。

イ　原告らは，「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率」（甲Ｃ第３９号証）の「はじめに」の記述を根拠として，原子炉内水蒸気爆発は発生しにくいが，炉容器外での溶融炉心が比較的低圧で高サブクール度の大量の冷却水と接触する可能性があり，強い水蒸気爆発の可能性を除外できないなどとして，本件発電所における水蒸気爆発の発生がおよそ考えがたいとする被告の見解は余りにも粗雑で一方的であると主張する（原告ら準備書面（５４）１２～１３頁）。

しかしながら，この研究は，冒頭に記述されているとおり，「ＢＷＲ及びＰＷＲモデルプラントにおける炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率を評価」することを目的とし，その評価に当たっては「粗混合量が最大の時点で強いトリガリングが生じることを前提条件」とするなど，これまでの溶融炉心を模擬した各種実験結果等を踏まえ，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しがたいなどの実験成果を前提としている（甲Ｃ第３９号証ｉ頁，４頁図１等参照）。すなわち，水蒸気爆発のトリガーを恣意的に解析条件として与えることで水蒸気爆発を発生させており，この評価で示される格納容器破損確率は，水蒸気爆発の発生（トリガー発生）確率を１と仮定した場合の格納容器破損確率の評価であるところ，本件発電所の実機条件ではこのようなトリガーは考えられないことは既に述べたとおりである。

したがって，原告らの挙げる上記の研究によって被告の検討結果が否定されることはなく，原告らの主張に理由はない。

ウ　原告らは，東北電力株式会社等が平成２７年６月に作成した「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第５部ＭＡＡＰ）添付２溶融炉心と冷却材の相互作用について」（甲Ｃ第４０号証）

における「溶融炉心と冷却材の相互作用（ＦＣＩ）に関しては，国内外において現象の解析や評価に関する多くの活動が行われてきている。しかしながら，現在においてもその現象の解明は研究段階にあり，現象全体の十分な理解に至っていない。また，多くのＦＣＩ実験が行われているものの，実機規模での現象については，有効なデータが十分には得られていないといえる」などの「１．まえがき」の記述を根拠として，本件発電所における水蒸気爆発の発生がおよそ考えがたいとする被告の見解は，余りにも粗雑な一方的であると主張する（原告ら準備書面（５４）１２～１３頁）。

しかしながら，原告らの挙げる東北電力株式会社等が行った検討においては，これまでの研究成果等を踏まえて水蒸気爆発等に係る検討を行った結果として，「６．まとめ」において「原子炉圧力容器外における溶融燃料－冷却材相互作用については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われているが，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しないという結果が得られている。外部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ており，また，水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーの変換効率は小さく，大規模な水蒸気爆発には至っていない。したがって，実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる」と結論付けており（丙Ｃ第１８号証５－２－３７頁），この結論に被告の評価と異なるところはない。

このように，原告らの主張は，当該文書の「１．まえがき」にある検討の背景を引用し，その該当頁のみを証拠として提出し（甲Ｃ第４０号証参照），その結論である「６．まとめ」を引用しないなど恣意的なものであって，理由がない。

7　大規模損壊に関する主張について

（1）自然現象の想定等に係るもの

原告らは，実用炉規則８６条に関し，大規模損壊としてどのような具体的事態を想定するのかについては何らの規定がなく，また，東北地方太平洋沖地震に伴う津波を事前に想定できていなかったことを挙げて，自然現象の規模等を予測して自然現象に関する原発の安全性確保の限界を画することはできないのが現状の科学技術水準であるにもかかわらず，大規模な自然災害による大規模損壊として具体的にどのようなものを想定すべきかが不明であり，かつ，設置許可段階で事業者の大規模損壊対策に係る技術的能力の審査が行われることとされてもいないから，新たな規制基準は全く内実がなく不合理なものであると主張する（原告ら準備書面（３４）７～８頁，原告ら準備書面（６４）１７～２７頁，同３１～３２頁）。

しかしながら，被告は，そもそも自然現象のすべてを完全に予測できるとの考えになく，だからこそ，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８６条等の要求事項をみても，大規模損壊において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，重大事故技術的能力審査基準（丙Ｂア第１２号証）は，設置許可段階においては，重大事故技術的能力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。

なお，原告らは，その主張の根拠として，ＩＡＥＡの安全基準であるＮＳ－Ｇ－２．１５（甲Ｃ第３７号証）において大規模な自然災害による大規模損壊に係る基準を定めているとするが，上記安全基準は，シビアアクシデントマネジメント，すなわち，重大事故に至るおそれのある事故が発生した場合にそれが重大事故に拡大することを防ぎ，あるいは重大事故に至った場合にその影響を緩和するための対策について定めるものであり，大規模損壊対策について定めるものではない。加えて，上記６（３）で述べたとおり，ＩＡＥＡの安全基準は必ずしも加盟国を法的に拘束するものではなく，加盟国は，各国の実情等に照らして規制基準を定めることを否定されていない。したがって，上記安全基準は，原告らの主張を根拠づけるものではない（丙Ｂ

ア第２５号証６５頁）。

（２）大規模損壊対策の実効性に係るもの

原告らは，大規模損壊時には，放射性物質が外部に放出されることになり，その場合に関する規定として，設置許可基準規則５５条の解釈には，「原子炉建屋に放水できる設備を配備すること」，「海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること」と規定されているが，放水設備を効果的に準備することも，仮に準備したとしても放水で放射性物質の拡散を防ぐことも出来ない，福島原発事故から５年以上が経過している現在においても汚染水の海洋流出を阻止できないでいる現実を見れば，単に海洋への放射性物質の拡散抑制の要求をしても実効性のない規定であるなどと主張する（原告ら準備書面（３４）９頁）。

しかしながら，大規模損壊等による放射性物質の拡散抑制については，設置許可基準規則５５条が要求する設備のみならず，下記に述べる様々な対処が予定されているものであり，同条のみを指摘し，放射性物質の拡散抑制が不十分であるとする原告らの上記主張は，放射性物質の拡散抑制対策に対する総合的な理解を欠いたものであって，理由がない。

すなわち，設置許可基準規則５５条は，原子炉格納容器の破損等に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならないと規定し，放水設備及び海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備の整備を要求する（乙Ｂア第６４号証１１５頁）。

その理由は，原子炉格納容器の破損等が発生した場合に想定される放射性物質の拡散形態の一つとして，突発的に原子炉格納容器等外に放射性物質を含んだ空気の一団（放射性プルーム）が発生し，多量の放射性物質が短時間のうちに工場等外の広範囲に拡散することが想定され，このような拡散形態に対しては，放水設備，例えば放水砲により水を噴霧し，放射性プルームに

含まれる微粒子状の放射性物質に水滴を衝突させて捕集し，水滴とともに落下させることにより，放射性物質の拡散を抑制することが効果的であり，また，放水により水滴とともに落下した放射性物質を含む放水後の水が海洋に拡散する事態に対しては，あらかじめシルトフェンス等の設備を整備することにより，海洋への拡散を抑制し，工場等外への放射性物質の拡散を抑制することができるからである。

このように，設置許可基準規則５５条が想定するのは，突発的に放射性物質を含んだ空気の一団が発生し，多量の放射性物質が短時間のうちに工場等外の広範囲に拡散する事象であり，同条は，いわば事故直後の対策を求めるものである。

加えて，いうまでもなく，大規模損壊が発生し，放射性物質が工場等外へ拡散するような場合においては，設置許可基準規則５５条が要求する放水設備等のみならず，同規則の要求により設置された残存する全ての設備を利用し，放射性物質の拡散を抑制するあらゆる対策を講じることが予定されている。すなわち，同規則においては，様々な事故を想定して，幾重もの設計基準対象施設*注，重大事故等対処施設・設備*注等の設置を要求しているところ，例えば，原子炉格納容器スプレイ系（同規則３２条６項及び７項）や，格納容器スプレイ代替注水設備（同規則４９条）が残存していれば，これを作動させることによって格納容器内を直接冷却するとともに，スプレイ水を噴霧することによって格納容器内の空気中に浮遊する放射性物質を落下させ，格納容器外に放出される放射性物質を低減させることが可能である。

他方，事故直後の上記の拡散形態以外の事象については，具体的状況下における原子炉施設の破損・損傷部位により大きく異なるものである。取り分け，原子炉格納容器からの汚染水の流出については，液体ないし固体の放射性物質が地中に浸透した後に海等といった工場等外に流出する事象が想定されるが，かかる事象は，気体による拡散に比して事象の進展は遅く，事象

の進展の速度や形態も個別の原子炉施設ごとに様々であるから，実際に発生した重大事故の状況に応じて臨機応変に対応していくことも，考慮する必要がある。

そこで，ソフト面に係る要求事項を策定している技術的能力に係る審査基準においては，重大事故等対策の一つとして，工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品及び燃料等）により，事故発生後７日間は事故収束対応を維持できることを要求するとともに，工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品及び燃料等）により，事象発生後６日間までに支援を受けられる体制を構築することを要求し，かつ，中長期的な対応が必要となる場合に備えて適切な対応を検討できる体制を整備することなどを要求している（丙Ｂア第１２号証）。

更に，原子炉施設において，「地震，火災その他の災害が起こったことにより（中略）原子炉による災害が発生するおそれがあり，又は発生した場合」（改正原子炉等規制法６４条１項）においては，あらかじめ定められた対策によるのみならず，当該施設の事故状況に応じた適切な方法により当該施設の管理を行うことが必要かつ妥当である。そこで，かかる事態が生じた場合には，当該原子炉施設を「特定原子力施設」に指定して，具体的な事態を踏まえた措置を講ずることを予定している（同法６４条の２ないし４）。

以上のとおり，設置許可基準規則５５条は，原子炉格納容器の破損等の事態が万が一にも生じた場合に，気体状の放射性物質が拡散する状況が想定され，特に短時間での対処が必要となる放射性プルームの発生に対し，放水砲等の放水設備等をあらかじめ一般的に設置することを要求するハード面からの一つの対策を定めたものにすぎず，放射性物質の拡散抑制は，残存するあらゆる設備を用いて行われるものである。また，現在の規制基準においては，事故直後の放射性物質の拡散以外のものについて，上記の技術的能力に係る審査基準が要求する対策や，「特定原子力施設」への指定により講じら

れる対策等によっても，その拡散抑制が図られることになる。

そして，放射性物質の拡散形態のうち，原子炉格納容器からの汚染水の海洋流出対策については，事故直後の対策を定める設置許可基準規則５５条が要求する放水設備等ではなく，既に述べた技術的能力に係る審査基準における対策や特定原子力施設の指定（改正原子炉等規制法６４条の２）により対処することが予定されている。

このことは，福島第一原子力発電所事故から得られた知見とも整合的である。すなわち，福島第一原子力発電所事故の後，最初に放射性物質を含む水が海洋に流出したことが確認されたのは，平成２３年４月２日午前９時３０分頃，福島第一原子力発電所２号機の取水口付近においてである。そして，当該事象の開始時期については，同月１日に観測した２号機スクリーンの近傍海面付近の空間線量（１．５ｍＳｖ／ｈ）と，同月２日に汚染水の流出が発見された直後に，ほぼ同様の場所である２号機スクリーンの床上（海面より約４ｍ）において観測した空間線量（２０ｍＳｖ／ｈ）に照らせば，同月１日に汚染水の流出が始まったと仮定され，かつ，その仮定は十分保守的と評価されている（乙Ｅ第６号証１頁）。このように，福島第一原子力発電所事故の後，汚染水の工場等外への流出が最初に確認されたのは，事故発生から約３週間も経過した後の時点である。そのため，福島第一原子力発電所事故から得られた知見を踏まえれば，原告らのいう汚染水の海洋流出は，事故直後を想定して設置許可基準規則５５条が設置を要求する放水設備等によって対処するのではなく，技術的能力に係る審査基準が要求する対策や改正原子炉等規制法６４条の２に基づく措置によって対処すべきものである。

（丙Ｂア第２５号証１７８～１８０頁）

以上のとおり，大規模損壊等による放射性物質の拡散抑制については，設置許可基準規則５５条のみを指摘し，放射性物質の拡散抑制が不十分であるとする原告らの上記主張には，理由がない。

8　内部火災対策に関する主張について

（1）難燃ケーブルないし複合体に係るもの

ア　火災防護審査基準に係るもの

原告らは，火災防護審査基準（丙Bア第１１号証）２．１．２（３）において「ケーブルは難燃ケーブルを使用すること」とあるにもかかわらず，被告が安全機能を有する機器に使用している非難燃ケーブルの全部を難燃ケーブルに取り替えることを拒み続けているなどとして，ケーブルの老朽化問題は全く解決されていないと主張する（原告ら準備書面（５０）９～１０頁）。

しかしながら，火災防護審査基準については，その冒頭に「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，前記第４の２（３）ア（イ）ｂにおいて述べたとおり，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。

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H第６号証の別紙１の８７～８８頁）。

このように，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，すべてが難燃ケーブルに取り換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。

イ　その他

原告らは，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，ケーブルの絶縁物の劣化がより早まる可能性があり，通電容量が下がるかのように主張するが（原告ら準備書面（５０）１２～１３頁），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うえ，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，その主張は理由がない。

また，原告らは，大量のケーブルの取替え工事，防火シートによる複合体形成工事において多くのトラブルが発生するかのように主張するが（原告ら準備書面（５０）１４頁），被告は，ケーブルの取替えを行う場合には，取替えの度に検査により通電性を確認することとしており，代替措置については，実際の環境を模擬した試験的な施工を実施し，具体的に施工できることを確認している。これらを措いても，代替措置を講じるかにかかわらず，施工後に対象ケーブルに接続されている設備の動作状況をすべて確認するな

どの対応を採ることから，そもそも原告らの挙げるような施工不良が生じたとしても，これが改められないまま起動に至ることはなく，その主張は理由がない。

（２）ケーブルトレイの耐久性に係るもの

原告らは，東海発電所における昭和６２年の第２０回定期検査中に確認された原子炉圧力容器内の熱電対ケーブルトレイの落下事象を挙げて，本件発電所においても，複合体形成によりケーブルトレイの自重が増加し，その落下が生ずるかのように主張する（原告ら準備書面（５０）１５頁）。

しかしながら，原告らの挙げる事象は，東海発電所において，圧力容器内部に設置しているケーブルトレイが高温の炭酸ガス雰囲気に曝されたことにより，鋼材酸化のためケーブルトレイを吊るした止め金具が破断して落下したというものであるところ（丙Ｃ第１４号証），本件発電所においては，常温の空気中にケーブルトレイを設置していることから，東海発電所とは環境を全く異にする。

したがって，本件発電所において，東海発電所における上記事象と類似する事象が発生するとは考えられず，原告らの主張は理由がない。

（３）ＯＦケーブルに係るもの

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（原告ら準備書面（５０）１５～１６頁）。

しかしながら，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（Oil-

Filled 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（丙Ｃ第１５号証），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，新たな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がたい。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は理由がない。

9　本件発電所における維持・管理に関する主張について

（1）蒸気乾燥器のひび割れに係るもの

原告らは，定期検査中の平成２１年９月１４日及び平成２４年７月４日に確認された蒸気乾燥器のひび割れについて，当該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などとし，本件発電所において，蒸気乾燥器の損傷により深刻な事故に至る危険性があるかのように主張する（原告ら準備書面（４２）１８頁）。

しかしながら，被告は，これらいずれの事象についても，以下に述べるとおり，ひび割れの影響に照らした適切な対応を講じているのであって，深刻な事故に至る危険性はない。

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**【図５－２１】**。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。（丙Ｃ第２３号証，同第２４号証）

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うえで，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。（丙Ｃ第２５号証，同第２６号証）

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。

（２）残留熱除去系海水系配管の減肉に関する主張について

原告らは，定期検査中の平成２２年１月１３日に確認された残留熱除去系海水系配管の減肉に係る事象について，「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，汲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」ず，「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」として，本件発電所において「福島第一原発事故と同様な状態が引き起こされる」かのように主張する（原告ら準備書面（４２）１９頁）。

しかしながら，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亘り湿潤環境となっていたことによるものと推定した**【図５－２２】**。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。（丙Ｃ第２７号証，同第２８号証）

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。

（３）主蒸気逃がし安全弁の内部部品に関する主張について

原告らは，定期検査中の平成２３年９月２６日に確認された主蒸気逃がし安全弁の内部部品の折損・脱落について，主蒸気逃がし安全弁の１箇所（Ｄ弁）のみで発生したが，合計１８箇所の主蒸気逃がし安全弁はいずれも同じ環境下に置かれているのであるから，同様の事態が同時多発的に発生することも十分に想定され，その場合には事態の収拾がさらに困難となるなどとし，本件発電所において，主蒸気逃がし安全弁の内部部品の折損が発生して深刻な事故に至る危険性があるかのように主張する（原告ら準備書面（４２）１９～２０頁）。

しかしながら，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，既に述べたとおり，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**【図５－２３】**。

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き裂が発生し，その後の弁作動による繰返し荷重によりき裂が進展して折損に至ったものと推定した**【図５－２４】**。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。（丙Ｃ第２５号証，同第２９号証）

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，すべ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。

（４）シュラウドサポートのひび割れに関する主張について

原告らは，定期検査中の平成１７年５月２４日及び平成２１年９月２６日に確認されたシュラウドサポートのひび割れについて，Ｈ７水平溶接線又は

Ｈ１０水平溶接線において，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との分離という事態が引き起こされることがあり得る，炉心シュラウド本体においても同様のひび割れが形成されていることが十分に推認されるなどとして，本件発電所において，シュラウドサポートないしシュラウド本体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主張する（原告ら準備書面（４２）１８～１９頁）。

しかしながら，前記第５の６（２）ウ（ア）において述べたとおり，応力腐食割れは時間の経過とともに穏やかにき裂が進展していく現象であり，応力腐食割れによるき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，点検によってき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，維持規格及び「き裂その他の欠陥の解釈」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。

（５）電気計装品の絶縁低下に関する主張について

ア　ケーブルの耐用年数に係るもの

原告らは，「電線・ケーブルの耐用年数について」（一般社団法人日本電線工業会 技術資料第１０７号）を根拠として，本件発電所において建設時敷設されたケーブルは既に４０年を経過しており，ケーブル製造業者が規定している耐用年数の目安である１０～３０年をとうに過ぎている，今後２０年間の運転期間の延長が行なわれるならば常識的には考えられない異常事態であるなどとし，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（原告ら準備書面（５０）６頁）。

しかしながら，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，新たな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，前記第５の６（２）エで述べたとおり，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（丙Ｃ第１２号証，同第１３号証）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年間の運転期間に亘り絶縁機能を維持できることなどを確認している。

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。

イ　ケーブルの絶縁性の評価手法等に係るもの

（ア）原告らは，ＡＣＡガイド（丙Ｃ第１３号証）における「最近の知見によると，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分かっている」との記述を根拠として，被告による絶縁低下に係る評価が不合理なものであるかのように主張する（原告ら準備書面（５０）７～８頁）。

しかしながら，被告は，既に述べたとおり，本件運転期間延長認可申請等に当たり，絶縁低下の可能性のある電気・計装設備について，電気学会推奨案に加えて，原告らの引用するＡＣＡガイドも踏まえた評価を行っており，同ガイドを踏まえた評価を行っていないかのように述べる原告らの主張は前提を欠くものであって，理由がない。

また，原告らは，製造後４０年以上に亘る使用によって経年劣化が進んでいるケーブルが重大事故環境下で急激に劣化が進行することによって絶縁性能低下が顕在化し制御不能に陥る可能性を排除できないと主張するが（原告ら準備書面（５０）８頁），被告による上記の電気学会推奨案及びＡＣＡガイドを踏まえた評価においては，本件発電所における重大事故時をも考慮して，絶縁性能を維持できることなどを確認しているのであって，前提を欠き，理由がない。

（イ）原告らは，三宅悟氏の「原子力発電所の低圧ケーブル非破壊劣化診断技術」と題する文献を挙げて，被告による絶縁機能に係る評価が不合理なものであるかのように主張する（原告ら準備書面（５０）７～８頁）。

しかしながら，三宅氏の上記文献において，原子力発電所に用いられているケーブルの運転期間６０年を仮定した絶縁特性の評価といった事項は何も述べられていないなど，原告らの主張には，被告の行った評価を不十分とする根拠は示されておらず，理由がない。

すなわち，被告は，本件運転期間延長認可申請等に当たり，本件発電所の運転期間６０年を仮定しても，有意な絶縁低下が生じていないことを把握しているところ，その評価に用いたＡＣＡガイド（丙Ｃ第１３号証）について述べれば，同ガイドは，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として，型式試験を挙げている。同ガイドにおいて示されている型式試験の手順は，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し（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し（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

能試験を実施し（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し（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し（最終機能試験），⑥供試ケーブルが期待される安全機能を遂行できるか否かを判断するため，健全性判定試験を実施するというものである。また，当該供試ケーブルの健全性判定試験として，耐電圧試験を実施し，絶縁破壊が生じなければ，通常運転時の検証寿命期間を経た後，設計基準事故等の環境状況においても期待される安全機能を遂行できると判断することとしている。（丙Ｃ第１３号証５～８頁）

このように，ＡＣＡガイドは，有意な絶縁低下が生じていないことを把握するための健全性評価手法として，機能試験，耐電圧試験等を行うなどして取りまとめられたものであり，合理的なものである。他方，原告らの主張では，同ガイドを用いて適切に行った被告の評価の合理性を，三宅氏の上記文献により否定されるとする根拠を何ら明らかにしていない。

したがって，上記三宅氏の文献をもって，ＡＣＡガイドを用いるなどして行った被告の絶縁低下に関する評価の合理性が否定されることはなく，原告らの主張には理由がない。

１０　東海再処理施設の影響に関する主張について

原告らは，国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（「原子力機構」）の東海再処理施設において事故が発生し，それを契機として本件発電所の過酷事故が起こったならば「複合災害」となり甚大な被害につながる，地震・津波のような自然災害が共通原因となって同時的に事故が発生して「複合災害」を引き起こして甚大な被害を生じさせるなどとして，東海再処理施設の事故に起因して，本件発電所の安全性が失われる事態に至るかのように主張する（原告ら準備書面（４９））。

しかしながら，原子力施設の安全確保は，原子炉等規制法のもとで，それぞれの事業者の責任において行われるものであり[10]，原告らの挙げる東海再処理施設も，そ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，運転以降もその時々における知見等に照らして所要の対応を採っているのであって，当該施設の事故を前提とする原告らの主張に理由はない。

以下では，原子力機構の東海再処理施設に係るこれまでの対応を述べてから（後記（１）），原告らの「複合災害」を述べる主張に理由がないことを述べる（後記（２））。

（１）原子力機構の東海再処理施設に係る対応

ア　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じて，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した国立研究開発法人である。東海再処理施設の属する核燃料サイクル工学研究所は，原子力機構の研究開発拠点の一つとして，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。

エネルギー資源の大部分を輸入に依存する我が国において，将来に亘りエネルギーを安定的に確保していくためには，原子力発電所の使用済燃料から回収されるプルトニウム，ウラン等を燃料として有効利用する核燃料サイク

---

[10] 本件発電所の原子炉設置許可の取消を求めて提起された訴訟の水戸地方裁判所昭和６０年６月２５日判決（判例時報１１６４号３頁）は，「本件原子炉の設置場所である東海村には原子力関係施設が集中化しており，危険性が相乗的増大化をきたす」などの原告らの主張に関し，「環境の汚染，被曝の増大については…被曝の重畳の問題として本件安全審査において検討され，安全性が確認されている」，「各原子力関係施設は，それぞれ当該施設において現実に発生する可能性があると考えられる事故により周辺住民が被害を受けることはないことが確認されてその設置，運転が行われているはずであり，本件原子炉施設についても…基本設計においては，原告らが複数の施設の事故の共通原因になりうると主張する地震，電源喪失に対する対策を含め，その安全性が確認されているものであり，詳細設計，工事，運転，保守についても，それぞれ所定の規制がされることとなっている」などとして，原告らの主張を採用しなかった。

ルの確立は不可欠である。この見地に立って，従来から，原子力委員会の策定する「原子力の研究，開発及び利用に関する長期計画」（丙Ａ第２号証）や政府の策定する「エネルギー基本計画」（丙Ａ第３号証）において，核燃料サイクル政策を推進することが我が国の基本的な考え方とされ，再処理は核燃料サイクルの中核を担ってきている。再処理は，原子力発電所から使用済燃料を受け入れ，貯蔵したのち資源として利用可能なウランとプルトニウムとを回収するとともに，使用済燃料中の核分裂生成物等を適切に処理し，安全に貯蔵・管理していくことを主な内容とする。（丙Ａ第１号証）

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茨城県東海村に建設することとして，昭和４６年６月の建設着工，昭和５２年９月のホット試験開始，昭和５５年１２月の使用前検査を経て，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適切に講じるなどしつつ，原子炉等規制法のもとで設計・建設・運転の各段階に応じて，国から所要の指定，認可等を得てきている。

そして，原子力機構は，東海再処理施設の運転開始以降も，その時々の知見等を踏まえて対策を講じるなどして，事業の適切な遂行を図ってきている。その一例として，平成１８年９月１９日に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おり，東北地方太平洋沖地震の際には，建物に損傷はないなど安全確保に影響はなかった。また，福島第一原子力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した。

このようにして，原子力機構は，ウラン資源の有効活用のため，使用済燃

料からウランやプルトニウムを分離し回収する再処理技術の開発に取り組み，再処理業務を適切に行うとともに，高レベル放射性廃液のガラス固化，ウラン・プルトニウム混合転換等の独自技術の開発を行うなどして，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てきた。その間，東海再処理施設の運転を通じて蓄積された再処理技術開発の成果に関し，核燃料サイクルの推進を基本的方針としているエネルギー基本計画に基づき，日本原燃株式会社が青森県六ヶ所村で推進しているサイクル事業（ウラン濃縮事業，再処理事業，ＭＯＸ燃料加工事業）に対して円滑に技術移転できるよう，原子力機構の専門技術者の派遣，日本原燃株式会社等の技術者の受入研修，技術情報の提供，共同研究，受託研究，技術コンサルティング等も実施してきている。

（丙Ｇ第１９号証，同第２０号証）

イ　原子力規制委員会が福島第一原子力発電所事故を契機として策定した新たな規制基準の中には，「再処理施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（丙Ｂア第３１号証）等の核燃料施設等に係る規制もある。

当時の状況として，東海再処理施設においては再処理事業に伴い①プルトニウム溶液及び②高放射性廃液を貯蔵しており，原子力機構は，①プルトニウム溶液については，これを液体の状態で安全に貯蔵するためには，強制空冷による冷却及び水素掃気が必要であるが，ＭＯＸ粉末として固化して貯蔵すれば，水素掃気は不要となり，冷却についても，万一強制空冷が不能となってもＭＯＸ粉末貯蔵容器の冷却機能は維持されること，②高放射性廃液については，これを液体状態で安全に貯蔵するためには，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が必要であるが，ガラス固化した後は，水素掃気は不要となり，冷却についても，万一強制空冷が不能となってもガラス固化体の冷却機能は維持される

ことなどを確認し，可能な限りこれらの溶液を速やかに固化・安定化することにより，潜在的なハザードを低減することができると判断した（丙G第２１号証）。また，日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場に対する技術移転については，これをほぼ完了した段階にあった（丙G第１９号証）。このような状況等に鑑み，原子力機構は，東海再処理施設について，使用済燃料のせん断，溶解等を行う一部の施設の使用を取りやめ，原子力規制委員会に対し，廃止措置計画認可申請を行うこととした。

そして，原子力機構は，東海処理施設について，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。当該申請については，平成３０年２月２８日及び同年６月５日に一部補正を行い，原子力規制委員会から，廃止措置計画について認可を受けた。当該申請に係る審査において，原子力規制委員会は，原子力機構が，東海再処理施設の使用済燃料，核燃料物質等の状況に応じた廃止措置に係る安全確保対策を講じつつ，新たな規制基準を踏まえて想定される事故の影響や必要な対策について，認可を受けた廃止措置計画に反映して変更申請を行うとしていること，例えば，地震や津波の影響については，基準地震動や基準津波を検討し，それらに対する防護措置等について早急に変更申請を行うとしていることなどを確認している。（丙G第２２号証ないし同第２４号証）

近時の状況として，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，同月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（丙G第２５号証ないし同第２８号証）。

なお，原子力機構は，①プルトニウム溶液について，ＭＯＸ粉末化処理を平成２８年７月２８日に終了している（丙G第３１号証）。

（２）原告らの主張する「複合災害」について

上記（１）で述べたとおり，原子力機構は，原子炉等規制法のもとで，東海再処理施設について，原子力規制委員会から認可を受けた廃止措置計画に従い今後廃止措置を講じるとともに，新たな規制基準を踏まえた所要の対策を講じるなどしているのであって，これらの諸般の対応に照らし，東海再処理施設の安全性は確保されており，事故が生じるとはおよそ考えがたい。

原子力規制委員会も，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・状況は東海第二原発にとっての『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原発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H第６号証の別紙２の１９頁）。

近時，原子力規制委員会は，平成３０年１１月２８日に，原子炉等規制法の許認可申請に係る原子力施設の審査において，申請施設に地理的に近接す

る原子力施設がある場合の審査の考え方として，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などを明確にするとともに，周辺原子力施設からの影響を考慮する際に必要な情報の入手に関して，対象となる周辺原子力施設設置者から協力を得られるよう必要な指導等を行うなどとしている（丙Ｇ第２９号証）。被告としても，これを踏まえ，今後とも所要の対応を講じていく考えである。

以上に対し，原告らの主張は，東海再処理施設において貯蔵されている高放射性廃液等の状況を述べる内容が大半であり，当該施設の構造及び設備等に照らしてどのような機序で事故に至るのか，何らその具体的危険性を明らかにするものではない。

原告らの主張を個別にみれば，原告らは，地震・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（原告ら準備書面（４９）２０～２２頁），原子力機構は，現在，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２０１１年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，基準津波については，敷地に最も影響する波源津波として，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たな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うこととしており，原子力規制委員会においても，このような考え方が審査方針として了承されている（丙Ｇ第２８号証，同第３０号証）。したがって，原子力機構の考慮する基準地震動及び基準津波については，前記第３章第２及び第３で述べたことが妥当し，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き，理由がない。

原告らは，東海再処理施設の老朽化・腐食による穴あき，放射能漏れの危険性を主張するが（原告ら準備書面（４９）２２～２３頁），原子力機構は，

性能維持の対象とする施設の性能については，定期的に点検等で確認することとし，経年劣化等による性能低下又はそのおそれのある場合には，必要に応じて所定の手続を経て必要な機能を満足するよう補修等を行うこととし，東海再処理施設の保安規定に要求される機能，点検項目，点検頻度及び維持すべき期間を定め，保守管理を実施するとしている（丙G第２４号証２４頁）。原告らは，これらの原子力機構の講じる対応にかかわらず，穴あき，放射能漏れといった事象が生ずるとするのか，その具体的根拠を示しておらず，その主張に理由はない。

原告らは，東海再処理施設について，「現今の緊迫した世界情勢」を見れば，航空機の墜落ないしミサイル攻撃による事故の可能性は否定できないなどと主張するが（原告ら準備書面（４９）１９～２０頁），かかる事態が発生するとする具体的根拠を何ら示しておらず，我が国又は東海再処理施設が攻撃の目標となっているとは認められない。そもそも，テロリズムの予防，鎮圧は警察の責務であり，他国による武力攻撃は政府及び自衛隊によって対処されるものであって，その中でも，大型航空機の衝突等による大規模テロ攻撃，あるいは，他国によるミサイル等を用いた武力攻撃等については，「武力攻撃事態等における国民の保護のための措置に関する法律」（平成１６年法律第１１２号），「武力攻撃事態等及び存立危機事態における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律」（平成１５年法律第７９号）等に基づいて，国が対策本部を設置し，原子力災害等への対処を行うこととされている。かかる法制のもとで，原子力機構は，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再処理施設の大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関し，所要の手順書を整備するとともに，当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備するとしている（丙G第２４号証２１頁）。原告らの主張は，国及び原子力機構の行うこれらの対処を踏まえることなく，原告らの独自に述べる「現

今の緊迫した世界情勢」なるものでもって直ちに危険性があるとするものであって，理由がない。

以上のとおりであるから，本件発電所の近隣に東海再処理施設が存在することをもって直ちに本件発電所との「複合災害」等が生じるかのように述べる原告らの主張には理由がない。

第６章　本件発電所の安全確保対策に係る国の確認

原子力発電所の安全確保対策は，第一義的には，事業者がその責任により実施するものであるが，国の安全規制によっても，安全確保対策の妥当性が厳格に審査，確認されるものである。本件発電所についても，被告は，これまで述べてきたとおり，その設計から運転開始以降の現在に至るまで，最新の知見を踏まえて必要な対応を不断に行うなどしており，その安全確保対策の妥当性について，国による所要の確認を受けている。

本章では，設計段階から運転段階に至る過程を段階的に区分して行う原子力発電所に対する規制の概要を述べてから（後記第１），これまでの本件発電所の安全確保対策に係る国の確認の経緯を述べる（後記第２）。

なお，被告は本件発電所において多岐に亘る安全確保対策を講じるところ，その中には，原子力規制委員会により新たな規制基準に適合するものとして判断された対策以外に，前記第５章で触れたように，同発電所の安全確保に資する自主的な対策もある。

第１　原子力発電所に対する規制の概要

原子力発電所については，原子炉等規制法のもとで，設計段階から運転段階に至る過程を段階的に区分してそれぞれの段階において厳しい安全に係る規制が行われており，これら一連の規制を通じて，国により，事業者の講じる原子力発電所の安全確保対策の妥当性の確認がなされる。このような原子炉等規制法の採用する原子力発電所に係る規制の枠組みについては，福島第一原子力発電所事故を契機としてなされた同法の改正前後を通じて，特段変更はない。

順に述べるに，発電用原子炉を設置しようとする者は，まず，①原子力規制委員会の原子炉設置許可を受けることを要するとされている（原子炉等規制法４３条の３の５）。次に，②工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならないとされている（同法４３条の３の９）。

そして，③原子力規制委員会の使用前検査を受け，これに合格しなければならないほか（同法４３条の３の１１），④保安規定を定め，原子力規制委員会の認可を受けなければならないとされている（同法４３条の３の２４）。更に，運転開始後においても，⑤一定の時期ごとに，原子力規制委員会が行う施設定期検査を受けなければならないとされている（同法４３条の３の１５）。

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

以上に加え，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は，最初に使用前検査に合格した日から起算して４０年とされ（同法４３条の３の３２第１項），当該運転の期間を１回に限り，原子力規制委員会の認可を受けて２０年を超えない範囲で延長できるとされている（同法４３条の３の３２第２項，第３項）。

以上は，現在施行されている原子炉等規制法の規定（平成２９年法律第１５号による改正前の規定）に基づくものである。同法の一部の施行（同法附則１条本文により，公布の日（平成２９年４月１４日）から起算して３年を超えない範囲において政令で定める日から施行するものとされている。）により設置者の受けなければならない許認可，検査等が一部変更されることが見込まれるが，その変更の後においても，設計から運転に至る過程のそれぞれの段階において厳しい安全規制が行われ，これら一連の安全規制を通じて，原子力発電所の安全確保対策の妥当性が確認されることには基本的に変わりはない。

第２　本件発電所の安全確保対策に係る国の確認

被告は，本件発電所について，上記第１で述べた原子炉等規制法の採用する設計から運転に至る過程のそれぞれの段階における厳しい安全規制のもと，国から所要の許認可を得ている。

以下では，そのうちの主なものとして，本件発電所の設計から運転開始に至るまでの原子炉設置許可等の国の許認可（後記１）と，新たな規制基準の策定以降の本件原子炉設置変更許可等の国の許認可（後記２）とを述べる。

１　本件発電所の設計から運転開始に至るまでの国の許認可

被告は，昭和４６年１２月２１日，内閣総理大臣に対し，原子炉等規制法（昭和５２年法律第８０号による改正前のもの。本項において以下同じ。）２３条に基づき，東海第二発電所原子炉設置許可申請書（以下「本件申請書」という。乙Ｃ第１号証）及び添付書類（乙Ｃ第２号証）により，原子炉設置許可申請（以下「本件原子炉設置許可申請」という。）を行った。

内閣総理大臣は，本件原子炉設置許可申請を受けて直ちにその適否につき検討を開始するとともに，昭和４６年１２月２３日，原子力委員会に対し，原子炉等規制法２４条１項各号所定の許可要件への適合性について意見を求めた（乙Ｃ第４号証）。

原子力委員会は，昭和４６年１２月２３日，原子炉安全専門審査会に対し，原子炉施設に係る安全性に係る事項（原子炉等規制法２４条１項４号に係る事項及び３号中の「技術的能力」に係る事項）について調査審議するよう指示し（乙Ｃ第５号証，乙Ｃ第６号証の１），それ以外の事項については，原子力委員会において直接審議した。

本件原子炉設置許可申請当時，原子炉安全専門審査会は，原子炉工学，核燃料工学，熱工学，放射線物理学等原子炉施設に関する専門的分野はもちろんのこと，地震学や気象学等広範な分野から選ばれた，それぞれの分野における第

1級の専門家である審査委員２９名及び調査委員１０名により構成されていた（乙Ｃ第７号証８，９丁）。本件原子炉設置許可申請に係る審査を行った原子炉安全専門審査会の会議は，昭和４７年１月１０日から同年１１月１７日までの間に計５回開催された（乙Ｃ第８号証の１ないし５，乙Ｃ第９号証の２・６７～７４頁）。

原子炉安全専門審査会は，所要の調査審議を適切かつ効率的に行うために，昭和４７年１月１０日，同審査会の中に第８４部会を設置し，原子炉設置に係る安全性についての検討をさせた（原子炉安全専門審査会運営規程（乙Ｂイ第８号証）７，８条。乙Ｃ第８号証の１，３頁，乙Ｃ第１０号証１４頁）。

第８４部会は，１０名の審査委員と３名の調査委員とをもって構成された（乙Ｃ第１０号証１４頁）。そして，これらの委員を，主として原子炉施設に係る事項を担当するＡグループ及び主として公衆の被ばく線量評価等環境面に係る事項を担当するＢグループの２グループに分けて，それぞれの分野における諸問題を各グループにおいて詳細に検討する一方，随時部会全体としての会合を開いて両分野に関係する問題の検討を行うほか，６回に亘って現地調査を行うとともに，適宜審査状況を原子炉安全専門審査会に報告し，同審査会における審議に付した（乙Ｃ第８号証の２ないし４，乙Ｃ第９号証の１，乙Ｃ第９号証の２・６７～７４頁）。第８４部会においては，昭和４７年１月２４日から同年１１月７日までの間に，全体会合が９回，Ａグループ会合が１６回，Ｂグループ会合が１１回（上記Ａ，Ｂ両グループの会合中には，特定の専門分野に係る事項について，その専門分野の部会員のみによって行われたものも含む。）それぞれ開催された（乙Ｃ第９号証の２・６７～７４頁）。第８４部会は，このような調査審議を経て，昭和４７年１１月７日に部会報告書をとりまとめて，原子炉安全専門審査会に報告した（乙Ｃ第１０号証１４頁，乙Ｃ第８号証の５，乙Ｃ第９号証の２）。

原子炉安全専門審査会は，上記報告書を基に検討を行った上，昭和４７年１

１月１７日，「本原子炉施設の設置に係る安全性は十分確保し得るものと認める」との安全審査報告書を決定，作成し，その旨原子力委員会委員長に対し報告した（乙Ｃ第１１号証８丁，乙Ｃ第１０号証１頁，乙Ｃ第８号証の５・４頁）。

原子力委員会は，上記報告を踏まえた上，本件発電所の原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないかなど，本件原子炉設置許可申請が原子炉等規制法２４条１項各号所定の許可要件に適合しているか否かについて調査審議し，昭和４７年１２月２２日，内閣総理大臣に対し，本件原子炉設置許可申請が上記各号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Ｃ第１２号証，乙Ｃ第６号証の２）。

内閣総理大臣は，上記答申を十分尊重し，かつ，あらかじめ通商産業大臣の同意を得た上，昭和４７年１２月２３日，同法２３条１項に基づき，被告に対して原子炉設置を許可した（乙Ｃ第１３号証）。

その後，被告は，本件発電所について，昭和４８年４月９日から昭和５２年３月３日に至るまで，工事計画の認可を順次得て，昭和５２年１２月２０日に，保安規定の認可を得た。そして，使用前検査を経て，昭和５３年１１月２８日に，営業運転を開始した。

２　新たな規制基準の策定以降の国の許認可

（１）被告は，新たな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，本件原子炉設置変更許可申請，本件工事計画認可申請及び本件保安規定変更認可申請をそれぞれ行った。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，運転期間の２０年の延長を内容とする本件運転期間延長認可申請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H第３号証，同第７号証，同第１１号証，同第１２号証)

原子力規制委員会において，本件原子炉設置変更許可申請については，申請者である被告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）などが審査された（丙H第５号証）。また，本件工事計画認可申請については，本件発電所の発電用原子炉施設が技術基準規則に適合するものであるか（同法４３条の３の９第３項２号），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）などが審査された（同第８号証）。

また，本件運転期間延長認可申請等に係る審査では，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項等）（丙H第１０号証，同第１３号証）。

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，これまで１１０回の審査会合及び１５００回を超えるヒアリングが行われるなどして審査がなされ，原子力規制委員会は，平成３０年９月２６日に本件原子炉設置変更許可を，同年１０月１８日に本件工事計画認可を，同年１１月７日に本件運転期間延長認可等を，それぞれ行っている（丙H第４号証，同第７号証，同第９号証，同第１２号証）。本件原子炉設置変更許可につい

ては，これに先立つ平成３０年７月５日から同年８月３日までの間に亘り，原子力規制委員会の作成した本件原子炉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）が実施された上で，平成３０年９月２６日に開催された平成３０年度第３２回原子力規制委員会において，「日本原子力発電株式会社東海第二発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書に関する審査書」の案が付議，了承されて，許可に至っている（同第６号証）。**【図６－１】**

（２）上記（１）で述べたとおり，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（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），被告は，こ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，本件原子炉設置変更許可申請に係る許可を得ている。

原告らは，平成２９年１０月２６日付準備書面（５５）及び平成３０年６月７日付準備書面（６１）において，被告が新たな規制基準への適合に向けて行う工事に要する資金（以下「本件工事資金」という。）の調達計画等に関し，被告に詳細を明らかにするよう求めるが，本件訴訟において審理判断の対象となる同発電所の具体的危険性の有無と，いかなる関係に立つのか不明である。

原子力規制委員会における被告の経理的基礎に関する審査の主な経緯を述べると，被告は，平成２９年１１月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な

どに照らし，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と判断したことを説明した（丙Ｇ第３２号証）。進んで，平成３０年４月の審査会合において，本件工事資金の確保に係る説明性の一層の向上に資するよう，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株式会社及び同発電所の受電会社である東北電力株式会社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を述べて，あらためて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（丙Ｇ第３３号証）。なお，これら各点を含む被告の主な検討の内容は，「東海第二発電所の発電用原子炉設置変更（発電用原子炉施設の変更）に係る原子炉等規制法４３条の３の６第１項第２項（経理的基礎に係る部分に限る）基準の適合について」（丙Ｇ第３４号証）に取りまとめている。

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株式会社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，本件原子炉設置変更許可申請に係る許可に異存はないと回答し，また，「経済産業省としては，日本原子力発電株式会社東海第二発電所について，新規制基準に適合すると認められた場合，平成３０年７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る」，「資金的協力を含め，東京電力の経営判断のあり方は，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」などと回答した。（丙Ｇ第３５号証）

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。

以上を踏まえ，被告は，原告らの上記の求めについて，丙Ｇ第３４号証に記述された範囲でもって，以下のとおり回答する。

被告は，上記で述べたとおり，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。その主な工事内容は，浸水対策工事（防潮壁，引き波対策等，内部溢水対策等），耐震補強工事（機器配管系，電気設備，排気筒等），火災防護対策工事（消火設備増強，ケーブルの防火措置対策，ケーブル引替え等），緊急時対策所整備工事（緊急時対策所建屋設置），電源対策工事（高圧電源装置設置，直流電源設置，軽油貯蔵タンク設置等），その他重大事故等対処設備他設置工事（格納容器圧力逃がし装置設置工事，フィルタ格納槽設置工事，遮へい設置工事，ブローアウトパネル対策工事，代替循環冷却系多重化工事，西側淡水貯水設備等）である。

第７章　原子力災害対策

被告は，これまで述べたとおり，本件発電所において放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう十分な対策を講じるところであるが，これに加え，災害対策基本法，原子力災害対策特別措置法等に従い，国，地方公共団体等と連携して，万が一，放射性物質を環境へ大量に放出する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。

第１　原子力災害対策に関する我が国の法体系

原子力災害対策は，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。

災害対策に関する事項については，そもそも，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（同法第２章），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（同法第３章）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，原子力災害への対策の強化を図り，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）。

国は，防災に関して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令に基づき，緊急事態応急対策等の実施のために必要な措置を講じることなどにより，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）。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（大規模地震対策特別措置法５条等，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，原子力事業者，国及び地方公共団体による原子力災害対策の円滑な実施を確保するため，防護措置を短期間で効率的に行うための原子力災害対策重点区域（ＰＡＺ*注，ＵＰＺ*注）の範囲の目安及び緊急事態区分等の専門的技術的事項を内容とする原子力災害対策指針を定め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）。

地方公共団体は，当該地方公共団体の地域及び住民の生命等を災害から保護するため，関係機関及び他の地方公共団体の協力を得て，当該地方公共団体の地域に係る防災計画を作成するなど，防災に関する基本的な責務を有している（災害対策基本法４条１項，５条１項）ところ，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，緊急事態応急対策等の実施のために必要な措置を講じることなどにより，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も，防災基本計画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４０条），この地域防災計画に基づき，ＰＡＺ及びＵＰＺ圏内の住民の避難元市町村ごとの避難先地方公共団体，国道，県道等の避難経路及び避難手段等を定めた広域避難計画の作成等を行う。また，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も，防災基本計画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４２条），この地域防災計画に基づき，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。避難計画を含む緊急時対応は，当該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*注の作業部会における検討を経たうえで，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。

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じる責務を有する（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，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，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又は修正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）。更に，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これに違反した場合，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）。

このように，原子力災害対策に関する事項について，原子炉等規制法におい

て発電用原子炉の設置許可の要件とはせず，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において規定するというのが，原子力災害対策に関する我が国の法体系である。

第２　東海第二地域の検討状況

本件発電所の位置する東海第二地域においては，現在，上記第１で述べた枠組みのもとで，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，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」を作成するなど，現在，避難先確保等の措置の充実を図るべく検討を続けている（丙Ｇ第３６号証，同第３７号証）。また，原子力災害対策重点区域に係る各市町村の中には，防災基本計画に基づく地域防災計画の作成及び上記の茨城県広域避難計画を踏まえた市町村広域避難計画の作成を行っている市もあり，その他の市町村においては，これらの作成に向けて現在も検討が行われている。

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。

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。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うえで，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。

ちなみに，前記第１章第２の２で述べたとおり，前掲名古屋高裁金沢支部平成３０年７月４日判決は，「人格権に基づく原子力発電所の運転差止めの当否を考えるに当たって，緊急時の避難計画が作成されていなかったり，あるいはその内容に瑕疵があったとしても，そのことによって直ちに原子力発電所の危険性が肯定されるとか，運転の差止めという結論が導かれるものではなく，そもそも当該原子力発電所について人格権の侵害を招くような重大事故等を起こす具体的危険性があるか否かが検討されるべきであり，その危険性が肯定される場合に運転の差止請求が認められるというべきである」と判示することをもって，人格権の侵害を招くような具体的危険性の有無とは別に，避難計画の有無ないしその内容といった事柄が原子力発電所の運転差止めを求める請求の要件とならないとの考えを示し，原告らの主張を排斥している。前掲大分地裁平成３０年９月２８日決定（伊方原発３号機運転差止仮処分命令申立事件）も，「避難計画の有無やその内容を検討するまでもなく，本件原子炉の運転により，債権者らの生命，身体及び健康という重大な法益が侵害される具体的危険が存在するとは認められない」などとして，原告らの主張を排斥している。

第３　原告らの主張に対する反論

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（原告ら準備書面（１０）２６～２７頁）。

しかしながら，前記第１で述べた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。

したがって，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。

以　上

別冊
図表・語句注

図表目次.....別-2～10
語句注目次.....別-132
語句注索引.....別-215～227

図表目次

第３章

図３－１　敷地周辺及び敷地近傍の地質・地質構造（地質概要）.....別-11

図３－２　敷地周辺及び敷地近傍の地質・地質構造（地質断面図）.....別-12

図３－３（１）　敷地の地質・地質構造①（地質断面図：ａ－ａ’）.....別-13

図３－３（２）　敷地の地質・地質構造②（地質断面図：ｂ－ｂ’）.....別-14

図３－３（３）　敷地の地質・地質構造③（地質断面図：ｃ－ｃ’）.....別-15

図３－３（４）　敷地の地質・地質構造④（地質断面図：ｄ－ｄ’）.....別-16

図３－４　敷地周辺のプレートテクトニクス.....別-17

図３－５　地震動に係る特性.....別-18

図３－６　解放基盤面におけるはぎとり解析結果（擬似速度応答スペクトル）.....別-19

図３－７　基準地震動の策定に係る審査フロー.....別-20

図３－８　敷地周辺の被害地震分布.....別-21

図３－９（１）　敷地周辺の地震活動（Ｍ４．０以下，深さ３０ｋｍ以浅，震央分布）.....別-22

図３－９（２）　敷地周辺の地震活動（Ｍ４．０以下，敷地北方，震源鉛直分布）.....別-23

図３－９（３）　敷地周辺の地震活動（Ｍ４．０以下，敷地周辺，

震源鉛直分布）.....別-24
図３－９（４）　敷地周辺の地震活動（Ｍ４．０以下，敷地南方，震源鉛直分布）.....別-25
図３－９（５）　敷地周辺の地震活動（Ｍ４．０以下，敷地周辺（広域），震源鉛直分布）.....別-26
図３－１０　敷地周辺の活断層分布.....別-27
図３－１１　地質層序（敷地周辺陸域と海域との対比）...別-28
図３－１２　Ｆ１断層の評価結果.....別-29
図３－１３　北方陸域の断層に関する変動地形学的調査結果.....別-30
図３－１４　北方陸域の断層及び塩ノ平地震断層の変動地形に関する文献調査結果.....別-31
図３－１５　Ｆ１断層，北方陸域の断層及び塩ノ平地震断層の同時活動性の評価結果（総括）.....別-32
図３－１６　地震本部の手法による塩ノ平地震断層の地震発生確率.....別-33
図３－１７（１）到来方向の検討に用いた地震の震央位置.....別-34
図３－１７（２）地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比.....別-35
図３－１８　Ｎｏｄａ ｅｔ ａｌ．（２００２）の方法による応答スペクトルの比較（内陸地殻内地震）.....別-36
表３－１９　地震発生層の知見に基づく断層上端深さ，下端深さの決定（内陸地殻内地震）.....別-37
図３－２０　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（基本モデル，短周期レ

ベルの不確かさを考慮）.....別-38
図３－２１　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（断層傾斜角の不確かさを考慮）.....別-39
図３－２２　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（アスペリティ位置の不確かさを考慮）.....別-40
図３－２３　Ｎｏｄａ　ｅｔ　ａｌ．（２００２）の方法による応答スペクトルの比較（プレート間地震）.....別-41
図３－２４　プレート間結合度の分布.....別-42
図３－２５　２０１１年東北地方太平洋沖型地震の断層モデル（基本震源モデル，短周期レベルの不確かさを考慮）.....別-43
図３－２６　基本震源モデルのＳＭＧＡ配置.....別-44
図３－２７　茨城県沖の一連の地震の想定震源域.....別-45
図３－２８　短周期レベルの不確かさ.....別-46
図３－２９　ＳＭＧＡ位置の不確かさの考慮（プレート間地震）.....別-47
図３－３０　短周期レベルの比較（プレート間地震）.....別-48
図３－３１（１）２０１１年東北地方太平洋沖型地震の応答スペクトルに基づく手法による地震動評価結果と２０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波の比較（水平方向）.....別-49
図３－３１（２）２０１１年東北地方太平洋沖型地震の応答スペクトルに基づく手法による地震動評価結果と２

０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波の比較（鉛直方向）..... 別-50
図３－３２（１）２０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波及びその包絡スペクトルと応答スペクトル手法並びに断層モデル手法の評価結果の比較（ＮＳ方向）..... 別-51
図３－３２（２）２０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波及びその包絡スペクトルと応答スペクトル手法並びに断層モデル手法の評価結果の比較（ＥＷ方向）..... 別-52
図３－３２（３）２０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波及びその包絡スペクトルと応答スペクトル手法並びに断層モデル手法の評価結果の比較（ＵＤ方向）..... 別-53
図３－３３　Ｎｏｄａ ｅｔ ａｌ．（２００２）の方法による応答スペクトルの比較（海洋プレート内地震）..... 別-54
図３－３４（１）加藤ほか（２００４）に基づき設定した応答スペクトル(水平方向)..... 別-55
図３－３４（２）加藤ほか（２００４）に基づき設定した応答スペクトル（鉛直方向）..... 別-56
表３－３５　検討対象とする内陸地殻内地震..... 別-57
表３－３６　２００８年岩手・宮城内陸地震の震源域と東海第二発電所敷地近傍の比較.....別-58
表３－３７　２０００年鳥取県西部地震の震源域と東海第二発電所敷地近傍の比較..... 別-59

図３－３８（１）設計用応答スペクトル（水平方向，S_S－$D1_H$）
.....別-60
図３－３８（２）設計用応答スペクトル（鉛直方向，S_S－$D1_V$）
.....別-61
図３－３９（１）基準地震動S_S－Ｄ１と断層モデルを用いた手法
による基準地震動S_Sの比較（ＮＳ方向）....別-62
図３－３９（２）基準地震動S_S－Ｄ１と断層モデルを用いた手法
による基準地震動S_Sの比較(ＥＷ方向)..... 別-63
図３－３９（３）基準地震動S_S－Ｄ１と断層モデルを用いた手法
による基準地震動S_Sの比較（ＵＤ方向）....別-64
図３－４０（１）基準地震動S_S－Ｄ１と震源を特定せず策定する
地震動の比較（水平方向）.....別-65
図３－４０（２）基準地震動S_S－Ｄ１と震源を特定せず策定する
地震動の比較（鉛直方向）.....別-66
図３－４１（１）基準地震動S_S－Ｄ１の時刻歴波形.....別-67
図３－４１（２）基準地震動S_S－１１の時刻歴波形.....別-68
図３－４１（３）基準地震動S_S－１２の時刻歴波形.....別-69
図３－４１（４）基準地震動S_S－１３の時刻歴波形.....別-70
図３－４１（５）基準地震動S_S－１４の時刻歴波形.....別-71
図３－４１（６）基準地震動S_S－２１の時刻歴波形.....別-72
図３－４１（７）基準地震動S_S－２２の時刻歴波形.....別-73
図３－４１（８）基準地震動S_S－３１の時刻歴波形.....別-74
図３－４２（１）一様ハザードスペクトルと基準地震動S_S－Ｄ１，
S_S－１１～S_S－２２の応答スペクトルの比較
（水平方向）..... 別-75
図３－４２（２）一様ハザードスペクトルと基準地震動S_S－Ｄ１，

Ｓs－１１～Ｓs－２２の応答スペクトルの比較（鉛直方向）.....別-76
図３－４２（３）内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルと基準地震動Ｓs－３１の応答スペクトルの比較（水平方向）.....別-77
図３－４２（４）内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルと基準地震動Ｓs－３１の応答スペクトルの比較（鉛直方向）.....別-78
図３－４３　原子力発電所と一般建築物の揺れの差.....別-79
図３－４４　原子炉建屋の具体的耐震設計の手順.....別-80
図３－４５　質点系モデル構築の考え方.....別-81
図３－４６　設備（機器・配管等）の耐震設計フロー....別-82
図３－４７（１）１質点系モデルの例(イメージ).....別-83
図３－４７（２）多質点系モデルの例（イメージ）.....別-84
図３－４７（３）連成モデルの例（イメージ）.....別-85
図３－４８（１）既設設備に対する耐震補強の例①.....別-86
図３－４８（２）既設設備に対する耐震補強の例②.....別-87
図３－４９　設計用床応答スペクトル例.....別-88
表３－５０　既往津波の記録.....別-89
図３－５１（１）固着の程度と破壊伝播との関係性①.....別-90
図３－５１（２）固着の程度と破壊伝播との関係性②.....別-91
図３－５２（１）固着の程度とすべりとの関係性①.....別-92
図３－５２（２）固着の程度とすべりとの関係性②.....別-93
図３－５３　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）.....別-94
図３－５４　茨城県沖に想定する津波波源（特性化波源モデ

ルの諸元）.....別-95
図３－５５　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）.....別-96
図３－５６　茨城県沖から房総沖に想定する津波波源（詳細パラメータスタディ設定）.....別-97
図３－５７　基準津波の策定位置及び水位の時刻歴波形.....別-98
図３－５８　基準津波の年超過確率.....別-99
図３－５９　防潮堤概念図.....別-100
図３－６０　防潮扉概念図.....別-101
図３－６１（１）地理的領域内の第四紀火山.....別-102
図３－６１（２）地理的領域内の火山地質図（将来の活動が否定できない１３火山）.....別-103
表３－６２　設計対応不可能な火山事象とその噴出物の敷地への到達可能性.....別-104
表３－６３　降下火砕物の文献調査結果.....別-105

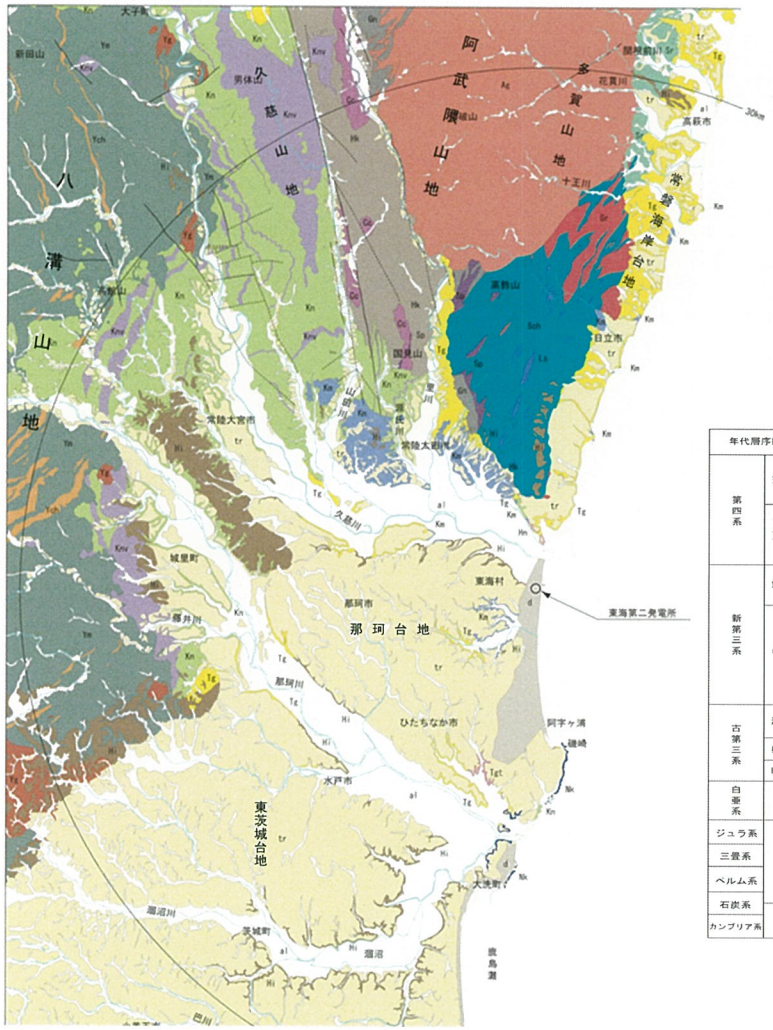
第５章

図５－１　福島第一原子力発電所事故の概要.....別-106
図５－２　新規制基準を踏まえた対策の概要.....別-107
図５－３（１）電源設備の強化.....別-108
図５－３（２）直流電源設備の概要.....別-109
図５－４　本件発電所の送電系統の概要図.....別-110
図５－５　高圧代替注水系.....別-111
図５－６　低圧代替注水系.....別-112
図５－７　代替循環冷却系，緊急用海水系.....別-113

図５－８　代替格納容器スプレイ冷却系.....別-114
図５－９　格納容器下部注水系.....別-115
図５－１０　非難燃ケーブルに対する複合体の概要，その施工例.....別-116
図５－１１　複合体内の消火設備.....別-117
図５－１２　特別点検の結果.....別-118
図５－１３　照射前試験・第４回試験結果に基づく各遷移曲線（母材）.....別-119
図５－１４　第１回～第４回試験結果に基づく各遷移曲線（母材）.....別-120
図５－１５　応力腐食割れの３因子.....別-121
図５－１６　シュラウドサポート溶接部（ひび割れのあったＨ７水平溶接継手及びＶ８縦溶接継手）....別-122
図５－１７　応力腐食割れに係る改善対策.....別-123
表５－１８　長期保守管理方針（始期：平成３０年１１月２８日，適用期間：２０年間）.....別-124
図５－１９　原子炉緊急停止系.....別-125
表５－２０　二酸化ウラン及び二酸化ジルコニウムの混合物を用いた水蒸気爆発に係る各試験.....別-126
図５－２１　蒸気乾燥器にて確認されたひび割れ箇所....別-127
図５－２２　残留熱除去系海水系配管減肉の点検調査結果（配管外面減肉の推定メカニズム）.....別-128
図５－２３　主蒸気逃がし安全弁ロワーリング周辺概略図.....別-129
図５－２４　主蒸気逃がし安全弁セットピン折損メカニズム.....別-130

第６章

図６－１　　原子炉設置変更許可申請，工事計画認可申請，
運転期間延長認可申請等に係る審査経過....別-131



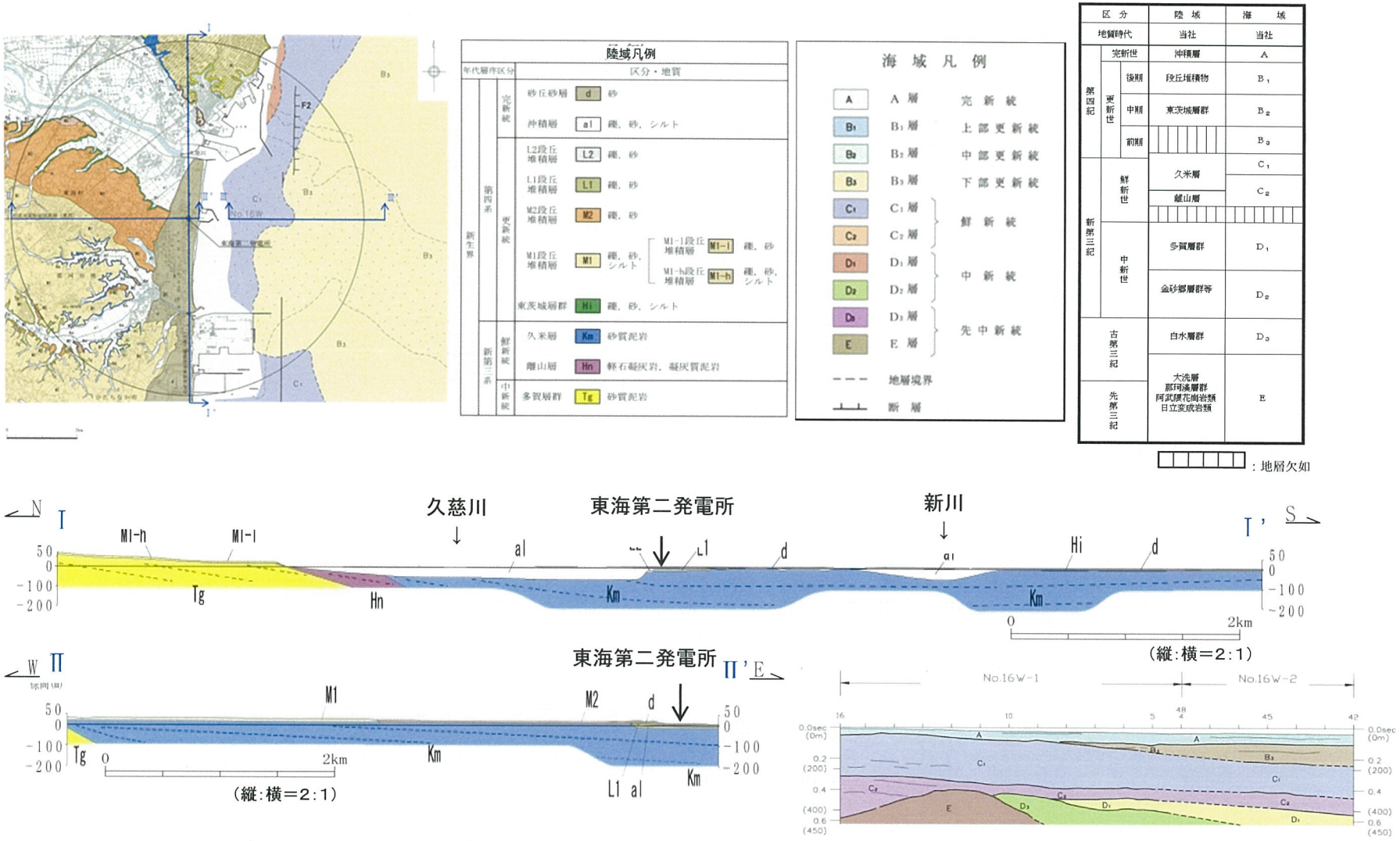
地形	主に分布する地質
八溝山地	[北部]：先新第三系の八溝層群 [南部]：先新第三系の八溝層群，新第三系中新統の堆積岩類・火山岩類・火山砕屑岩類
久慈山地	新第三系中新統の火山岩類・火山砕屑岩類
多賀山地	先新第三系の阿武隈花崗岩類，日立古生層（日立変成岩類）及び竹貫変成岩類
常磐海岸台地	新第三系中新統の多賀層群，第四系更新統の段丘堆積物
那珂台地・ 東茨城台地	[丘陵地・台地]：第四系更新統の段丘堆積物 [縁辺部]：新第三系中新統の多賀層群，新第三系鮮新統～第四系下部更新統の久米層

年代層序区分		八溝山地		久慈山地		多賀山地		那珂台地周辺部	
		地層名	主な層相・岩相	地層名	主な層相・岩相	地層名	主な層相・岩相	地層名	主な層相・岩相
第四系	完新統	al 沖積層	砂・シルト・礫	al 沖積層	砂・シルト・礫	al 沖積層	砂・シルト・礫	d 砂丘砂層 al 沖積層	砂 砂・シルト・礫
	更新統	tr 段丘堆積物 Hi 東茨城層群	砂・シルト・礫 砂・シルト・礫	tr 段丘堆積物 Hi 東茨城層群	砂・シルト・礫 砂・シルト・礫	tr 段丘堆積物 Hi 東茨城層群	砂・シルト・礫 砂・シルト・礫	tr 段丘堆積物 Hi 東茨城層群	砂・シルト・礫 砂・シルト・礫
新第三系	鮮新統			Km 久米層	砂質泥岩	Km 久米層 Hn 離山層	砂質泥岩 軽石凝灰岩・凝灰質泥岩	Km 久米層	砂質泥岩
	中新統	Kn 金砂郷層群 Knv 火山岩類，火山砕屑岩類	砂岩・砂岩泥岩互層・泥岩・礫岩・デイサイト・凝灰岩	Tg 多賀層群 Tgt 凝灰岩 Hk 東金砂山層 Kn 金砂郷層群 Knv 火山岩類，火山砕屑岩類	砂質泥岩 礫岩・砂岩 砂岩・砂岩泥岩互層・泥岩・礫岩・デイサイト・凝灰岩	Tg 多賀層群	砂質泥岩	Tg 多賀層群 Tgt 凝灰岩 Kn 金砂郷層群	砂質泥岩 泥岩・砂岩・礫岩
古第三系	漸新統 始新統 暁新統	Yg 八溝花崗岩類				Sr 白水層群	砂岩・泥岩・礫岩・石炭		
白亜系				Ag 阿武隈花崗岩類 Co カタクレーサイト		Ag 阿武隈花崗岩類 Co カタクレーサイト		Nk 那珂湊層群及び大洗層	泥岩・砂岩・礫岩
ジュラ系		Ym 八溝層群 Ych チャート	砂岩・頁岩・チャート			竹貫変成岩類 Gn 片麻岩類			
三畳系									
ペルム系						日立古生層（日立変成岩類） Sch 片岩類～粘板岩等 Ls 石灰岩			
石炭系									
カンブリア系						Sp 蛇紋岩 Gr 花崗岩類			

：深成岩類

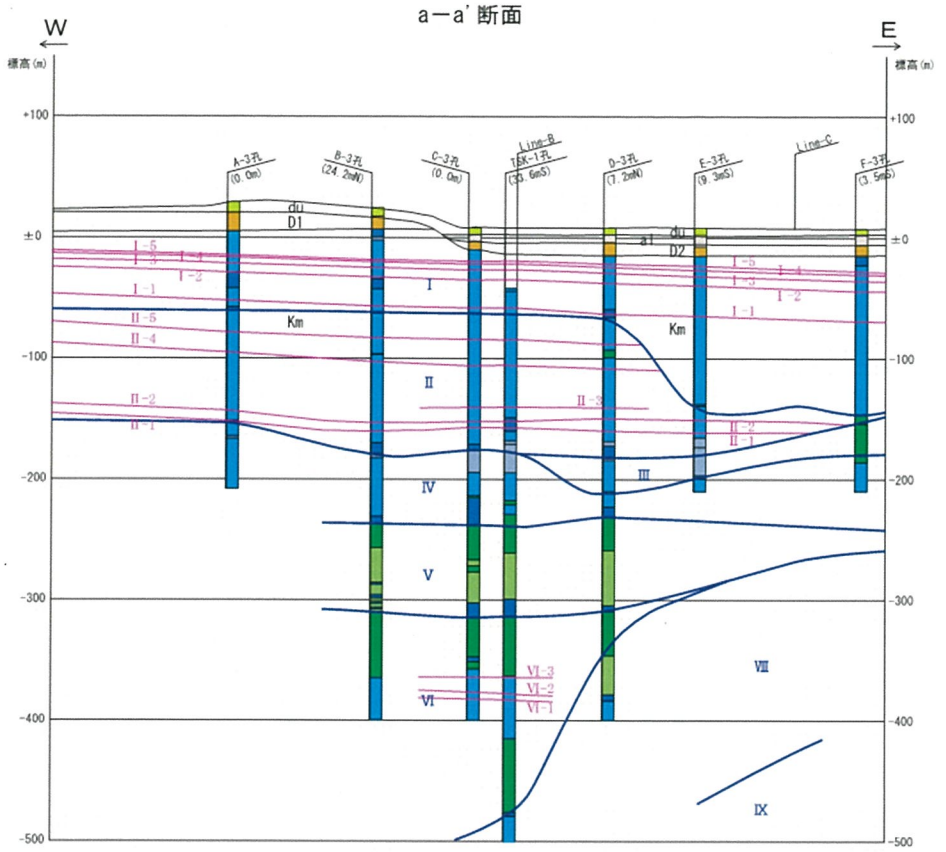
【図３－１】敷地周辺及び敷地近傍の地質・地質構造（地質概要）

出典：丙Ｄ第１０号証 3-1-12 頁より抜粋



【図３－２】敷地周辺及び敷地近傍の地質・地質構造（地質断面図）

出典：丙D第１０号証 3-1-14 頁より抜粋



地質層序表

年代層序区分			地質名	記号		主な層相と分布
新生界	第四系	完新統	砂丘砂層	du		海成の良い中砂～細砂からなる。敷地全域に広がる。
			沖積層	a1		シルト層～粘土層を主とし、砂層、砂礫層を挟む。敷地北側の旧久喜川を堆積して分布する。
		更新統	段丘堆積物（D2）	D2		砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。砂丘砂層、沖積層に被覆されて分布する。
			段丘堆積物（D1）	D1		砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。敷地の西側側に分布する。
	新第三系	鮮新統	久米層	Km	上部	砂質泥岩を主とし砂岩薄層を挟む。生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られ、北部で層厚250m、南部で200m以遠に分布する。ユニット区分Ⅰ～Ⅲが該当する。
					下部	砂泥層を多く挟み、標高260～360mで砂質泥岩細互層が多く分布する。南部で確認した層厚100m以深は細粒～中粒の砂岩層が見られる。ユニット区分Ⅴ～Ⅸが該当する。
			舘山層	Mn		砂質泥岩、凝灰岩が分布し、凝灰岩は偽礫や流動状の変形が多く見られる。
	白亜系		照岡層群	Mk		黒色を帯びる泥岩が多く、硬質である。
	先白亜系		日立古生層	Pz		非変成の硬質な砂岩、泥岩及び礫岩からなる。

：不整合

久米層岩相区分

地層名	岩　質		柱状図凡例	層　相
久米層	砂質泥岩			砂質泥岩を主とする。砂質泥岩には生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られる。
	砂岩・砂質泥岩互層			厚さ5～10cmの細粒～中粒砂岩の薄層を挟む砂質泥岩を主体とする。
				泥岩、シルト岩の細互層を主とする。
				細粒砂岩、中粒砂岩を主とする細互層。炭質物薄層を頻繁に挟む。
	砂　岩			シルト混り細粒砂岩～中粒砂岩からなる。
	礫　岩			偽礫のほか基盤岩類等の種類の異種礫及び貝化石片を多く含む。

断面図凡例

I　ユニット区分番号

地層境界

侵食境界

鍵層

ボーリング位置

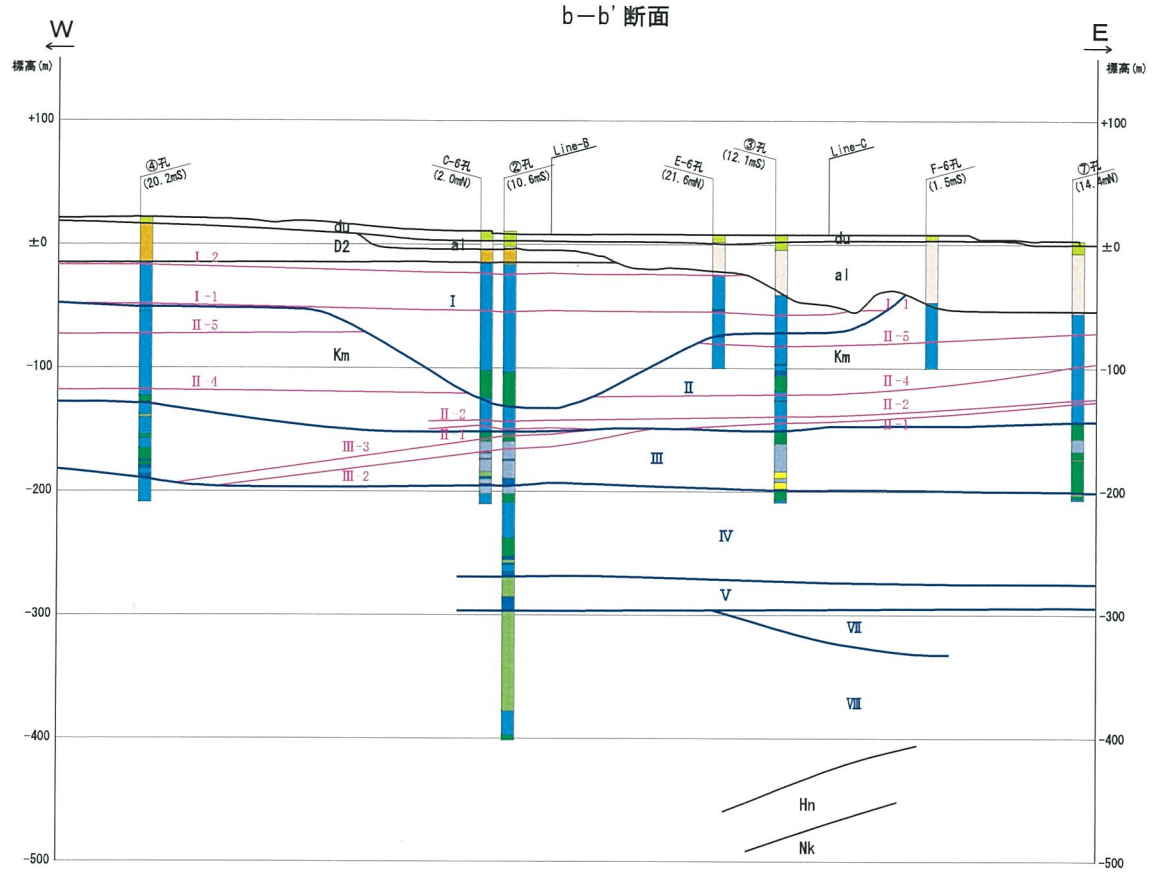
C-1孔 ← 孔名

(0.6mE) ← 投影距離　方向



【図３－３（１）】敷地の地質・地質構造①（地質断面図:a-a’）

出典：丙Ｄ第１０号証 3-1-36 頁より抜粋





地質層序表

年代層序区分			地質名	記号	主な層相と分布
新生界	第四系	完新統	砂丘砂層	du	淘汰の良い中砂～細砂からなる。敷地全域に広がる。
			沖積層	al	シルト層～粘土層を主とし、砂層、砂礫層を挟む。敷地北側の旧久慈川を堆積して分布する。
		更新統	段丘堆積物（D2）	D2	砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。砂丘砂層、沖積層に被覆されて分布する。
			段丘堆積物（D1）	D1	砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。敷地の西南側に分布する。
	新第三系	鮮新統	久米層	Km	上部 砂質泥岩を主とし砂岩薄層を挟む。生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られ、主部で標高250m、南部で200m以浅に分布する。ユニット区分Ⅰ～Ⅱが該当する。
					下部 砂岩層を多く挟み、標高280～380mで砂岩泥岩互層が多く分布する。南部で確認した標高600m以深は細粒～中粒の砂岩層が見られる。ユニット区分Ⅴ～Ⅸが該当する。
			鹿山層	Hn	砂質泥岩、凝灰岩が分布し、凝灰岩は偽礫や流動状の変形が多く見られる。
	白亜系		那珂湊層群	Nk	黒色を帯びる泥岩が多く、硬質である。
	先白亜系		日立古生層		非変成の硬質な砂岩、泥岩及び粘岩からなる。

～～～：不整合

久米層岩相区分

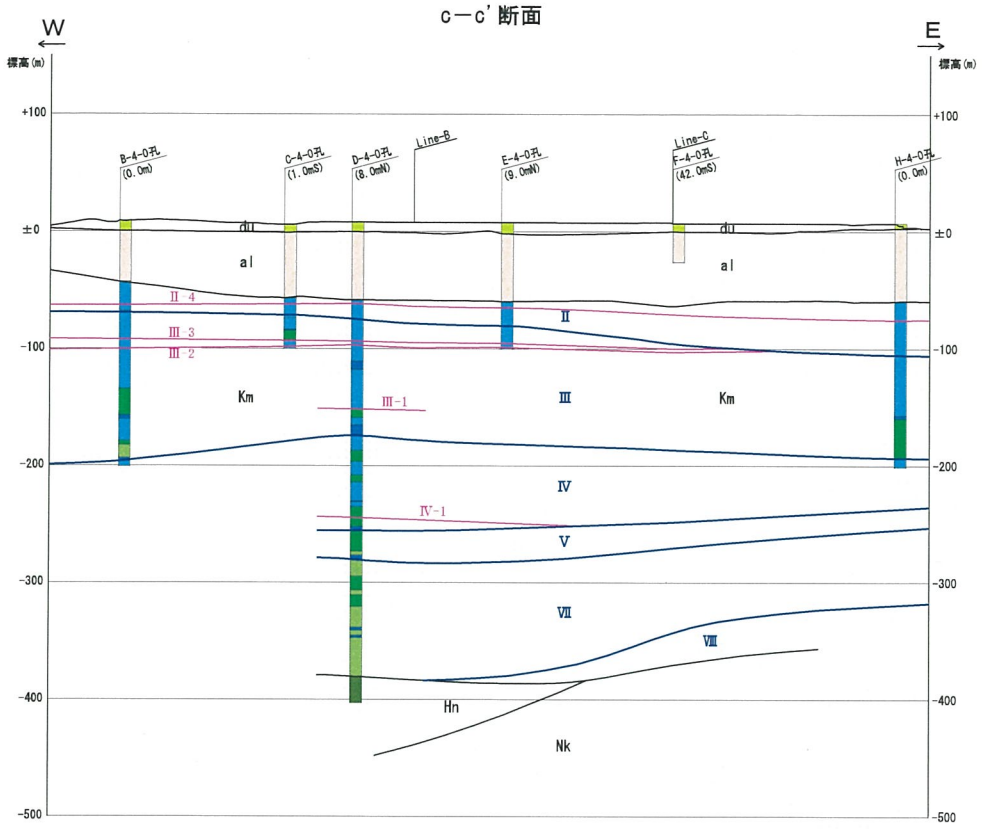
地層名	岩　質	柱状図凡例	層　相
久米層	砂質泥岩		砂質泥岩を主とする。砂質泥岩には生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られる。
	砂岩-砂質泥岩互層		厚さ5～10cmの細粒～中粒砂岩の薄層を挟む砂質泥岩を主体とする。
			泥岩、シルト岩の細互層を主とする。
			細粒砂岩、中粒砂岩を主とする細互層。炭質物薄層を頻繁に挟む。
	砂　岩		シルト混り細粒砂岩～中粒砂岩からなる。
	礫　岩		偽礫のほか基盤岩礫等の種類の異種礫及び貝化石片を多く含む。

断面図凡例

I　ユニット区分番号
地層境界
侵食境界
鍵層
ボーリング位置
C-1孔 (0.6mE)　孔名　投影距離　方向

【図３－３（２）】敷地の地質・地質構造②（地質断面図：b-b'）

出典：丙Ｄ第１０号証 3-1-37 頁より抜粋



地質層序表



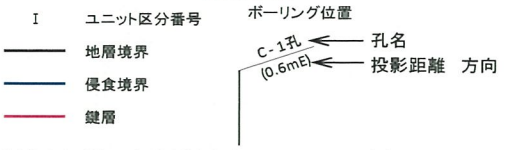
年代層序区分			地質名	記号		主な層相と分布
新生界	第四系	完新統	砂丘砂層	du		海次の良い中砂～粗砂からなる。敷地全域に広がる。
			沖積層	al		シルト層～粘土層を主とし、砂層、砂礫層を挟む。敷地北側の旧久慈川を堆積して分布する。
		更新統	段丘堆積物（D2）	D2		砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。砂丘砂層、沖積層に被覆されて分布する。
			段丘堆積物（D1）	D1		砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。敷地の西南側に分布する。
	新第三系	鮮新統	久米層	Km	上部	砂質泥岩を主とし砂岩薄層を挟む。生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られ、北部で標高250m、南部で200m以浅に分布する。ユニット区分Ⅰ～Ⅲが該当する。
					下部	砂岩層を多く挟み、標高280～380mで砂岩泥岩互層が多く分布する。南部で確認した標高600m以深は細粒～中粒の砂岩層が見られる。ユニット区分Ⅳ～Ⅵが該当する。
			離山層	Hn		砂質泥岩、凝灰岩が分布し、凝灰岩は偽礫や変動状の変形が多く見られる。
	白亜系		前期海層群	Nk		黒色を帯びる泥岩が多く、硬質である。
	先白亜系		日立古生層			非変成の硬質な砂岩、泥岩及び緑岩からなる。

～～：不整合

久米層岩相区分

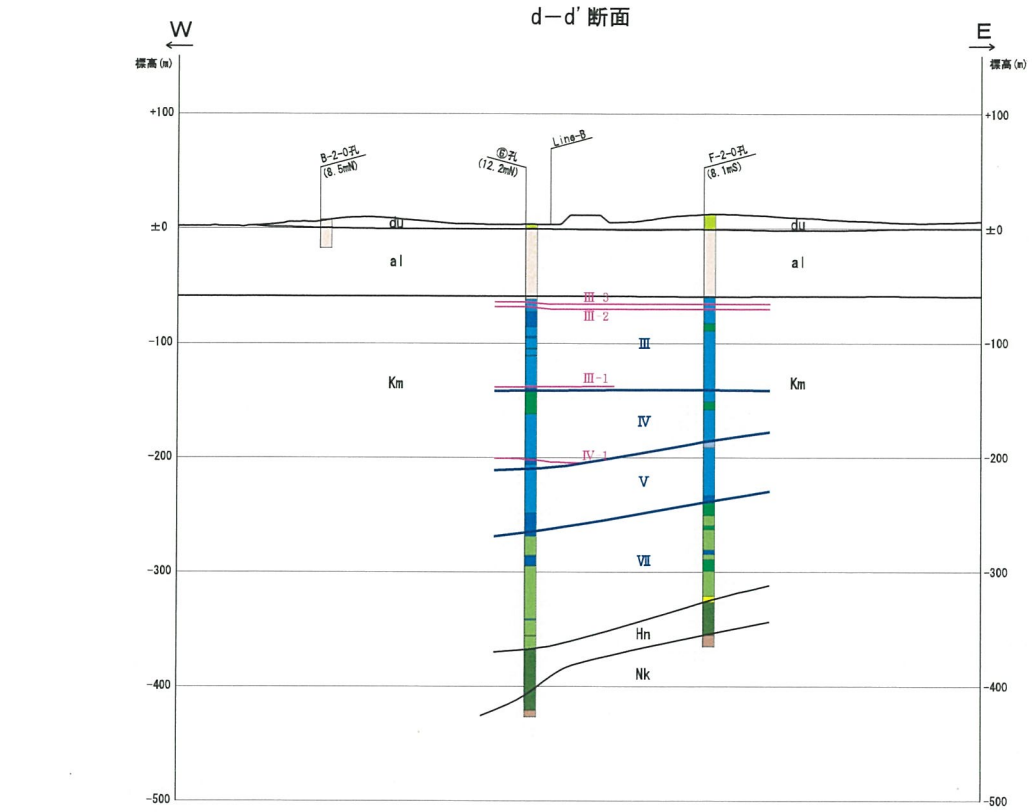
地層名	岩　質	柱状図凡例	層　相
久米層	砂質泥岩		砂質泥岩を主とする。砂質泥岩には生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られる。
	砂岩-砂質泥岩互層		厚さ5～10cmの細粒～中粒砂岩の薄層を挟む砂質泥岩を主体とする。
			泥岩、シルト岩の細互層を主とする。
			細粒砂岩、中粒砂岩を主とする細互層。炭質物薄層を頻繁に挟む。
	砂　岩		シルト混り細粒砂岩～中粒砂岩からなる。
	礫　岩		偽礫のほか基盤岩礫等の複数の異種礫及び貝化石片を多く含む。

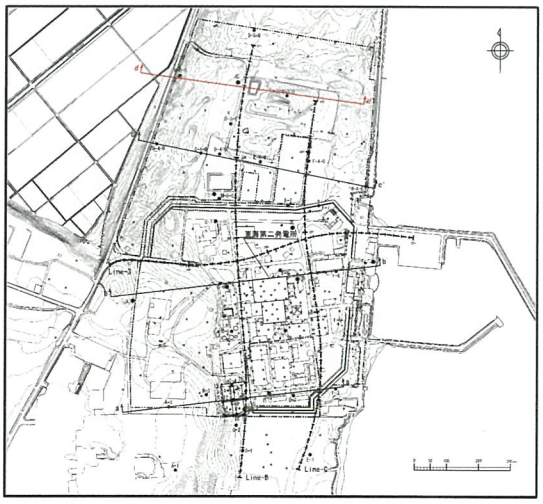
断面図凡例



【図３－３（３）】敷地の地質・地質構造③（地質断面図：c-c'）

出典：丙Ｄ第１０号証 3-1-38 頁より抜粋





地質層序表

年代層序区分			地質名	記号	主な層相と分布
新生界	第四系	完新統	砂丘砂層	du	海辺の良い中砂～粗砂からなる。敷地全域に広がる。
			沖積層	al	シルト層～粘土層を主とし、砂層、砂礫層を挟む。敷地北側の旧久慈川を堆積して分布する。
		更新統	段丘堆積物（D2）	D2	砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。砂丘砂層、沖積層に被覆されて分布する。
			段丘堆積物（D1）	D1	砂礫層を主とし、シルト層、砂層を挟む。敷地の西側に分布する。
	新第三系	鮮新統	久米層	Km 上部	砂質泥岩を主とし砂岩薄層を挟む。生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られ、北部で標高250m、南部で200m以浅に分布する。ユニット区分Ⅰ～Ⅲが該当する。
				Km 下部	砂岩層を多く挟み、標高280～360mで砂岩泥岩細互層が多く分布する。南部で確認した標高400m以深は細粒～中粒の砂岩層が見られる。ユニット区分Ⅴ～Ⅵが該当する。
			諏山層	Ns	砂質泥岩、凝灰岩が分布し、凝灰岩は偽礫や流動状の変形が多く見られる。
	白亜系		那珂湊層群	Mz	黒色を帯びる泥岩が多く、硬質である。
	先白亜系		日立古生層	Pz	非変成の硬質な砂岩、泥岩及び緑岩からなる。

～～～：不整合

久米層岩相区分

地層名	岩　質	柱状図凡例	層　相
久米層	砂質泥岩		砂質泥岩を主とする。砂質泥岩には生物擾乱、乱堆積構造が一般的に見られる。
	砂岩-砂質泥岩互層		厚さ5～10cmの細粒～中粒砂岩の薄層を挟む砂質泥岩を主体とする。
			泥岩、シルト岩の細互層を主とする。
			細粒砂岩、中粒砂岩を主とする細互層。炭質物薄層を頻繁に挟む。
	砂　岩		シルト混り細粒砂岩～中粒砂岩からなる。
	礫　岩		偽礫のほか基盤岩礫等の複数の異種礫及び貝化石片を多く含む。

断面図凡例

I　ユニット区分番号

地層境界

侵食境界

鍵層

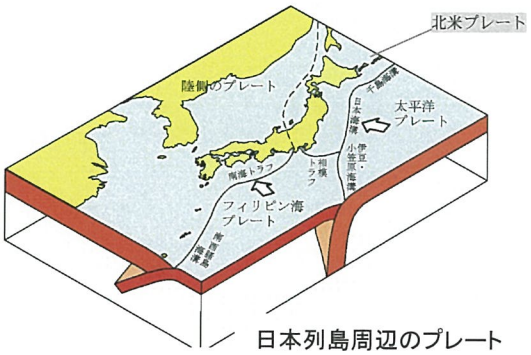
ボーリング位置

C-1孔（0.6mE）← 孔名

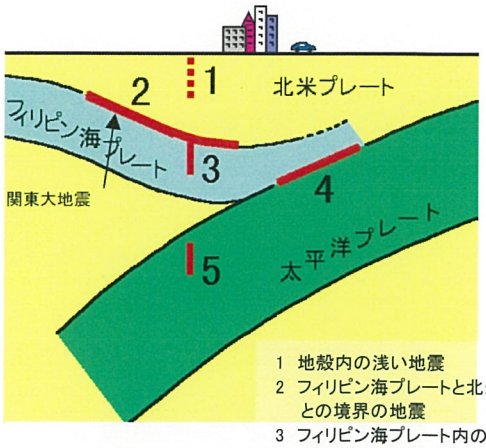
← 投影距離　方向

【図３－３（４）】敷地の地質・地質構造④（地質断面図:d-d'）

出典：丙Ｄ第１０号証 3-1-39 頁より抜粋



日本のプレートテクトニクスモデル概念図
（防災科学技術研究所に一部加筆）

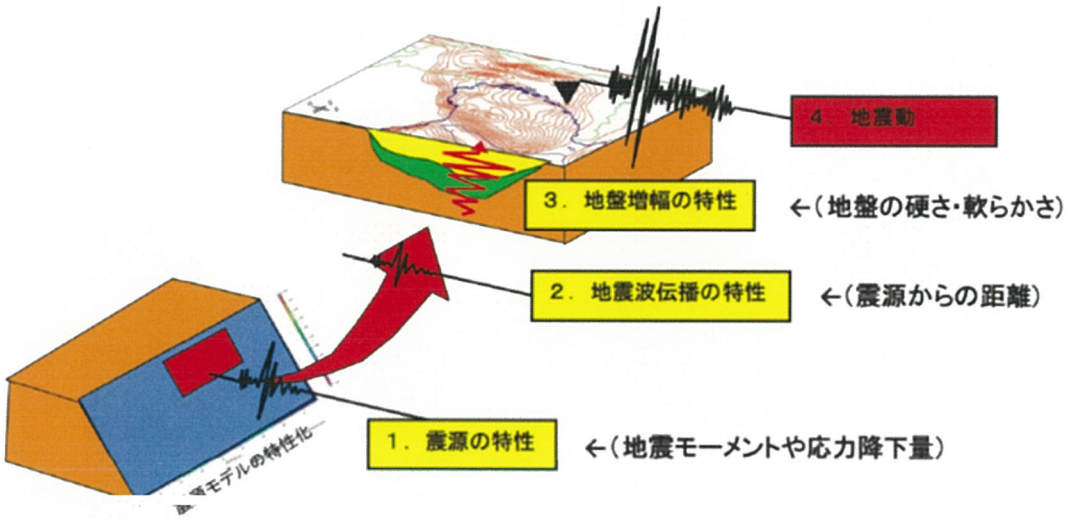


1 地殻内の浅い地震
2 フィリピン海プレートと北米プレートとの境界の地震
3 フィリピン海プレート内の地震
4 フィリピン海プレートと太平洋プレートとの境界の地震
5 太平洋プレート内の地震

南関東地域で発生する地震のタイプ
（中央防災会議に一部加筆）

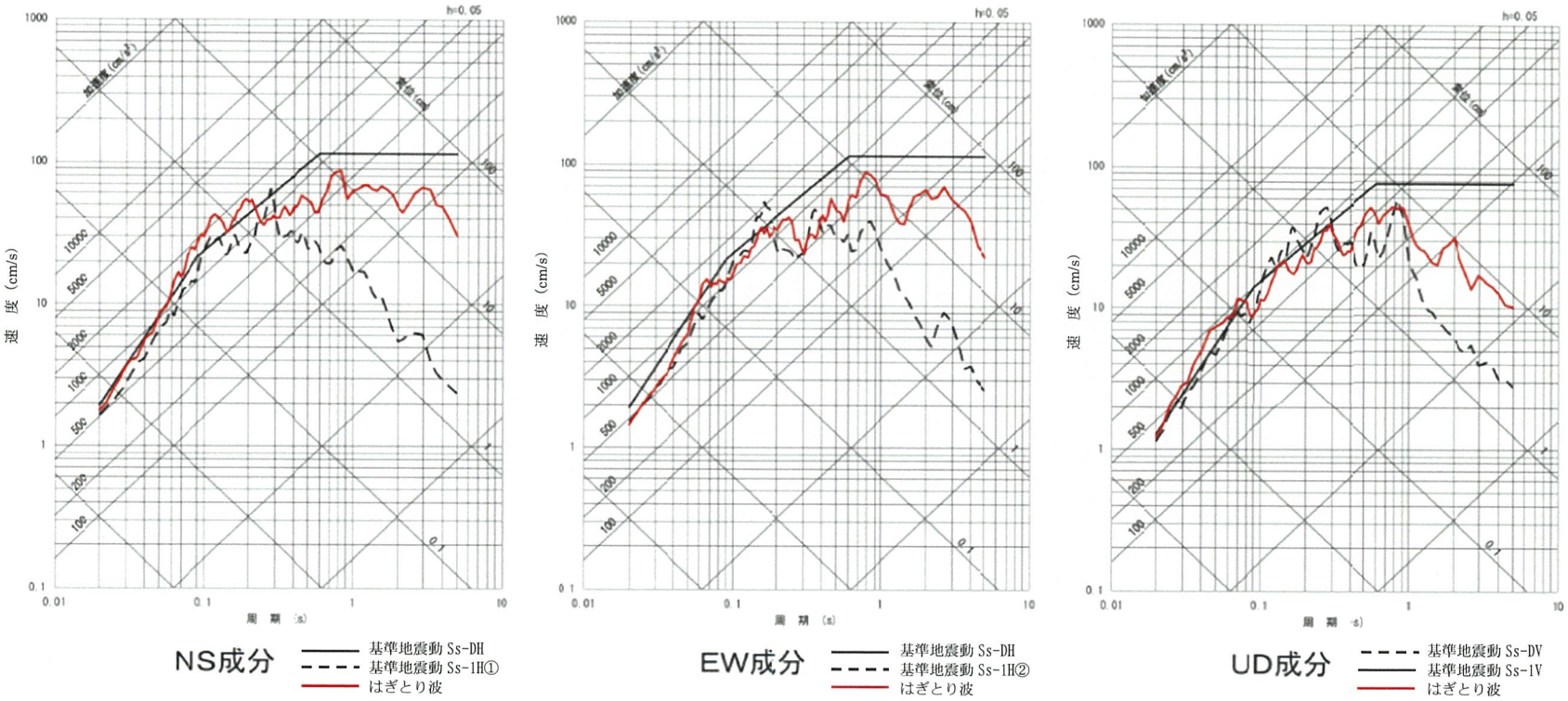
【図３－４】敷地周辺のプレートテクトニクス

出典：丙D第１１号証 4-13 頁より抜粋



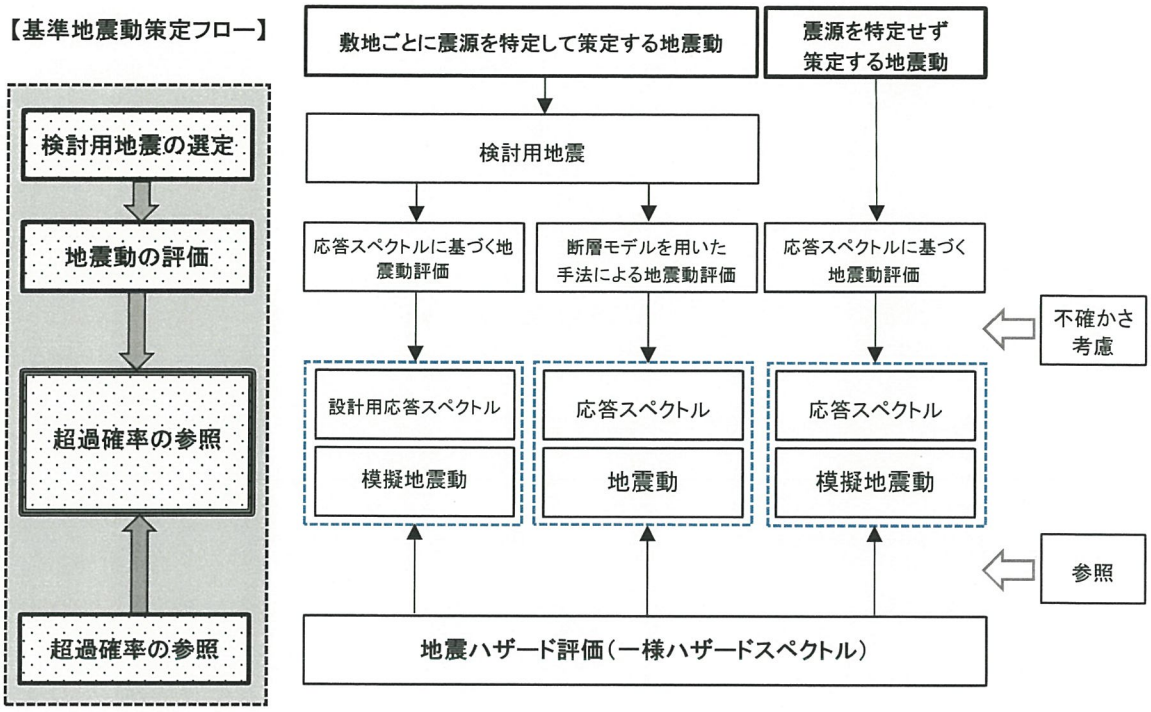
【図３－５】地震動に係る特性

出典：丙Ｂア第２５号証 5-3-2 図４（248 頁）より



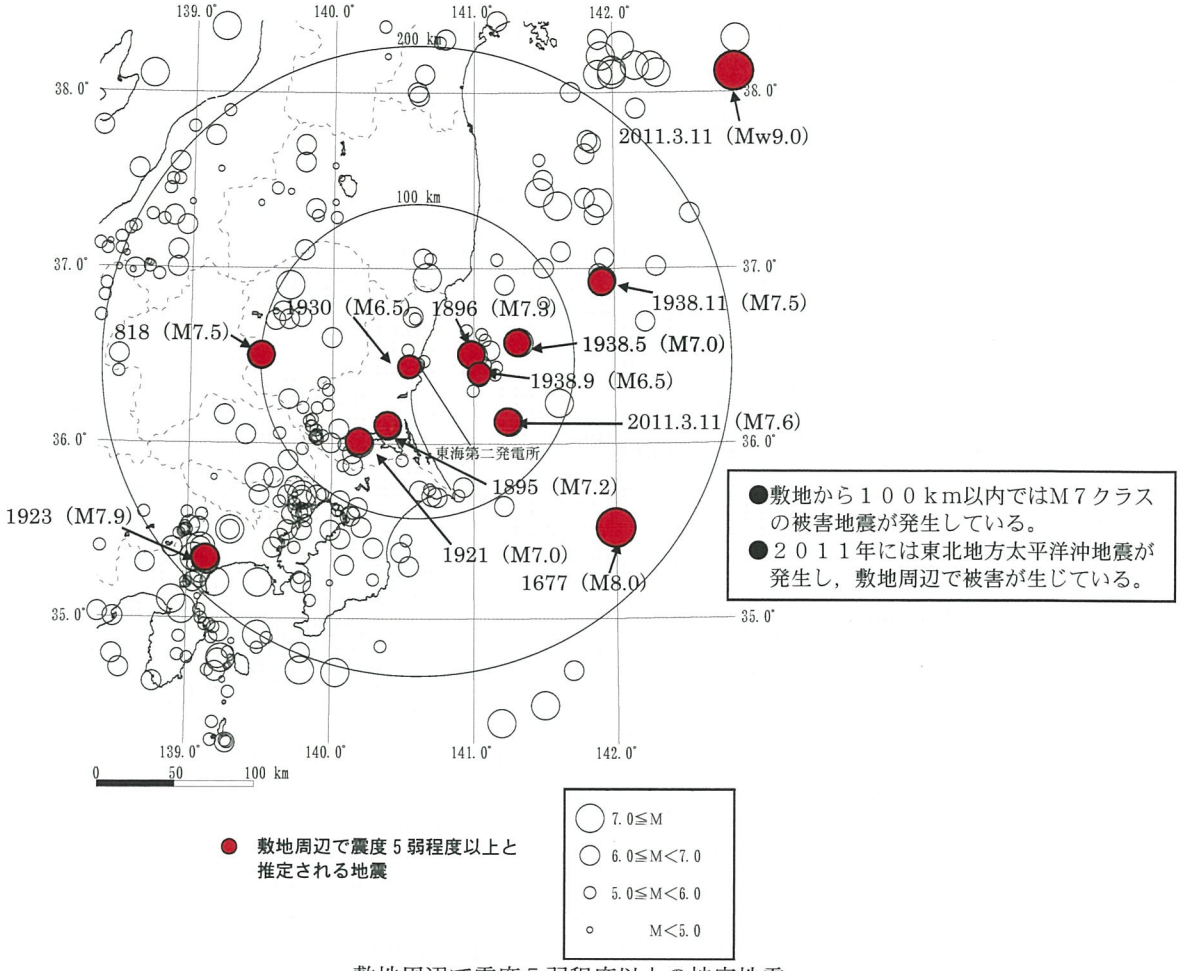
【図３－６】解放基盤面におけるはぎとり解析結果（擬似速度応答スペクトル）

出典：「平成２３年東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所及び東海第二発電所の原子炉建屋等への影響評価について～中間とりまとめ～（平成 24 年９月３日）（原子力安全・保安院）」（丙Ｅ第６号証 112 頁）



【図３－７】基準地震動の策定に係る審査フロー

出典：乙Ｂア第５１号証 図－１（１頁）

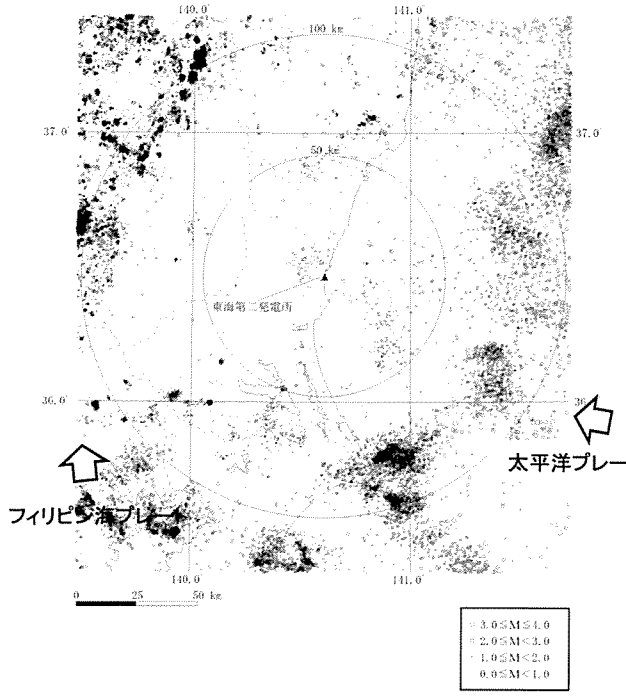


敷地周辺で震度５弱程度以上の被害地震

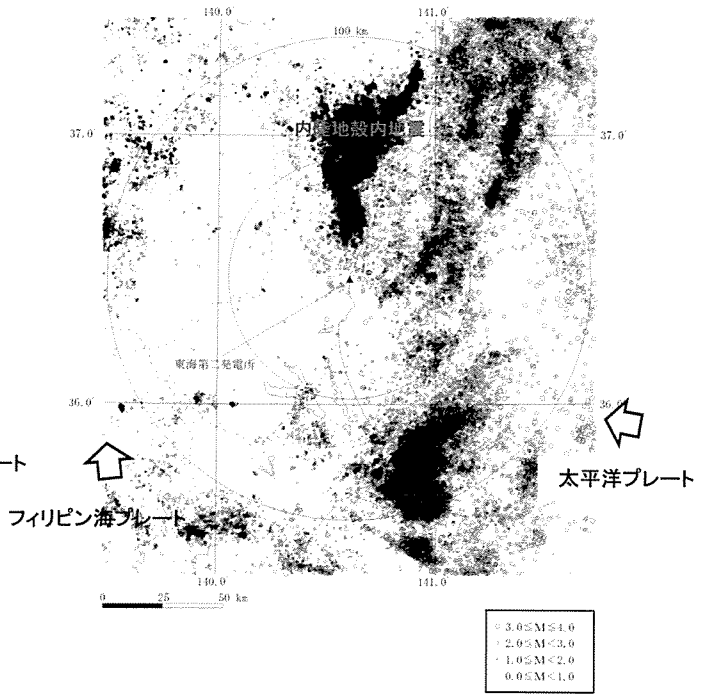
年月日	地震規模 M	地震	震央距離(km)	深さ(km)
818. －. －	7.5	818年関東諸国の地震	99	－
1677. 11. 4	8.0	1677年磐城・常陸・安房・上総・下総の地震	165	－
1895. 1. 18	7.2	1895年霞ヶ浦付近の地震	45	－
1896. 1. 9	7.3	1896年鹿島灘の地震	35	－
1921. 12. 8	7.0	1921年茨城県龍ヶ崎付近の地震	64	－
1923. 9. 1	7.9	1923年関東大地震	183	23
1930. 6. 1	6.5	1930年那珂川下流域の地震	8	54
1938. 5. 23	7.0	1938年塩屋崎沖の地震	65	35
1938. 9. 22	6.5	1938年鹿島灘の地震	40	48
1938. 11. 5	7.5	1938年福島県東方沖地震	128	43
2011. 3. 11	Mw9.0	2011年東北地方太平洋沖地震の本震	270	23.7
2011. 3. 11	7.6	2011年東北地方太平洋沖地震の最大余震	69	42.7

【図３－８】敷地周辺の被害地震分布

出典：丙Ｄ第１１号証 4-20 頁より抜粋



（気象庁，1997 年 10 月～2011 年 2 月）

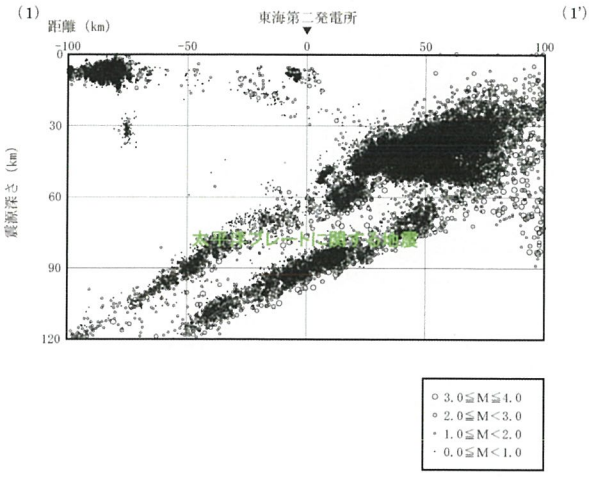


（気象庁，2011 年 3 月～2016 年 3 月）

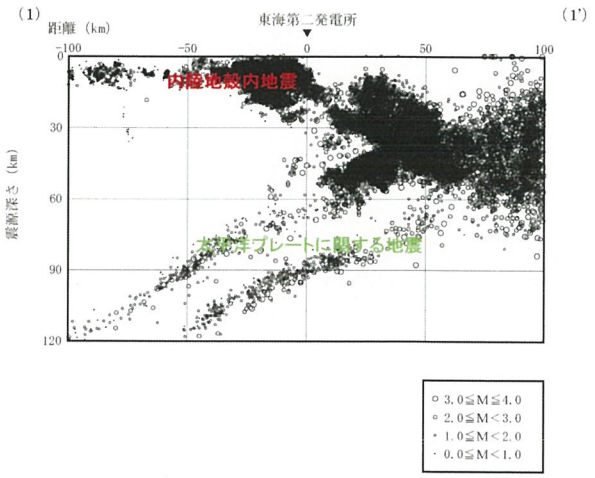
●2011 年 3 月以降は，福島県と茨城県の県境付近で内陸地殻内地震が集中して発生している。

【図３－９（１）】敷地周辺の地震活動
（Ｍ４．０以下，深さ３０ｋｍ以浅，震央分布）

出典：丙Ｄ第１１号証 4-15 頁より

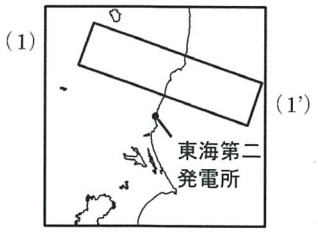


（気象庁，1997 年 10 月～2011 年 2 月）



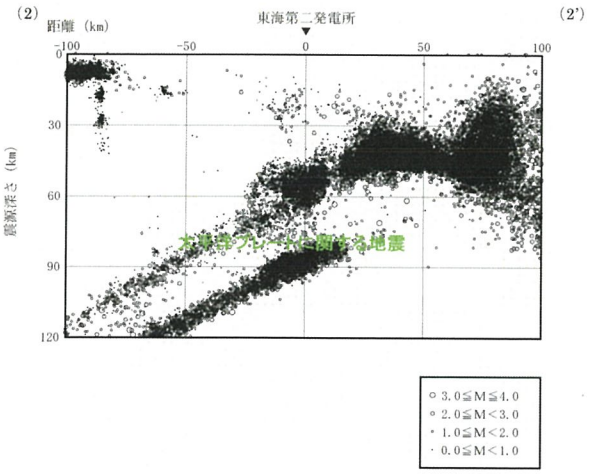
（気象庁，2011 年 3 月～2016 年 3 月）

●2011 年 3 月以降は，深さ 10km 程度において内陸地殻内地震が発生している。
●深さ 80km 程度以深では，太平洋プレートの二重深発地震面が見られる。

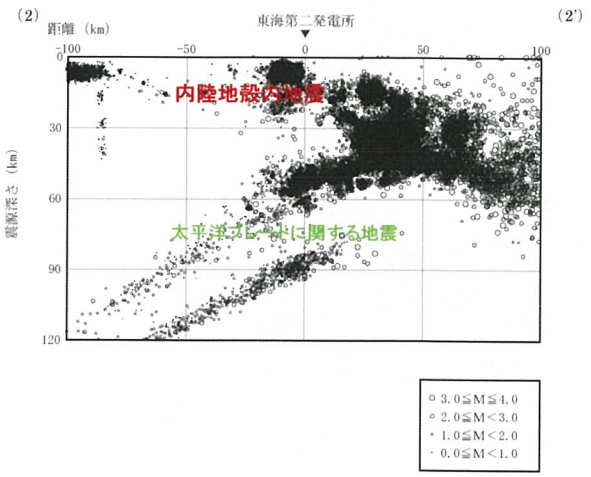


【図３－９（２）】敷地周辺の地震活動
（Ｍ４．０以下，敷地北方，震源鉛直分布）

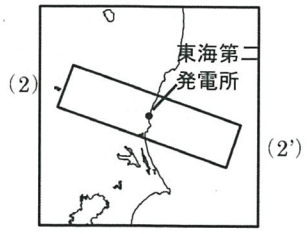
出典：丙Ｄ第１１号証 4-16 頁より



（気象庁，1997 年 10 月～2011 年 2 月）



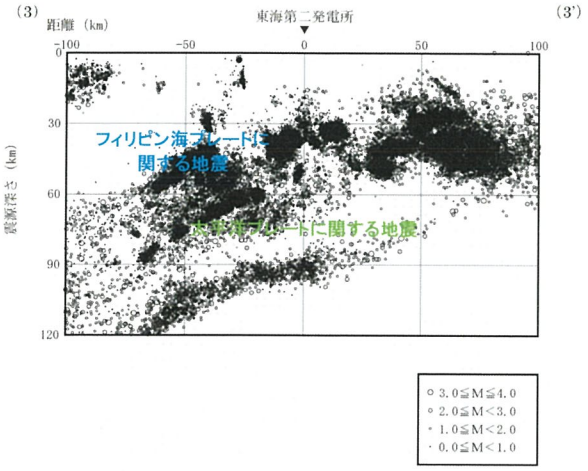
（気象庁，2011 年 3 月～2016 年 3 月）



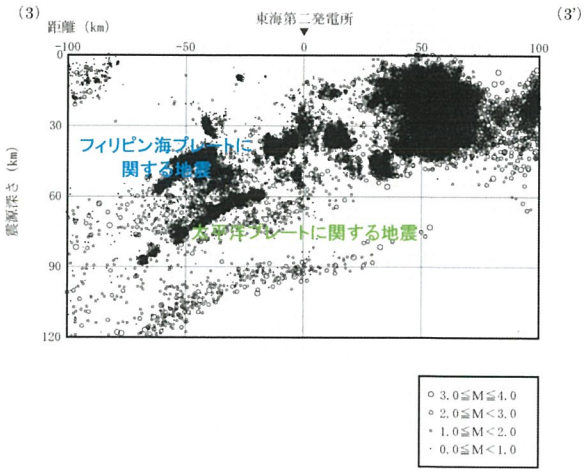
●2011 年 3 月以降は，深さ 10km 程度において内陸地殻内地震が発生している。
●深さ 80km 程度以深では，太平洋プレートの二重深発地震面が見られる。

【図３－９（３）】敷地周辺の地震活動
（Ｍ４．０以下，敷地周辺，震源鉛直分布）

出典：丙Ｄ第１１号証 4-17 頁より



（気象庁，1997 年 10 月～2011 年 2 月）



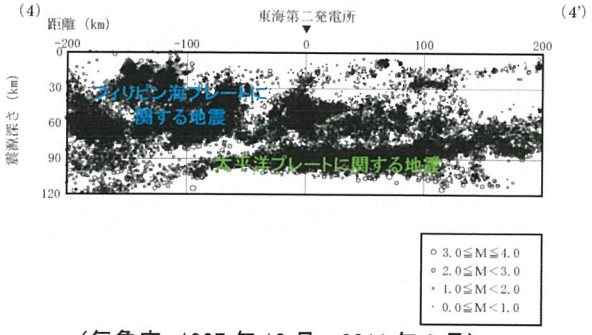
（気象庁，2011 年 3 月～2016 年 3 月）

●深さ 40km 程度以深では，フィリピン海プレートに関する地震が見られる。
●深さ 80km 程度以深では，太平洋プレートの二重深発地震面が見られる。
●2011 年 3 月以降，地震発生頻度は増加したものの，地震の発生する位置に大きな変化はない。

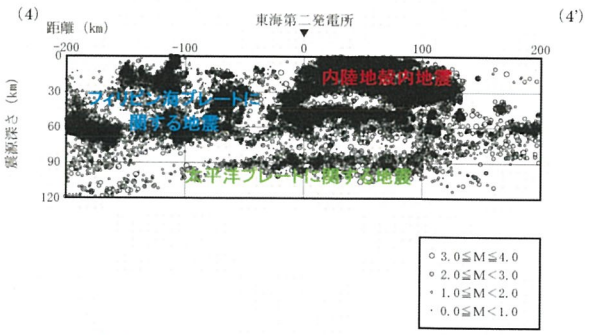


【図３－９（４）】敷地周辺の地震活動
（Ｍ４．０以下，敷地南方，震源鉛直分布）

出典：丙Ｄ第１１号証 4-18 頁より

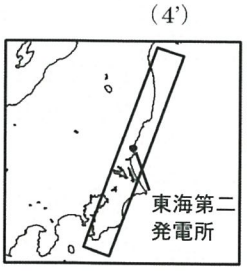


（気象庁，1997 年 10 月～2011 年 2 月）



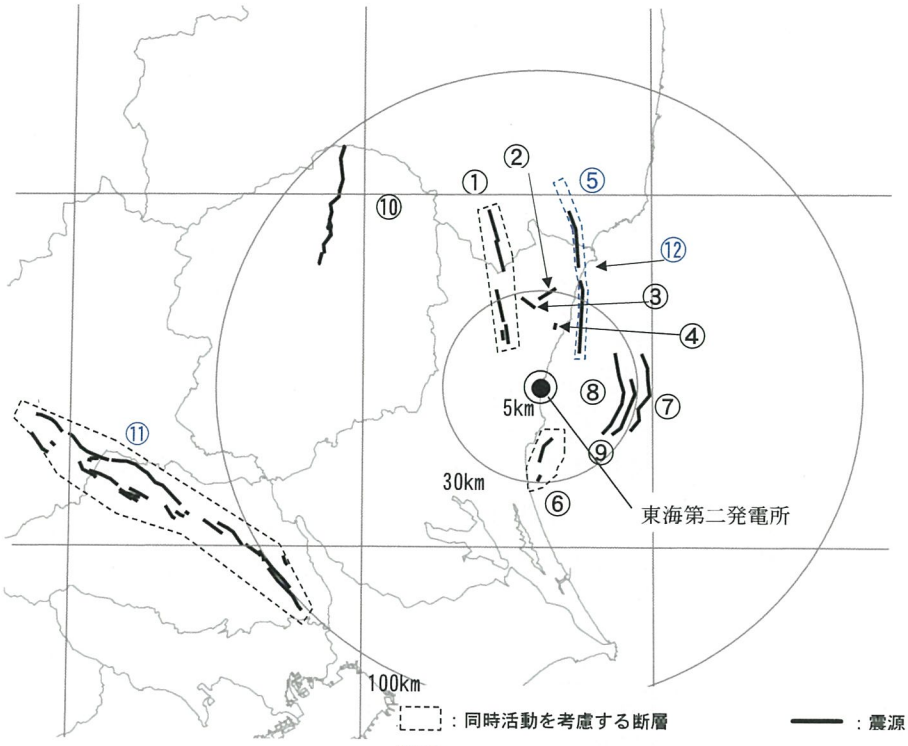
（気象庁，2011 年 3 月～2016 年 3 月）

●2011 年 3 月以降は，深さ 10km 程度において内陸地殻内地震が発生している。
●深さ 30km 程度では，フィリピン海プレートに関する地震が見られる。
●深さ 60km 程度以深では，太平洋プレートに関する地震が見られる。



【図３－９（５）】敷地周辺の地震活動
（Ｍ４．０以下，敷地周辺（広域），震源鉛直分布）

出典：丙Ｄ第１１号証 4-19 頁より



：同時活動を考慮する断層
：震源として考慮する活断層
：同時活動を考慮する断層
（申請時（H26.5.20）の評価から見直したもの）
：震源として考慮する活断層
（申請時（H26.5.20）の評価から見直したもの）

	断層名	長さ（km）	地震規模M※1
①	棚倉破砕帯西縁断層～同東縁付近の推定活断層	42	7.5
②	関口－米平リニアメント	6	6.8※2
③	竪破山リニアメント	4	6.8※2
④	宮田町リニアメント	1	6.8※2
⑤	Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層	58	7.8
⑥	Ｆ３断層～Ｆ４断層	16	6.8
⑦	Ｆ８断層	26	7.2
⑧	Ｆ１６断層	26	7.2
⑨	Ａ－１背斜	20	7.0
⑩	関谷断層	40	7.5
⑪	深谷断層帯・綾瀬川断層	103	8.2
⑫	Ｆ１１断層	5	6.8※2

※1 地震規模は松田(1975)により算定
※2 長さの短い断層については地震規模をM6.8として評価

【図３－１０】敷地周辺の活断層分布

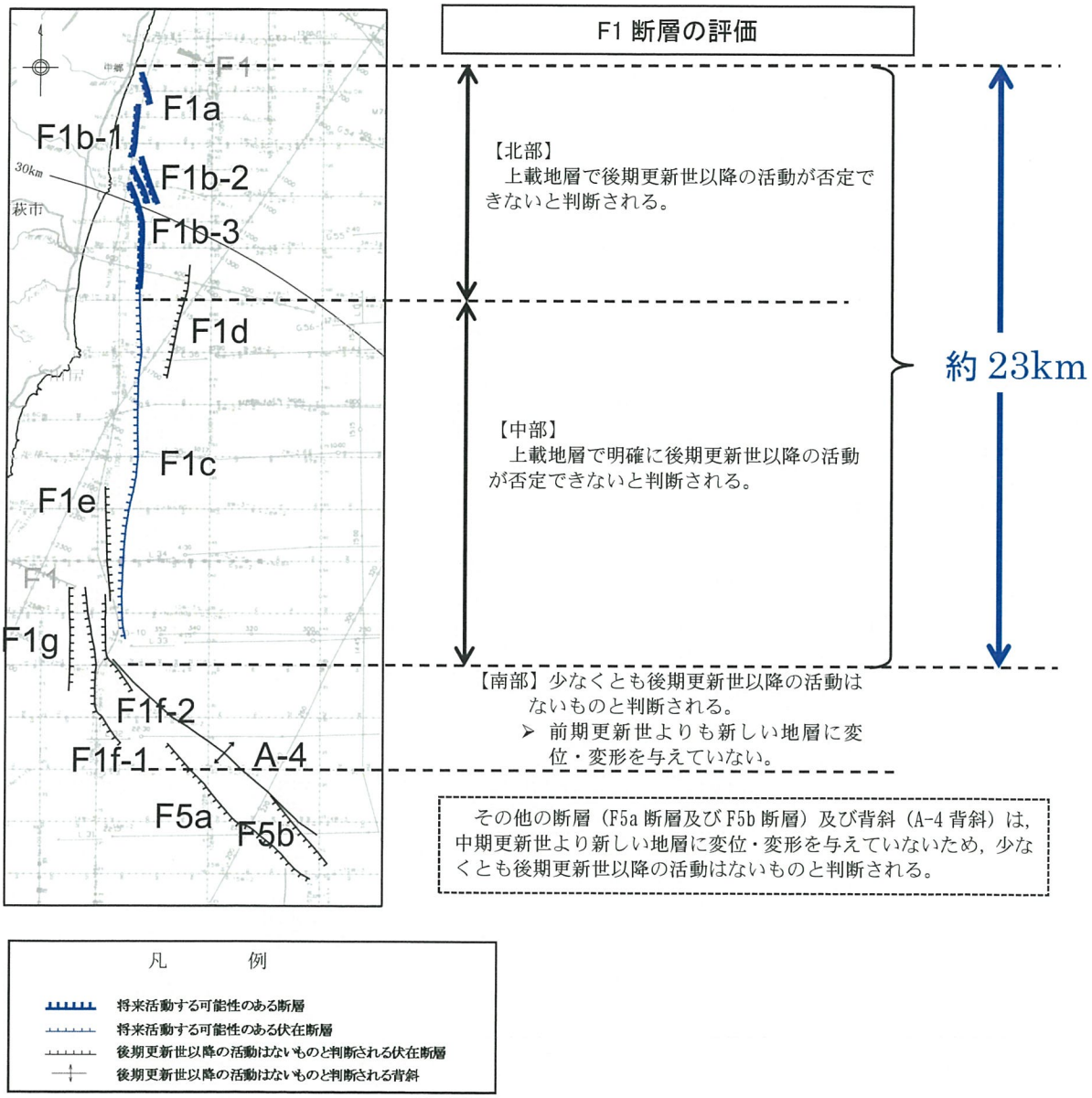
出典：丙Ｄ第１１号証 4-21 頁より

<table>
<tr><td colspan="3">区　分</td><td>陸　域</td><td colspan="3">海　　域</td></tr>
<tr><td colspan="3">地質時代</td><td>申請者</td><td>申請者</td><td>奥田(1986)
「鹿島灘」</td><td>棚橋他(2001)
「塩屋埼沖」</td></tr>
<tr><td rowspan="11">第四紀</td><td colspan="2">完新世</td><td>沖積層</td><td>A</td><td>Re</td><td>(記載なし)</td></tr>
<tr><td rowspan="3">更新世</td><td>後期</td><td>段丘堆積物</td><td>B_1</td><td>Q_5
Q_4</td><td rowspan="2">A</td></tr>
<tr><td>中期</td><td>東茨城層群</td><td>B_2</td><td>Q_3
Q_2</td><td rowspan="2">B</td></tr>
<tr><td>前期</td><td rowspan="2">||||||</td><td>B_3</td><td>Q_1</td><td>C</td></tr>
<tr><td rowspan="3">鮮新世</td><td rowspan="2">久米層</td><td>C_1</td><td>Q_0</td><td>D</td></tr>
<tr><td rowspan="2">C_2</td><td>Pl</td><td>E</td></tr>
<tr><td>離山層</td><td rowspan="2">||||||</td><td rowspan="2">F</td></tr>
<tr><td rowspan="2">||||||</td><td rowspan="2">||||||</td><td>G</td></tr>
<tr><td rowspan="4">新第三紀</td><td rowspan="3">中新世</td><td>多賀層群</td><td>D_1</td><td rowspan="3">M</td><td>H(Upper)</td></tr>
<tr><td>金砂郷層群等</td><td>D_2</td><td>H(Middle)</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">古第三紀</td><td>白水層群</td><td>D_3</td><td>Pg_2</td><td rowspan="3">H(Lower)</td></tr>
<tr><td rowspan="2">大洗層
那珂湊層群
阿武隈花崗岩類
日立変成岩類</td><td rowspan="2">E</td><td>Pg_1</td></tr>
<tr><td colspan="2">先古第三紀</td><td>B</td></tr>
</table>

||||||: 地層欠如

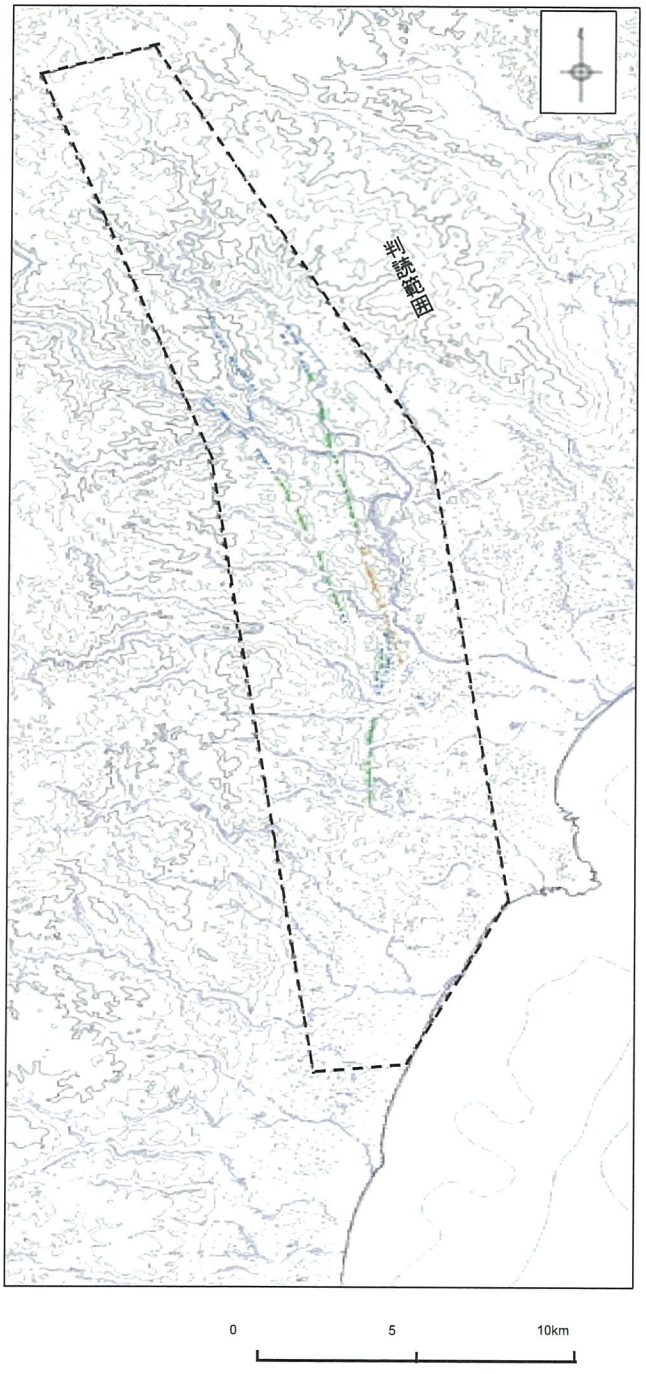
【図３－１１】地質層序（敷地周辺陸域と海域との対比）

出典：丙D第９号証 2-1-106 頁より抜粋



【図３－１２】Ｆ１断層の評価結果

出典：丙Ｄ第９号証 2-1-125 頁より



凡例

リニアメント・変動地形

凡例	ランク
	L_Bランク
	L_Cランク
	L_Dランク

短線は地形的に低い側を、矢印は地形の傾斜方向を示す。

この地図の作成に当たっては，国土地理院長の承認を得て，同院発行の２万５千分１地形図，空中写真，数値地図25000（地図画像），数値地図 50m メッシュ（標高）及び基盤地図情報を使用した。（承認番号　平 29 情使、第 298 号）

【図３－１３】北方陸域の断層に関する変動地形学的調査結果

出典：丙Ｄ第９号証 2-1-126 頁より抜粋

活断層研究会編
「新編日本の活断層（1991）」に加筆



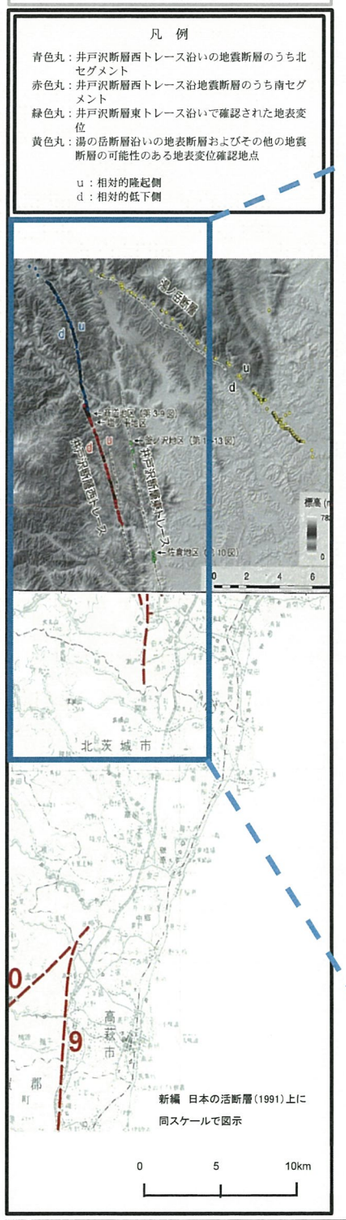
今泉他編「活断層詳細デジタルマップ[新編]（2018）」に加筆



産業技術総合研究所
「活断層データベース（2015）」に加筆



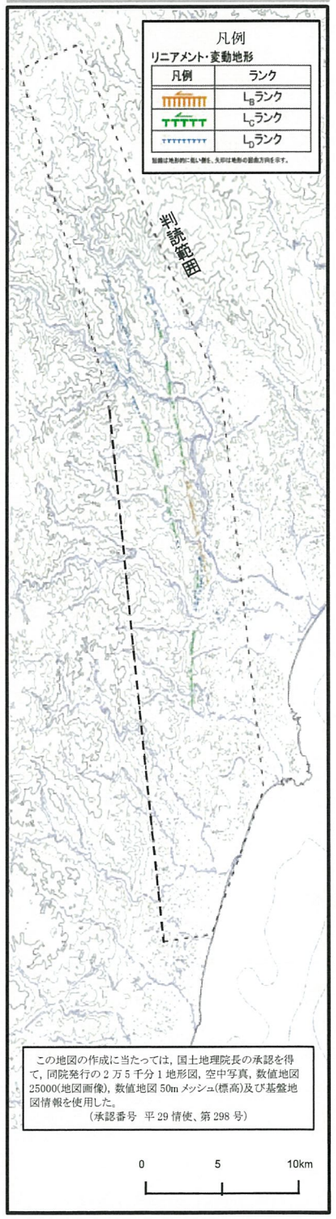
丸山ほか「変動地形・古地震学的検討に基づく2011年4月11日福島県浜通りの地震に関連する断層の活動性」（2013）



Toda and Tsutsumi（2013）を用いて作成



当社の変動地形判読結果



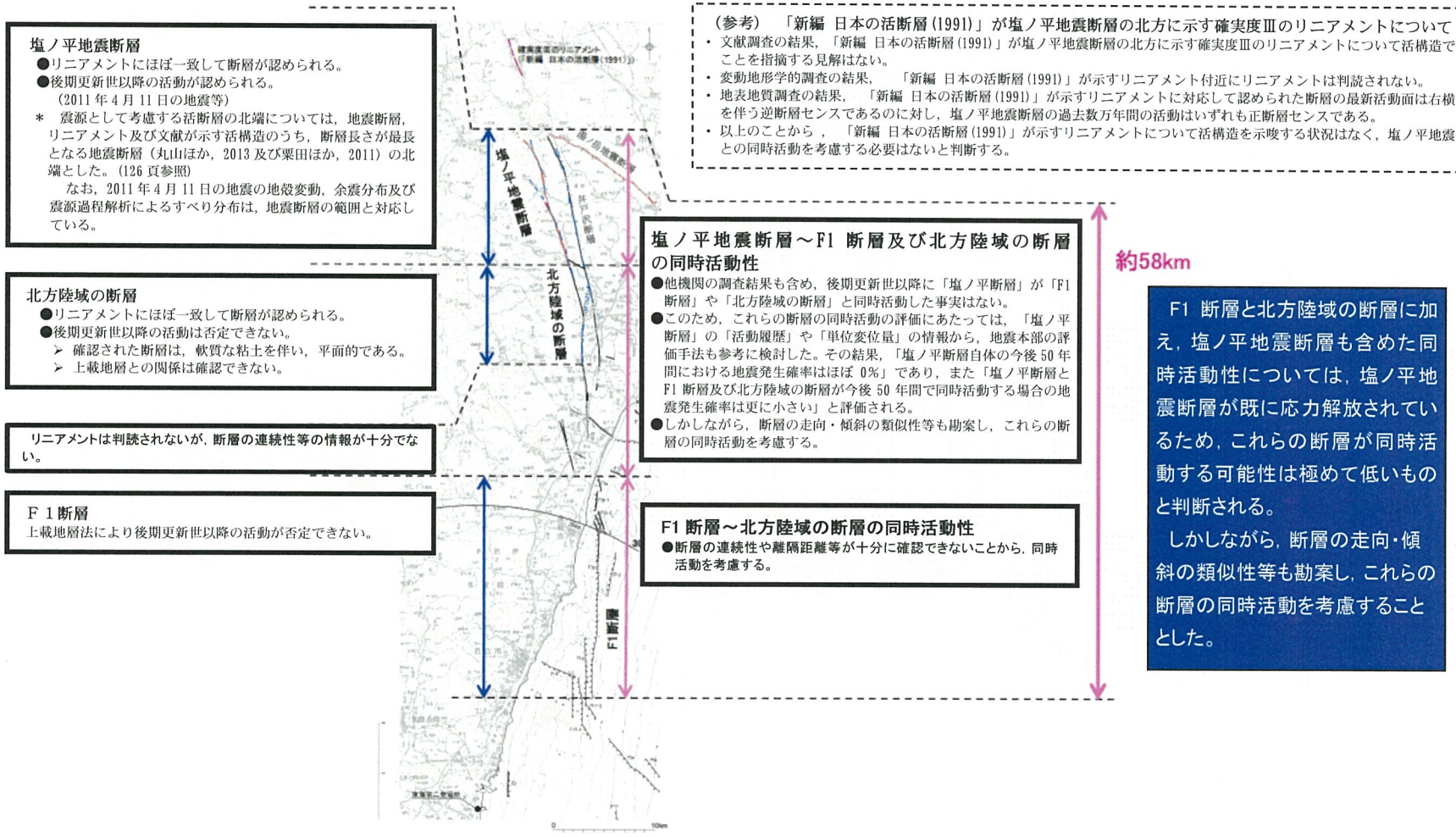
断層名	長さ	確実度	変位の向き
－	4km	Ⅲ	－

確実度Ⅰ：活断層であることが確実なもの
確実度Ⅱ：活断層であると推定されるもの
確実度Ⅲ：活断層の疑いのあるリニアメント

・福島県浜通りの地震（2011.4.11，Mw6.7）に伴い，「新編　日本の活断層（1991）」，「活断層詳細デジタルマップ[新編]（2018）」，「活断層データベース（2015）」で示されている井戸沢断層（井戸沢活動セグメント）付近に地震断層（塩ノ平地震断層）が出現した（丸山ほか，2013 及び栗田ほか，2011）。
・当社の変動地形判読においても，井戸沢断層（井戸沢活動セグメント）付近に，同方向のリニアメントが判読される。
・「新編　日本の活断層（1991）」において，井戸沢断層の北方約 9km（塩ノ平地震断層の北方約 6km）に長さ約 4km の確実度Ⅲのリニアメントが指摘されているが，活動性や性状の記載はない。
・「新編日本の活断層（1991）」にて塩ノ平地震断層の北方に指摘されているリニアメントについて，活構造であることを指摘している文献はない。
　－「活断層詳細デジタルマップ[新編]（2018）」／「活断層データベース（2015）」／「50 万分の 1 活構造図「新潟」（1984）」
・Toda and Tsutsumi（2013）における空中写真判読結果によると，塩ノ平地震断層以北にリニアメントは指摘されていない。
・当社の変動地形判読の結果，「新編　日本の活断層（1991）」にて塩ノ平地震断層の北方に指摘されているリニアメント付近にリニアメントは判読されない。
・なお，「主要活断層の長期評価（2016）」及び「都市圏活断層図」では，本地域を対象としていない。

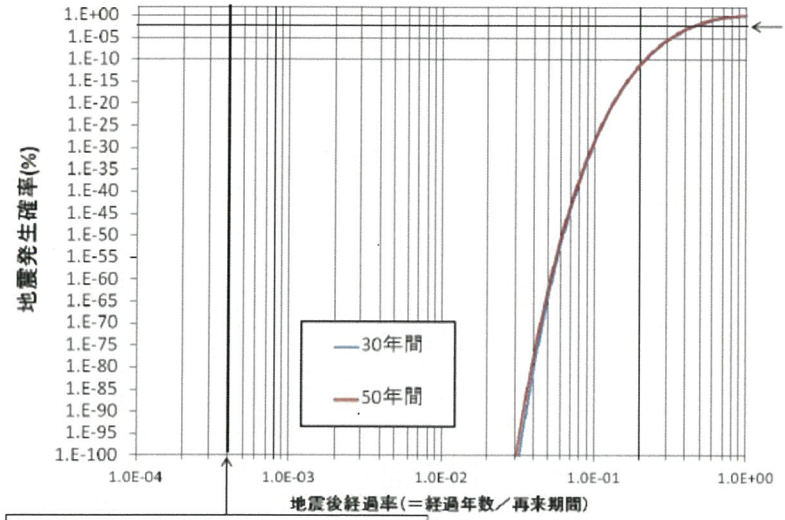
【図３－１４】北方陸域の断層及び塩ノ平地震断層の変動地形に関する文献調査結果

出典：丙Ｄ第９号証 2-1-126 頁をもとに作成



【図３－１５】Ｆ１断層，北方陸域の断層及び塩ノ平地震断層の同時活動性の評価結果（総括）

出典：丙D第９号証 2-1-124頁より抜粋



地震発生確率の算定結果

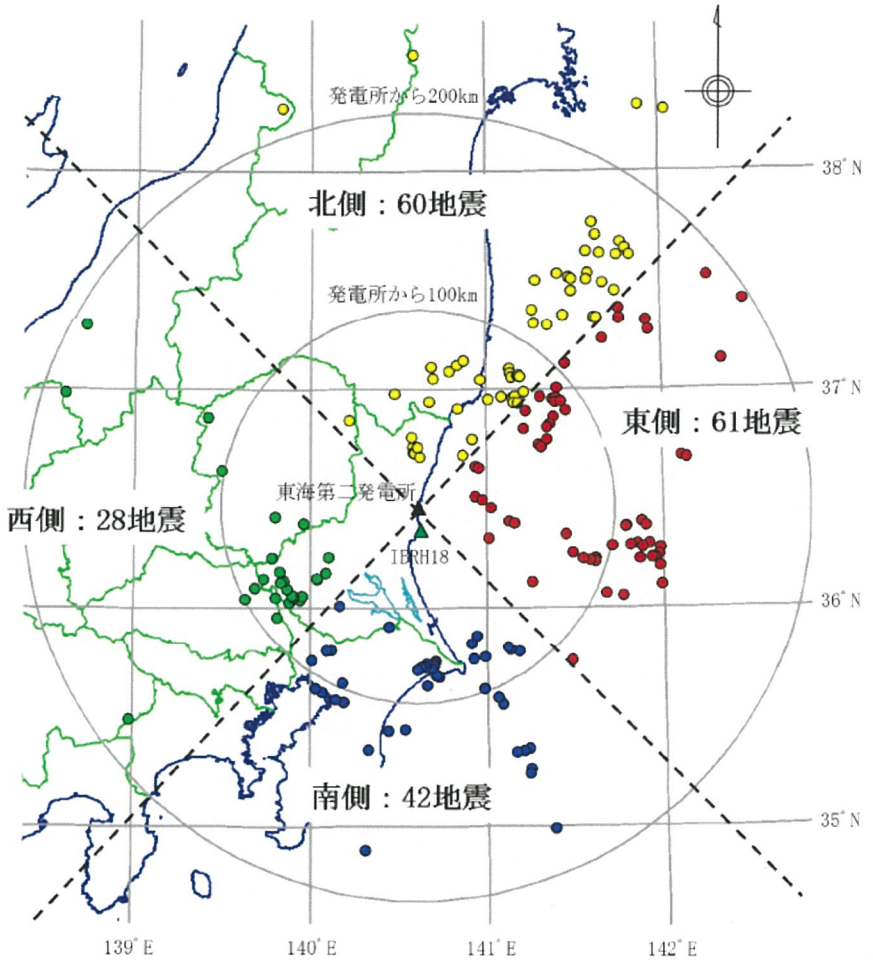
期間	地震発生確率
今後30年間	6×10^{-1338}パーセント
今後50年間	1×10^{-848}パーセント

αを0.2～0.3，再来期間を12,500～50,000年の範囲で変化させても同様の結果となった。

以下の条件で，BPT分布に基づく地震発生確率を算定した。
・再来期間12,500年（文献調査結果のうち最短とした）
・地震後経過年数5年（2016年4月時点に相当）
・地震発生間隔のばらつき　α = 0.24　（地震本部による標準的値）
この結果，今後 30 年間，50 年間の地震発生確率はほぼ 0%となった。

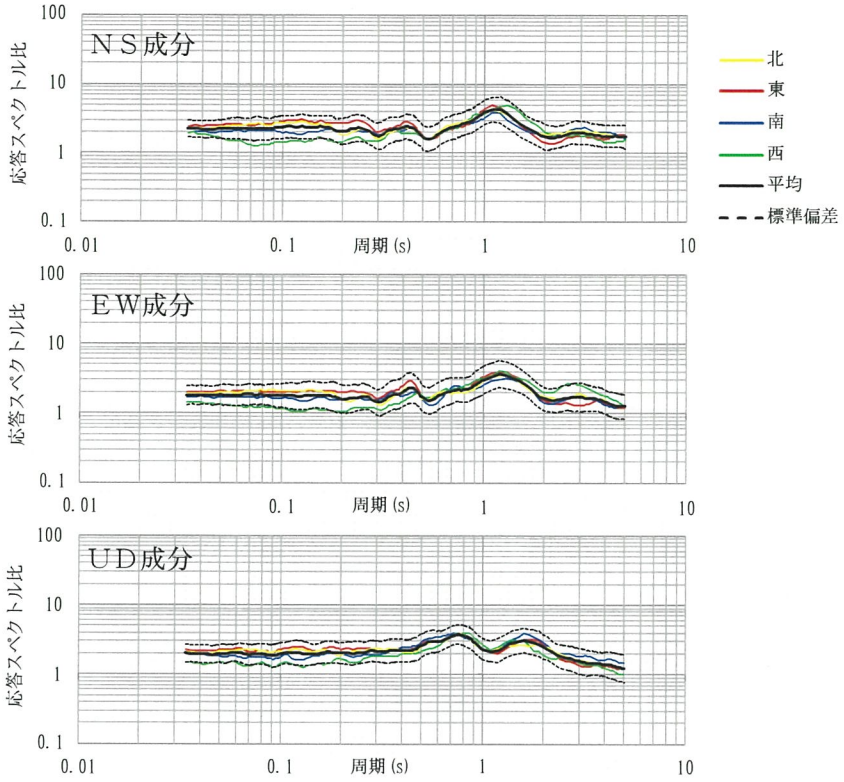
【図３－１６】地震本部の手法による塩ノ平地震断層の地震発生確率

出典：丙H第３号証第 1.3-211 図（6-1-497 頁）より



【図３－１７（１）】到来方向の検討に用いた地震の震央位置

出典：丙H第３号証第3.5-3図（6-3-95頁）より



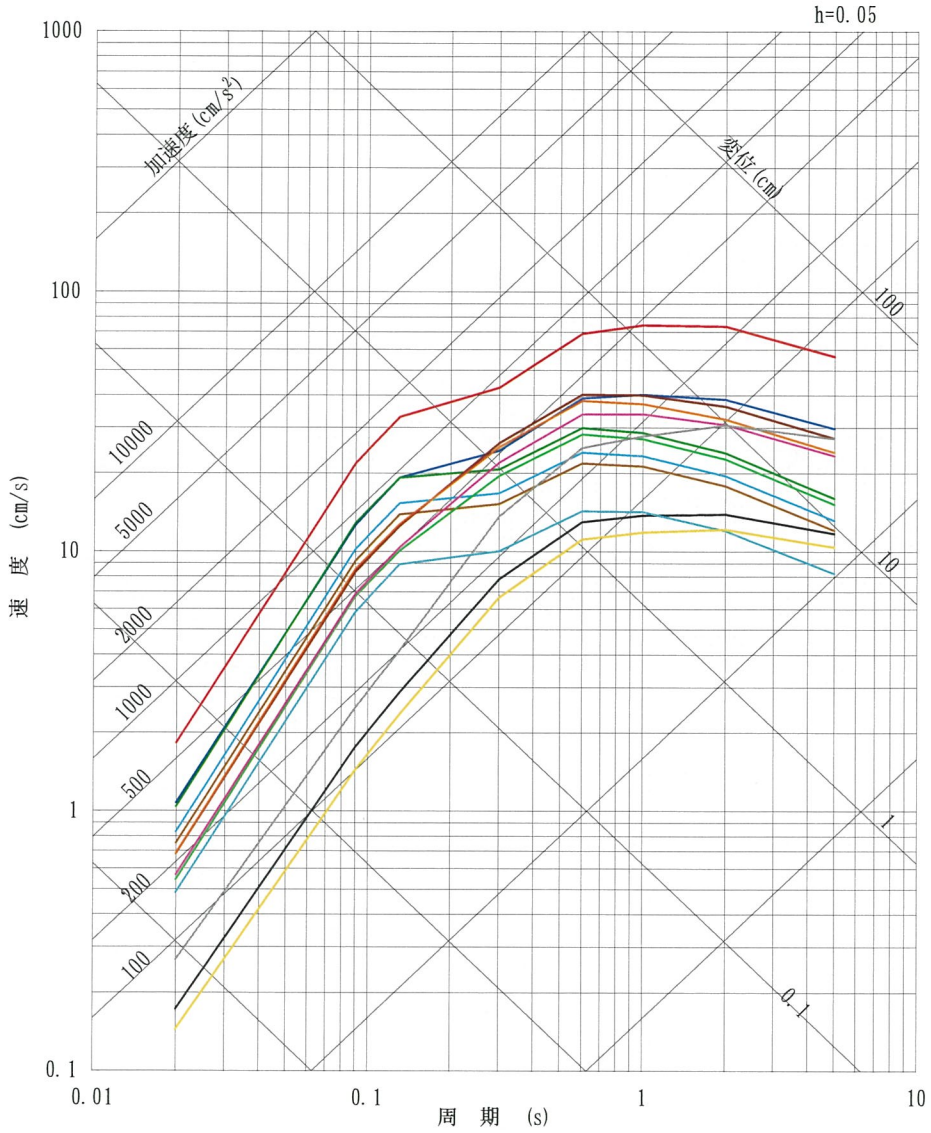
領域ごとの平均応答スペクトル比（４領域）

$$R_{TKI2/IBRH18}(T) = \frac{S_{TKI2}(T) \cdot X_{TKI2}}{S_{IBRH18}(T) \cdot X_{IBRH18}}$$

$R_{TKI2/IBRH18}(T)$ ：応答スペクトル比
$S_{TKI2}(T)$ ：東海第二発電所観測記録の加速度応答スペクトル
$S_{IBRH18}(T)$ ：ＫｉＫ－ｎｅｔひたちなか観測記録の加速度応答スペクトル
X_{TKI2} ：東海第二発電所から震源までの距離
X_{IBRH18} ：ＫｉＫ－ｎｅｔひたちなかから震源までの距離

【図３－１７（２）】地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比

出典：丙Ｈ第３号証第 3.5-4 図（6-3-96 頁）より



棚倉破砕帯西縁断層～同東縁付近の推定活断層，M7.5，Xeq=37km
関口－米平リニアメント，M6.8，Xeq=27km
竪破山リニアメント，M6.8，Xeq=25km
宮田町リニアメント，M6.8，Xeq=21km
Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層，M7.8，Xeq=31km
Ｆ３断層～Ｆ４断層，M6.8，Xeq=22km
Ｆ８断層，M7.2，Xeq=26km
Ｆ１６断層，M7.2，Xeq=30km
Ａ－１背斜，M7.0，Xeq=22km
関谷断層，M7.5，Xeq=92km
深谷断層帯・綾瀬川断層，M8.2，Xeq=128km
Ｆ１１断層，M6.8，Xeq=38km
818年関東諸国の地震，M7.5，Xeq=102km

【図３－１８】Noda et al.（2002）の方法による応答スペクトルの比較（内陸地殻内地震）

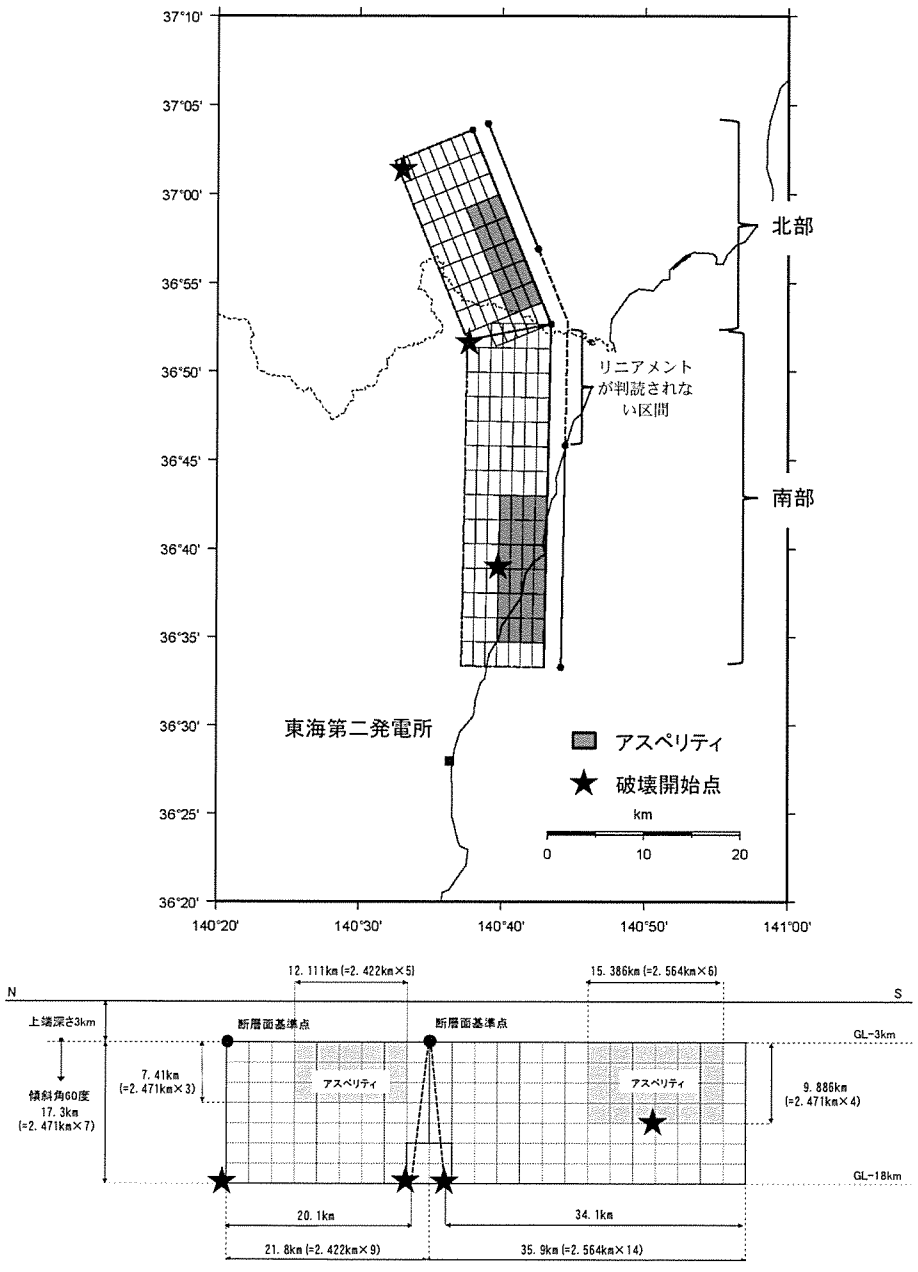
出典：丙H第３号証第3.6-2図（6-3-105頁）より

検討項目		上端深さ (km)	下端深さ (km)
■福島県と茨城県の県境付近以外の断層については下記①～④（広域の検討）に基づき設定			
①微小地震分布による検討	広域の D10%, D90%(気象庁カタログ)	5.2	12.3
	「原子力安全基盤機構（2004）」（福島・茨城）による D10%, D90%	6.1	18.1
②速度構造による検討	三浦他（2000）	約 6～9	約 15
③コンラッド面	Zhao et al.(1992)	－	(約 16)
	Katsumata(2010)	－	(約 18～20)
④キュリー点深度	Tanaka and Ishikawa (2005)	－	(約 17～23)
断層上端及び下端の設定値		5	18
■福島県と茨城県の県境付近の断層（2011 年福島県浜通りの地震の知見反映）			
⑤2011 年福島県浜通りの地震に関する知見			
微小地震分布	青柳・上田（2012）の稠密地震観測データによる D10%, D90%	3.0	7.9
	Kato et al.(2013) の震源再決定データ（福島県～茨城県）	約 3	約 15
速度構造	青柳・上田（2012）によるトモグラフィ解析	3	－
震源インバージョン解析	芝・野口（2012）	－	(約 16)
	引間（2012）	－	(約 14)
	Tanaka et al.(2014)	－	(約 13)
断層上端及び下端の設定値		3	18 (深さ 15km と考えられるが地震動評価上は深さ 18km とする。)

※（ ）は参考とする値

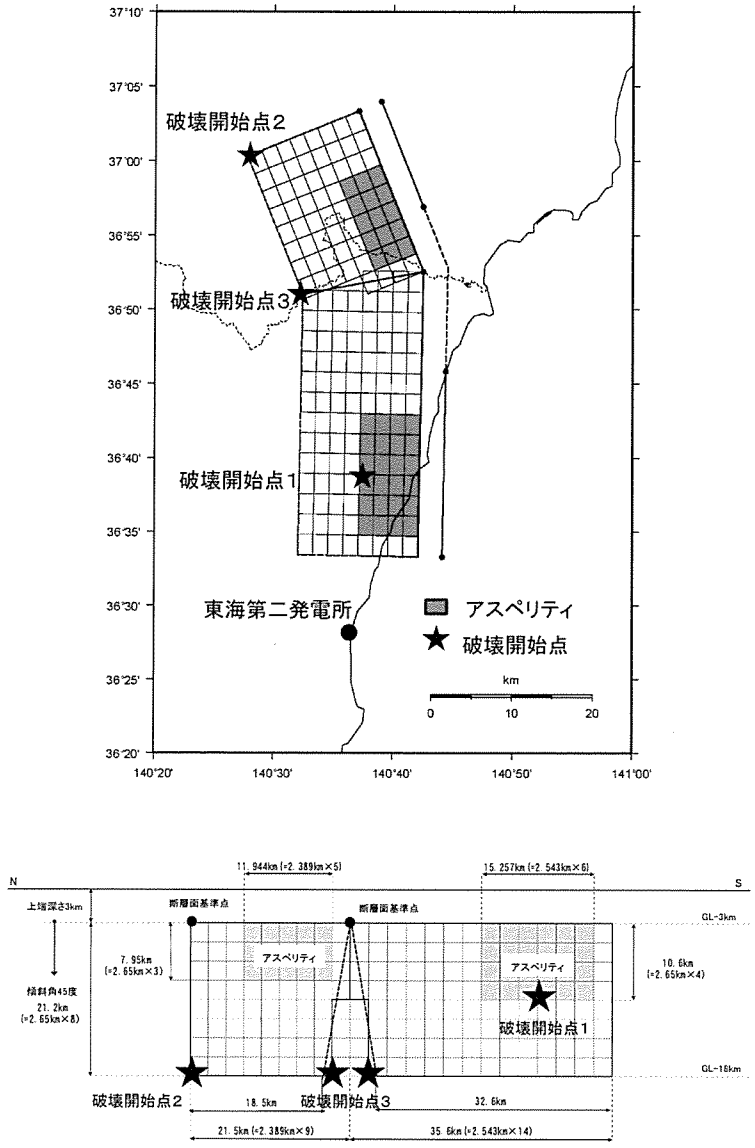
【表３－１９】地震発生層の知見に基づく断層上端深さ，下端深さの決定（内陸地殻内地震）

出典：丙D第１１号証 4-175 頁より抜粋



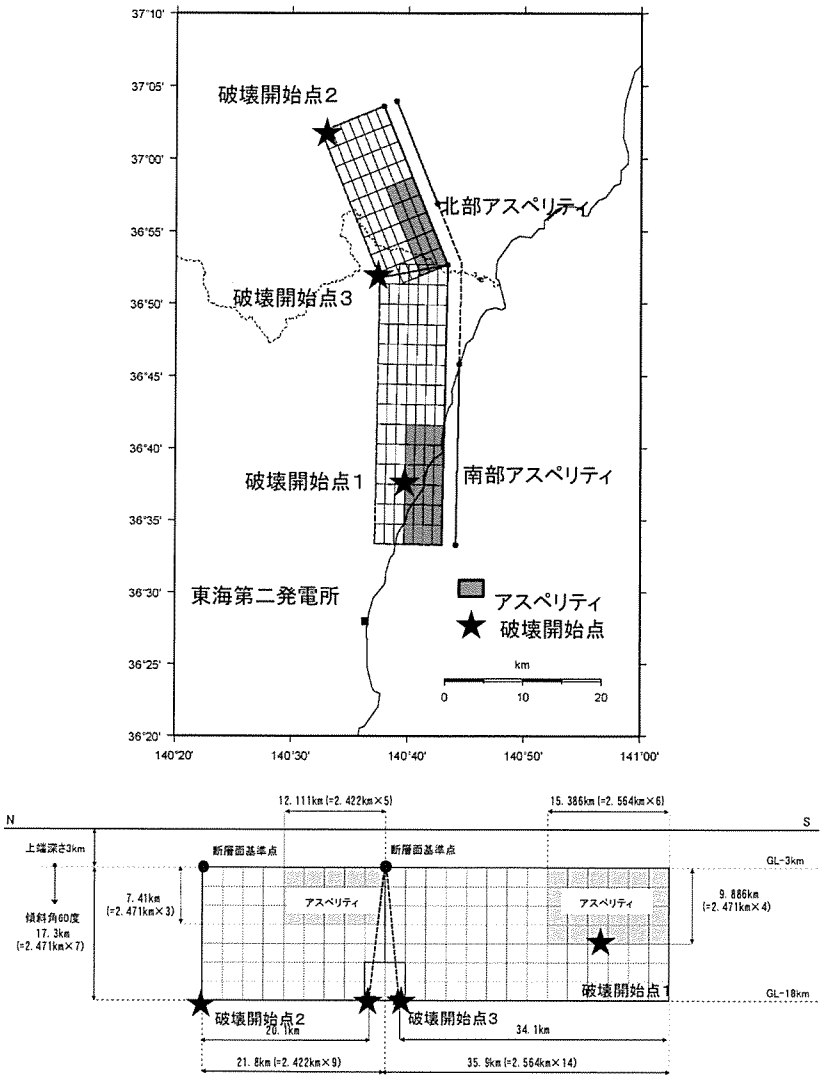
【図３－２０】Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による
地震の震源モデル
（基本モデル，短周期レベルの不確かさを考慮）

出典：丙Ｄ第１１号証 4-182 頁より抜粋



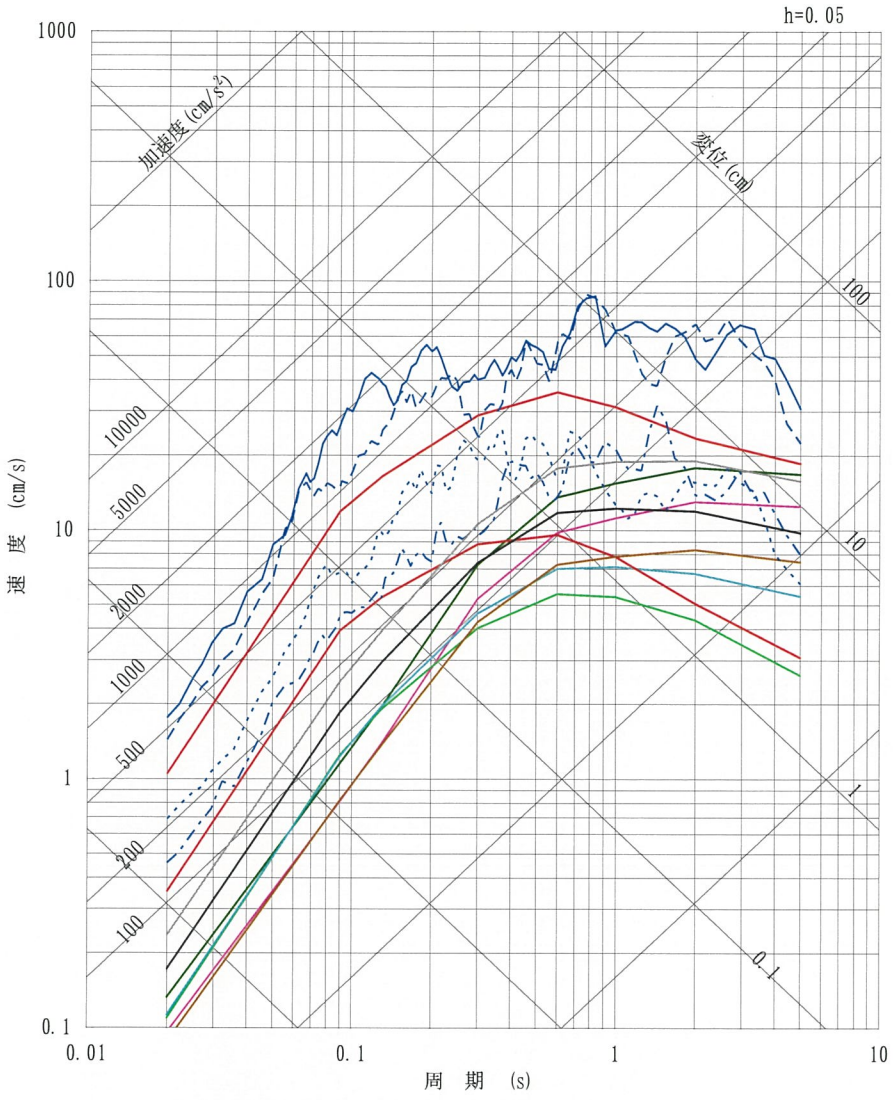
【図３－２１】Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による
地震の震源モデル
（断層傾斜角の不確かさを考慮）

出典：丙Ｄ第１１号証 4-188 頁より抜粋



【図３－２２】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
（アスペリティ位置の不確かさを考慮）

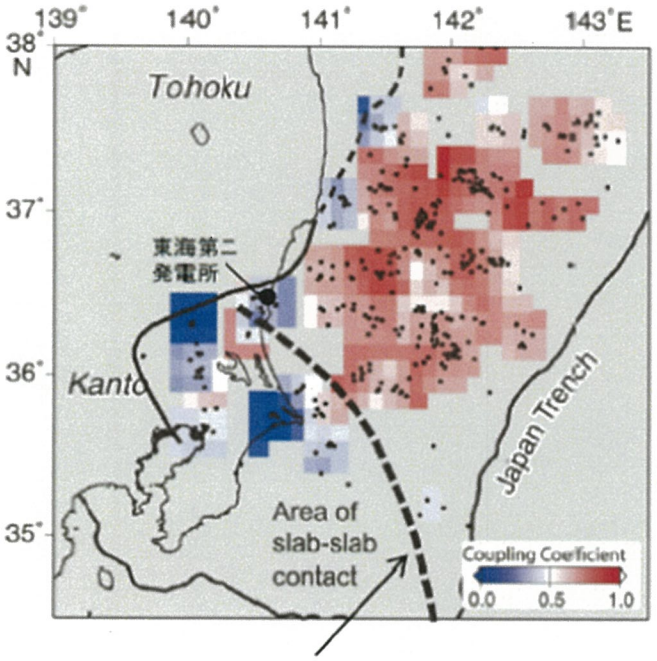
出典：丙Ｄ第１１号証 4-190 頁より抜粋



1677年磐城・常陸・安房・上総・下総の地震，M8.0，Xeq=169km
1896年鹿島灘の地震，M7.3，Xeq=60km
1923年関東大地震，M7.9，Xeq=187km
1930年那珂川下流域の地震，M6.5，Xeq=55km
1938年塩屋崎沖の地震，M7.0，Xeq=75km
1938年鹿島灘の地震，M6.5，Xeq=63km
1938年福島県東方沖地震，M7.5，Xeq=136km
2011年東北地方太平洋沖地震の本震の解放基盤波 NS
2011年東北地方太平洋沖地震の本震の解放基盤波 EW
2011年東北地方太平洋沖地震の最大余震の解放基盤波 NS
2011年東北地方太平洋沖地震の最大余震の解放基盤波 EW
茨城県南部の地震（中央防災会議），M7.3，Xeq=77km
茨城県沖の地震（地震調査研究推進本部），M7.6，Xeq=84km

【図３－２３】Noda et al.（2002）の方法による応答スペクトルの比較（プレート間地震）

出典：丙H第３号証第3.6-11図（6-3-127頁）より



長谷川昭・中島淳一・内田直希・海野徳仁（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，地学雑誌，122（3）398-417，2013，doi:10.5026/jgeography.122.398

図4　繰り返し小地震のすべり量の積算から推定されたプレート間結合度の分布（Uchida et al.，2009）．各領域で測定されたカプリング係数をカラースケールで示す．黒点は推定に用いた繰り返し小地震の各グループの位置を示す。太破線はフィリピン海プレートの北東端．

Fig.4　Spatial distribution of interpolate coupling (color) estimated from cumulative slip of repeating earthquakes sequences (Uchida et al,2009). Black dots and thick broken curve denote locations of repeating earthquske sequences and northeastern edge of PHS plate, respectivery.

長谷川ほか(2013)に一部加筆

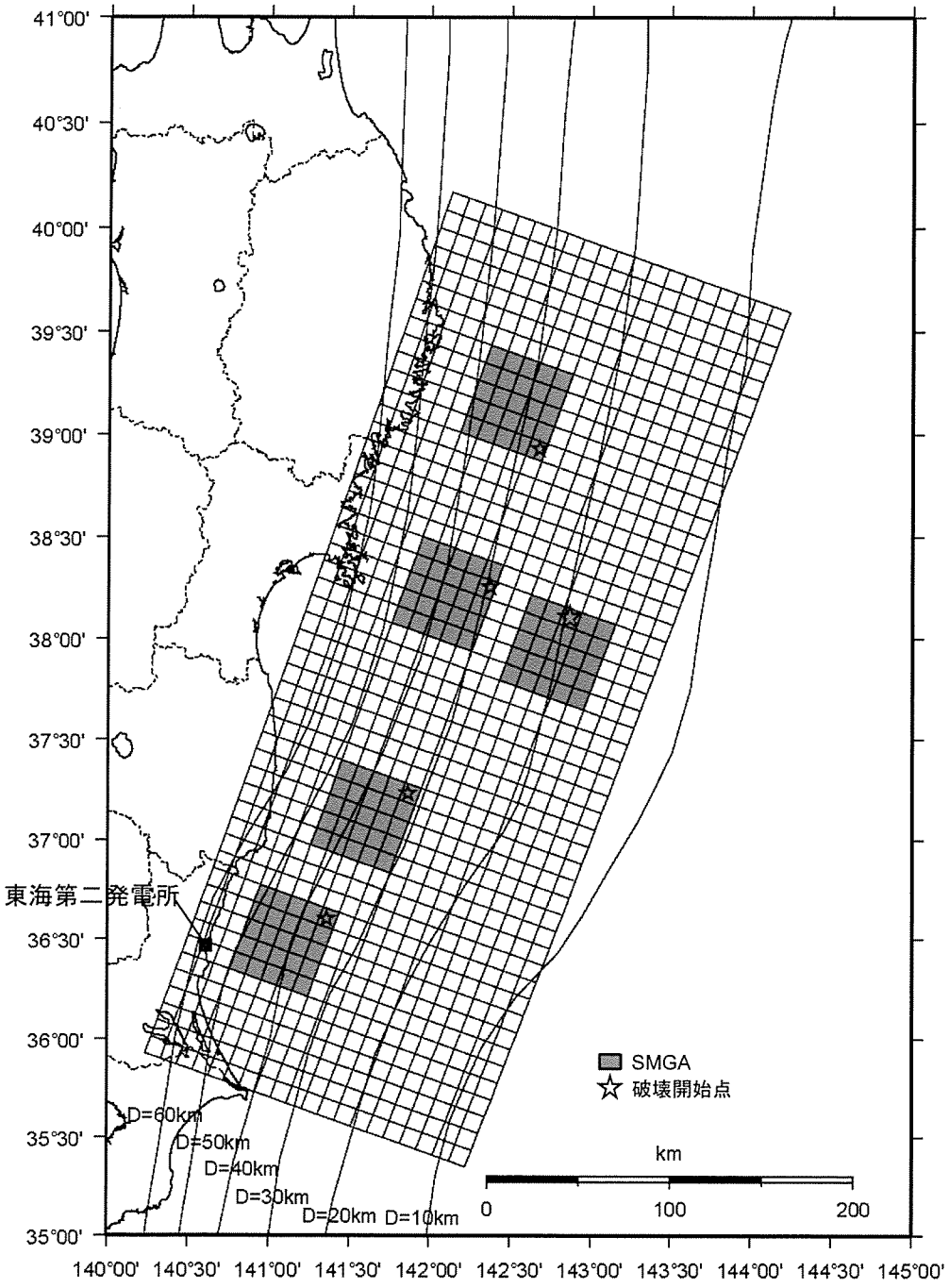
■プレート間結合度の分布について

・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の分布を検討し，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している。

・また，長谷川ほか（2013）では，Uchida et al.(2009)等の分析結果を踏まえ，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，そこで破壊がとまったということになる。すべり遅れのない領域には破壊が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。」としている。

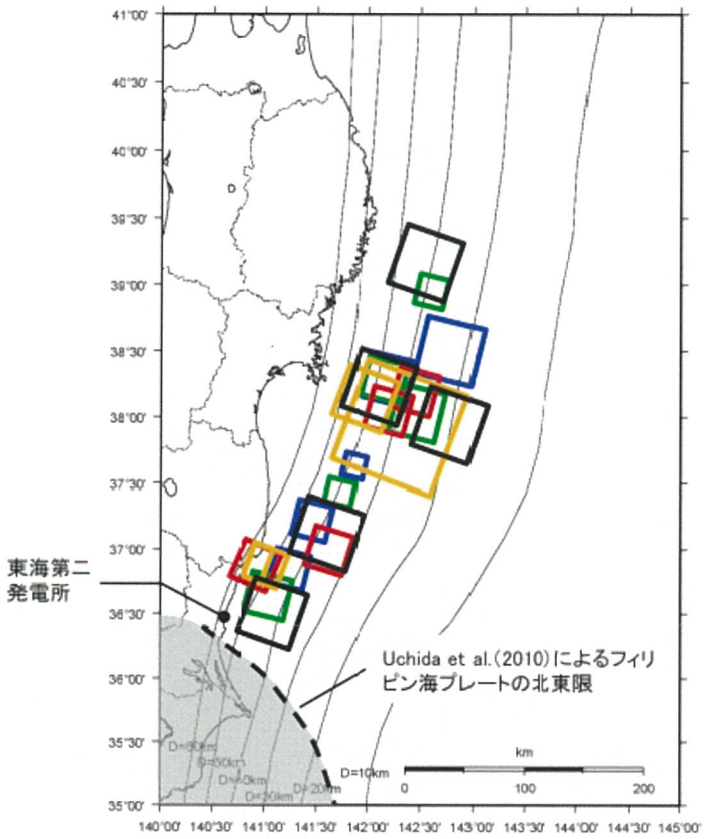
図３－２４　プレート間結合度の分布

出典：第 358 回審査会合（平成 28 年 4 月 28 日）資料 1「東海第二発電所 敷地ごとに震源を特定する地震動のうちプレート間地震について（コメント回答）」35 頁より



【図３－２５】２０１１年東北地方太平洋沖型地震の断層モデル
（基本震源モデル，短周期レベルの不確かさを考慮）

出典：丙H第３号証第3.6－13図（6-3-129頁）より



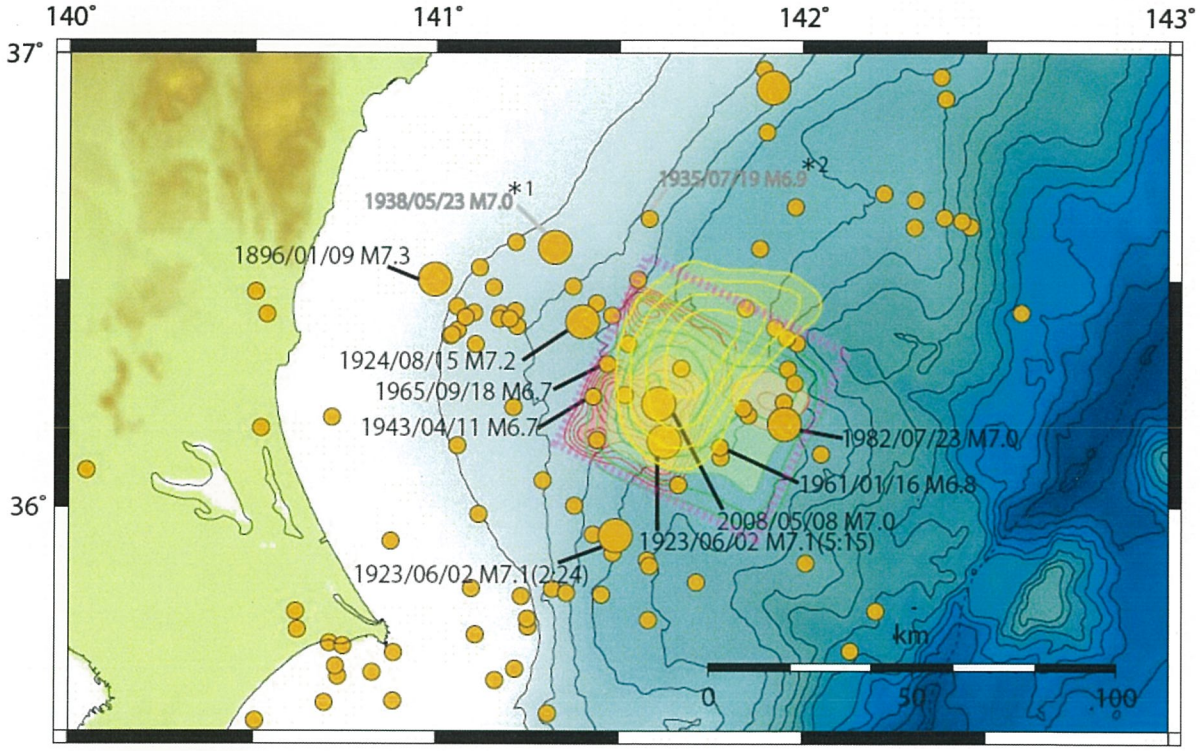
●東北地方太平洋沖地震のＳＭＧＡを推定したAsano and Iwata(2012), Kurahashi and Irikura(2013), 川辺・釜江（2013），佐藤（2012）によるモデルを比較すると，それらの位置は個々のモデル間でばらつきはあるものの，沈み込んだプレートの深い位置における宮城県沖，福島Uchida et al.（2010）によるフィリピン海プレートの北東限県沖，茨城県沖にそれぞれ存在するという共通点がある。

●基本震源モデルのＳＭＧＡ位置とこれらのＳＭＧＡ位置とは概ね整合している。

Asano and Iwata（2012）による SMGA
Kurahashi and Irikura（2013）による SMGA
川辺・釜江（2013）による SMGA
佐藤（2012）による SMGA
基本震源モデルの SMGA

【図３－２６】基本震源モデルのＳＭＧＡ配置

出典：第336回審査会合（平成28年3月4日）資料1「東海第二発電所　敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について（コメント回答）」80頁より



・赤のコンターは名古屋大学（2008）による 2008 年５月８日（M6.3、M7.0）の地震のすべり量分布（コンター間隔：0.2m）。

・緑のコンターは室谷他（2003）による 1982 年７月 23 日（M7.0）の地震のすべり量分布（コンター間隔:0.2m）で、最大すべり量の半値以上すべった領域を塗りつぶした。

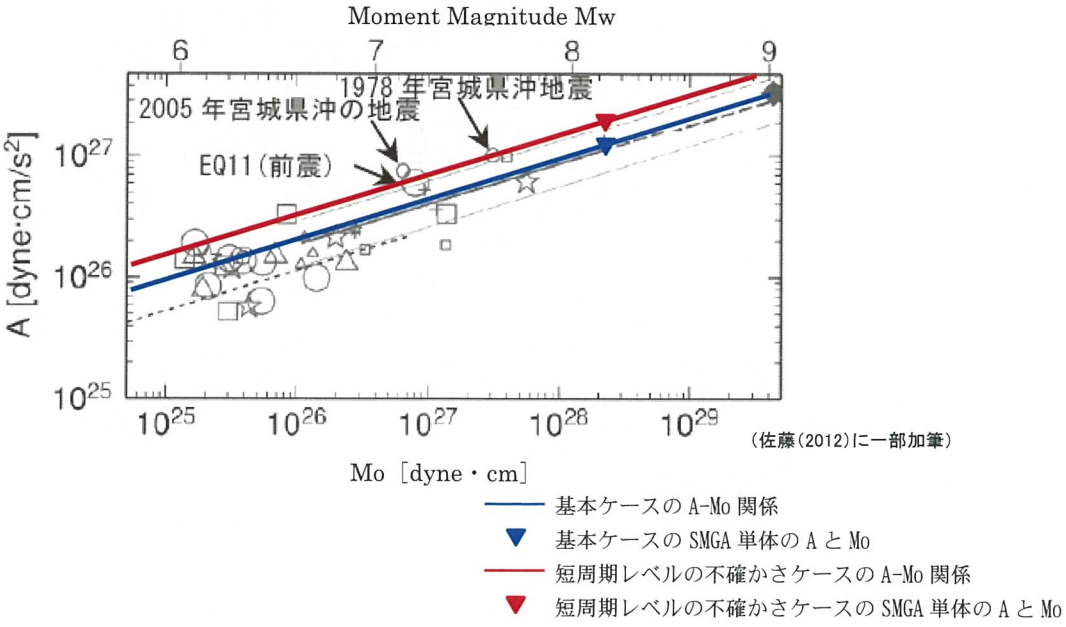
・黄のコンターは Mochizuki et al.（2008）による 1982 年７月 23 日の地震のすべり量分布（コンター間隔：0.1m、最も外側のコンターは 0.4m）。

・桃色破線は茨城県沖の一連の地震の想定震源域。

【図３－２７】茨城県沖の一連の地震の想定震源域

出典：丙D第４０号証 74 頁より抜粋

◆本震：ＥＧＦ（本研究）
---- 地殻内地震の平均（壇・ほか, 2001）
——— 太平洋プレートのプレート境界地震の平均（佐藤, 2010）
——— 平均標準偏差（佐藤, 2010）
□岩手県沖（本研究）　□岩手県沖（片岡・他, 2006）　＋北海道沖（片岡・他, 2006）
○宮城県沖（本研究）　○宮城県沖（佐藤 2004, Satoh, 2006）
△福島県沖（本研究）　△福島県沖（片岡・他, 2006）
☆茨城県沖（本研究）　☆茨城県沖（片岡・他, 2006）



（佐藤(2012)に一部加筆）

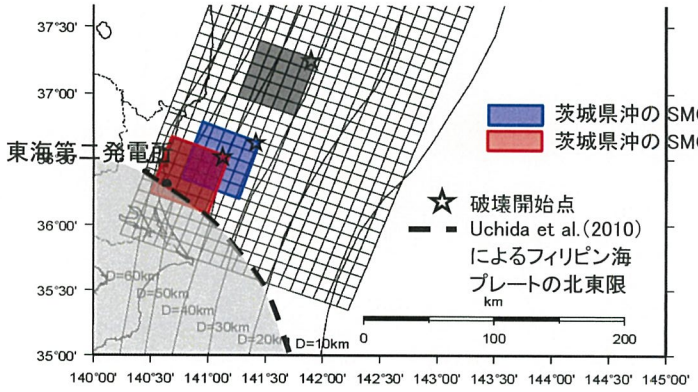
佐藤(2012)における太平洋プレート間地震のAとMoの関係

■不確かさとして考慮する短周期レベルは，宮城県沖で発生する地震の短周期レベルを概ねカバーするレベルとして基本ケースの 1.5 倍を考慮する。このレベルは，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との関係の平均＋標準偏差とほぼ同レベルである。

【図３－２８】短周期レベルの不確かさ

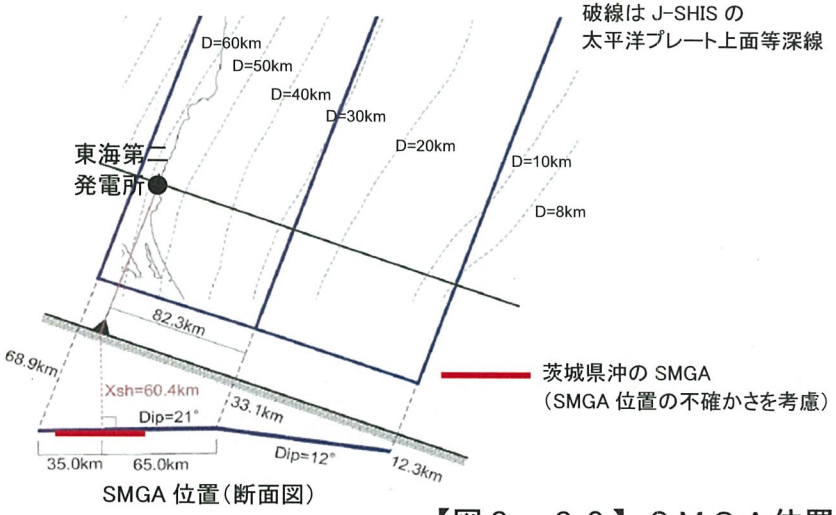
出典：丙Ｄ第１１号証 4-133 頁より抜粋

■茨城県沖の SMGA を敷地に最も近い位置に移動させたケースを考慮する。



等価震源距離の比較

評価ケース	茨城県沖のＳＭＧＡの等価震源距離（ｋｍ）
基本震源モデル	68.4
ＳＭＧＡ位置の不確かさ	63.5



SMGA 位置(断面図)

・茨城県沖のＳＭＧＡを敷地に最も近づけた位置は，ＳＭＧＡの一部がフィリピン海プレートの北東限よりも南に位置しており，発生する可能性は低いと考えられるものの，敷地での地震動への影響の観点から不確かさとして考慮する。
・ＳＭＧＡの位置については，断層面上で敷地からの距離が最短となる点がＳＭＧＡの中心となるように配置する。
・茨城県沖のＳＭＧＡの等価震源距離は，基本震源モデルと比較し５ｋｍ程度近くなる。

【図３－２９】ＳＭＧＡ位置の不確かさの考慮(プレート間地震)

出典：丙Ｄ第１１号証 4-132 頁より

震源パラメータの比較（強震動生成域）

		田島ほか(2013)で引用されている文献における東北地方太平洋沖地震の震源パラメータ					基本震源モデル	短周期レベルの不確かさケース
		Kurahashi and Irikura (2013)	Asano and Iwata (2012)	佐藤 (2012)	川辺・釜江 (2013)	平均値		
SMGA全体の地震モーメント M_{0a}(N・m)		1.76E+21	1.41E+21	9.62E+21	2.06E+21	2.65E+21	1.0E+22	1.0E+22
SMGA全体の面積 S_a(km²)		5628	5042	11475	6300	6730	12500	12500
応力降下量 $\Delta\sigma_a$(MPa)	SMGA全体	21.44※	18.95※	28.82※	18.26※	—	24.6	37.0
	敷地に最も近いSMGA	26.0	6.6	20.6	23.1	—	24.6	37.0
短周期レベル A_a (N・m/s²)	SMGA全体	1.74E+20	1.67E+20	3.51E+20	1.74E+20	2.05E+20	2.97E+20	4.46E+20
	敷地に最も近いSMGA	9.37E+19	3.26E+19	4.95E+19	7.47E+19	—	1.33E+20	1.99E+20

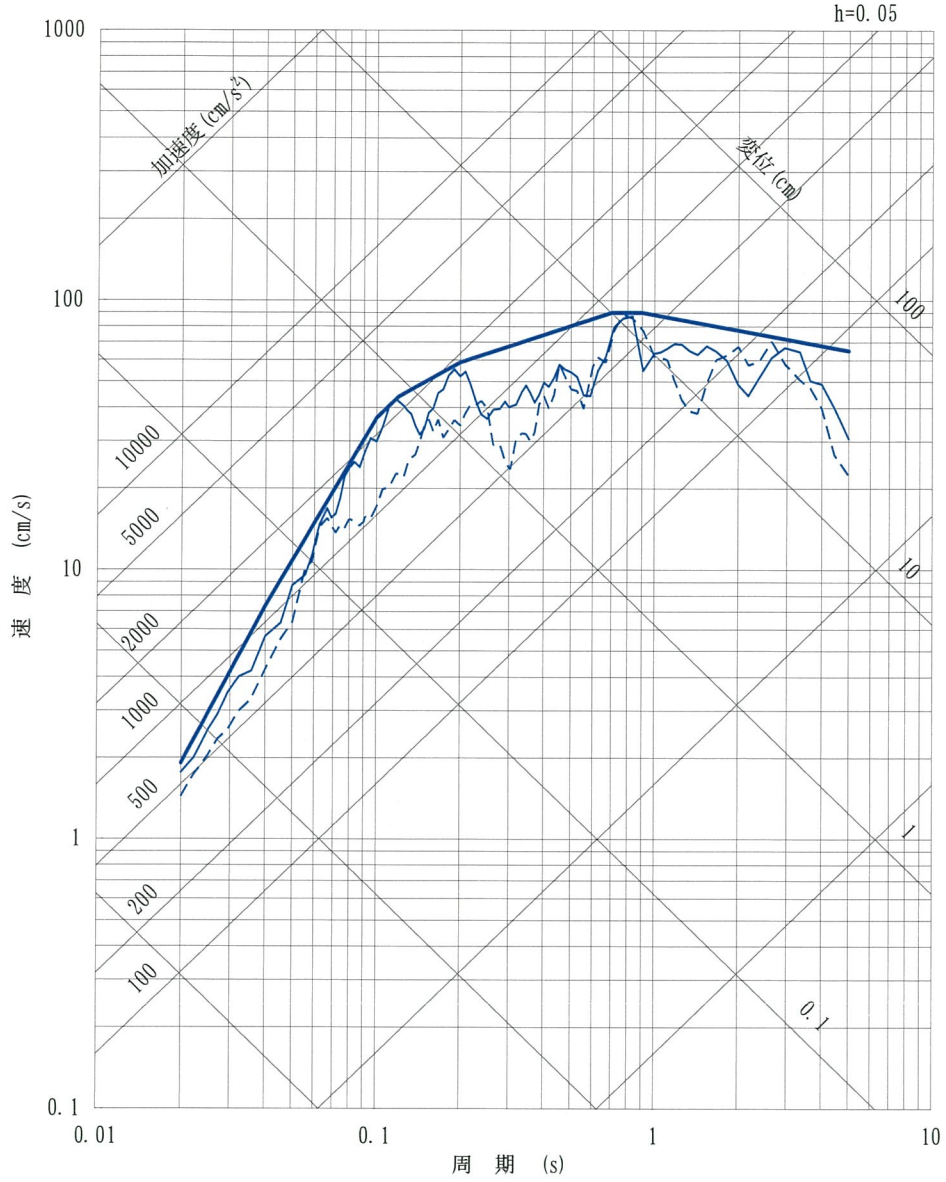
※ 各 SMGA の値を平均し算出した。

■田島ほか（2013）による東北地方太平洋沖地震の整理結果に示された強震動生成域の全体の短周期レベルと，基本震源モデル，短周期レベルの不確かさケースの短周期レベルとの比較

短周期レベルの不確かさケースにおける短周期レベル（敷地に最も近い強震動生成域及び強震動生成域全体）は，各文献で示された東北地方太平洋沖地震の強震動生成域の短周期レベルを上回る。

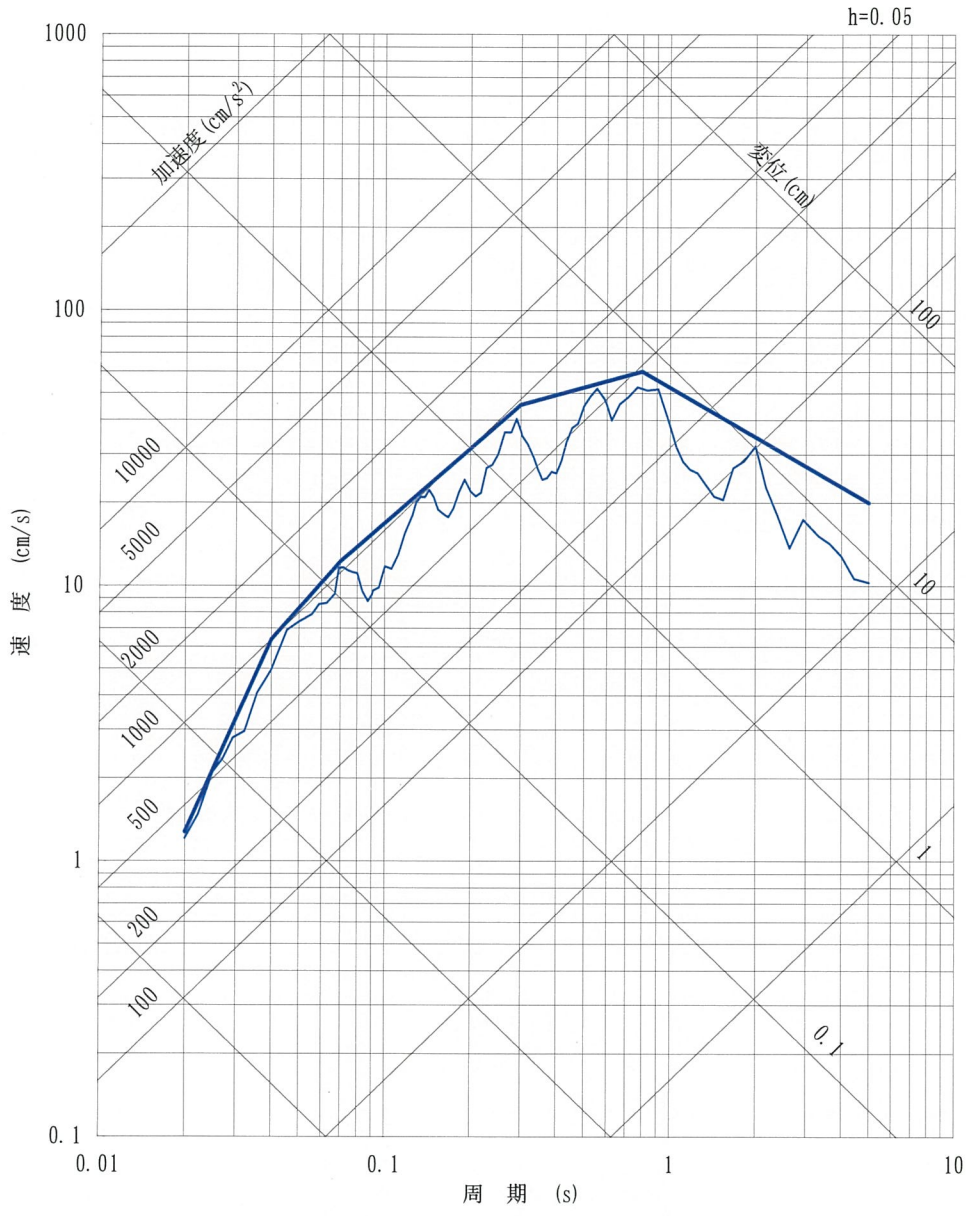
【図３－３０】短周期レベルの比較
（プレート間地震）

出典：第 336 回審査会合（平成 28 年 3 月 4 日）資料 1「東海第二発電所　敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうちプレート間地震について（コメント回答）」90 頁より



【図３－３１（１）】２０１１年東北地方太平洋沖型地震の応答スペクトルに基づく手法による地震動評価結果と２０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波の比較（水平方向）

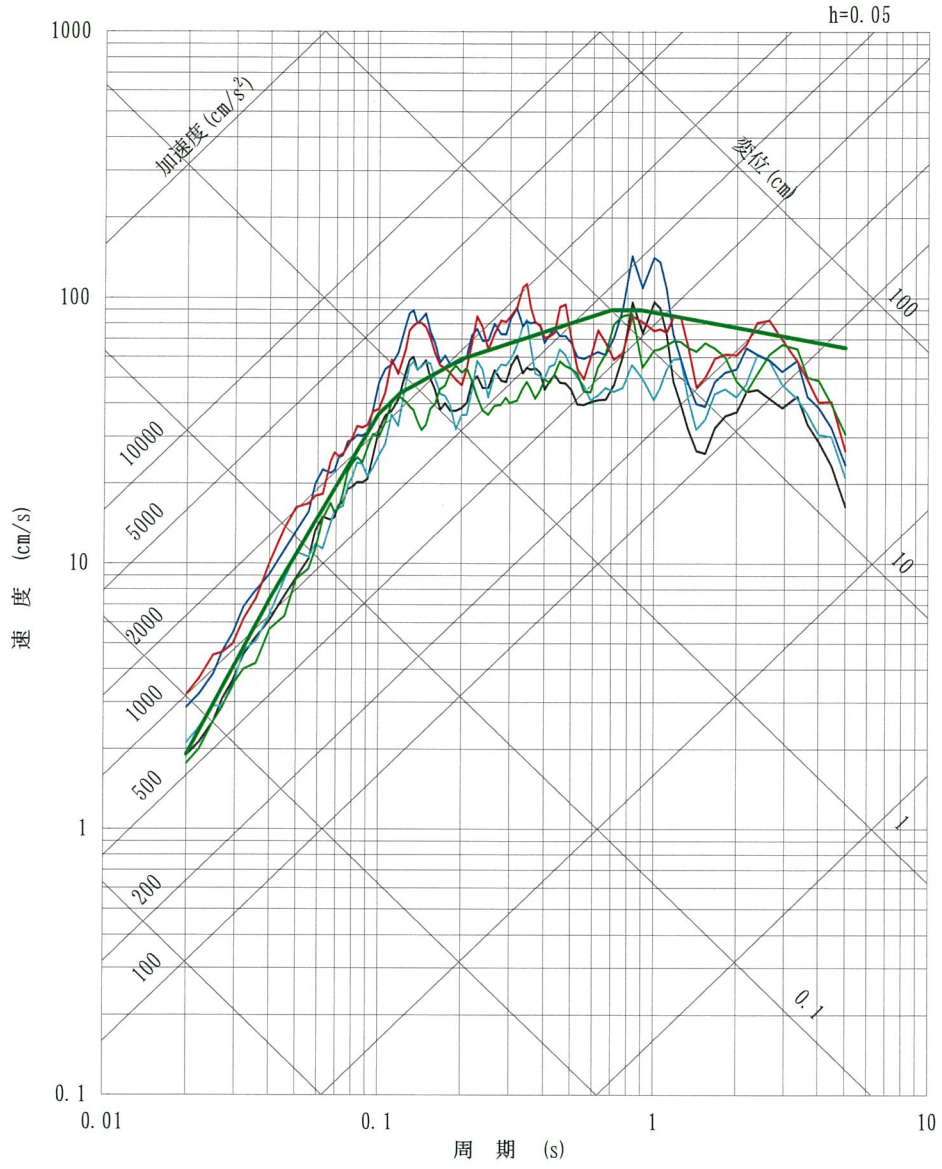
出典：丙H第３号証第3.6－15図（1）（6-3-131頁）より



応答スペクトルに基づく手法による地震動評価
2011年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波

【図３－３１（２）】２０１１年東北地方太平洋沖型地震の応答スペクトルに基づく手法による地震動評価結果と２０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波の比較（鉛直方向）

出典：丙H第３号証第3.6－15図（2）（6-3-132頁）より



【断層モデル手法】

— 2011年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波
（NS：555Gal，EW：450Gal，UD：379Gal）

【応答スペクトル手法】

— 解放基盤波の包絡スペクトル
（水平：600Gal，鉛直：400Gal）

— 基本震源モデル
（NS：594Gal，EW：590Gal，UD：412Gal）

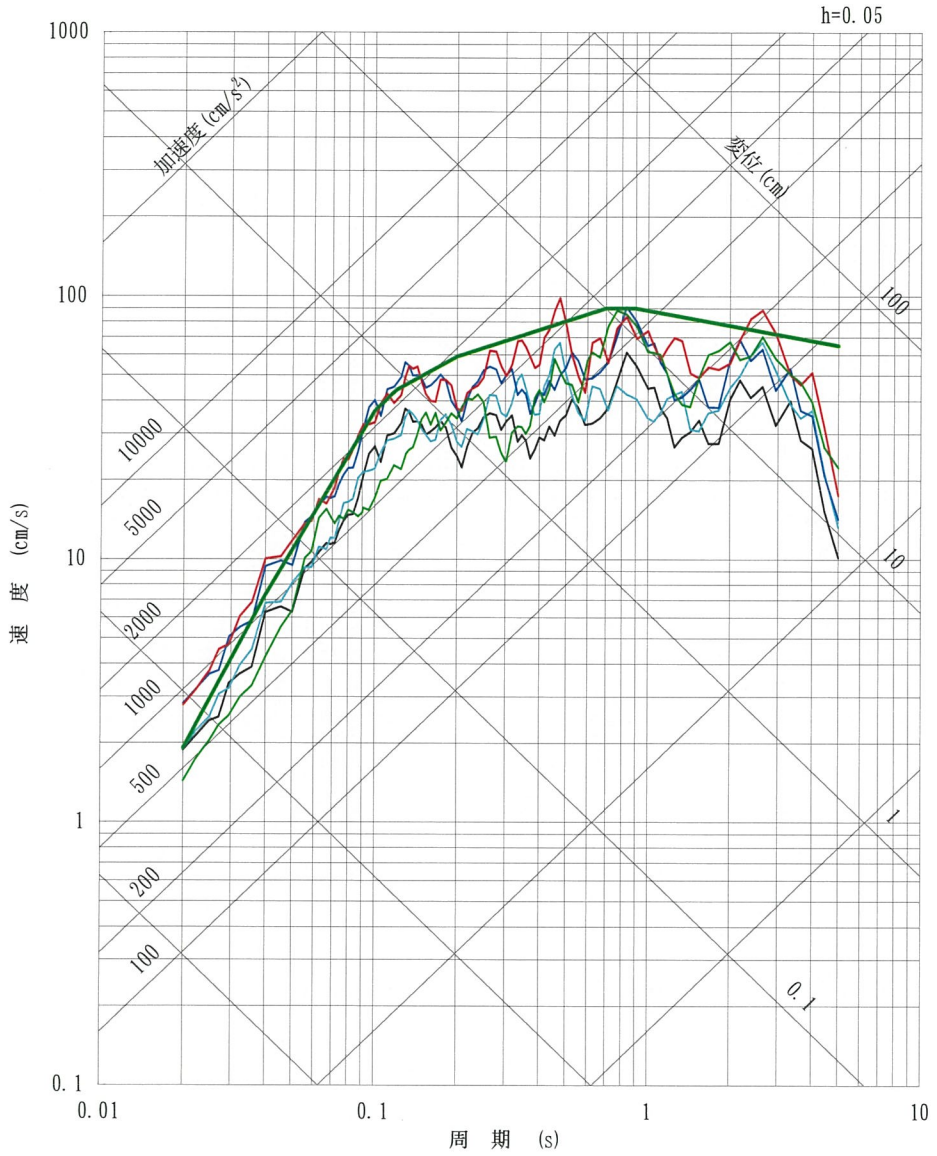
— SMGA位置の不確かさを考慮
（NS：662Gal，EW：591Gal，UD：461Gal）

— 短周期レベルの不確かさを考慮【設置変更許可申請時　Ss-2】
（NS：901Gal，EW：887Gal，UD：620Gal）

— SMGA位置と短周期レベルの不確かさを重畳
（NS：1009Gal，EW：874Gal，UD：736Gal）

【図３－３２（１）】２０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波及びその包絡スペクトルと応答スペクトル手法並びに断層モデル手法の評価結果の比較（ＮＳ方向）

出典：丙Ｄ第１１号証 4-140 頁をもとに作成



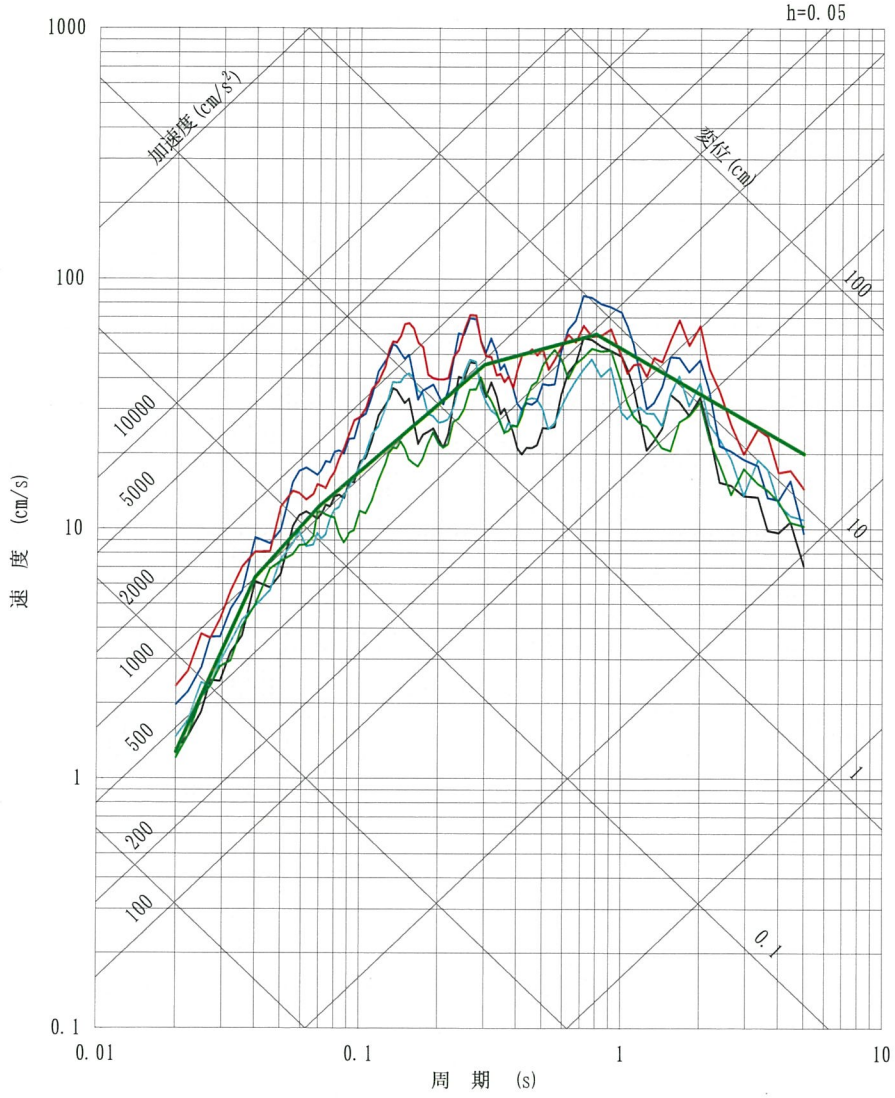
2011年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波
（NS：555Gal，EW：450Gal，UD：379Gal）

【応答スペクトル手法】
解放基盤波の包絡スペクトル
（水平：600Gal，鉛直：400Gal）

【断層モデル手法】
基本震源モデル
（NS：594Gal，EW：590Gal，UD：412Gal）
SMGA位置の不確かさを考慮
（NS：662Gal，EW：591Gal，UD：461Gal）
短周期レベルの不確かさを考慮【設置変更許可申請時　Ss-2】
（NS：901Gal，EW：887Gal，UD：620Gal）
SMGA位置と短周期レベルの不確かさを重畳
（NS：1009Gal，EW：874Gal，UD：736Gal）

【図３－３２（２）】２０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波及びその包絡スペクトルと応答スペクトル手法並びに断層モデル手法の評価結果の比較（ＥＷ方向）

出典：丙Ｄ第１１号証 4-140 頁をもとに作成



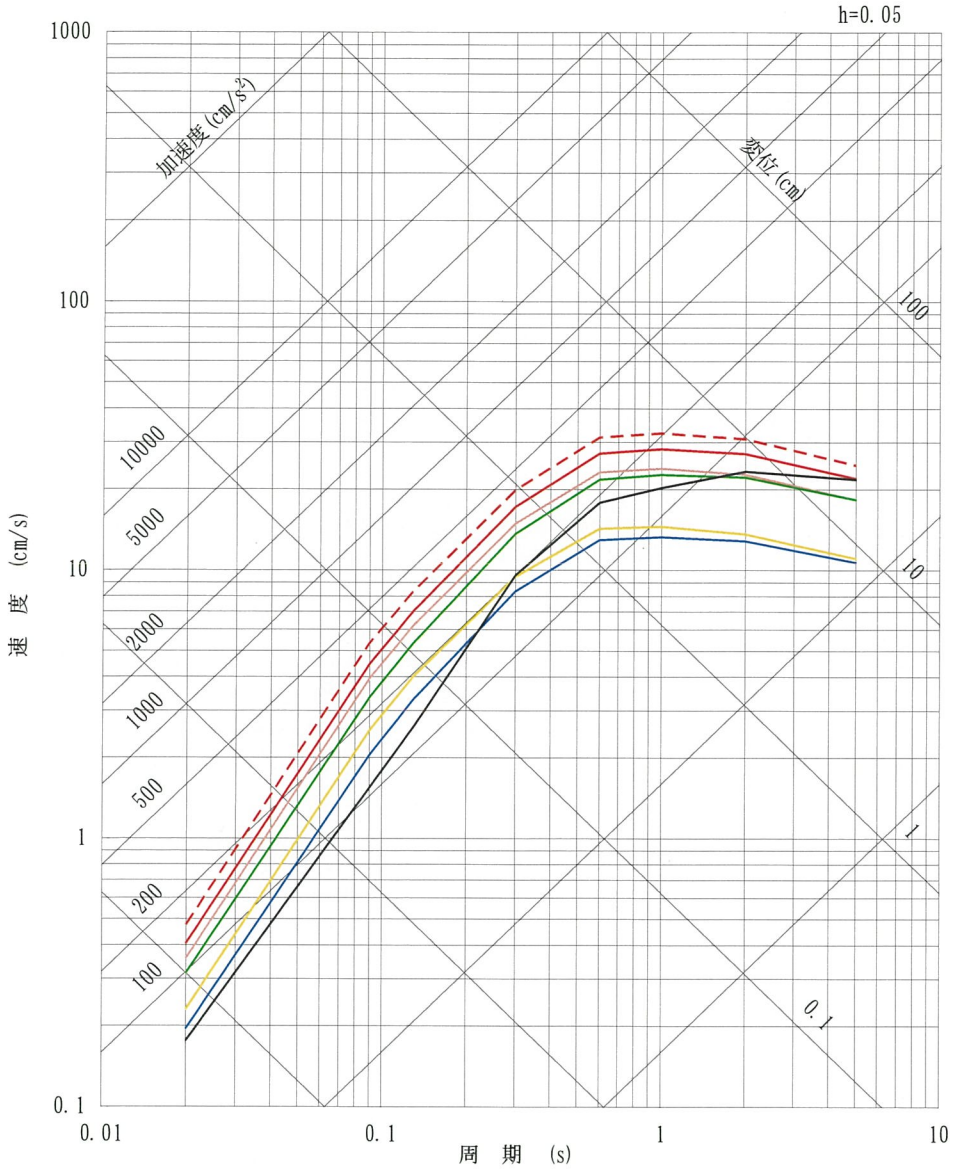
2011年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波
（NS：555Gal，EW：450Gal，UD：379Gal）

【応答スペクトル手法】
解放基盤波の包絡スペクトル
（水平：600Gal，鉛直：400Gal）

【断層モデル手法】
基本震源モデル
（NS：594Gal，EW：590Gal，UD：412Gal）
SMGA位置の不確かさを考慮
（NS：662Gal，EW：591Gal，UD：461Gal）
短周期レベルの不確かさを考慮【設置変更許可申請時　Ss-2】
（NS：901Gal，EW：887Gal，UD：620Gal）
SMGA位置と短周期レベルの不確かさを重畳
（NS：1009Gal，EW：874Gal，UD：736Gal）

【図３－３２（３）】２０１１年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波及びその包絡スペクトルと応答スペクトル手法並びに断層モデル手法の評価結果の比較（ＵＤ方向）

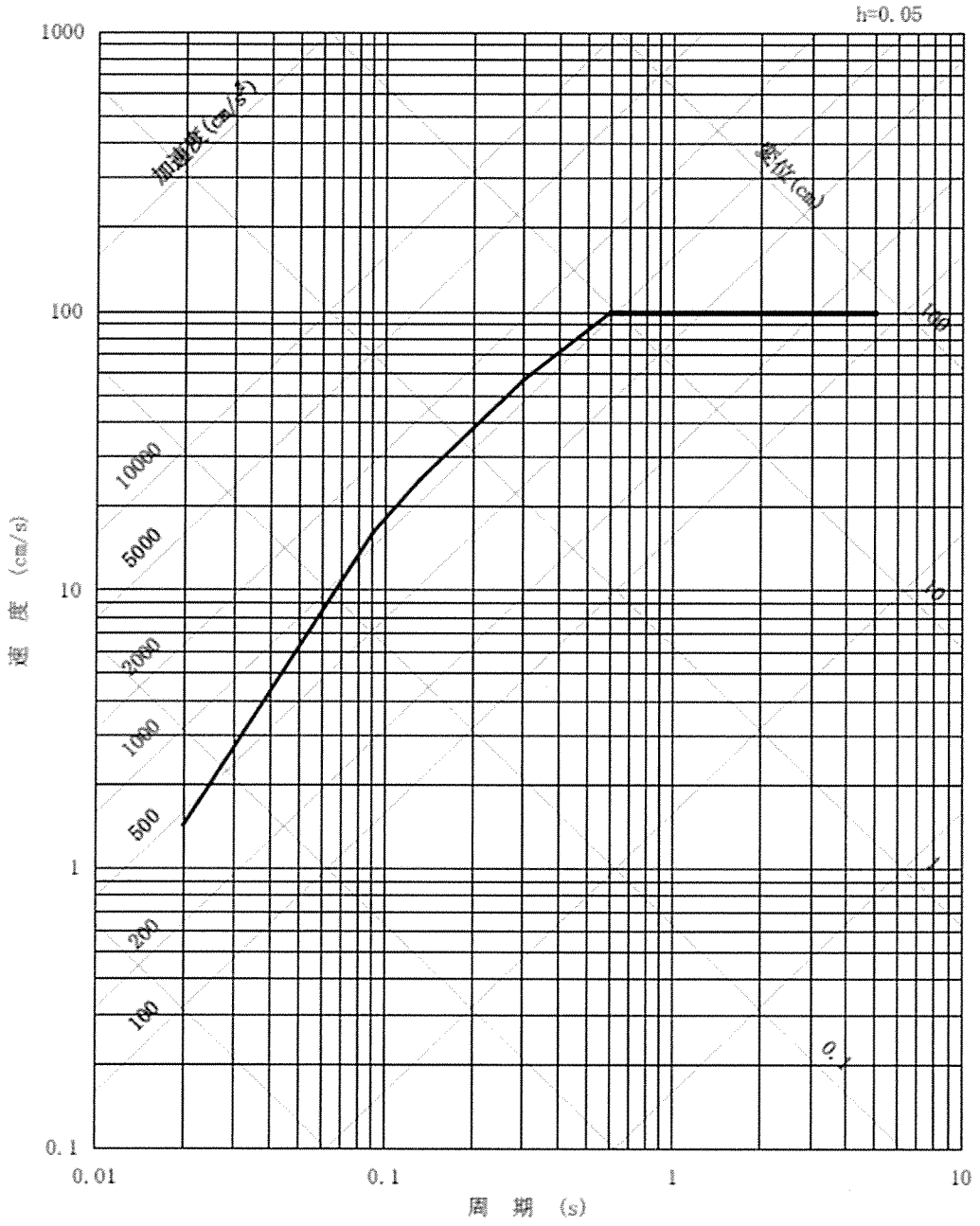
出典：丙Ｄ第１１号証 4-140 頁をもとに作成



1895年霞ヶ浦付近の地震，M7.2，Xeq=69km
1921年茨城県龍ヶ崎付近の地震，M7.0，Xeq=74km
茨城県南部の地震（中央防災会議（2004）），M7.3，Xeq=64km
茨城県南部の地震（中央防災会議（2013）），M7.3，Xeq=70km
震源断層を予め特定しにくい地震（地震調査研究推進本部，陸域），M7.1，Xeq=89km
震源断層を予め特定しにくい地震（地震調査研究推進本部，海域），M7.3，Xeq=81km
海溝寄りのプレート内地震（地震調査研究推進本部），M8.2，Xeq=164km

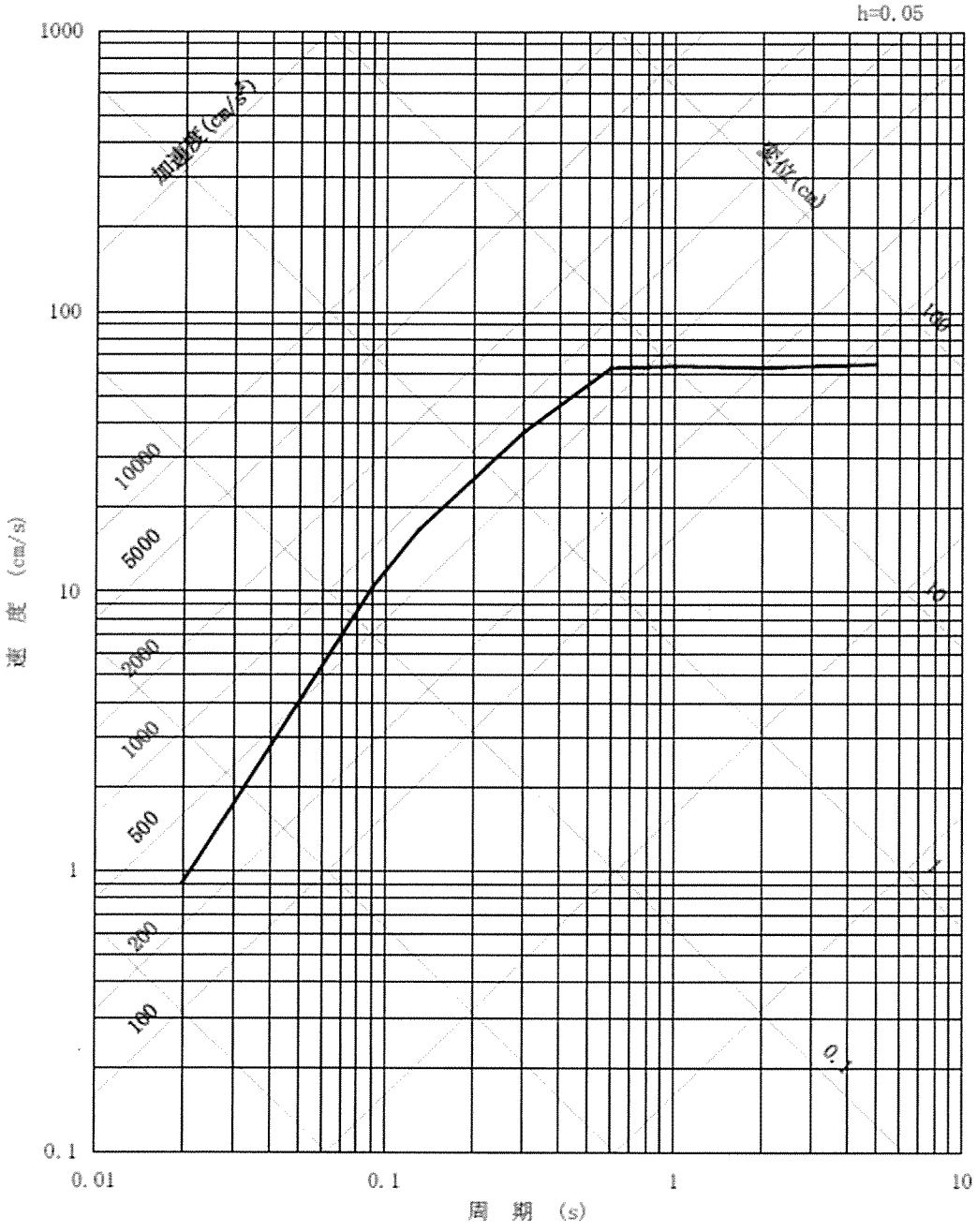
【図３－３３】Noda et al.(2002)の方法による応答スペクトルの比較（海洋プレート内地震）

出典：丙H第３号証第3.6－20図（6-3-142頁）より



【図３－３４（１）】加藤ほか（2004）に基づき設定した応答スペクトル
（水平方向）

出典：丙H第３号証第3.6－31 図（1）（6-3-168 頁）より



【図３－３４（２）】加藤ほか（2004）に基づき設定した応答スペクトル
（鉛直方向）

出典：丙H第３号証第3.6－31 図（2）（6-3-169頁）より

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）

項目	比較結果	2008年岩手・宮城内陸地震の震源域	東海第二発電所敷地近傍
地質	△	• 震源域近傍には，主に中新統～鮮新統の堆積岩・火山岩等，第四系の火山岩類が分布する。	• 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する。
地質構造	×	• 震源域近傍には，中新世以降に形成された褶曲構造が認められる。 • カルデラが密集することから，地質構造が複雑である。	• 敷地近傍に広く分布する新第三系鮮新統～第四系下部更新統（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いる。 • 敷地近傍にカルデラは分布しない。
変動地形等	×	• 下記の観点より，震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である。 － 震源域は山間部に位置し，近傍に河成段丘が一部分布するのみであり，指標となる地形が少ない。 － 大規模地すべりを含めた地すべりが密集している。 • 田力他(2009)によると，杁木立付近には短いながら明瞭な断層変位地形があり，低位段丘礫層堆積期以降に複数回，比較的活発な活動を繰り返していることが明らかとなった。	• 下記の観点より，敷地近傍は変動地形等が認識しやすい地域である。 － 陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が広く分布している。 － 地すべりが認められない。 － 海域には堆積層からなる鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布している。 • 変動地形学的調査の結果，敷地近傍陸域に変動地形は認められない。
火山	×	• 火山フロントに近接する。	• 火山フロントの遠方に位置する。
地震地体構造	×	• 東北日本弧内帯（8C）	• 東北日本弧外帯（8B）
応力場	×	• 防災科学技術研究所（2013）において，ひずみ集中帯と指摘されている。 • 東西圧縮の逆断層型が卓越	• ひずみ集中帯と指摘している文献はない。 • 敷地周辺の茨城県北部では南西－北東引張の正断層型が卓越

【凡例】○：類似性あり，△：類似性低い～一部あり，×：類似性なし

【表３－３６】２００８年岩手・宮城内陸地震の震源域と東海第二発電所敷地近傍の比較

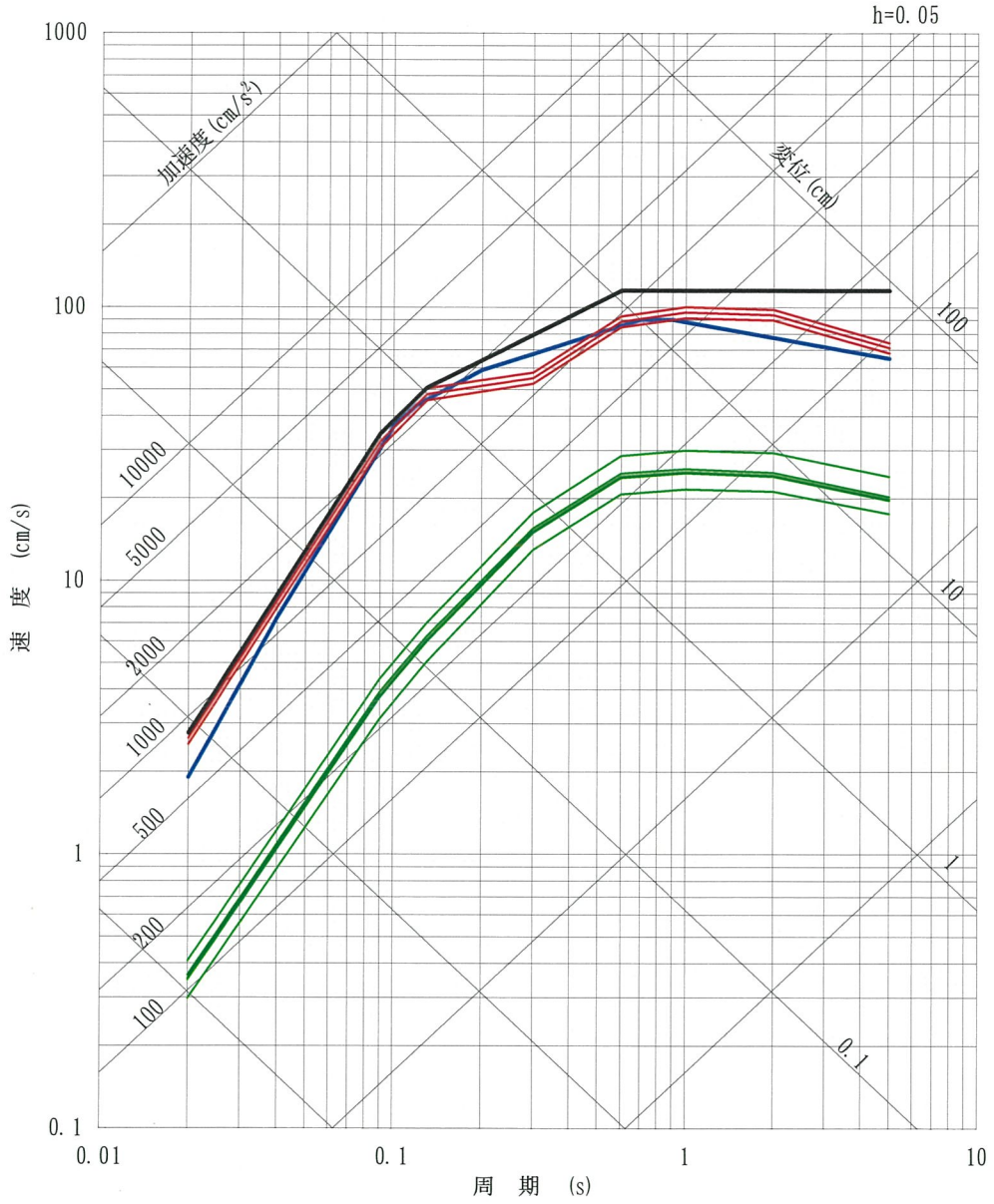
出典：丙Ｈ３号証第3.6－20表（6-3-65頁）より

項目	比較結果	2000年鳥取県西部地震の震源域	東海第二発電所敷地近傍
地質	×	• 震源域近傍には，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する。	• 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する。
地質構造	×	• 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。	• 敷地近傍に広く分布する新第三系鮮新統～第四系下部更新統（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いる。
変動地形等	×	• 下記の観点より，震源域近傍は変動地形等の認識が難しい地域である。 － 岡田(2002)によると，震源域近傍の活断層の特徴として，第四紀中期以降に新たな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。 • 震源域に震源断層の方向とほぼ一致する短く断続するリニアメント群が判読されるとともにリニアメント沿いで水平に近い条線をもつ断層露頭が多く確認され，これらの断層は横ずれ断層に伴うフラワー構造を呈して地下では 1 本の断層に収斂すると推測されている。	• 下記の観点より，敷地近傍は変動地形等が認識しやすい地域である。 － 陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が広く分布している。 － 地すべりが認められない。 － 海域には堆積層からなる鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布している。 • 変動地形学的調査の結果，敷地近傍陸域に変動地形は認められない。
火山	×	• 火山フロントに近接する。	• 火山フロントの遠方に位置する。
地震地体構造	×	• 中国山地・瀬戸内海（10C5）	• 東北日本弧外帯（8B）
応力場	×	• 西村（2014）において，ひずみ集中帯と指摘されている。 • 東西圧縮の横ずれ断層型が卓越	• ひずみ集中帯と指摘している文献はない。 • 敷地周辺の茨城県北部では南西－北東引張の正断層型が卓越

【凡例】○：類似性あり，△：類似性低い～一部あり，×：類似性なし

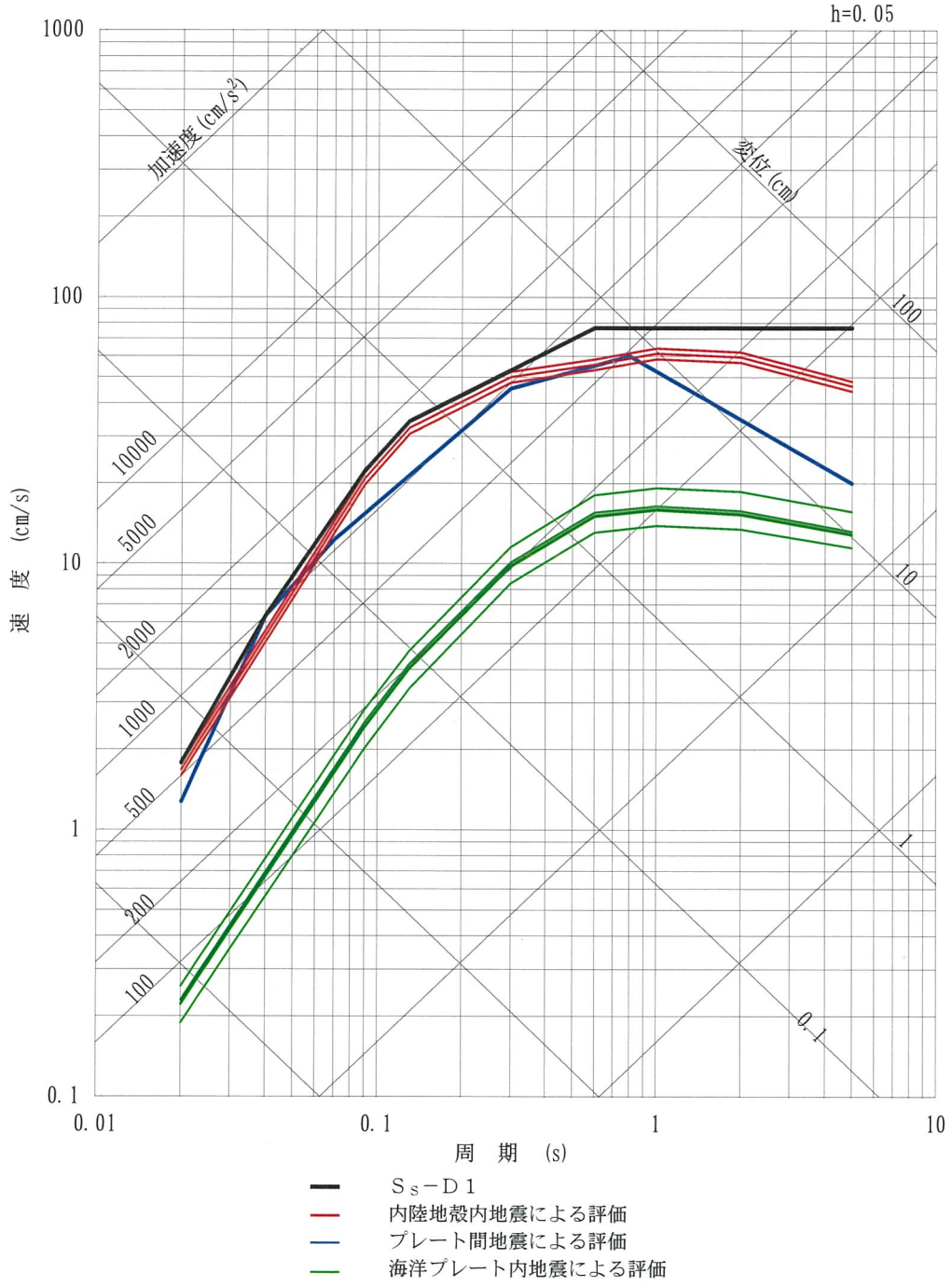
【表３－３７】２０００年鳥取県西部地震の震源域と東海第二発電所敷地近傍の比較

出典：丙Ｈ３号証第3.6－21表（6-3-66頁）より



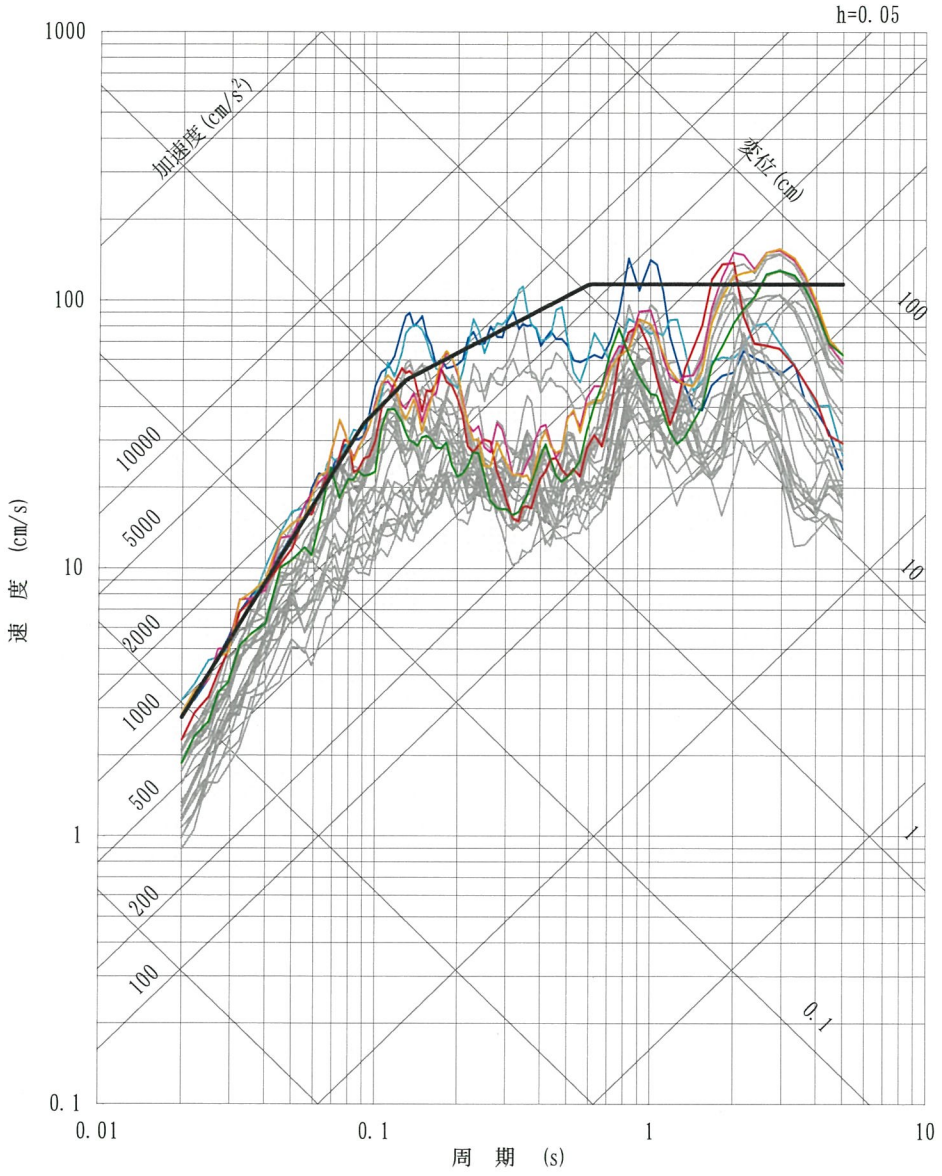
【図３－３８（１）】設計用応答スペクトル（水平方向，S_S－$D1_H$）

出典：丙H第３号証第3.6－33 図（1）（6-3-172 頁）より



【図３－３８（２）】設計用応答スペクトル（鉛直方向，S_s－$D1_V$）

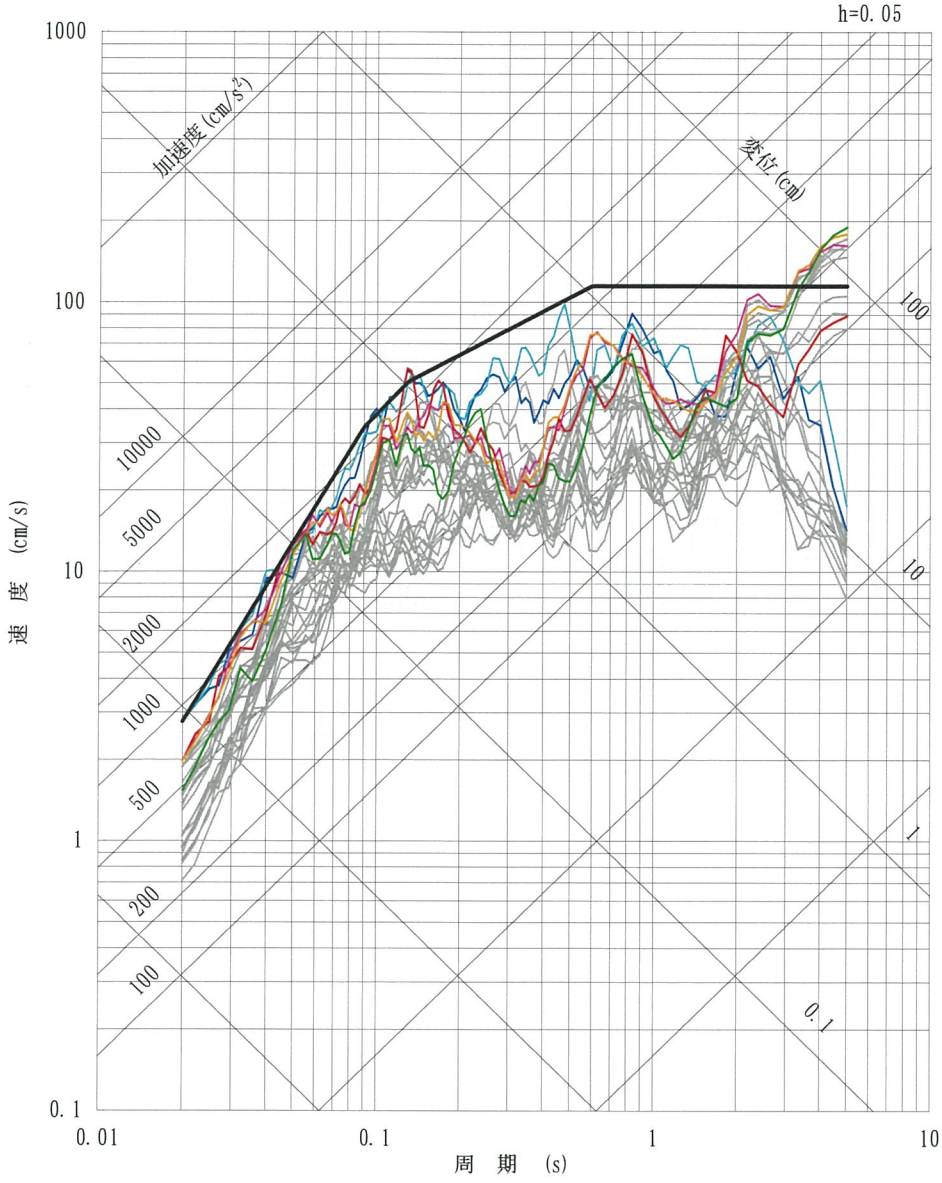
出典：丙H第３号証第3.6－33 図（2）（6-3-173 頁）より



Ｓｓ－Ｄ１
Ｓｓ－１１　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（短周期レベルの不確かさ，破壊開始点１）
Ｓｓ－１２　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（短周期レベルの不確かさ，破壊開始点２）
Ｓｓ－１３　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（短周期レベルの不確かさ，破壊開始点３）
Ｓｓ－１４　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（断層傾斜角の不確かさ，破壊開始点２）
Ｓｓ－２１　2011年東北地方太平洋沖型地震（短周期レベルの不確かさ）
Ｓｓ－２２　2011年東北地方太平洋沖型地震（ＳＭＧＡ位置と短周期レベルの不確かさの重畳）

【図３－３９（１）】基準地震動Ｓｓ－Ｄ１と断層モデルを用いた手法による基準地震動Ｓｓの比較（ＮＳ方向）

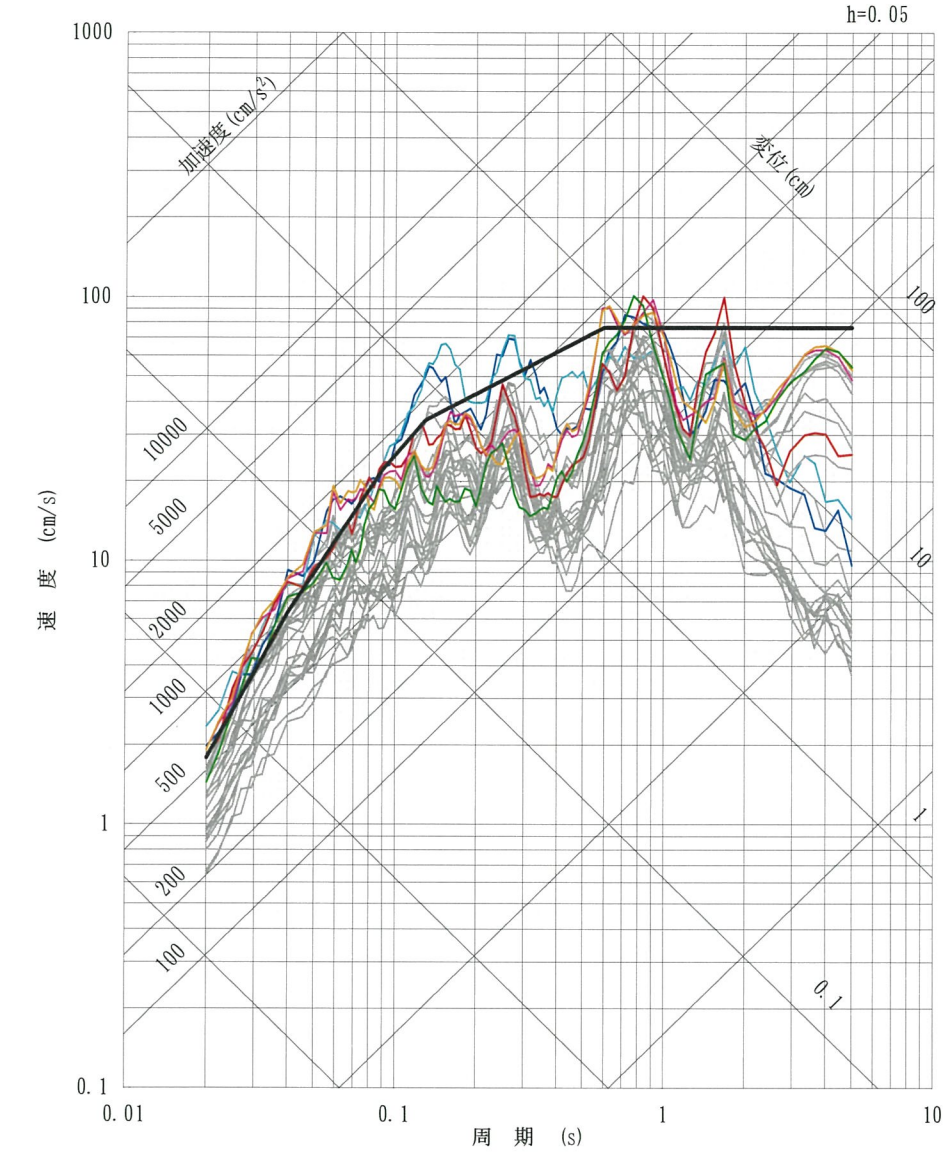
出典：丙Ｈ第３号証第3.6－35 図（1）（6-3-177頁）より



Ｓｓ－Ｄ１
Ｓｓ－１１　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（短周期レベルの不確かさ，破壊開始点１）
Ｓｓ－１２　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（短周期レベルの不確かさ，破壊開始点２）
Ｓｓ－１３　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（短周期レベルの不確かさ，破壊開始点３）
Ｓｓ－１４　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（断層傾斜角の不確かさ，破壊開始点２）
Ｓｓ－２１　2011年東北地方太平洋沖型地震（短周期レベルの不確かさ）
Ｓｓ－２２　2011年東北地方太平洋沖型地震（ＳＭＧＡ位置と短周期レベルの不確かさの重畳）
断層モデルを用いた手法による各評価結果

【図３－３９（２）】基準地震動Ｓｓ－Ｄ１と断層モデルを用いた手法による基準地震動Ｓｓの比較（ＥＷ方向）

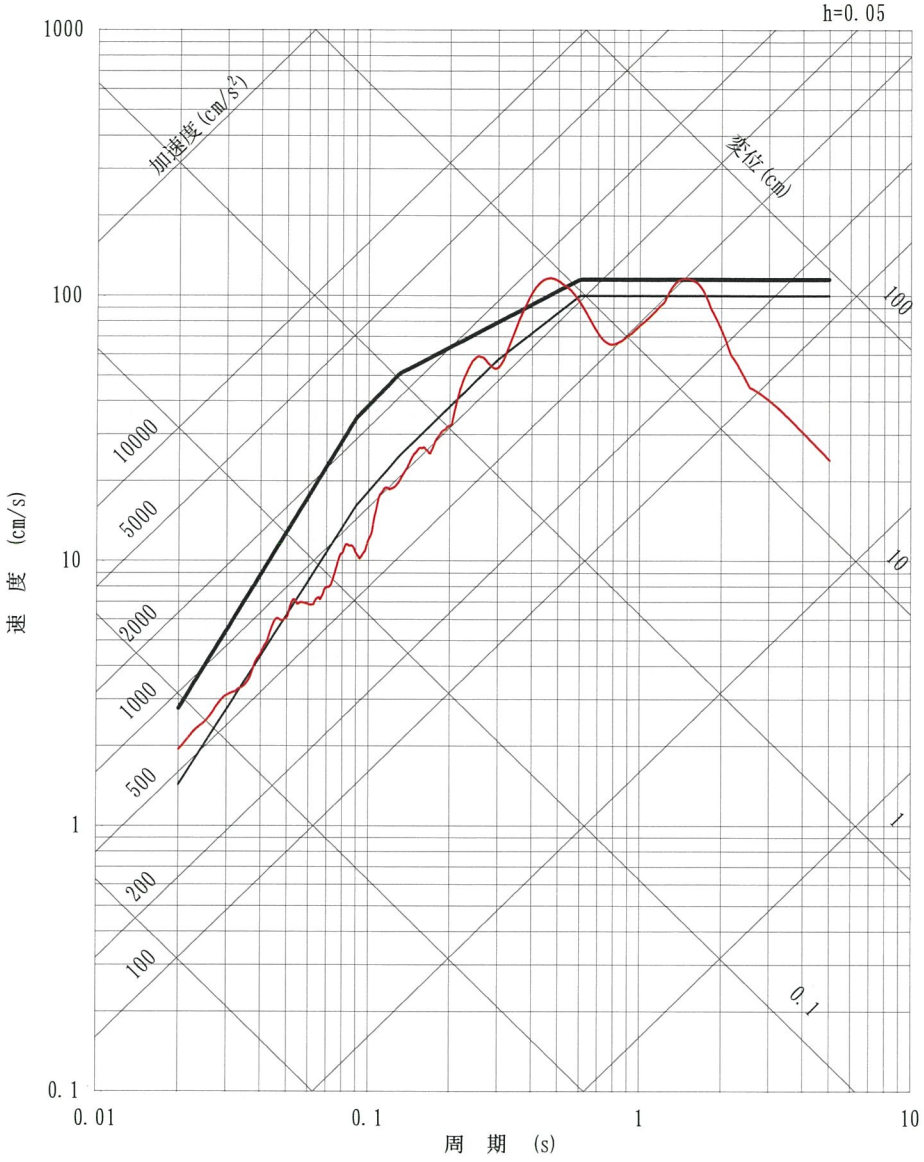
出典：丙Ｈ第３号証第3.6－35 図（2）（6-3-178頁）より



Ｓｓ－Ｄ１
Ｓｓ－１１　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（短周期レベルの不確かさ，破壊開始点１）
Ｓｓ－１２　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（短周期レベルの不確かさ，破壊開始点２）
Ｓｓ－１３　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（短周期レベルの不確かさ，破壊開始点３）
Ｓｓ－１４　Ｆ１断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震（断層傾斜角の不確かさ，破壊開始点２）
Ｓｓ－２１　2011年東北地方太平洋沖型地震（短周期レベルの不確かさ）
Ｓｓ－２２　2011年東北地方太平洋沖型地震（ＳＭＧＡ位置と短周期レベルの不確かさの重畳）
断層モデルを用いた手法による各評価結果

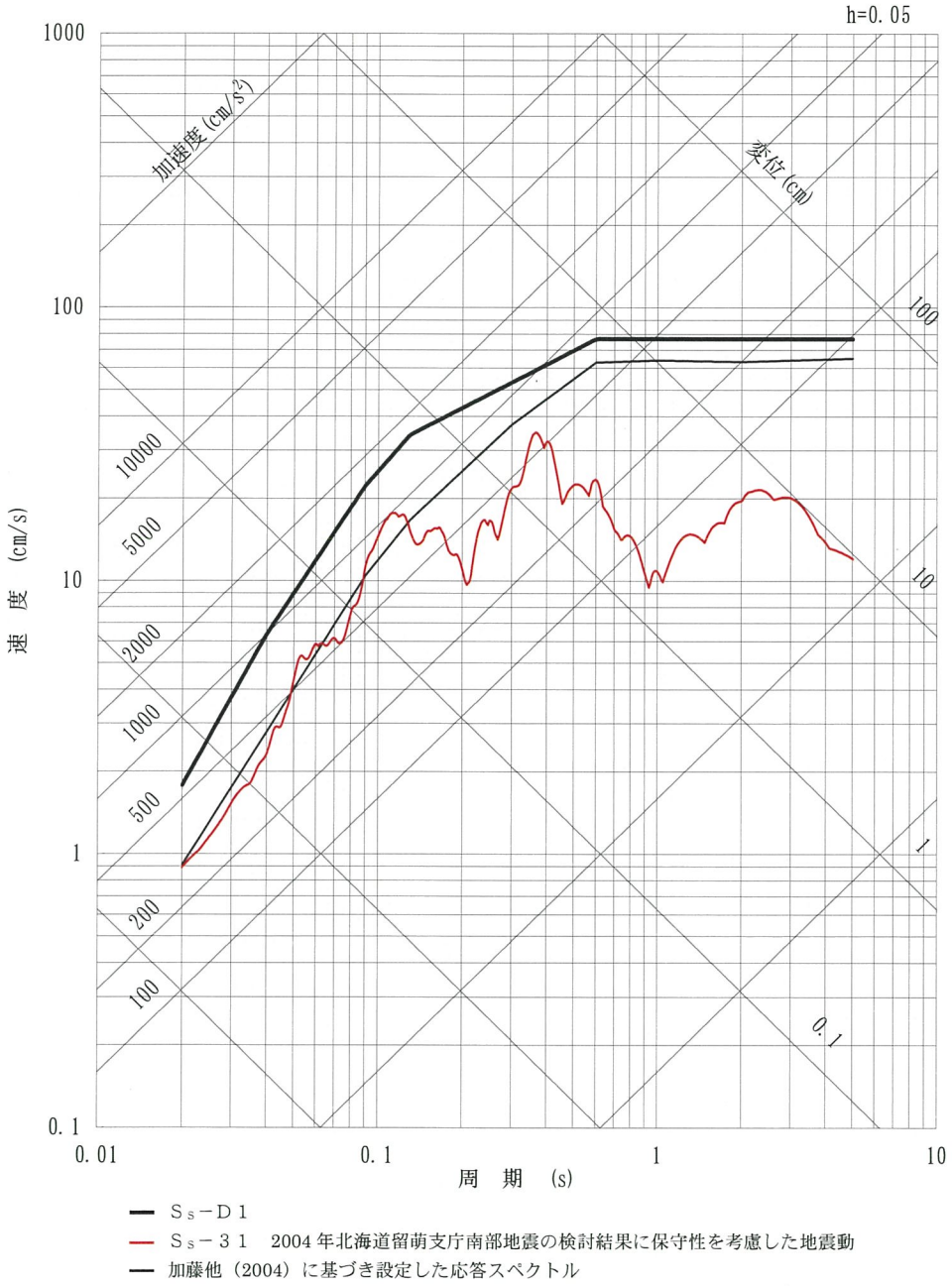
【図３－３９（３）】基準地震動Ｓｓ－Ｄ１と断層モデルを用いた手法による基準地震動Ｓｓの比較（ＵＤ方向）

出典：丙H第３号証第3.6－35 図（3）（6-3-179頁）より



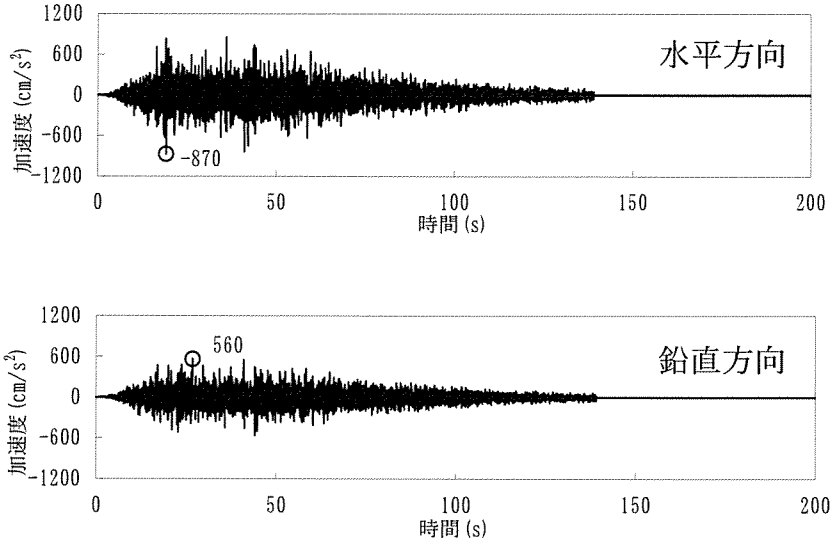
【図３－４０（１）】基準地震動Ｓｓ－Ｄ１と震源を特定せず策定する地震動の比較（水平方向）

出典：丙H第３号証第3.6－36 図（1）（6-3-180 頁）より



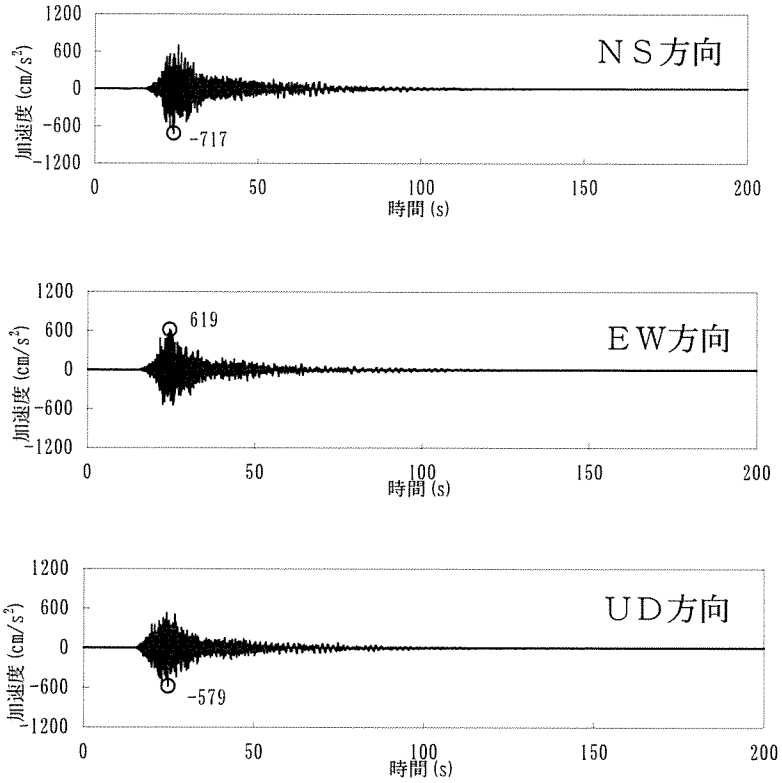
【図３－４０（２）】基準地震動Ｓｓ－Ｄ１と震源を特定せず策定する地震動の比較（鉛直方向）

出典：丙H第３号証第3.6－36 図（2）（6-3-181頁）より



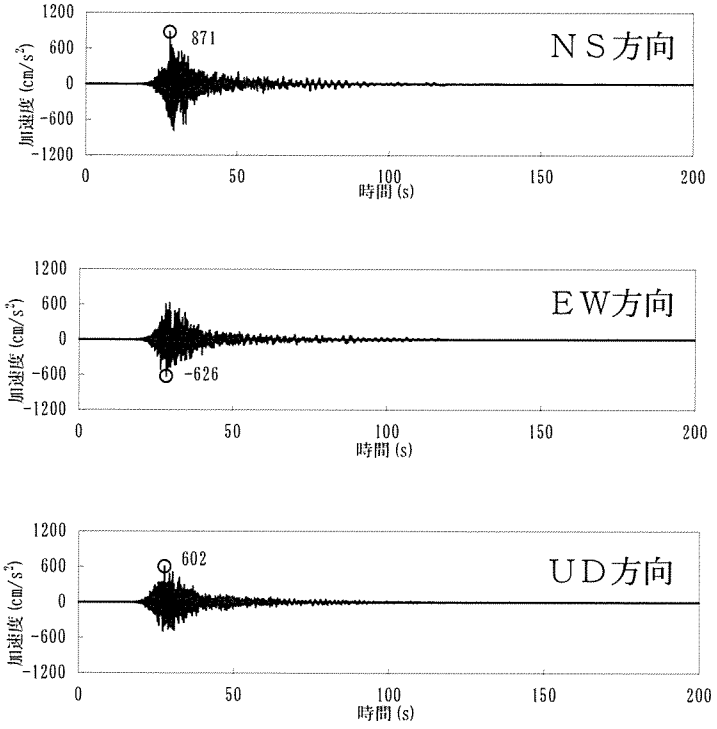
【図３－４１（１）】基準地震動Ｓｓ－Ｄ１の時刻歴波形

出典：丙H第３号証第3.6－38 図（6-3-183頁）より



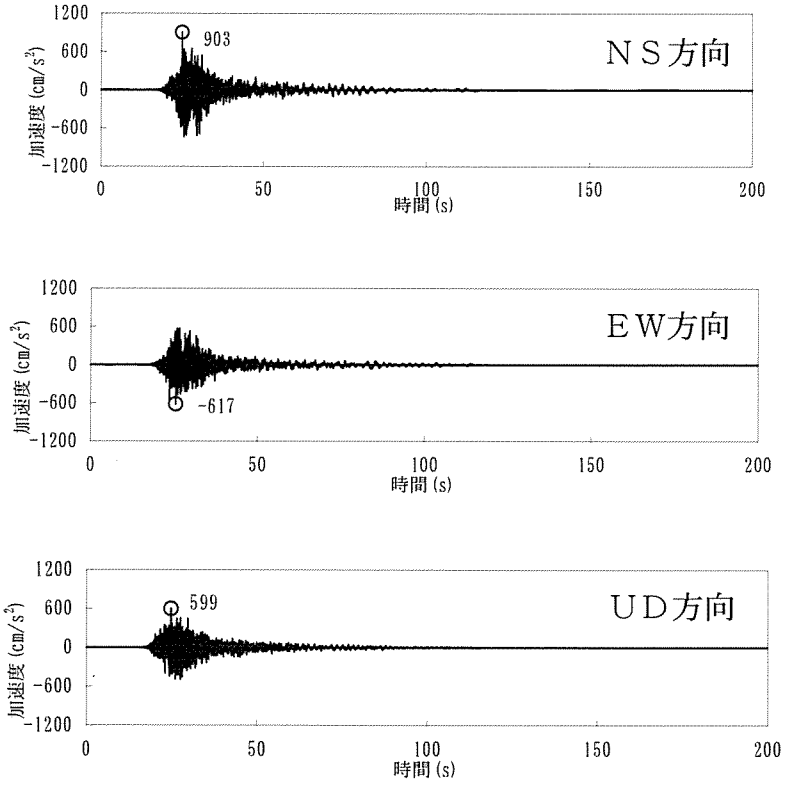
【図３－４１（２）】基準地震動Ｓｓ－１１の時刻歴波形

出典：丙Ｈ第３号証第 3.6－39 図(1)（6-3-184 頁）より



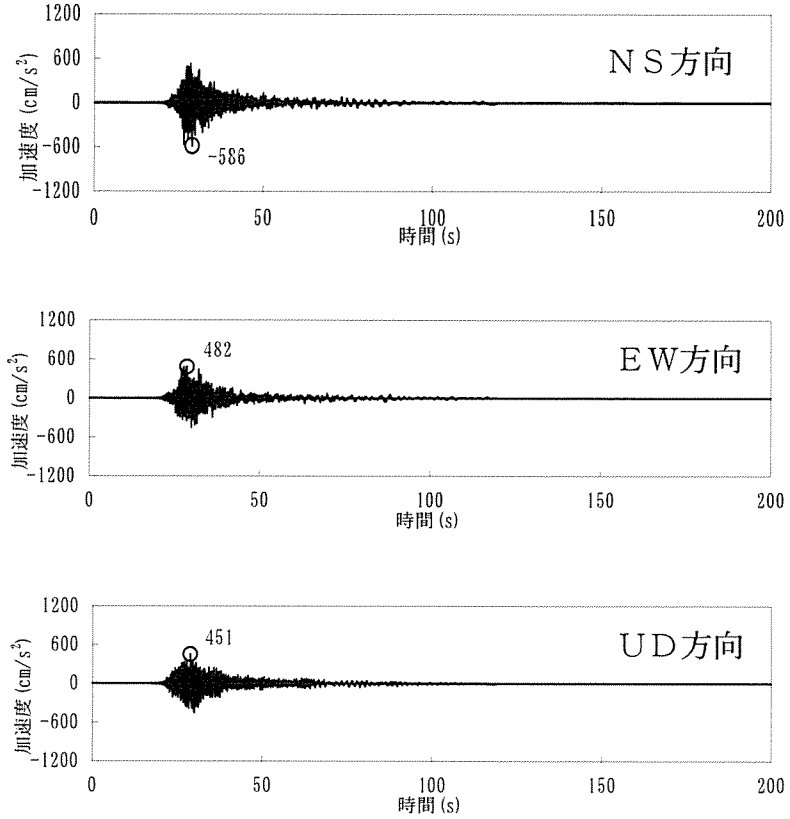
【図３－４１（３）】基準地震動Ｓｓ－１２の時刻歴波形

出典：丙H第３号証第3.6－39図(2)（6-3-184頁）より



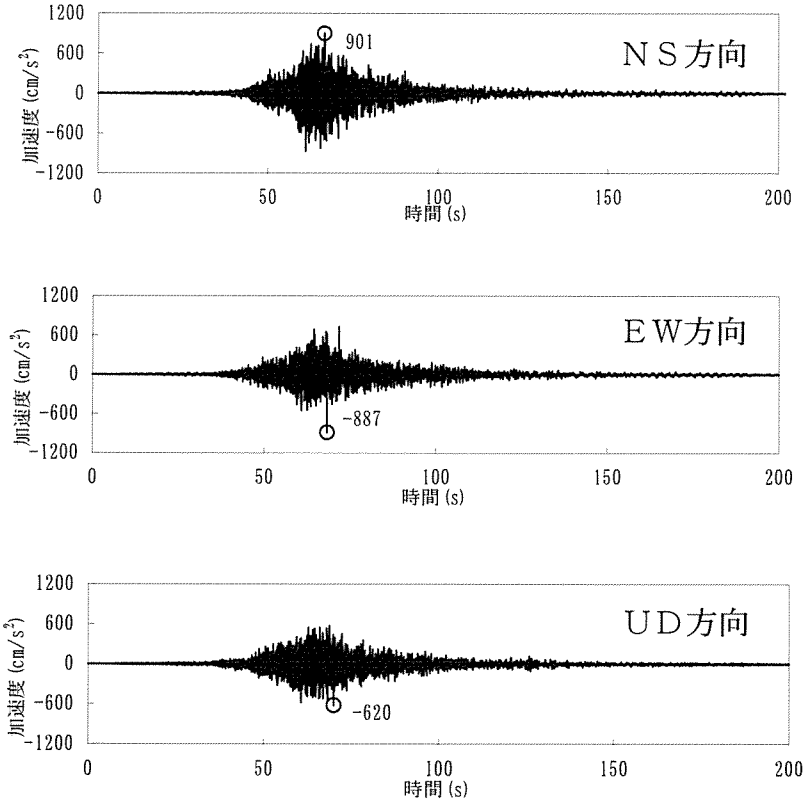
【図３－４１（４）】　基準地震動Ｓｓ－１３の時刻歴波形

出典：丙H第３号証第3.6－39図(3)（6-3-185頁）より



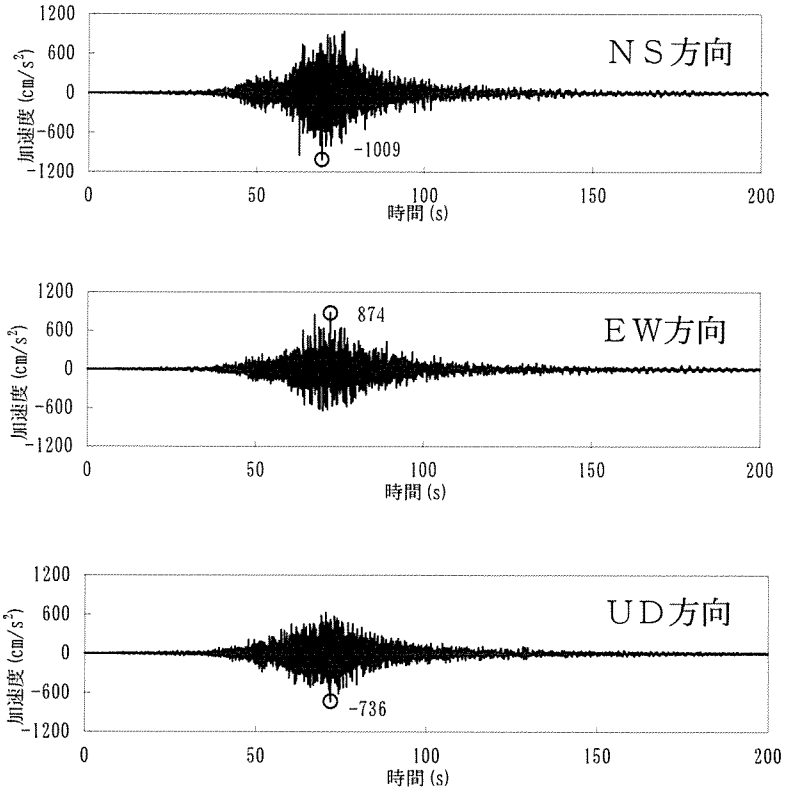
【図３－４１（５）】　基準地震動Ｓｓ－１４の時刻歴波形

出典：丙Ｈ第３号証第3.6－39図(4)（6-3-185頁）より



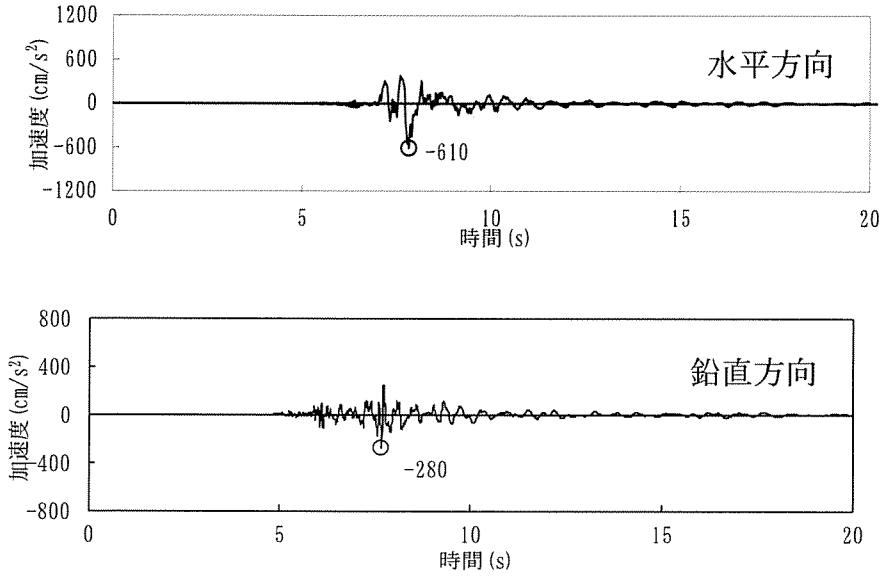
【図３－４１（６）】基準地震動Ｓｓ－２１の時刻歴波形

出典：丙H第３号証第3.6－39図(5)（6-3-186頁）より



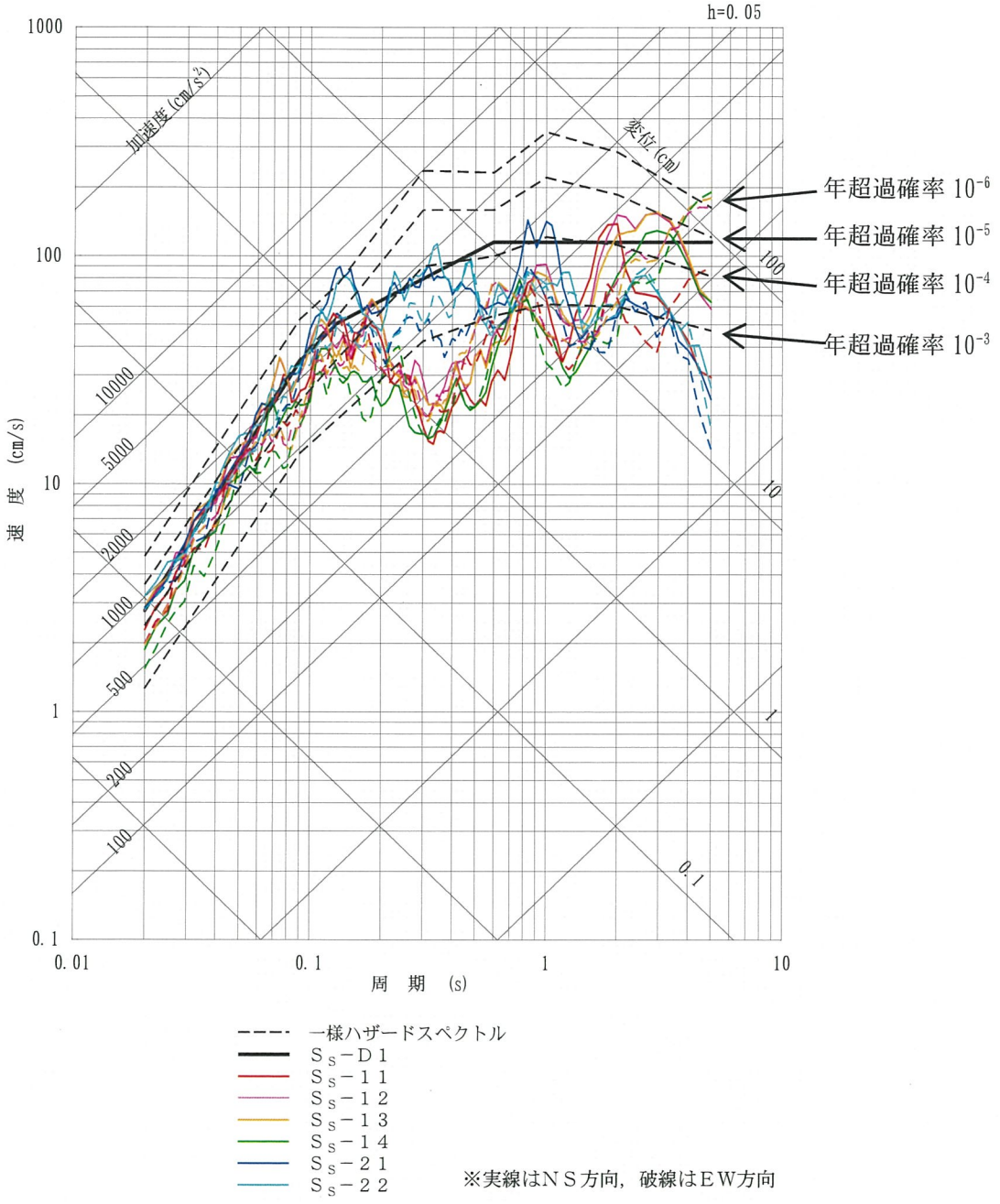
【図３－４１（７）】基準地震動Ｓｓ－２２の時刻歴波形

出典：丙H第３号証第3.6－39図(6)（6-3-186頁）より



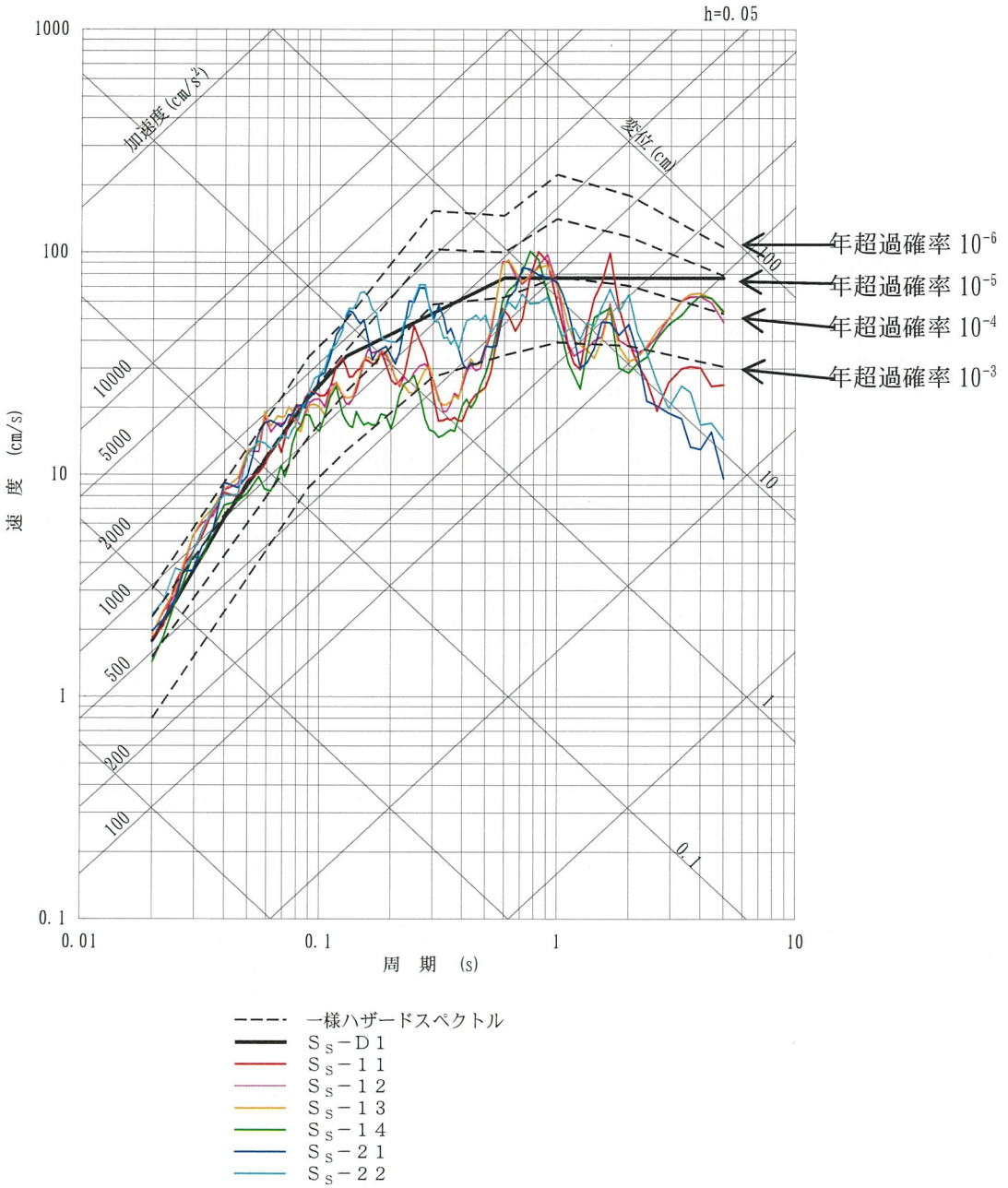
【図３－４１（８）】基準地震動Ｓｓ－３１の時刻歴波形

出典：丙H第３号証第3.6－40図（6-3-187頁）より



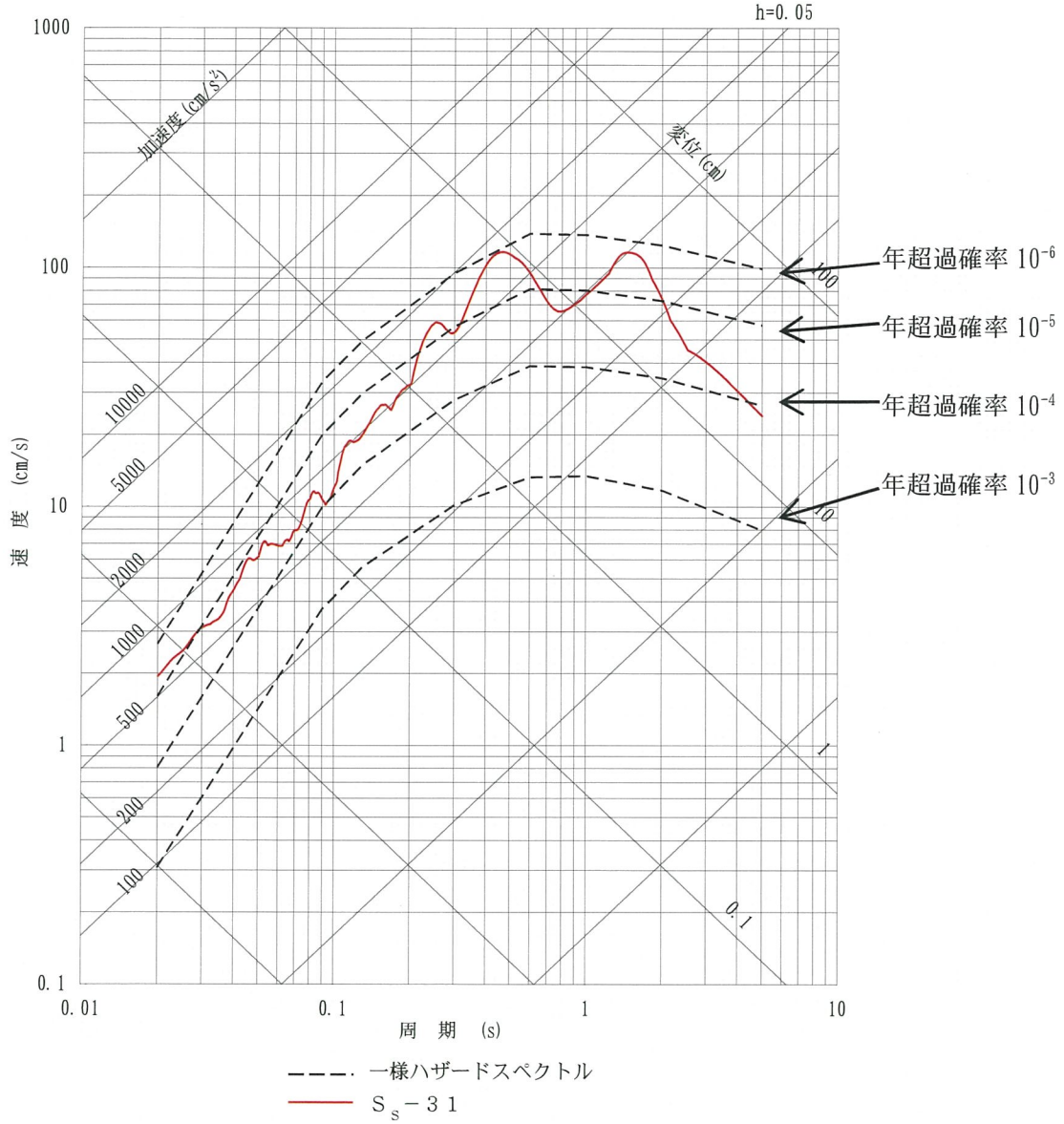
【図３－４２（１）】一様ハザードスペクトルと基準地震動Ｓｓ－Ｄ１，Ｓｓ－１１～Ｓｓ－２２の応答スペクトルの比較（水平方向）

出典：丙Ｈ第３号証第 3.7－17 図（1）（6-3-210 頁）より



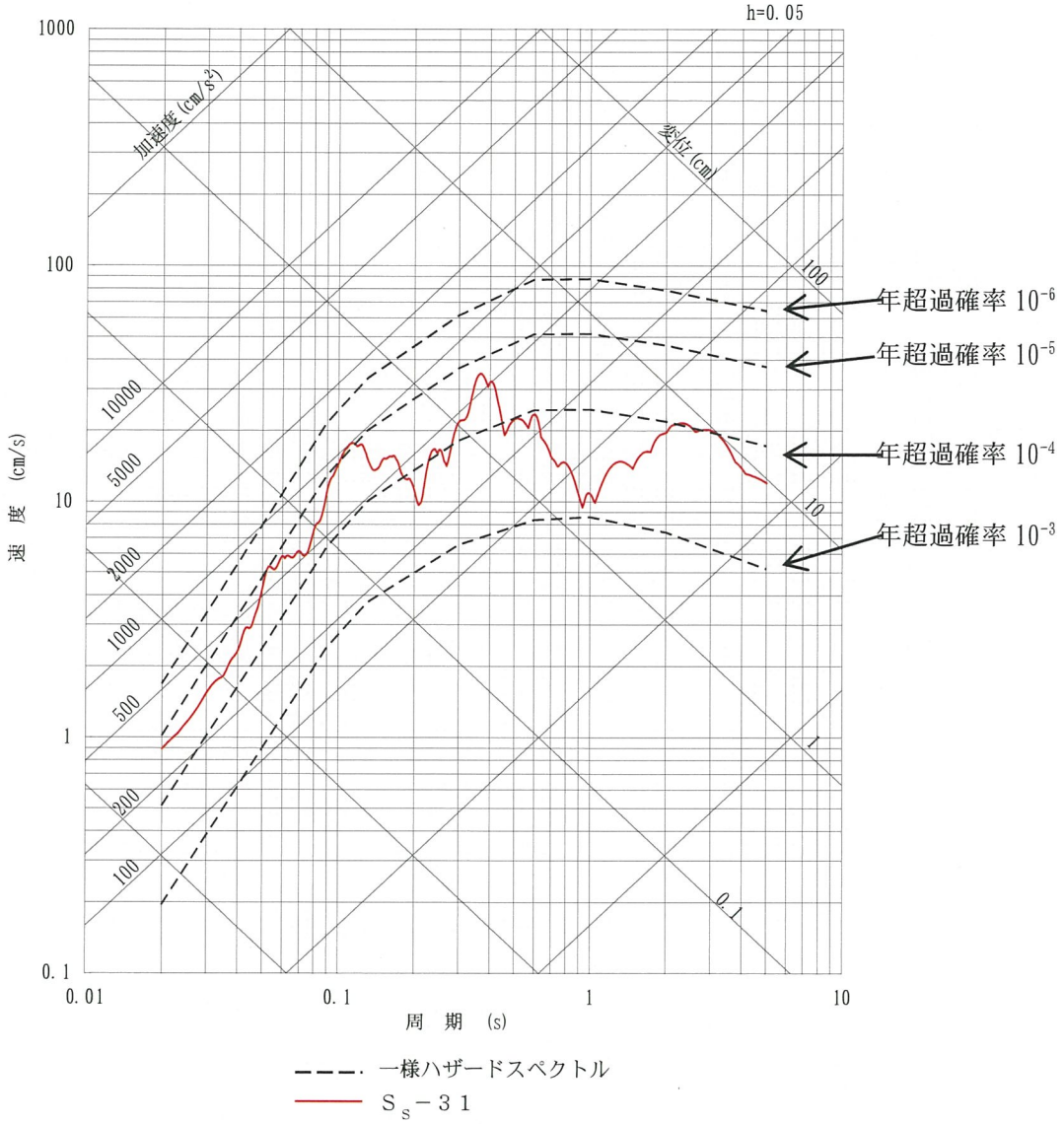
【図３－４２（２）】一様ハザードスペクトルと基準地震動Ｓｓ－Ｄ１，
Ｓｓ－１１～Ｓｓ－２２の応答スペクトルの比較
（鉛直方向）

出典：丙H第３号証第3.7－17 図（2）（6-3-211頁）より



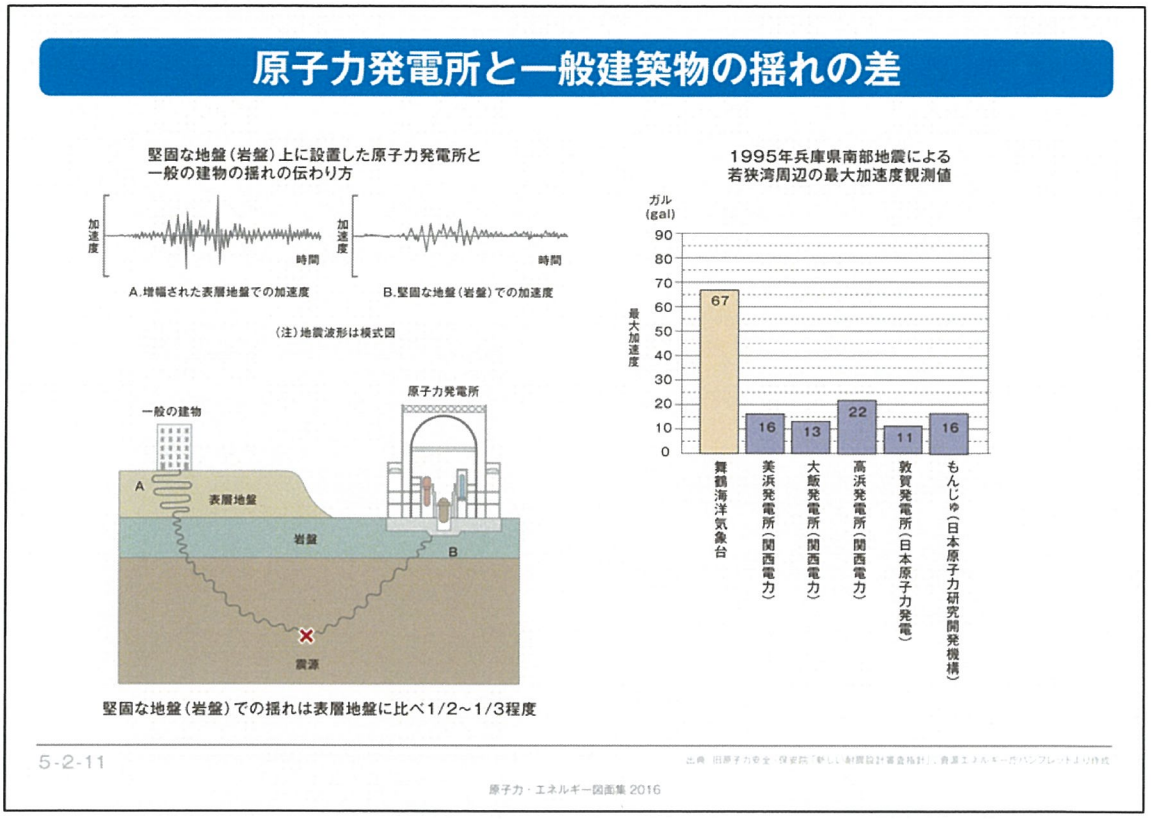
【図３－４２（３）】内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルと基準地震動Ｓｓ－３１の応答スペクトルの比較（水平方向）

出典：丙H第３号証第3.7－18 図（1）（6-3-212 頁）より



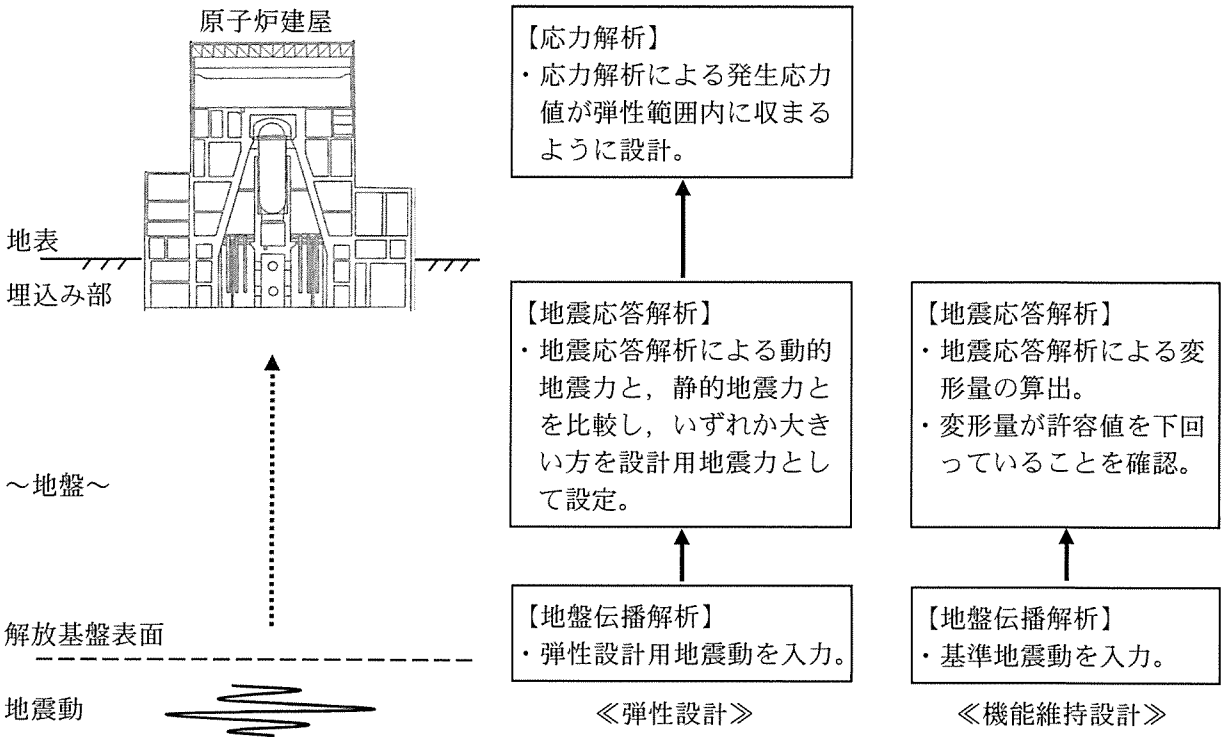
【図３－４２（４）】内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルと基準地震動Ｓｓ－３１の応答スペクトルの比較（鉛直方向）

出典：丙H第３号証第3.7－18 図（2）（6-3-213 頁）より



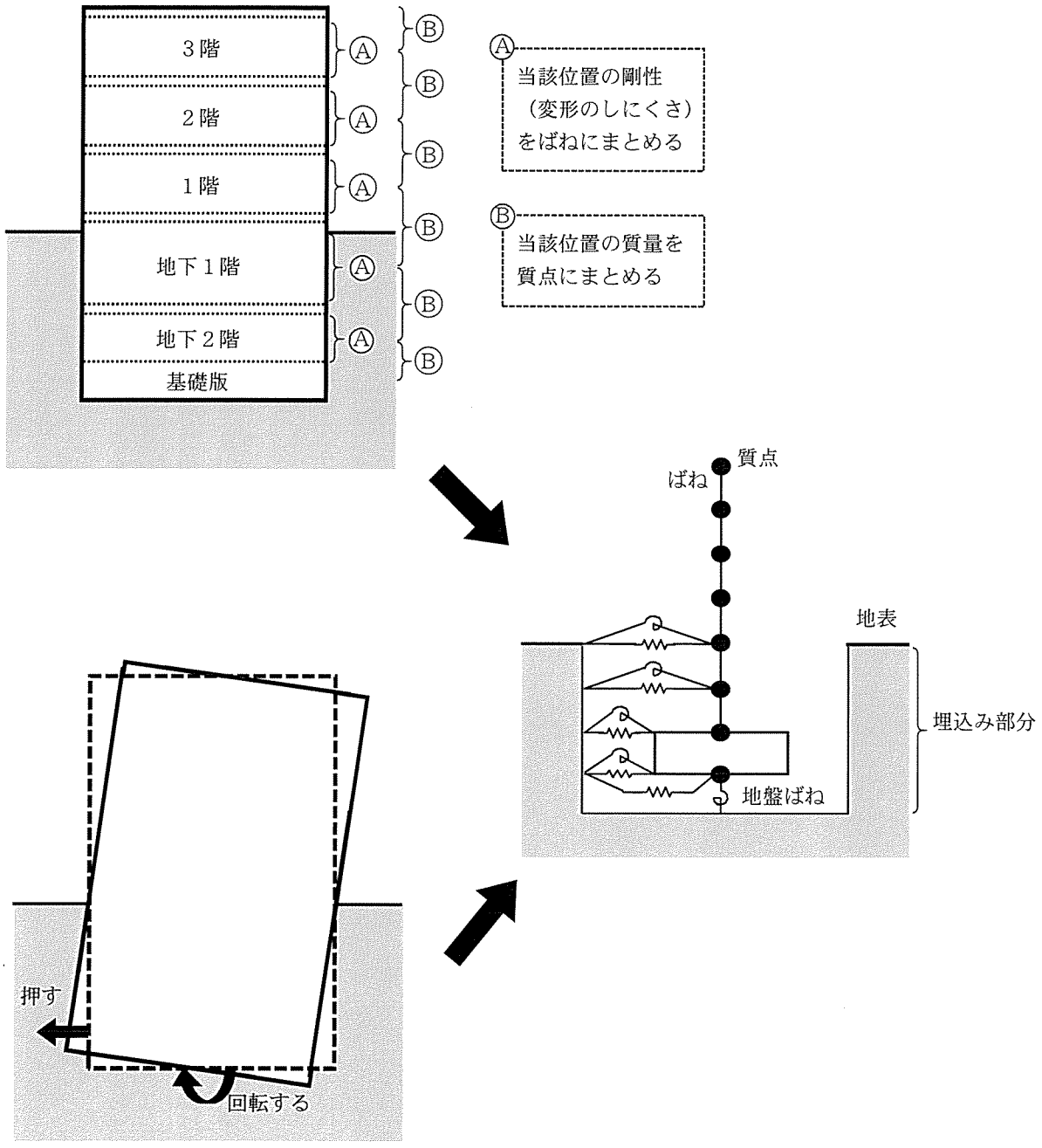
【図３－４３】原子力発電所と一般建築物の揺れの差

出典：一般財団法人日本原子力文化財団「原子力・エネルギー図面集 2016」5-2-11 をもとに作成



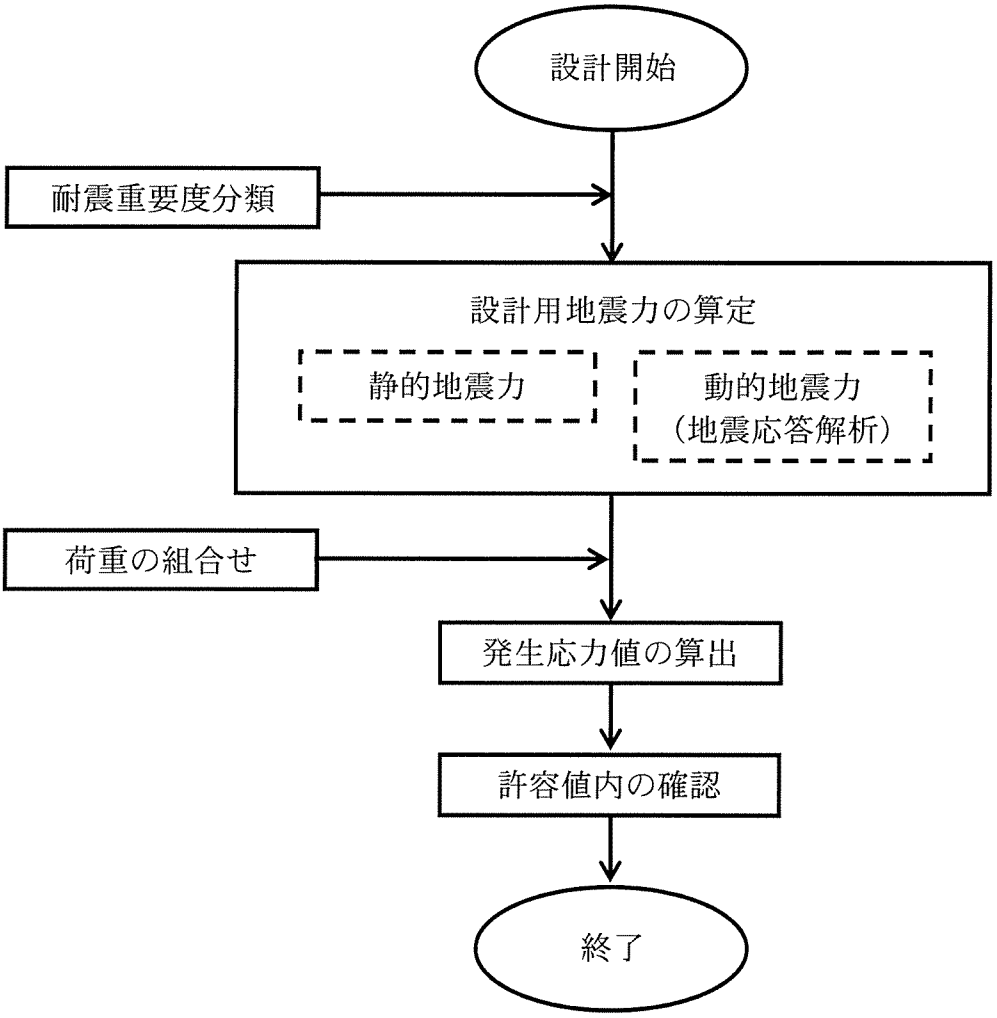
【図３－４４】原子炉建屋の具体的耐震設計の手順

出典：被告作成



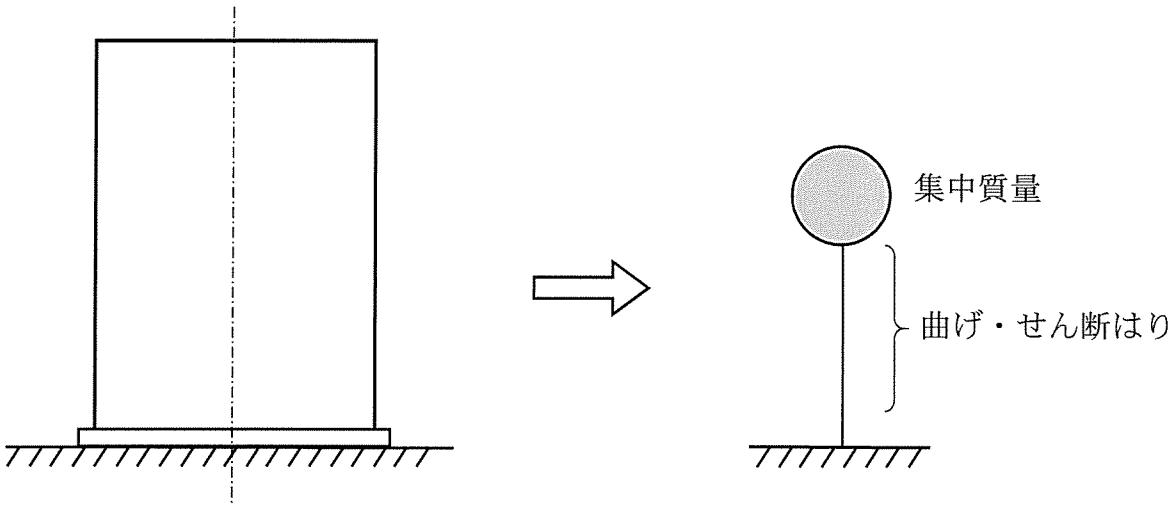
【図３－４５】質点系モデル構築の考え方

出典：被告作成



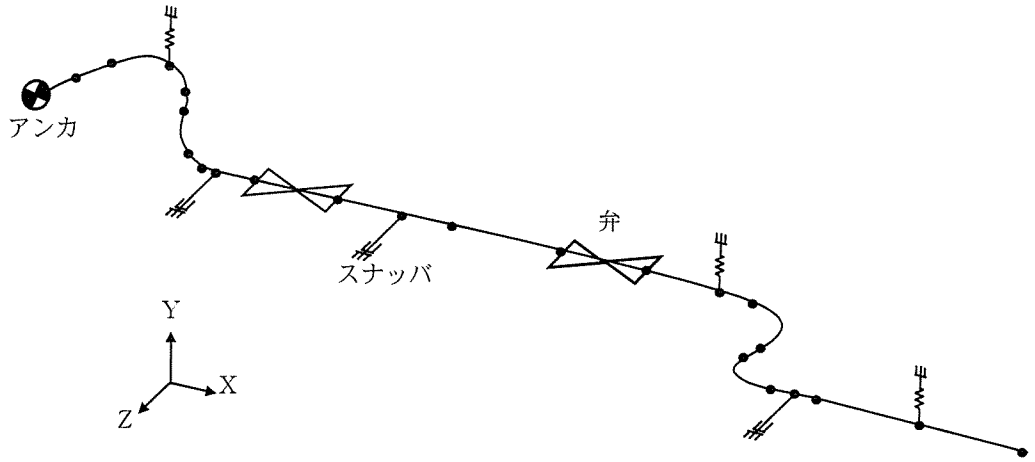
【図３－４６】設備（機器・配管等）の耐震設計フロー

出典：被告作成



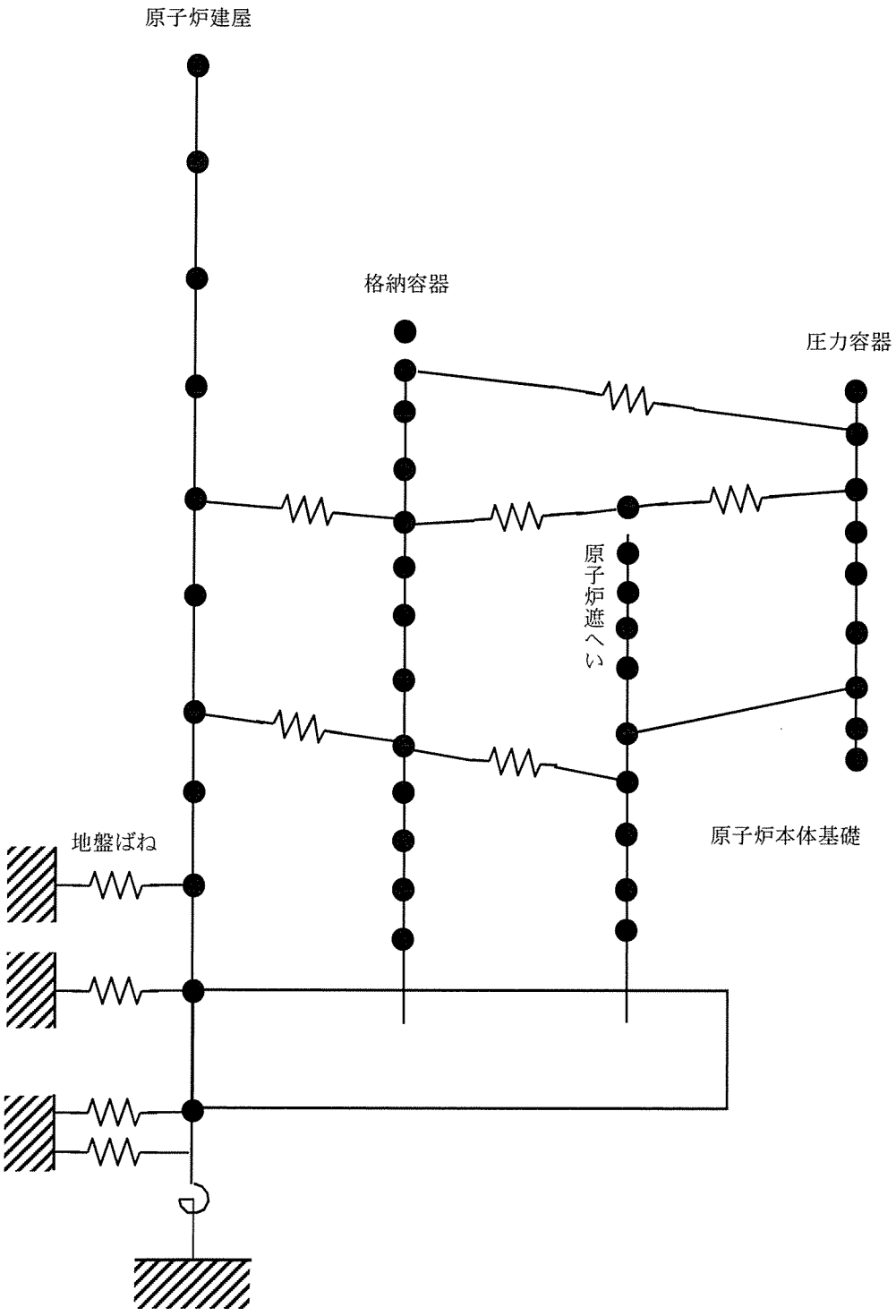
【図３－４７（１）】１質点系モデルの例（イメージ）

出典：被告作成



【図３－４７（２）】多質点系モデルの例（イメージ）

出典：被告作成

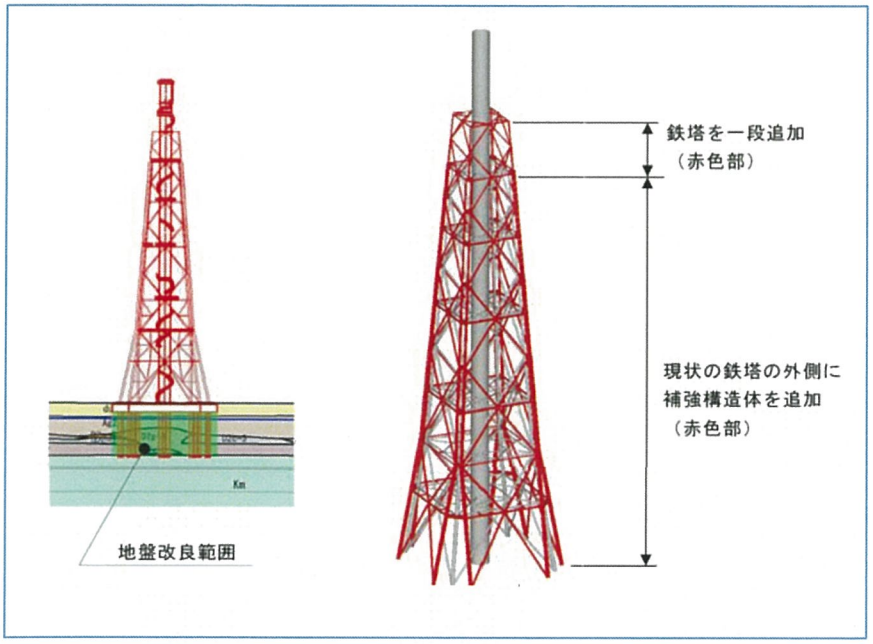


【図３－４７（３）】連成モデルの例（イメージ）

出典：被告作成

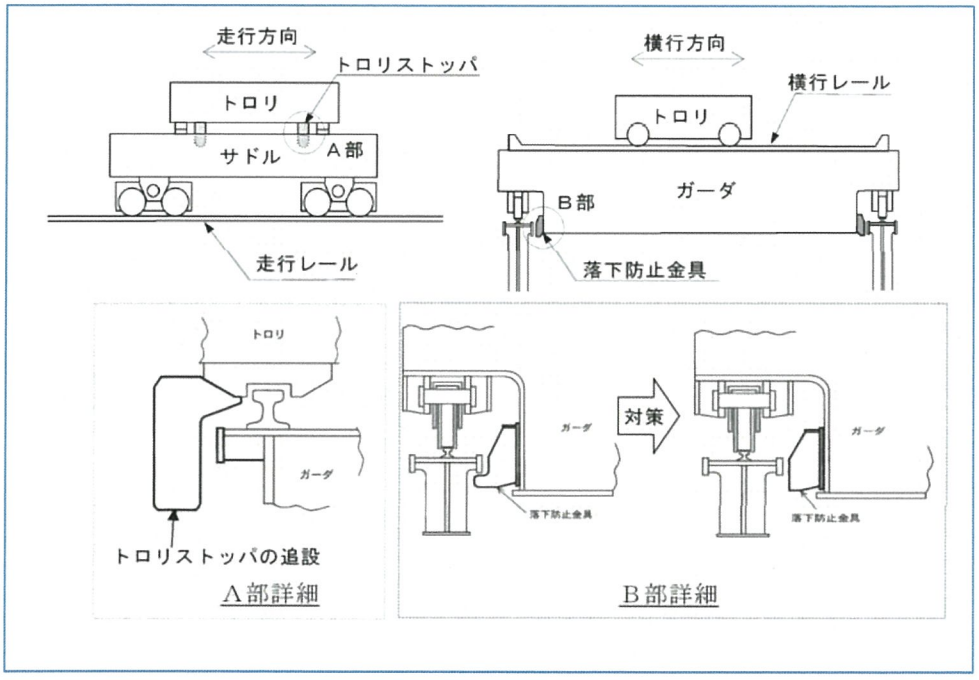
①排気筒の支持機能強化

・鉄塔部への支持部材の追加及び地盤改良



②原子炉建屋クレーンの地震時落下防止による波及的影響防止

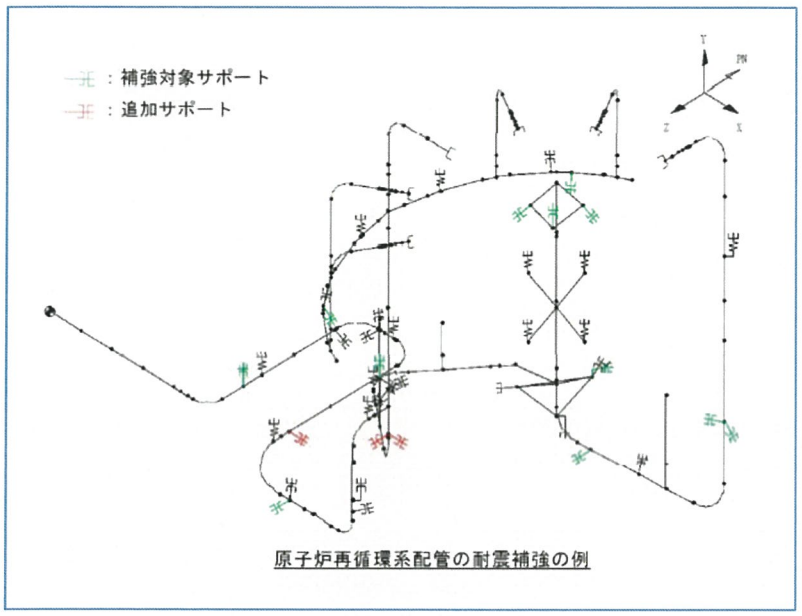
・落下防止対策の追設



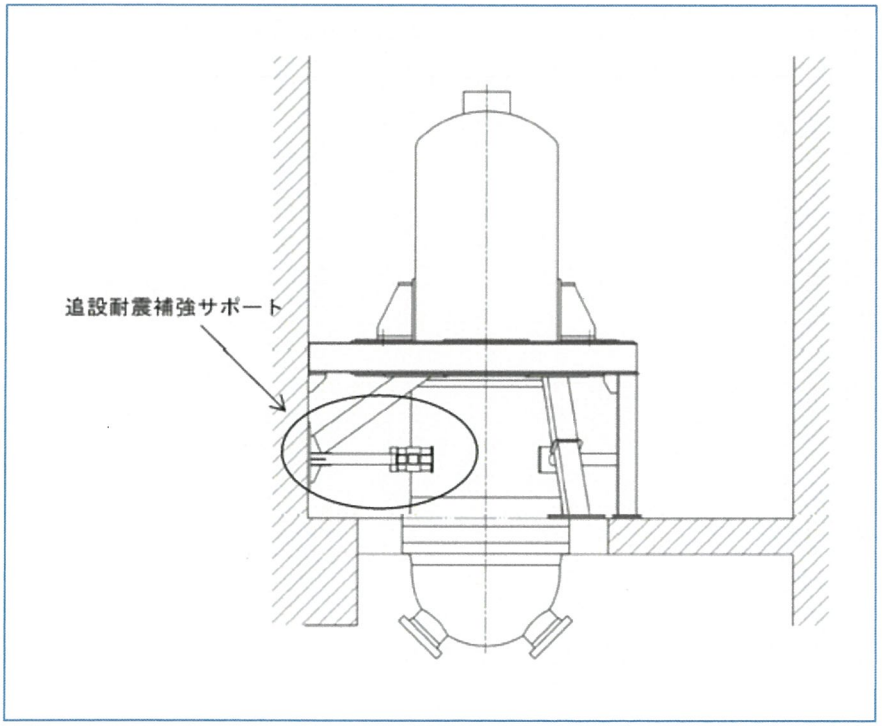
【図３－４８（１）】既設設備に対する耐震補強の例①

出展：第 513 回審査会合（平成 29 年 9 月 26 日）資料 1-1-1「東海第二発電所 地震による損傷の防止」別紙 12-2 をもとに作成

③配管系の支持機能強化
・サポートの追加及び補強

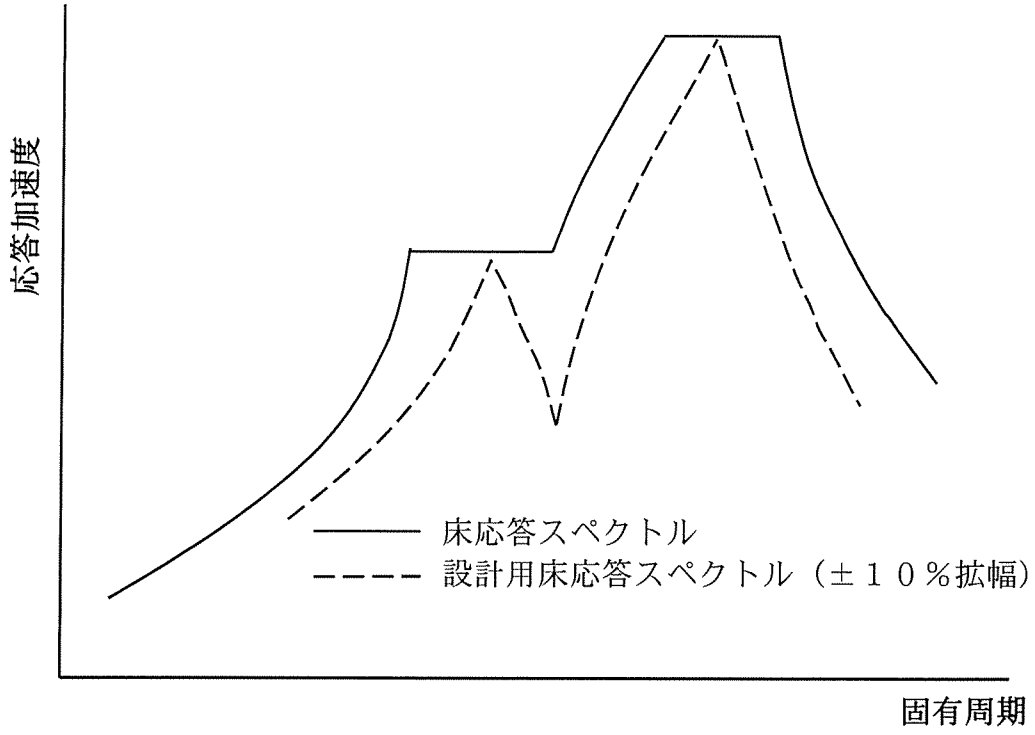


④残留熱除去系熱交換器の支持機能強化
・架台部への耐震補強サポート追設



【図３－４８（２）】既設設備に対する耐震補強の例②

出展：第 513 回審査会合（平成 29 年 9 月 26 日）資料 1-1-1「東海第二発電所 地震による損傷の防止」別紙 12-2 をもとに作成



【図３－４９】設計用床応答スペクトル例

出典：被告作成

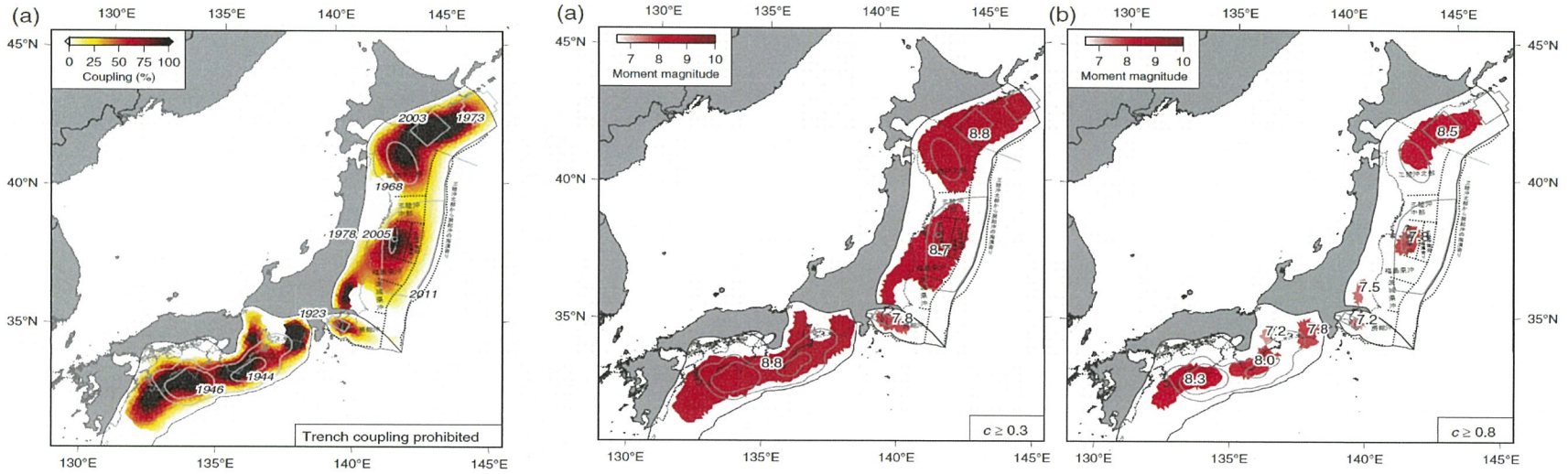
領域		名称	波源域	地震規模		文献調査結果
				Mj	Mw	
近地津波	日本海溝沿い	869年の津波	三陸沖	8.3 ±1/4	－	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
		1611年の津波	三陸沖（海溝軸付近）	≒8.1	8.3	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
		1677年延宝房総沖地震津波	房総沖（海溝軸付近）	≒8.0	8.2	茨城県那珂湊（現ひたちなか市）で4.5～5.5m
		1793年宮城県沖地震に伴う津波	三陸沖	8.0～8.4	－	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
		1896年明治三陸地震津波	三陸沖（海溝軸付近）	8・1/4	8.3	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
		2011年東北地方太平洋沖地震津波	三陸沖北部～茨城県沖及びその沖合の海溝軸付近	8.4	9.0	発電所で概ね5～6m（最大6.5 m）
	千島海溝沿い	1968年十勝沖地震に伴う津波	十勝沖	7.9	8.2	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
		17世紀初頭の地震（500年間隔地震）に伴う津波	十勝・根室沖	－	8.8※	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
	伊豆・小笠原海溝沿い	1972年八丈島東方沖地震津波	八丈島東方沖	7.2	M_{t0}7.5	敷地付近への影響を示す津波の痕跡はない。
遠地津波		1700年カスケード地震津波	北米北西部沖	－	9.0	茨城県那珂湊（現ひたちなか市）で約2m
		1952年カムチャッカ地震津波	カムチャッカ半島南東沖	－	9.0	福島県沿岸で約0.5～1.5m
		1960年チリ地震津波	チリ南部沖	－	9.5	茨城県久慈港で約2.3m
		1964年アラスカ地震津波	アラスカ湾	－	9.2	小名浜で0.35m，銚子で0.36m

●地震規模Ｍ８以上（国外においてはＭ９クラス）のプレート間地震について，文献調査を行った結果，敷地に比較的大きな影響を及ぼしたと考えられる既往津波は，日本海溝沿いで発生した津波である。

※ Ioki and Tanioka（2016, in press）による。

【表３－５０】既往津波の記録

出典：丙Ｄ第９４号証 5-1-14頁より抜粋



1997～2000 年の GPS データに基づくプレート間カップリング率　　プレート間カップリング率が 0.3 以上の領域　　プレート間カップリング率が 0.8 以上の領域

いずれの図においても灰色の曲線は，各種文献に基づく過去の地震のすべり量コンターを表す。
- 1946 年東南海地震（Mw8.3）及び 1944 年東南海地震（Mw 8.1）：すべり量 1m 及び 3m のコンター
- 1923 年関東地震（Mw 7.9）：　モデル化された破壊領域
- 2011 年東北地方太平洋沖地震（Mw 9.0）：すべり量 4m のコンター
- 1978 年宮城沖（Mw 7.6）：余震域
- 2005 年宮城沖（Mw 7.0）：震央位置
- 1968 年十勝沖（Mw 8.2）：余震域
- 2003 年十勝沖（Mw 8.2）：モデル化された破壊領域
- 1973 年根室沖（Mw 8.0）：すべり量 1m のコンター

（Loveless and Meade (2015)に加筆）

Loveless and Meade (2015) は，固着の程度と破壊伝播について，以下の見解を示している。
「本震については固着の程度が小さい領域が破壊伝播のバリアとなっている。」
- 日本海溝では，カップリング率 0.3 以上の領域と，東北地方太平洋沖地震の破壊領域はよく対応している。一方，カップリング率 0.8 以上の領域は日本周辺における 20 世紀以降の地震（東北地方太平洋沖地震を除く）の破壊領域と対応している。
- カップリング率 0.8 以上の領域は比較的頻度の高い地震の破壊領域を規定し，カップリング率 0.3 以上の領域は稀で巨大な地震の破壊領域に対応している可能性がある。
- カップリング率の低い領域が，地震時の破壊伝播に対し運動学的バリアとして働くと考えれば，将来発生する地震のポテンシャルを領域ごとに特定できる。

【図３－５１（１）】固着の程度と破壊伝播との関係性①

出展：丙D第 95 号証 5-2-45 頁より抜粋

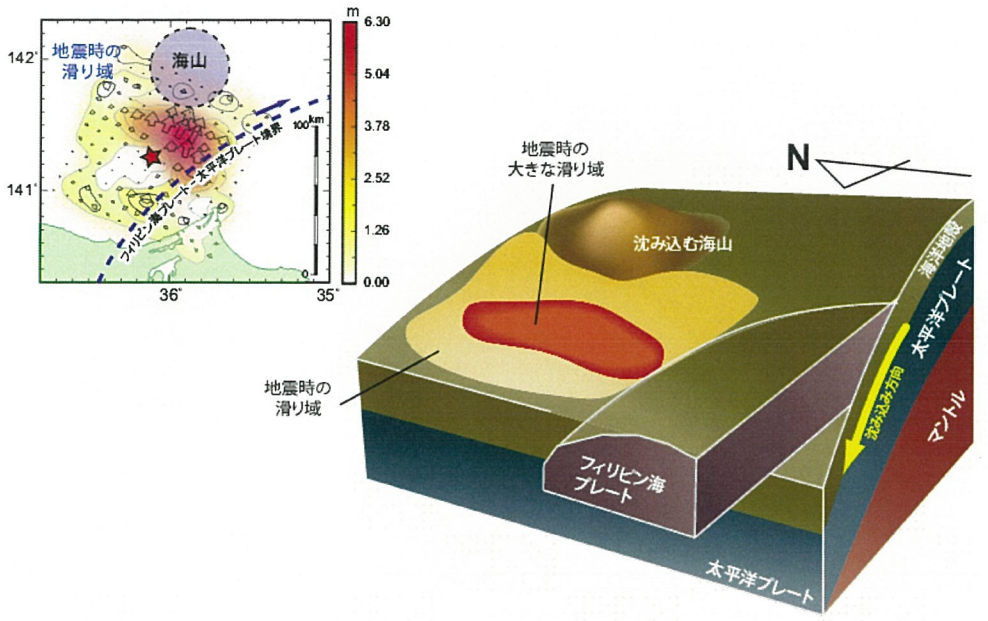


図12　（茨城県沖地震）2011年茨城県沖の地震（M7.6）震源域の模式図。右上図は，近地強震波形とGNSSデータ解析から求められた断層面上における滑り分布。大きな滑り域が太平洋プレート／フィリピン海プレート境界（青点線）と太平洋プレートとともに沈み込む海山（紫点線）に挟まれた位置にあり，これらの構造の境界が滑りを止めた可能性が考えられる。

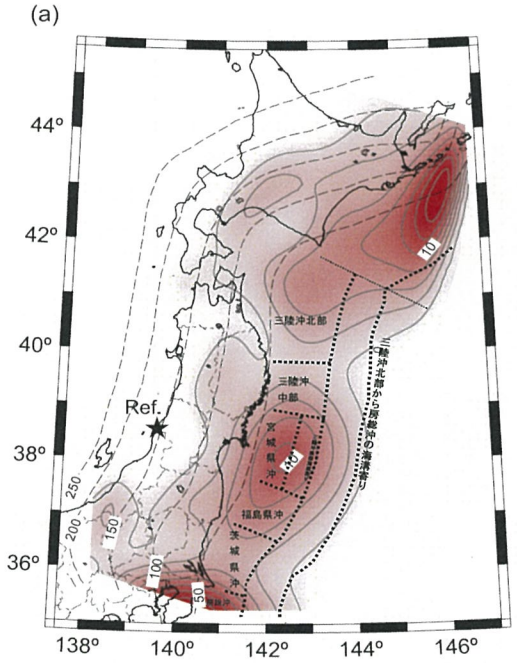
文部科学省測地学分科会（2013）は，破壊領域について以下の見解を示している。

「沈み込む海山及びプレート境界が破壊伝播のバリアとなっている。」

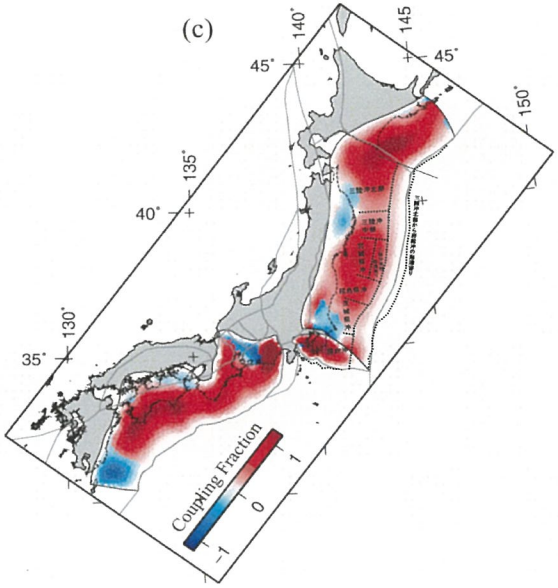
・2011年東北地方太平洋沖地震の余震については，大きなすべりの領域は震源から南東方向に約20kmの浅い領域に位置しており，この領域は沈み込むフィリピン海プレートの北東限と沈み込む海山に囲まれた場所に位置するため，この地震の破壊の伝播の伝達がフィリピン海プレートと海山によって止められたように見え，大地震の発生場所と規模（震源域の広がり）を海底地形やプレート構造などの地学的要因と関係する可能性があることが分かったとしている。

【図３－５１（２）】固着の程度と破壊伝播との関係性②

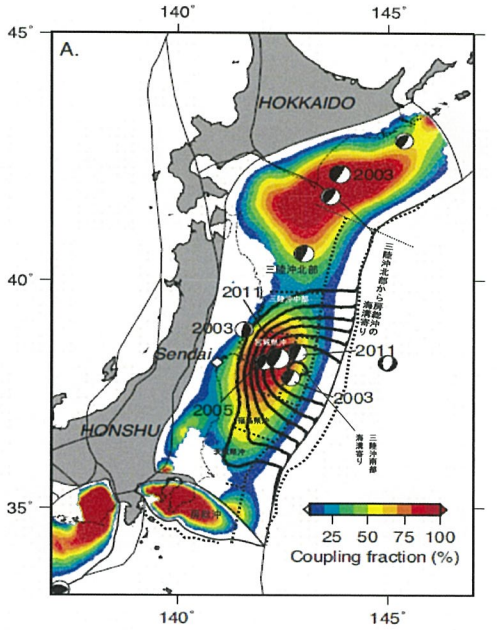
出展：丙D第95号証 5-2-50頁より抜粋



1997 ～2001 年の GPS データに基づく
すべり欠損速度
(Suwa et al. (2006)に加筆)



1997～2000 年の GPS データに基づく
プレート間カップリング率
(Loveless and Meade (2010)に加筆)

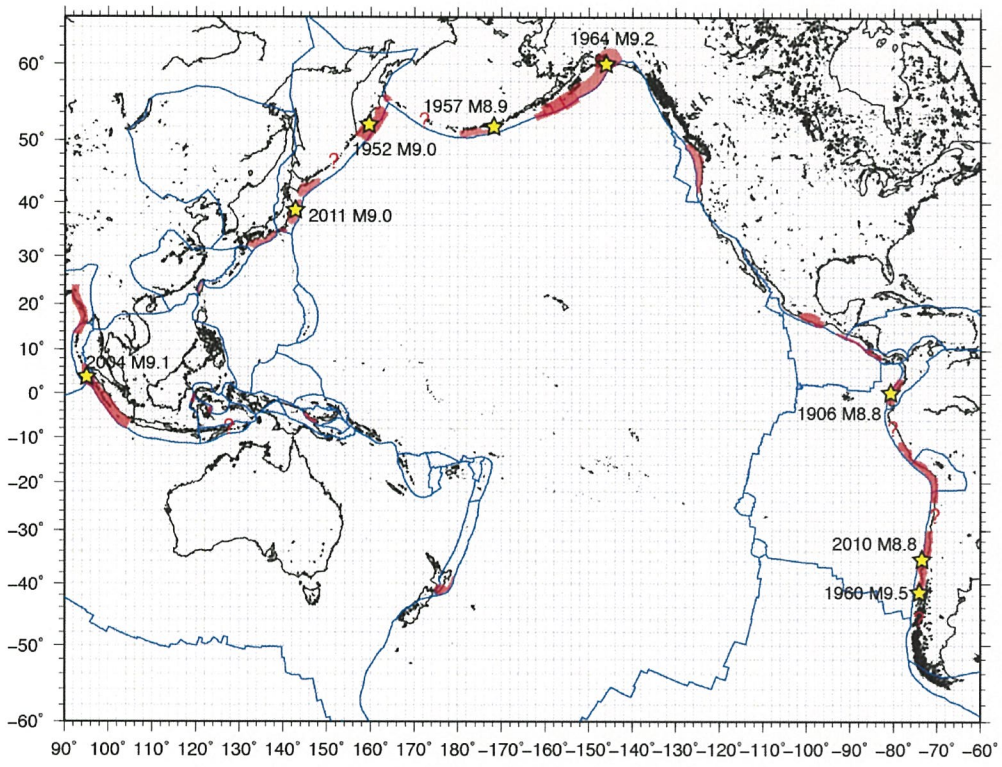


カラーコンター：1996-2000 年 GEONET データに
基づくカップリング率
黒　線：地震時すべり量(2.5m 間隔)
震源球：1994 年から本震までに発生した Mw7.0 以上，
深さ 100km 未満の地震のメカニズム

他機関の検討（Suwa et al. (2006), Loveless and Meade (2010, 2011) ）に基づけば，固着の程度とすべりについて以下の傾向が見られる。
「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。」
・Suwa et al. (2006), Loveless and Meade (2010, 2011) は，宮城県沖に固着が強い領域が認められるとしている。

【図３－５２（１）】固着の程度とすべりとの関係性①

出展：丙D第 95 号証 5-2-44 頁より抜粋



環太平洋とその周辺における測地データから推定されたプレート間カップリング分布
（西村(2013)）

：すべり欠損速度が 2cm /年以上と推定されている領域
：1900 年以降の M8.8 以上の超巨大地震の震央
？：カップリングしていると疑われるが，文献が調査できなかった地域
：プレート境界位置

【カップリング係数が大きい(1 に近い)地域】
・北米カスケード，チリ，スマトラ，西南日本（南海トラフ）

【カップリング係数が中程度の地域】
・カムチャッカ，アリューシャン，アラスカ，メキシコ，中米，コロンビア，ペルー，東北日本（日本海溝，千島海溝）

【カップリング係数が小さい地域】
・ニュージーランド，トンガ，伊豆・小笠原，マリアナ，琉球，フィリピン等

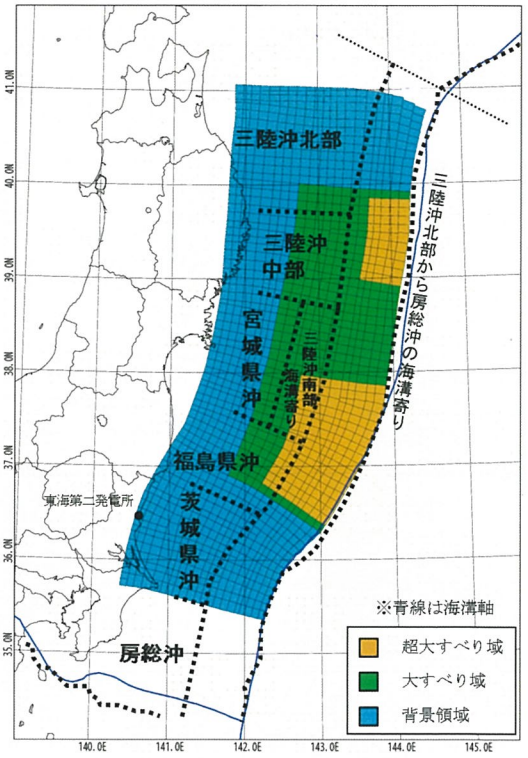
西村（2013）は，固着の程度とすべりについて以下の見解を示している。
「大きなすべりが生じた領域は，固着の程度が大きい領域に対応している。」
・固着が強いプレート境界と 20 世紀以降の巨大地震の発生域の関係を整理し，M9 クラスの巨大地震は全てカップリング係数が中程度以上の特定の領域で発生しているとしている。

【図３－５２（２）】固着の程度とすべりとの関係性②

出展：丙D第 95 号証 5-2-46 頁より抜粋

パラメータ	設定値
断層面積：S	134,733 km^2
平均応力降下量：⊿σ	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	9.1
平均すべり量：D	9.6 m
地震モーメント：M_0	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 km^2)
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 km^2)
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 km^2)



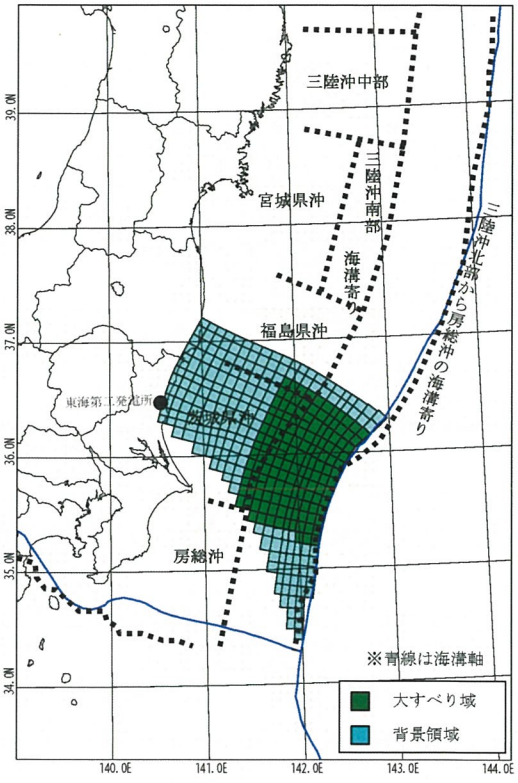
特性化波源モデル（一例）

【図３－５３】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)

出展：丙H第３号証第6.2－6図（6-6-54頁）より

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)



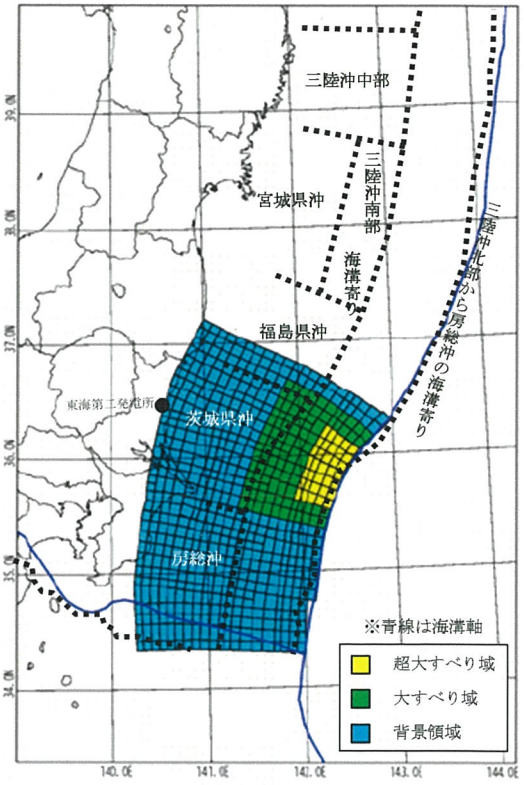
特性化波源モデル（一例）

【図３－５４】茨城県沖に想定する津波波源 (特性化波源モデルの諸元)

出展：丙H第３号証第6.2－13図（6-6-58頁）より

パラメータ	設定値
断層面積：S	53,684　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	8.7
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 km^2)
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% (8,231km^2)
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 km^2)

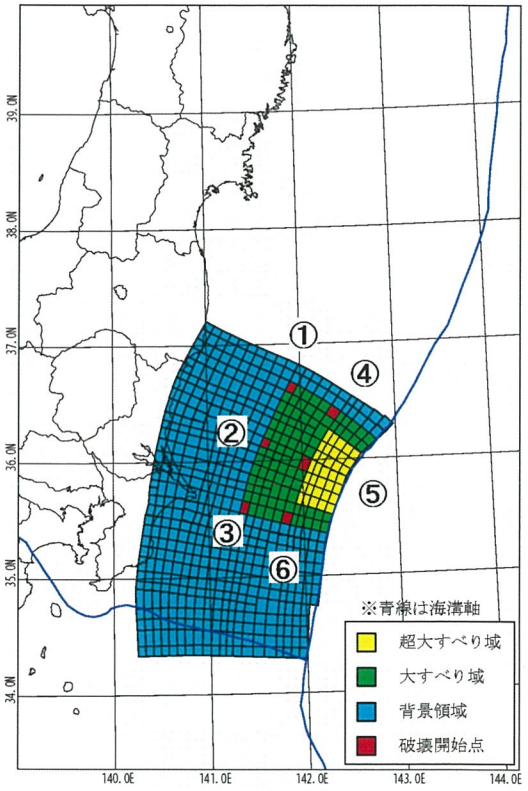


特性化波源モデル（一例）

【図３－５５】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)

出展：丙H第３号証第6.2－16図（6-6-60頁）より

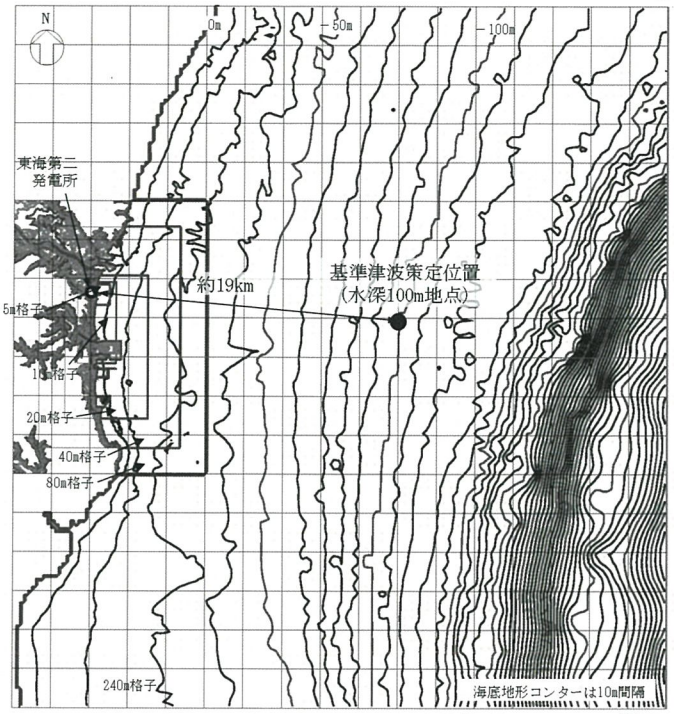
項目	設定値
破壊開始点	①～⑥（右図参照）
破壊伝播速度	1.0km/s, 1.5km/s, 2.0km/s, 2.5km/s, 3.0km/s
立ち上がり時間	30秒，60秒



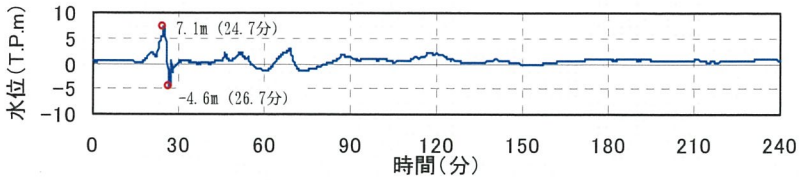
破壊開始点位置図

【図３－５６】茨城県沖から房総沖に想定する津波波源（詳細パラメータスタディ設定）

出展：丙H第３号証第6.2－17図（6-6-60頁）より

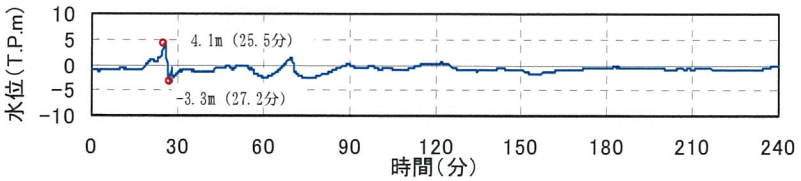


基準津波策定位置図



基準津波策定位置における時刻歴波形
(上昇側最大※1)

※1　大すべりの位置：波源モデルの北限から南へ20km移動(A-3)，
破壊開始点⑥，破壊伝播速度3.0km/s，立ち上がり時間30秒



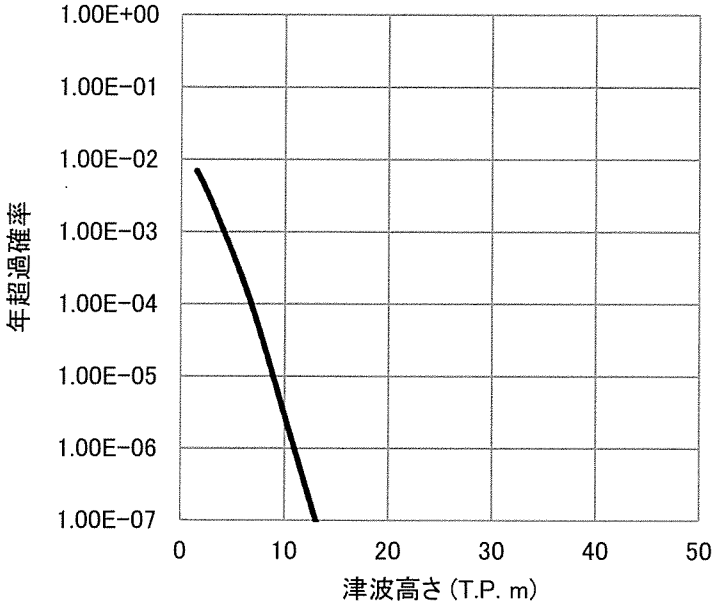
基準津波策定位置における時刻歴波形
(下降側最大※2)

※2　大すべりの位置：　波源モデルの北限から南へ40km移動（A-5），
破壊開始点⑤，破壊伝播速度1.0km/s，立ち上がり時間30秒

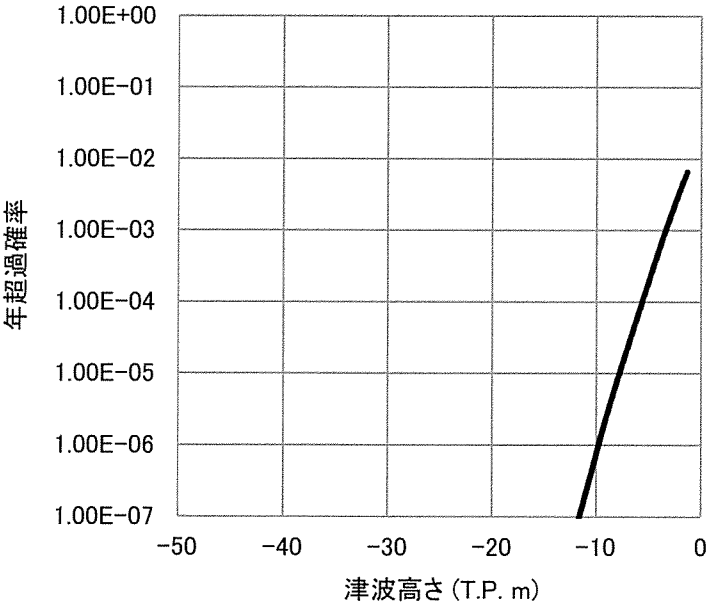
【図３－５７】基準津波の策定位置及び水位の時刻歴波形

出展：丙D第94号証 5-1-86頁より抜粋

基準津波策定位置（水位上昇側）



基準津波策定位置（水位下降側）

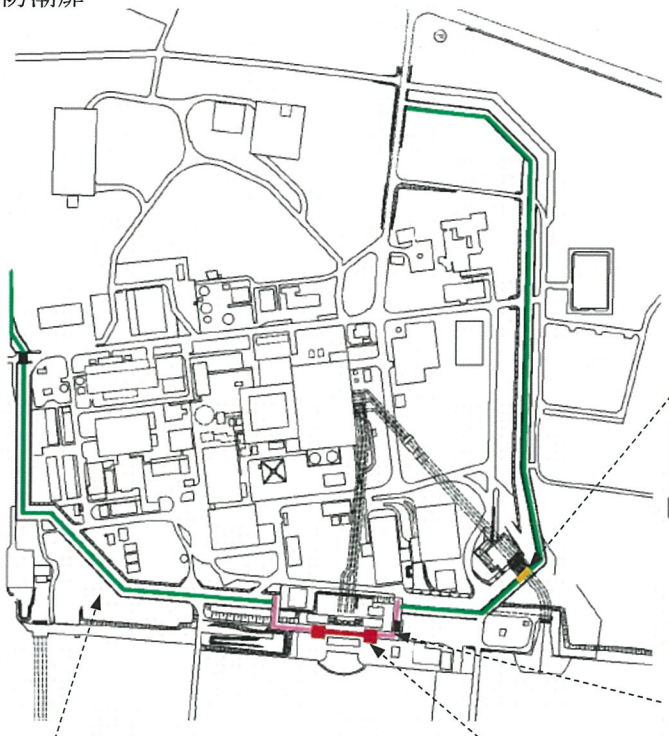


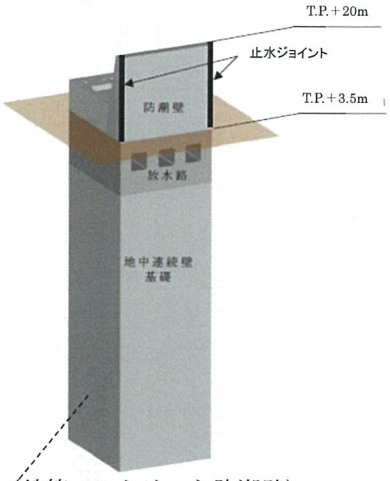
	津波水位 （最高水位）	津波水位 （最低水位）
基準津波（上昇側）	T.P. ＋7.1m	T.P. -4.6m
基準津波（下降側）	T.P. ＋4.1m	T.P. -3.3m

【図３－５８】基準津波の年超過確率

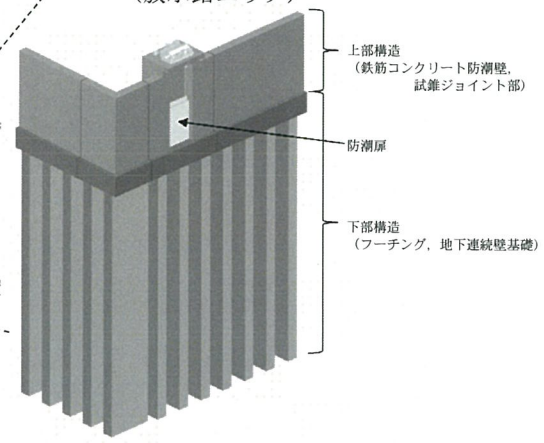
出典：丙H第３号証第6.3-9図（6-6-80頁）より抜粋

■：鋼製防護壁
■：鉄筋コンクリート防潮壁
■：鉄筋コンクリート防潮壁（放水路エリア）
■：鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁
■：防潮扉

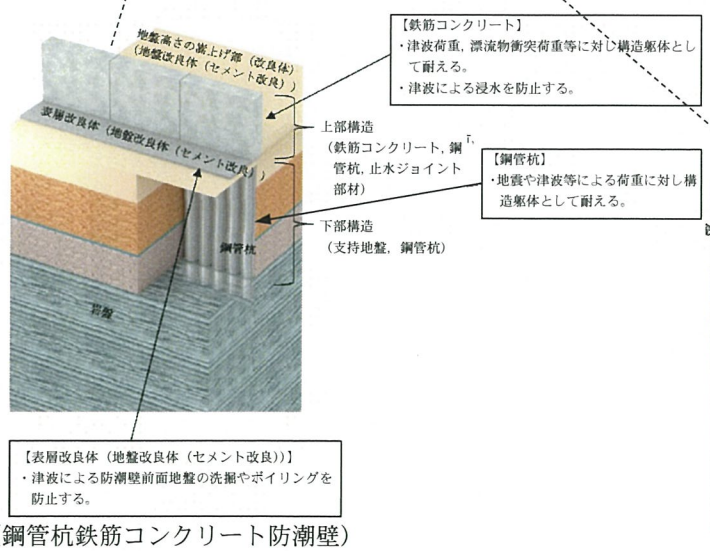




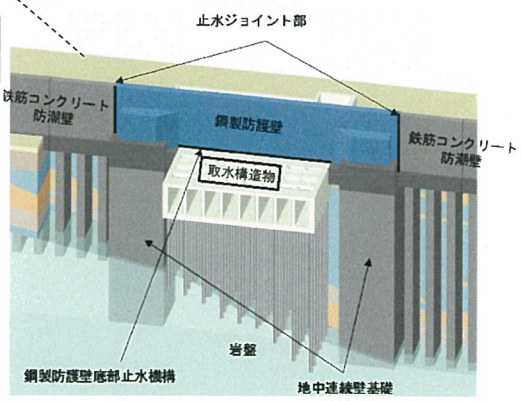
（鉄筋コンクリート防潮壁）
（放水路エリア）



（鉄筋コンクリート防潮壁）



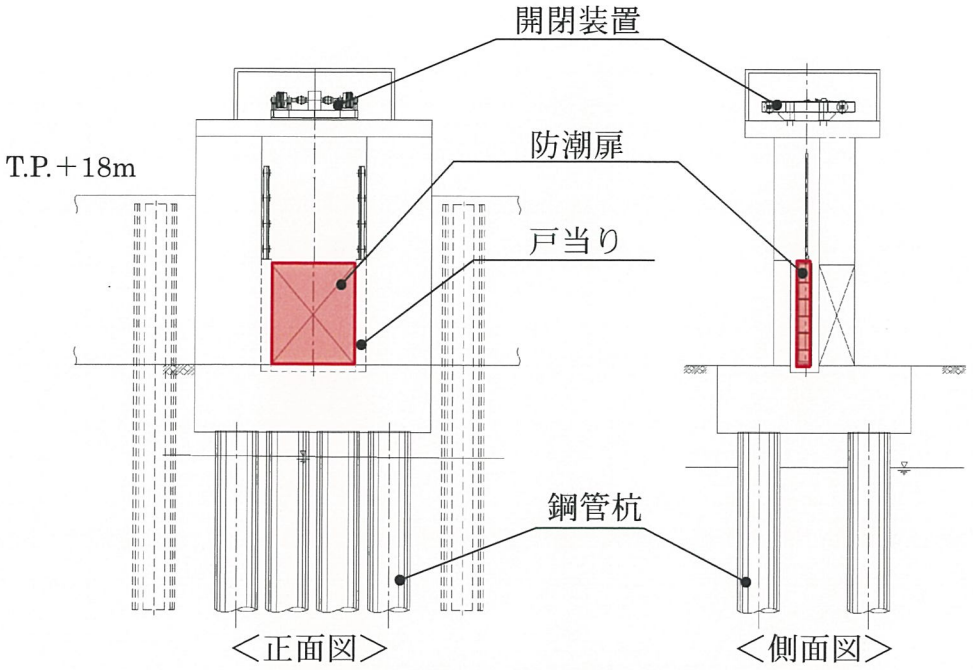
（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）



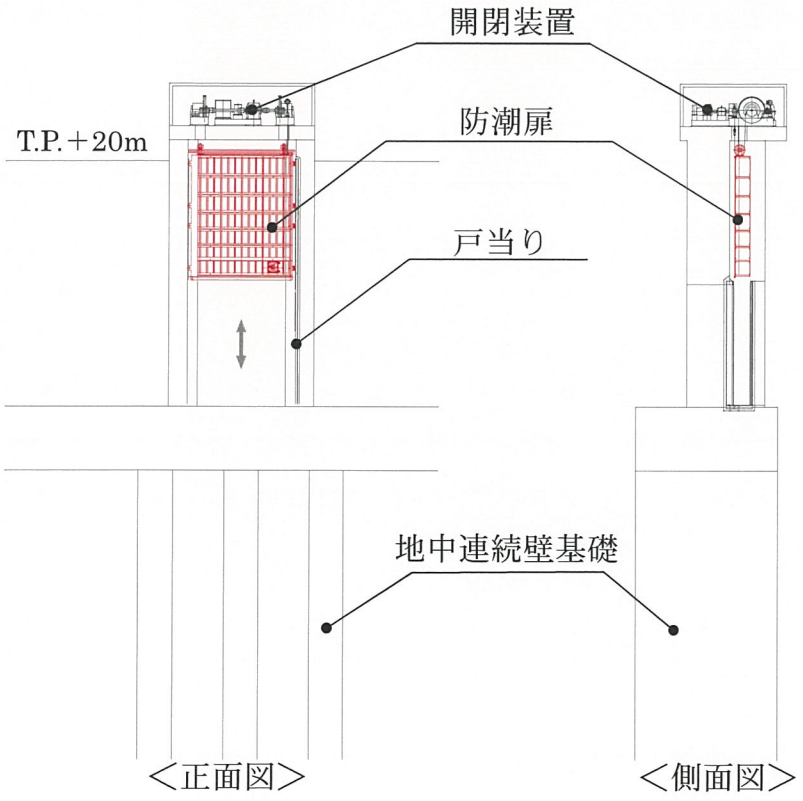
（鋼製防護壁）

【図３－５９】防潮堤概念図

出典：工事計画認可申請書（V-2-2-37 防潮堤（鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁）の耐震性についての計算書，V-2-2-39-1_防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）の耐震性についての計算書，V-2-2-39-2 防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁（放水路エリア））の耐震性についての計算書，V-2-2-39-1_防潮堤（鉄筋コンクリート防潮壁）の耐震性についての計算書）より編集



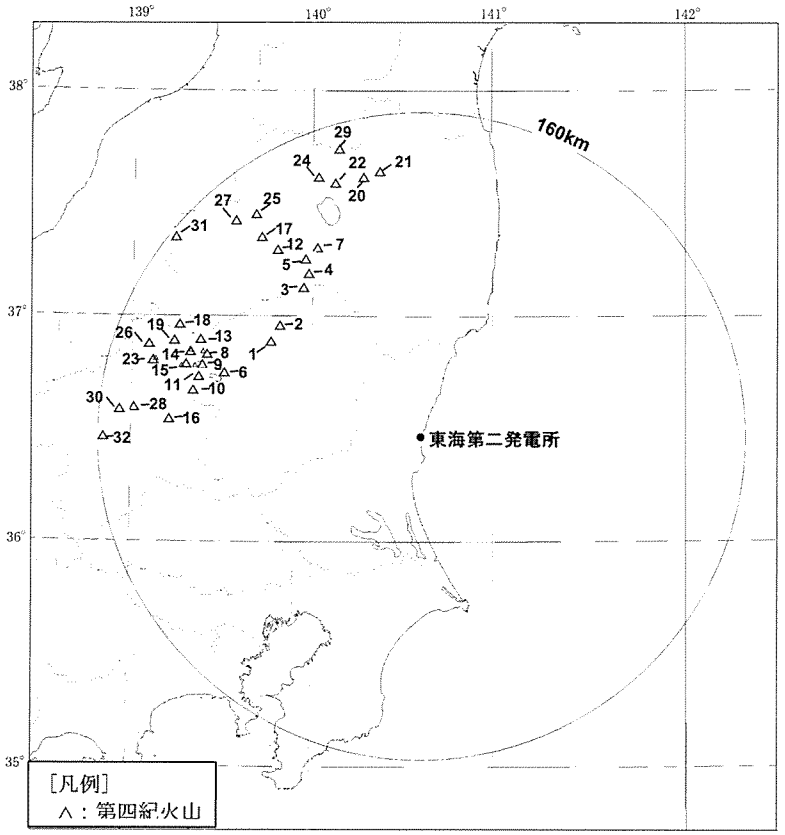
（防潮扉（敷地側面南側））



（防潮扉（敷地前面東側））

【図３－６０】防潮扉概念図

出展：丙H第３号証第 10.6-2（5/5）図（8-10-185 頁）より

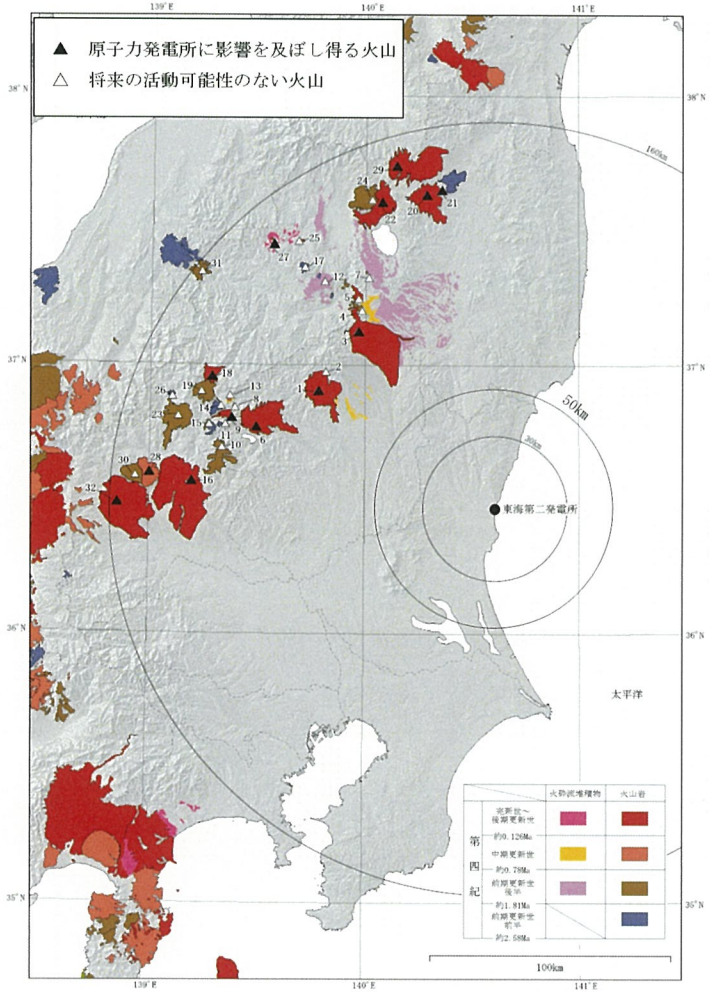


No.	第四紀火山	敷地からの距離（km）
1	高原山（たかはらやま）	88
2	塩原カルデラ（しおばる）	90
3	那須岳（なすだけ）	93
4	塔のへつりカルデラ群（とう）	99
5	二岐山（ふたまたやま）	104
6	男体・女峰火山群（なんたい・にょほう）	105
7	会津布引山（あいづぬのびきやま）	109
8	根名草山（ねなくさやま）	116
9	日光白根山（にっこうしらねさん）	116
10	皇海山（すかいさん）	116
11	錫ヶ岳（すずがたけ）	117
12	桧和田カルデラ（ひわだ）	118
13	鬼怒沼（きぬぬま）	120
14	四郎岳（しろうだけ）	122
15	沼上山（ぬまのかみやま）	124
16	赤城山（あかぎさん）	127

No.	第四紀火山	敷地からの距離（km）
17	博士山（はかせやま）	127
18	燧ヶ岳（ひうちがたけ）	130
19	アヤメ平（だいら）	131
20	安達太良山（あだたらやま）	133
21	笹森山（ささもりやま）	133
22	磐梯山（ばんだいさん）	135
23	上州武尊山（じょうしゅうほたかやま）	137
24	猫魔ヶ岳（ねこまがたけ）	137
25	砂子原カルデラ（すなごはら）	137
26	奈良俣カルデラ（ならまた）	142
27	沼沢（ぬまざわ）	143
28	子持山（こもちやま）	145
29	吾妻山（あづまやま）	147
30	小野子山（おのこやま）	150
31	浅草岳（あさくさだけ）	156
32	榛名山（はるなさん）	157

【図３－６１（１）】地理的領域内の第四紀火山

出展：丙H第３号証第7.3－1図（6-7-44頁）より



No.	第四紀火山	敷地からの距離（km）
1	たかはらやま 高原山	88
2	[illegible]	[illegible]
3	なすだけ 那須岳	93
4	[illegible]	[illegible]
5	[illegible]	[illegible]
6	なんたい・にょほう 男体・女峰火山群	105
7	[illegible]	[illegible]
8	[illegible]	[illegible]
9	にっこうしらねさん 日光白根山	116
10	[illegible]	[illegible]
11	[illegible]	[illegible]
12	[illegible]	[illegible]
13	[illegible]	[illegible]
14	[illegible]	[illegible]
15	[illegible]	[illegible]
16	あかぎさん 赤城山	127

No.	第四紀火山	敷地からの距離（km）
17	[illegible]	[illegible]
18	ひうちがたけ 燧ケ岳	130
19	[illegible]	[illegible]
20	あだたらやま 安達太良山	133
21	ささもりやま 笹森山	133
22	ばんだいさん 磐梯山	135
23	[illegible]	[illegible]
24	[illegible]	[illegible]
25	[illegible]	[illegible]
26	[illegible]	[illegible]
27	ぬまざわ 沼沢	143
28	こもちやま 子持山	145
29	あづまやま 吾妻山	147
30	[illegible]	[illegible]
31	[illegible]	[illegible]
32	はろなさん 榛名山	157

【図３－６１（２）】地理的領域内の火山地質図
（将来の活動が否定できない 13 火山）

出展：丙H第３号証第 7.4－1 図（6-7-45 頁）より

No.	火山名	敷地からの距離（km）	火砕物密度流（160km）		溶岩流 岩屑なだれ 地すべり 及び 斜面崩壊 （50km）	新しい 火口の開口 地殻変動
			到達可能性範囲（km）	評価結果		
1	高原山	88	-	活動履歴上，噴出物は溶岩や火砕物が主体であり，火砕物密度流の発生実績は認められない。	敷地と火山の距離から，発電所に影響を及ぼす可能性はない。	敷地は，火山フロントより前弧側（東方）に位置すること，敷地周辺では火成活動は確認されていないことから，この事象が発電所の運転期間中に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。
3	那須岳	93	17	敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲の距離から，発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。		
6	男体・女峰火山群	105	18			
9	日光白根山	116	-	活動履歴上，噴出物は溶岩や火砕物が主体であり，火砕物密度流の発生実績は認められない。		
16	赤城山	127	24	敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲の距離から，発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。		
18	燧ヶ岳	130	6			
20	安達太良山	133	16			
21	笹森山	133	13			
22	磐梯山	135	10			
27	沼沢	143	17			
28	子持山	145	6			
29	吾妻山	147	19			
32	榛名山	157	23			

【表３－６２】設計対応不可能な火山事象とその噴出物の敷地への到達可能性

出展：丙H第３号証第7.4－1表（6-7-41頁）をもとに作成

敷地周辺及び敷地近傍で確認される主な降下火砕物	記号	敷地の層厚	火山から敷地への方向（距離（km））	給源火山（内：地理的領域内，外：地理的領域外）		発電所運用期間中の同規模噴火の可能性（○：あり，×：可能性は十分に小さい）		降下火砕物の噴火規模※（ＶＥＩ）
赤城鹿沼テフラ	Ag-KP	10cm～40cm*1	東（約127km）	内	赤城山	○	－	5
男体今市テフラ	Nt-I	16cm～32cm*2	東南東（約105km）	内	男体・女峰火山群	○	－	4
満美穴テフラ	Nk-Ma	32cm以下*3	東南東（約105km）	内	男体・女峰火山群	×	女峰赤薙火山の活動で発生した降下火砕物であり，現在は男体山，三ツ岳火山の活動が継続	5
真岡テフラ	MoP	16cm～32cm*2	東南東（約165km）	外	飯士山	×	将来の活動可能性のない火山	5
恵比須峰福田テフラ	Ebs-Fkd	約30cm*4	東（約270km）	外	飛騨山脈（穂高岳）	×	将来の活動可能性のない火山	7?
谷口テフラ	Tng	30cm以下*4	東（約256km）	外	飛騨山脈（鍋ヶ岳）	×	将来の活動可能性のない火山	?
丹生川テフラ（穂高-Kd39）	Nyg（Htk-Kd39）	10cm～20cm*4	東（約270km）	外	飛騨山脈（穂高岳）	×	将来の活動可能性のない火山	?
姶良Ｔｎテフラ	AT	10cm～20cm*1	東北東（約1059km）	外	姶良カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	7
赤城水沼1テフラ	Ag-MzP1	5cm～20cm*1	東（約127km）	内	赤城山	○	－	4
鬼界アカホヤテフラ	K-Ah	0cm～20cm*1	北東（約1141km）	外	鬼界カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	7
男体七本桜テフラ	Nt-S	0～20ｃｍ*1	東南東（約105km）	内	男体・女峰火山群	○	－	4
赤城水沼９－１０テフラ	Ag-MzP9-10	16cm以下*2	東（約127km）	内	赤城山	○	－	4
沼沢芝原テフラ	Nm-SB	16cm以下*3	南東（約143km）	内	沼沢	○	－	4
高原戸室山２テフラ	Tk-TM2	8cm～16cm*2	東南東（約88km）	内	高原山	○	－	5
日光早乙女テフラ	Nk-SO	16cm以下*3	東南東（約105km）	内	男体・女峰火山群	×	女峰赤薙火山の活動で発生した降下火砕物であり，現在は男体山，三ツ岳火山の活動が継続	4
日光行川テフラ	Nk-NM	16cm以下*3						5
日光笊板テフラ	Nk-YT	16cm以下*3						4
鬼怒沼黒田原テフラ	Kn-KD	16cm以下*3	東南東（約120ｋｍ）	内	鬼怒沼	×	将来の活動可能性のない火山	5
阿蘇４テフラ	Aso-4	15cm以下*1	東北東（約956km）	外	阿蘇カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	7
榛名八崎テフラ	Hr-HP	0cm～10cm*1	東（約157km）	内	榛名山	○	－	4
赤城行川２テフラ	Ag-NM2	4cm以下*2	東（約127km）	内	赤城山	○	－	4
赤城水沼２テフラ	Ag-MzP2	4cm～8cm*2	東（約127km）	内	赤城山	○	－	4
鬼界葛原テフラ	K-Kz	2cm～5cm*1	北東（約1141km）	外	鬼界カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	7
大山倉吉テフラ	DKP	0cm～5cm*1	東北東（約649km）	外	大山	×	数km³以下の噴火活動が継続	6
赤城水沼８テフラ	Ag-MzP8	8cm以下*2	東（約127km）	内	赤城山	○	－	4
燧ヶ岳七入テフラ	Hu-NN	8cm以下*3	東南東（約130km）	内	燧ヶ岳	○	－	5
大峰テフラ（大峰-SK110）	Omn（Omn-SK110）	10cm以下*4	東（約256km）	外	飛騨山脈（鍋ヶ岳）	×	将来の活動可能性のない火山	6?
御嶽第1テフラ	On-Pm1	0cm～10cm*1	東北東（約288km）	外	御嶽山	×	山頂付近における小規模の噴火活動が継続	6
立川ローム上部ガラス質テフラ	UG	0cm以上*1	東（約187km）	外	浅間山	×	仏岩期の活動で発生した降下火砕物であり，現在は前掛火山の活動が継続	6
浅間板鼻黄色テフラ	As-YP	0cm以上*1						5
四阿菅平２テフラ	Azy-SgP2	0cm以上*5	東（約197km）	外	四阿山	○	－	5
箱根東京テフラ	Hk-TP	0cm以上*1	北東（約198km）	外	箱根火山群	×	現在は溶岩ドームの活動が継続（顕著な降下火砕物発生はない）	6
箱根吉沢下部7テフラ	Hk-Klp7	0cm以上*1						5
飯縄上槽ａテフラ	In-Kta	0cm以上*6	東（約223km）	外	飯縄山	×	現在は活動停止期が継続	?
大町Ａｐmテフラ群	Tky-Ng1	0cm以上*7	東（約269km）	外	飛騨山脈（槍沢岳）	×	将来の活動可能性のない火山	6?
貝塩上宝テフラ	KMT	0cm以上*1	東（約281km）	外	飛騨山脈（上宝）	×	将来の活動可能性のない火山	6?
八甲田１テフラ（八甲田国本テフラ，Ku1）	Hkd1	0cm以上*8	南（約469km）	外	八甲田カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	?
玉川Ｒ４テフラ	Tmg-R4	0cm以上*9	南（約428km）	外	玉川カルデラ	×	将来の活動可能性のない火山	6
阿蘇３テフラ	Aso-3	0cm以上*1	東北東（約956km）	外	阿蘇カルデラ	×	現在は後カルデラ火山の活動が継続	7
濁沼川テフラ	－	（再堆積）*210	－	－		－	－	－

＊１：町田・新井（2011），＊２：山元（2013a），＊３：山元（2012），＊４：Tamura et al（2008），＊５：大石（2009），
＊６：鈴木（2001），＊７：鈴木・早川（1990），＊８：鈴木他（2001），＊９：鈴木・中山（2007），＊１０：山元（2013b）

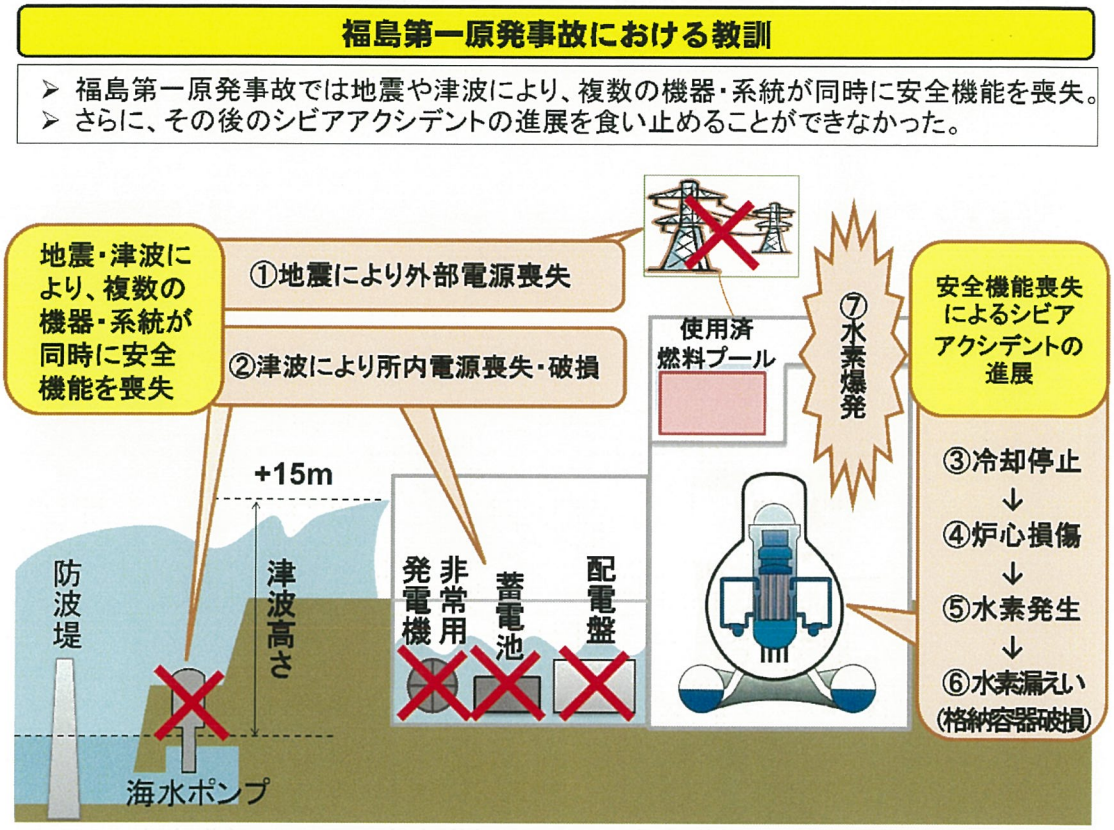
原子力発電所運用期間中の同規模噴火の可能性が十分に小さい。

原子力発電所運用期間中の同規模噴火の可能性あり。

※ 噴火規模(ＶＥＩ)の定義は町田・新井（2011）（２０）に基づく。

【表３－６３】降下火砕物の文献調査結果

出典：丙Ｈ第３号証第7.5-1表（6-7-42頁）より



【図５－１】福島第一原子力発電所事故の概要

出典：「実用発電用原子炉に係る新規制基準について－概要－」
(原子力規制委員会)ホームページ
(http://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf)

内部溢水（いっすい）対策

- 水密扉、堰（せき）
- 配管貫通部止水措置

耐震・耐津波対策

- 配管サポート
- 防潮堤

自然現象対策

- 火山
  - 火山灰除去
- 竜巻
  - 資材等固縛
  - 飛来物防護ネット
- 森林火災
  - 防火帯

内部火災対策

- 消火設備
- ケーブル火災対策

重大事故等対策

- 常設高圧電源装置
- 低圧電源車
- 格納容器圧力逃がし装置（フィルタ付ベント装置）
- 可搬型放水装置
- 代替注水ポンプ
- 大容量ポンプ車
- 貯水設備
- 代替淡水貯槽
- 代替循環冷却系ポンプ

航空機衝突などのテロ対応

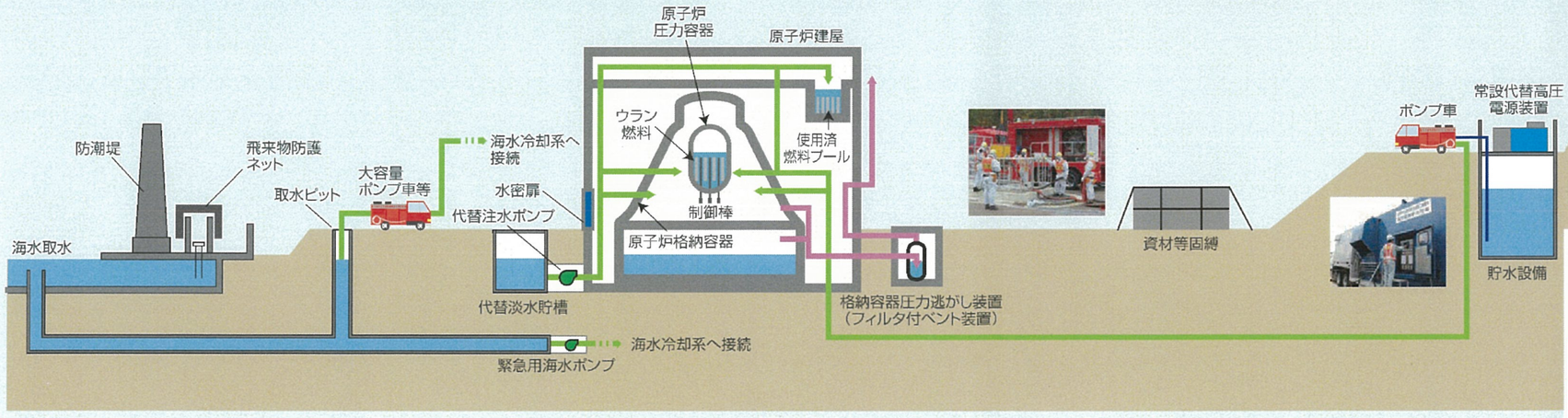
- 大容量ポンプ車
- 可搬型放水装置　等

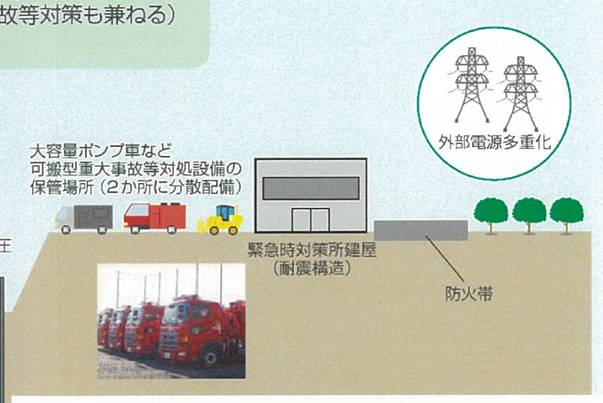
その他設備

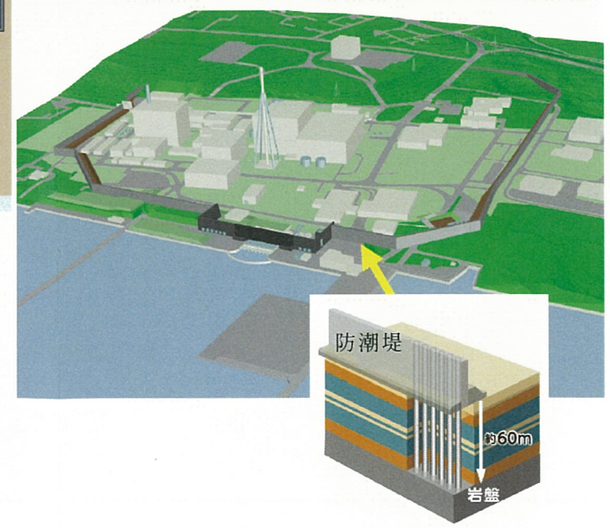
- 緊急時対策所　等
  （重大事故等対策も兼ねる）

電源の信頼性

- 外部電源の多重化







【図５－２】新規制基準を踏まえた対策の概要

出典：「げんでん東海」（2018年8,10月）（被告）を基に作成

①常設代替交流電源設備
（常設代替高圧電源装置）



常設代替高圧電源装置（イメージ）


操作盤

②可搬型代替交流電源設備
（可搬型代替低圧電源車）



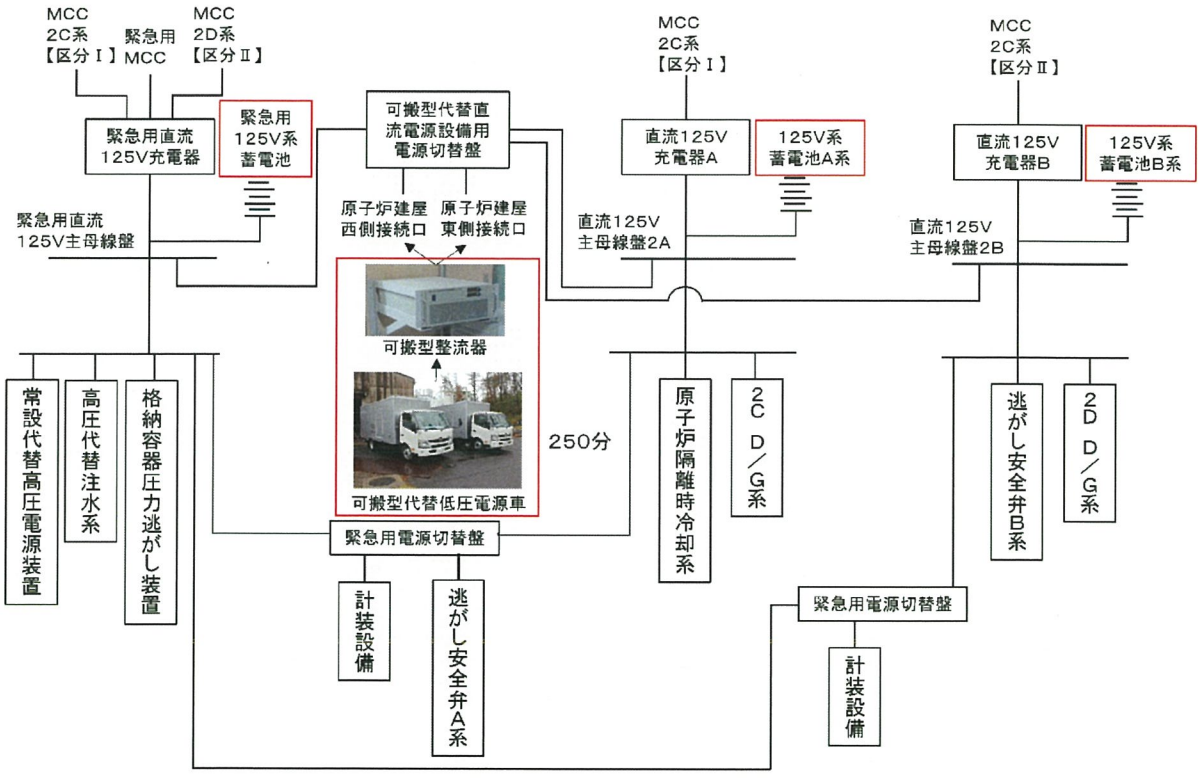

可搬型代替低圧電源車


低圧ケーブル接続箇所


操作盤

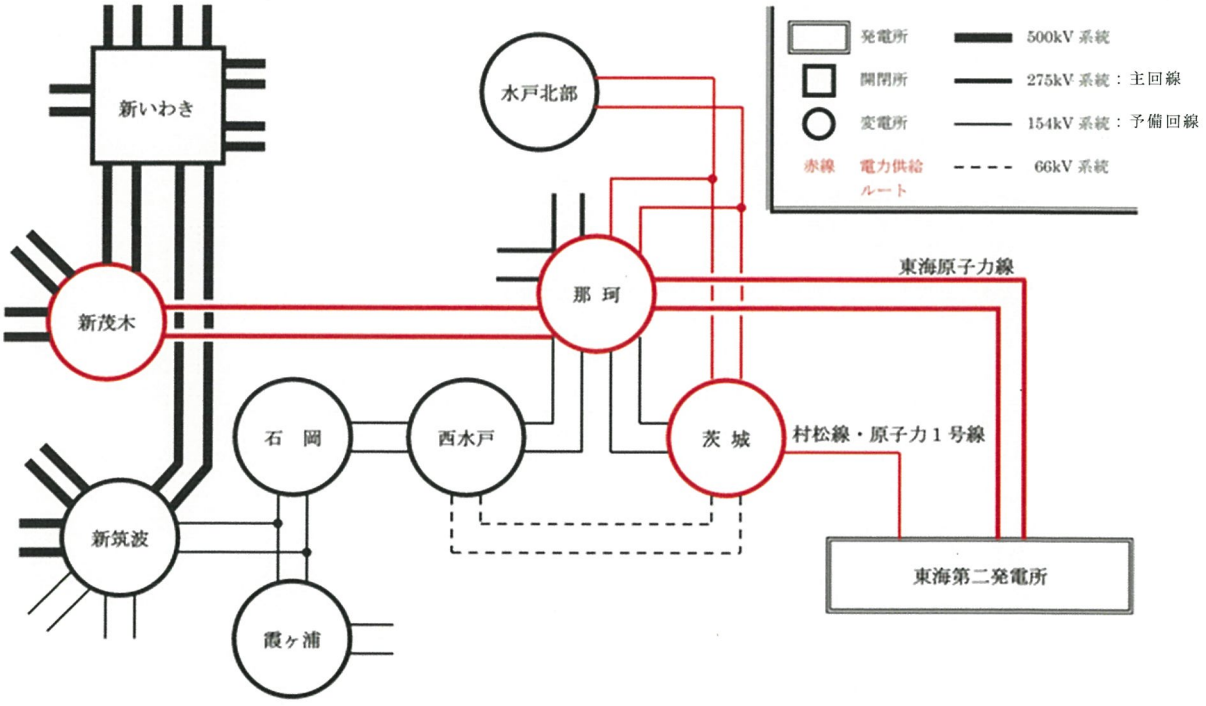
【図５－３（１）】電源設備の強化

出典：平成 30 年度第 18 回原子力規制委員会資料 1-2「東海第二発電所に関する審査の概要（案）」（145 頁）を基に作成



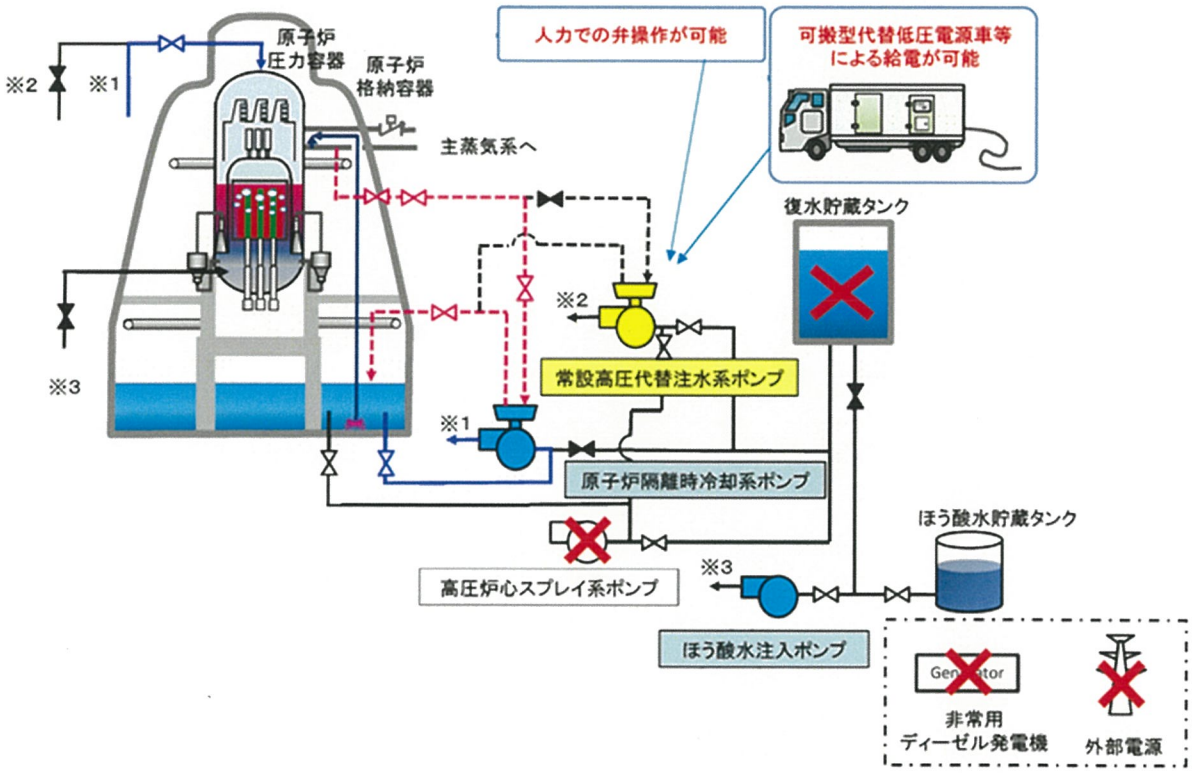
【図５－３（２）】直流電源設備の概要

出典：平成 30 年度第 18 回原子力規制委員会資料 1-2「東海第二発電所に関する審査の概要(案)」（146 頁）を基に作成



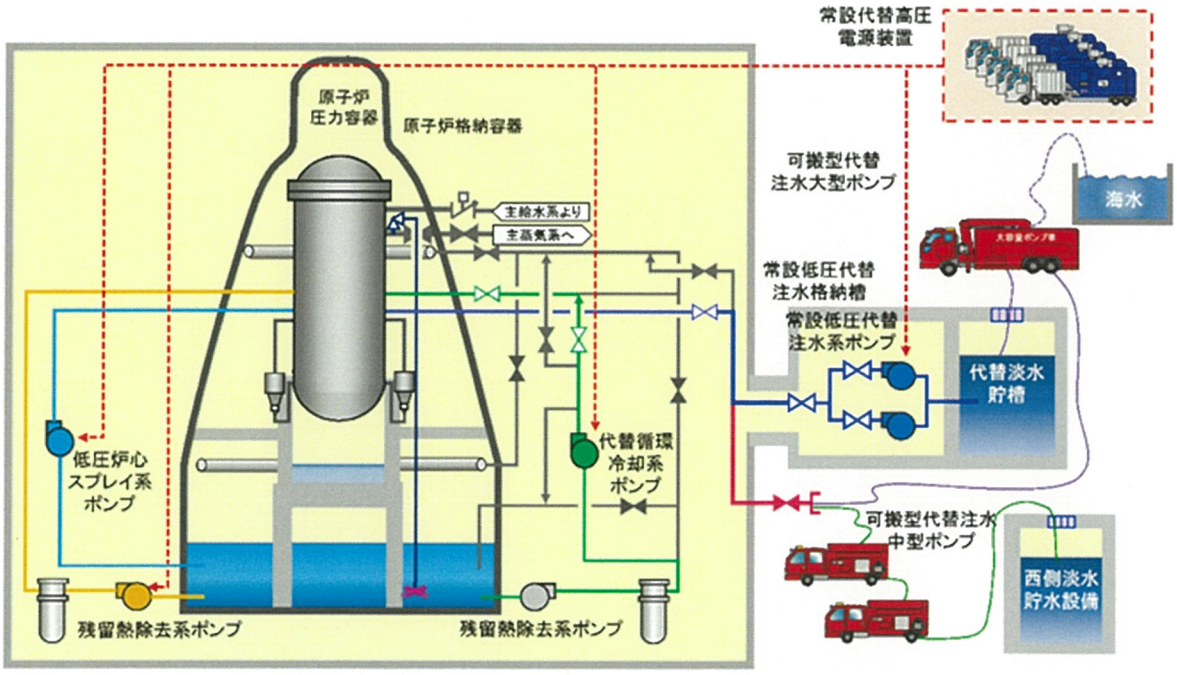
【図５－４】本件発電所の送電系統の概要図

出典：平成 30 年度第 18 回原子力規制委員会資料 1-2「東海第二発電所に関する審査の概要(案)」（36 頁）を基に作成



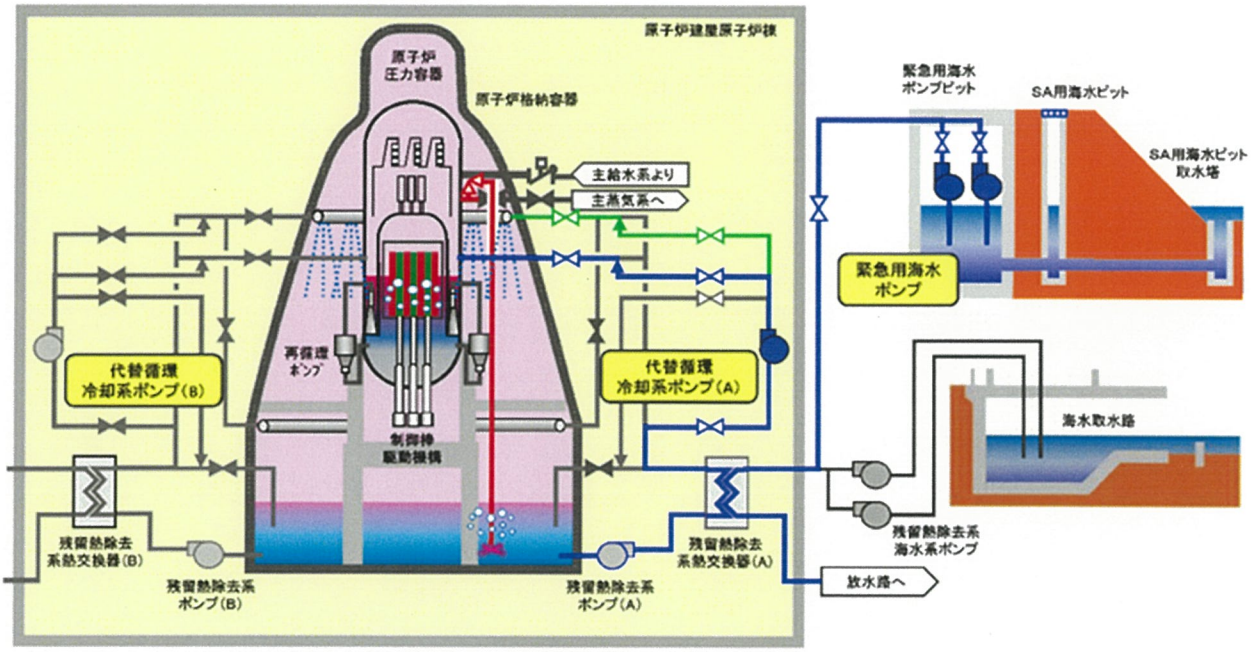
【図５－５】高圧代替注水系

出典：平成 30 年度第 18 回原子力規制委員会資料 1-2「東海第二発電所に関する審査の概要(案)」（116 頁）を基に作成



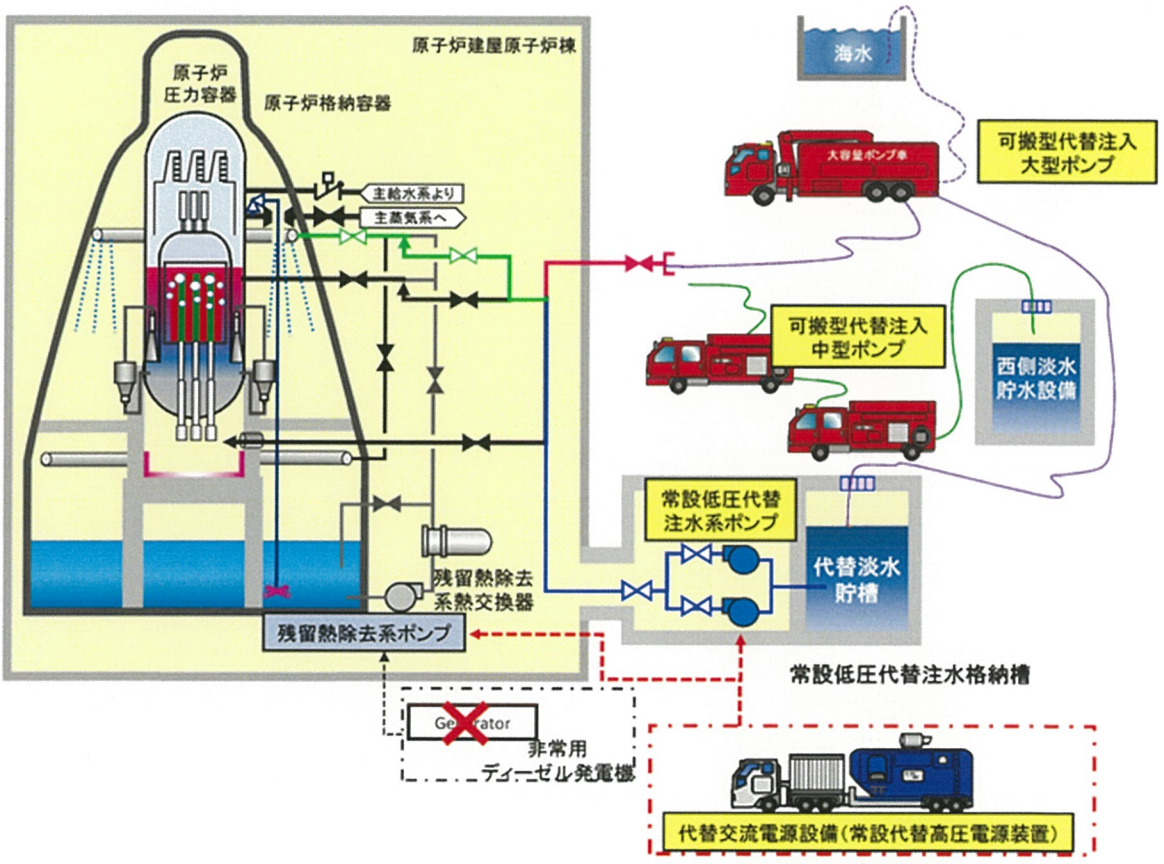
【図５－６】低圧代替注水系

出典：平成 30 年度第 18 回原子力規制委員会資料 1-2「東海第二発電所に関する審査の概要(案)」（120 頁）を基に作成



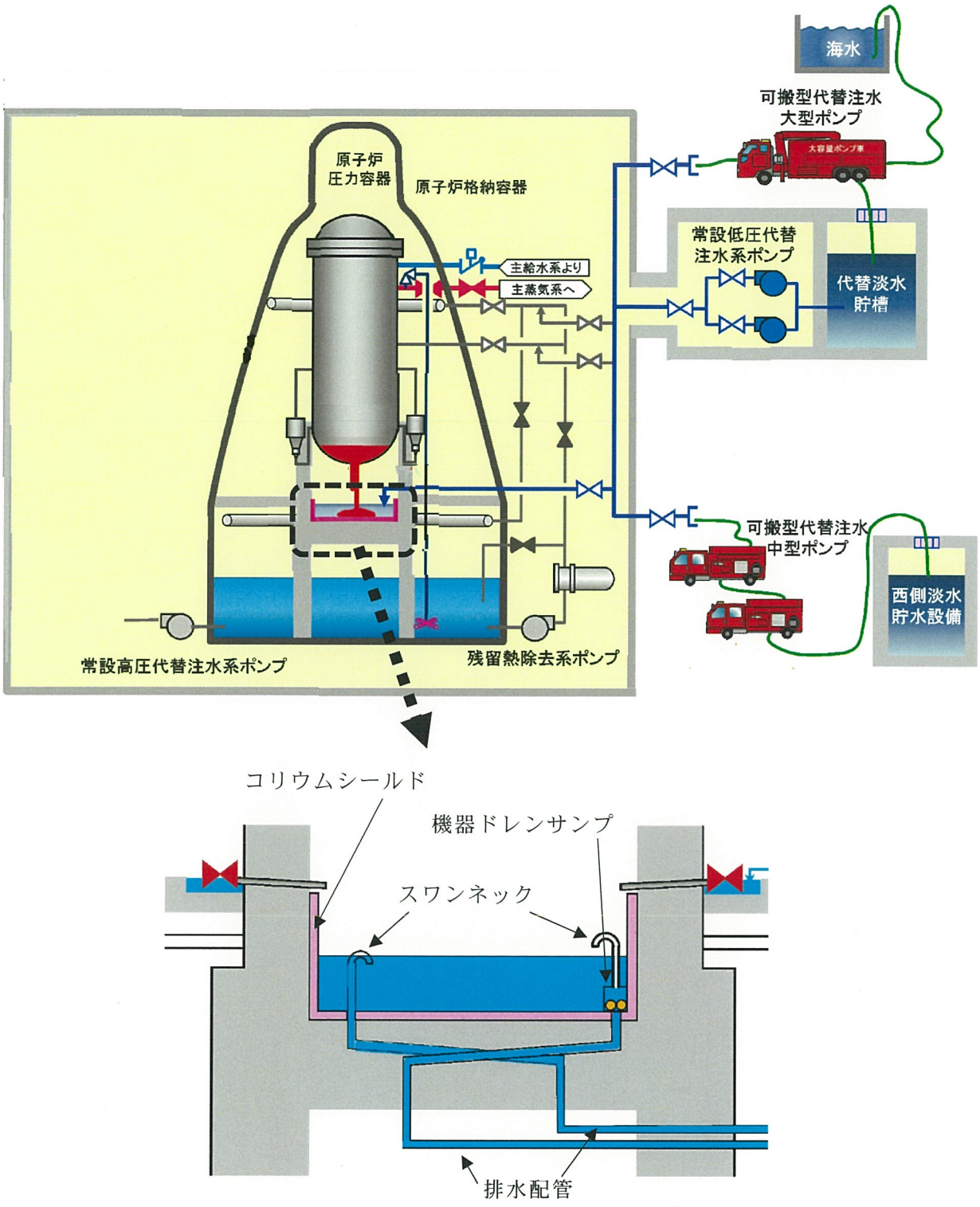
【図５－７】代替循環冷却系，緊急用海水系

出典：平成 30 年度第 18 回原子力規制委員会資料 1-2「東海第二発電所に関する審査の概要(案)」（124 頁）を基に作成



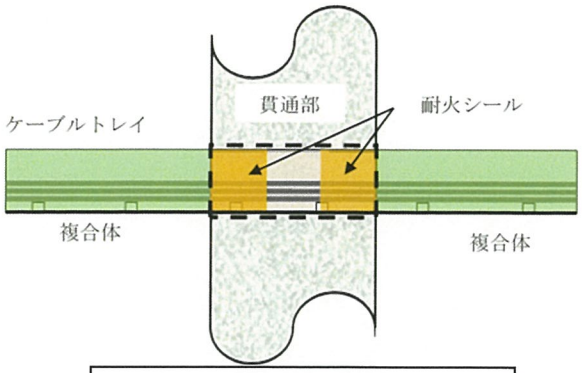
【図５－８】代替格納容器スプレイ冷却系

出典：平成 30 年度第 18 回原子力規制委員会資料 1-2「東海第二発電所に関する審査の概要(案)」（123 頁）を基に作成

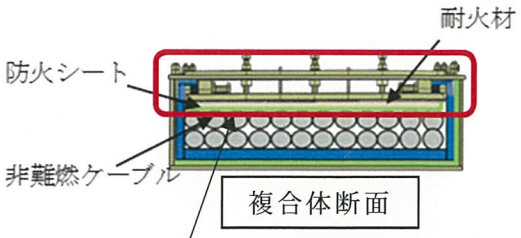


【図５－９】格納容器下部注水系

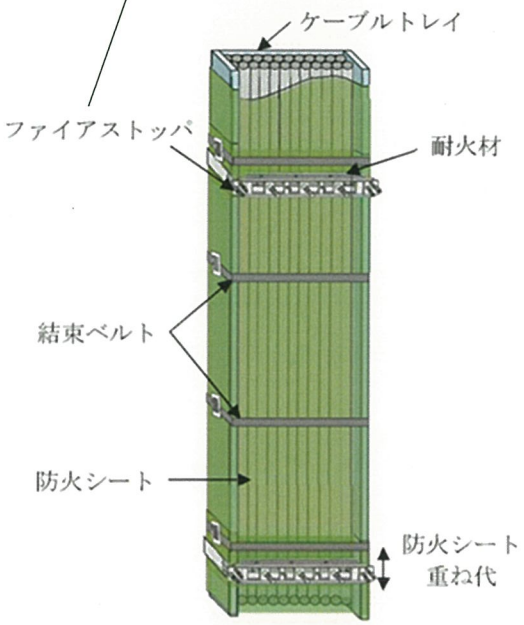
出典：平成 30 年度第 18 回原子力規制委員会資料 1-2「東海第二発電所に関する審査の概要(案)」（136 頁）を基に作成



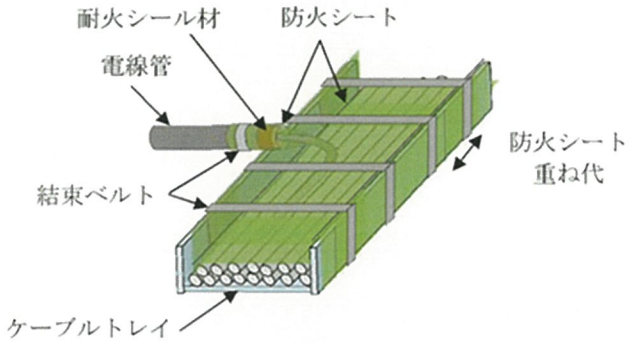
耐火シールによる貫通部対策



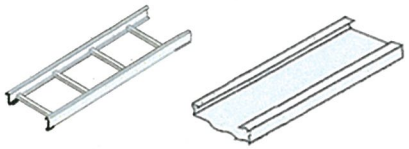
複合体断面



垂直トレイ



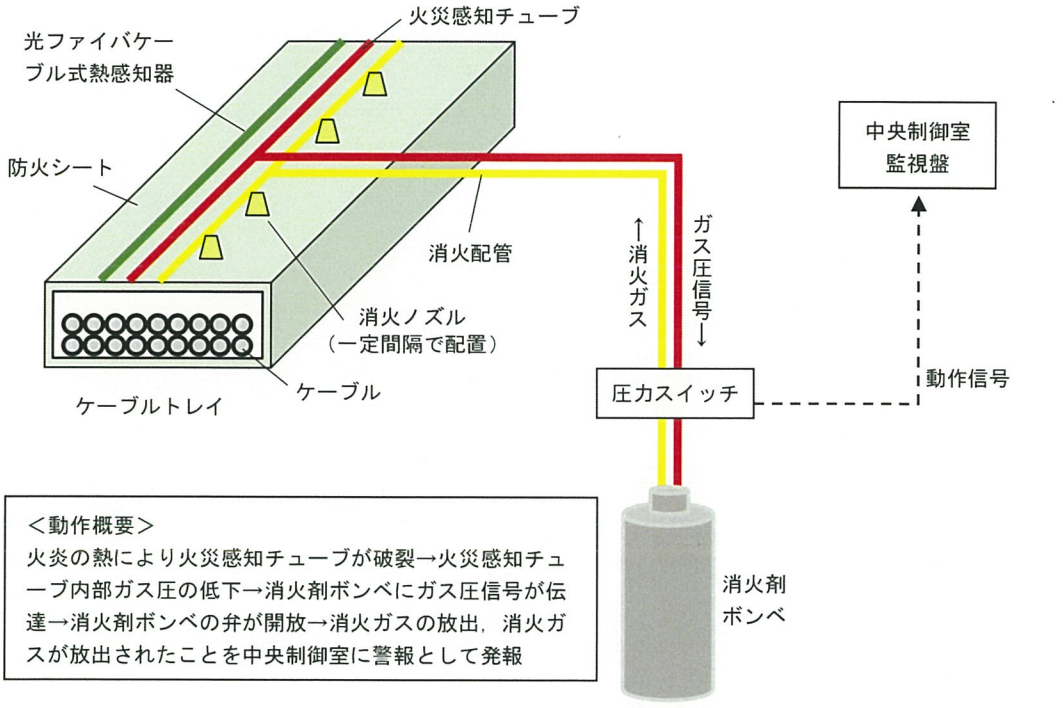
水平トレイ

No.	トレイ形状	構造図	複合体施工例
1	直線形状の水平型		
2	直線形状の垂直型		

複合体施工例

【図５－１０】非難燃ケーブルに対する複合体の概要，その施工例

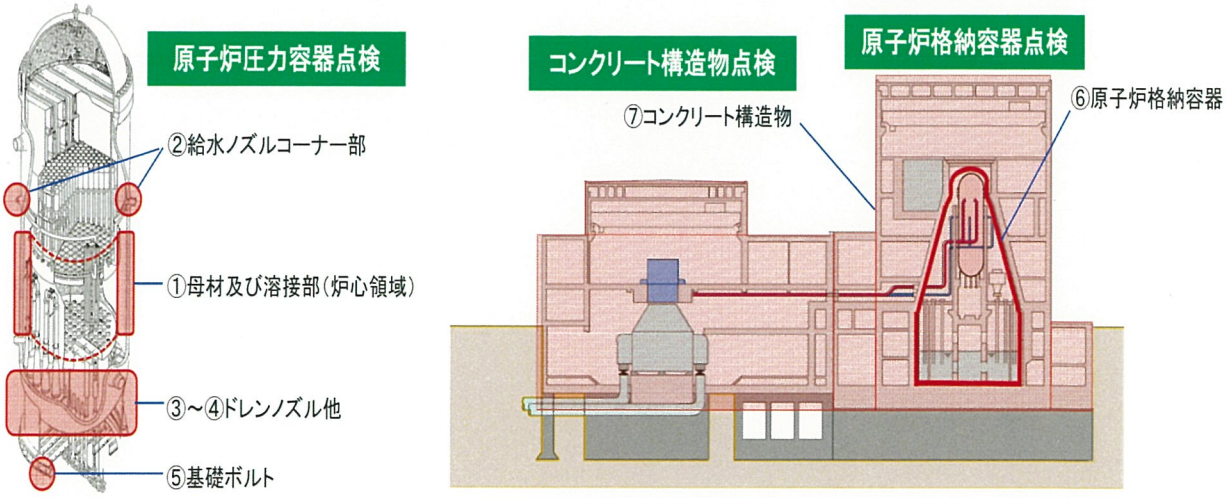
出典：「東海第二発電所設計基準対象施設について（平成 30 年 9 月）（被告）」8 条－第 10.5-1 図，別添 4 第 1.4-2 図，別添 4 第 1.4-3 図，別添 4 第 7-1-4 図，別添 4 第 7.1-6 図を基に作成



【図５－１１】複合体内の消火設備

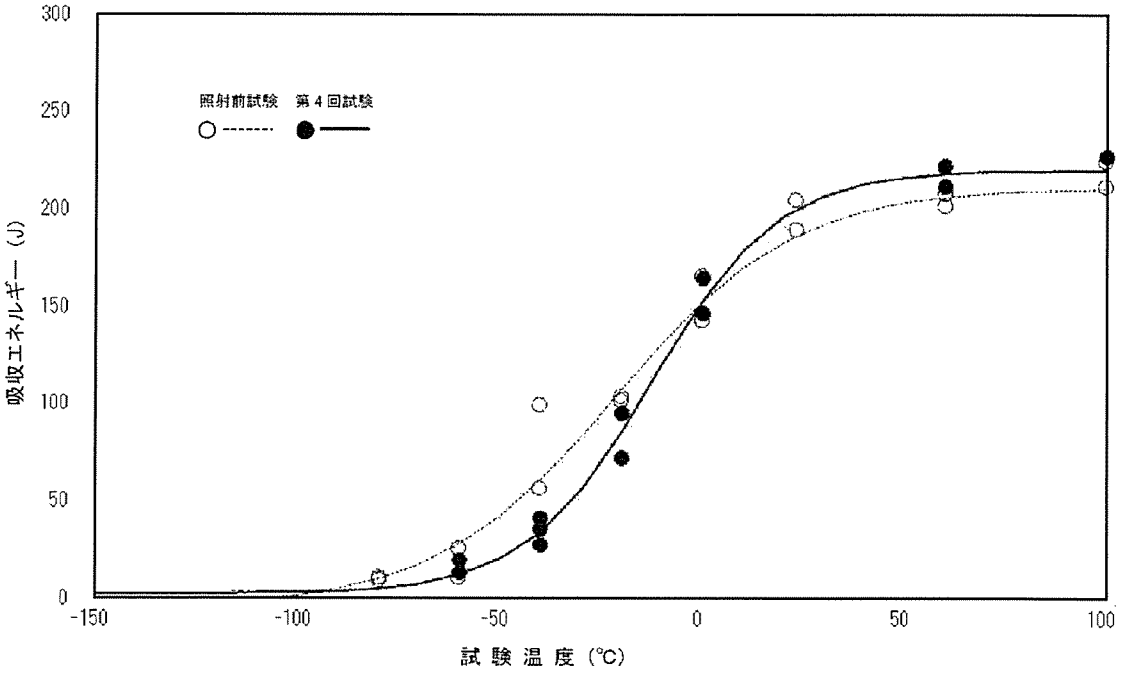
出典：「東海第二発電所設計基準対象施設について（平成 30 年 9 月）（被告）」8 条-別添 1-資料 6-添付 2-第 3 図を基に作成

対象機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検項目・点検結果
圧力容器	①母材及び溶接部（炉心領域）	中性子照射脆化	超音波探傷試験の結果，欠陥等の異常はなかった。
	②給水ノズルコーナー部	疲労	渦電流探傷試験の結果，欠陥等の異常はなかった。
	③制御棒駆動機構スタブチューブ等	応力腐食割れ	渦電流探傷試験や目視点検の結果，原子炉内の溶接部等に欠陥等の異常はなかった。
	④ドレンノズル	腐食	目視点検の結果，欠陥等の異常はなかった。
	⑤基礎ボルト	腐食	超音波探傷試験の結果，欠陥等の異常はなかった。
格納容器	⑥原子炉格納容器鋼板	腐食	目視点検の結果，塗膜の状態に異常はなかった。
コンクリート構造物	⑦コンクリート（原子炉建屋等）	強度低下及び遮蔽能力低下	採取したコンクリートのコアサンプルによる各種試験の結果，強度や遮蔽性能等に異常はなかった。



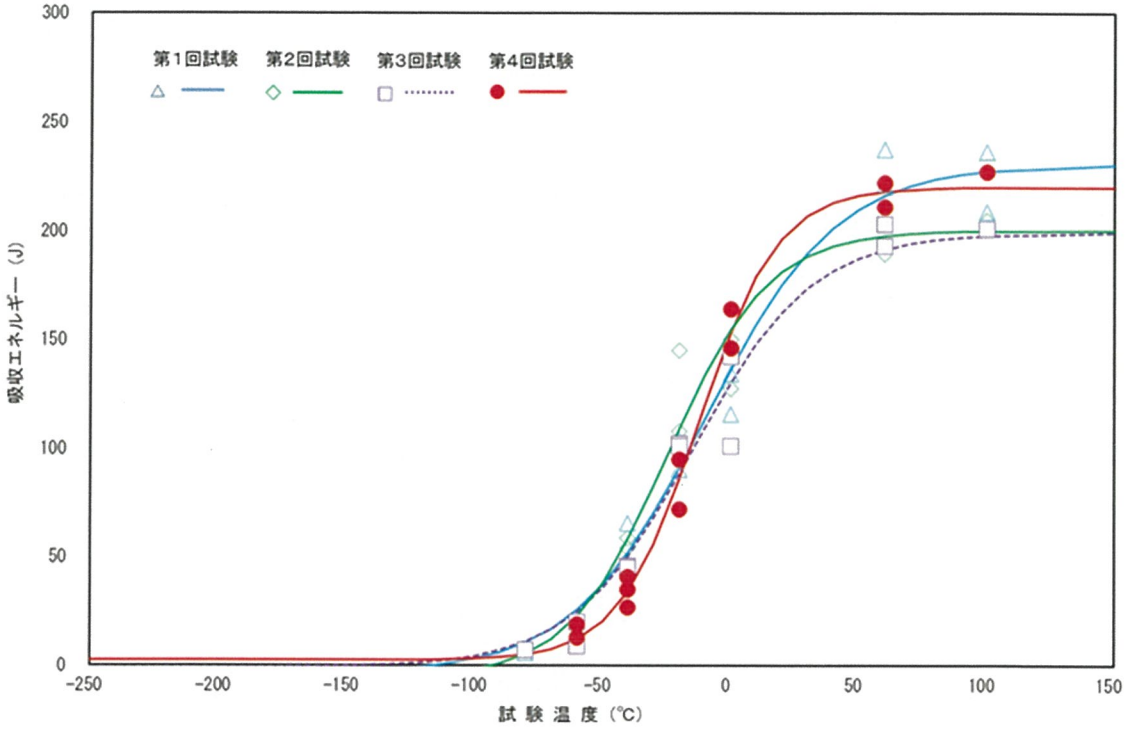
【図５－１２】特別点検の結果

出典：被告作成



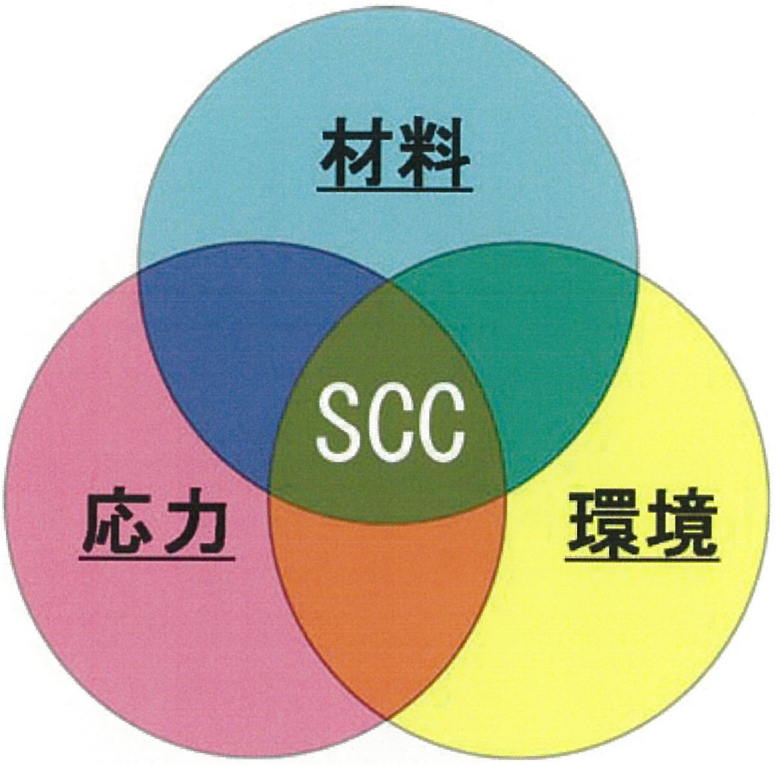
【図５－１３】照射前試験・第４回試験結果に基づく各遷移曲線（母材）

出典：被告準備書面（9）図１（７頁）



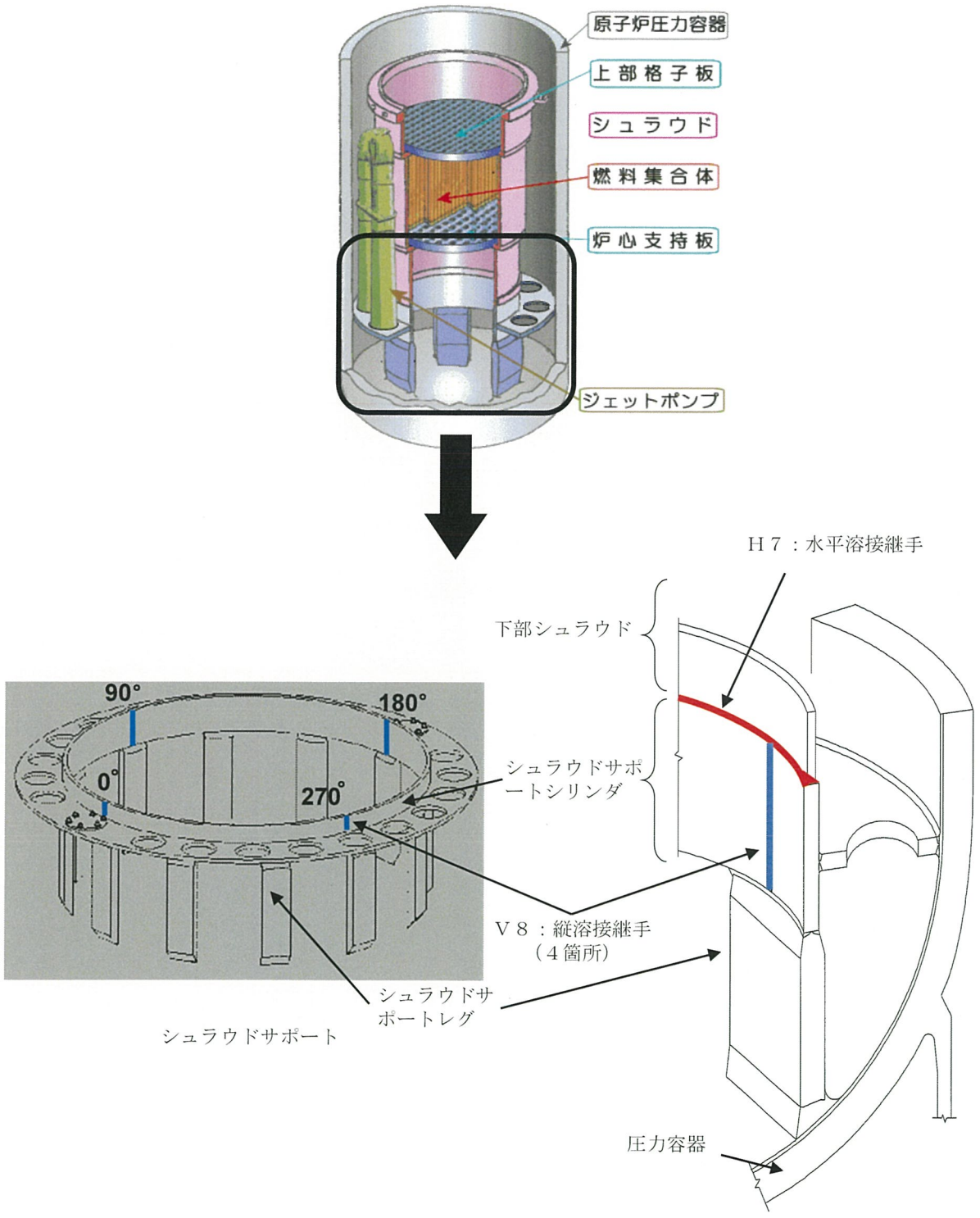
【図５－１４】第１回～第４回試験結果に基づく各遷移曲線（母材）

出典：被告準備書面（9）図２（8頁）



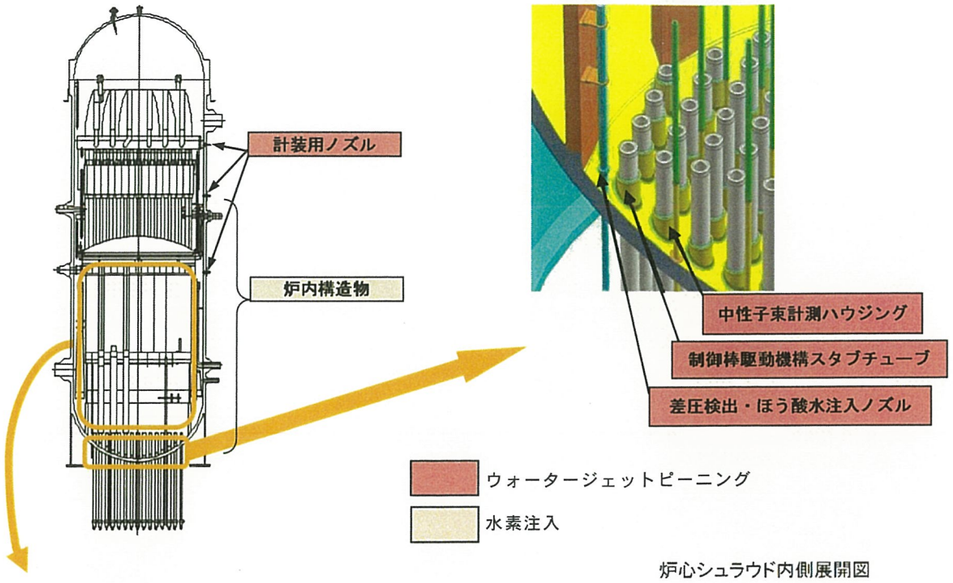
【図５－１５】応力腐食割れの３因子

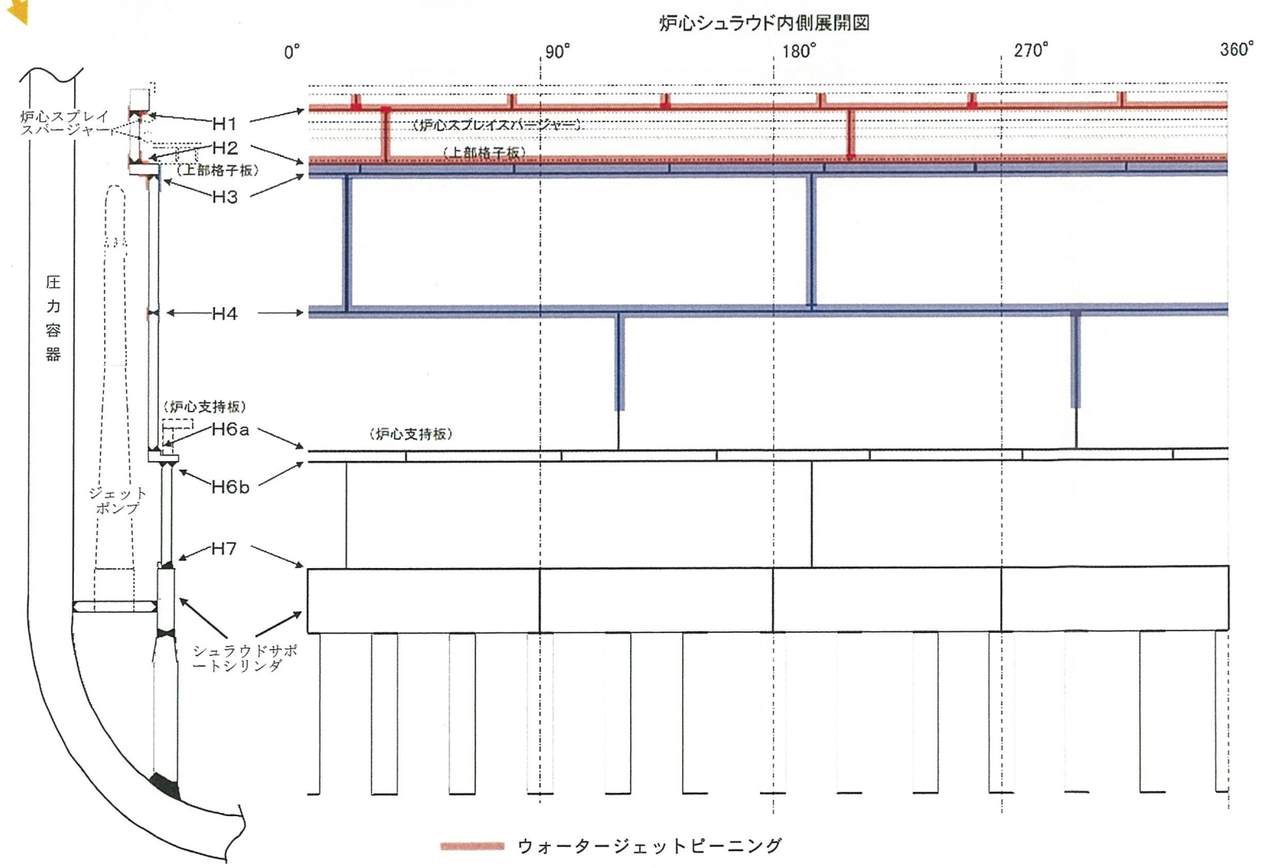
出典：原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響に関する技術レポート（3-18 頁から抜粋）（平成 30 年 7 月）（北海道電力株式会社，東北電力株式会社，東京電力ホールディングス株式会社，中部電力株式会社，北陸電力株式会社，関西電力株式会社，中国電力株式会社，四国電力株式会社，九州電力株式会社，日本原子力発電株式会社，電源開発株式会社）

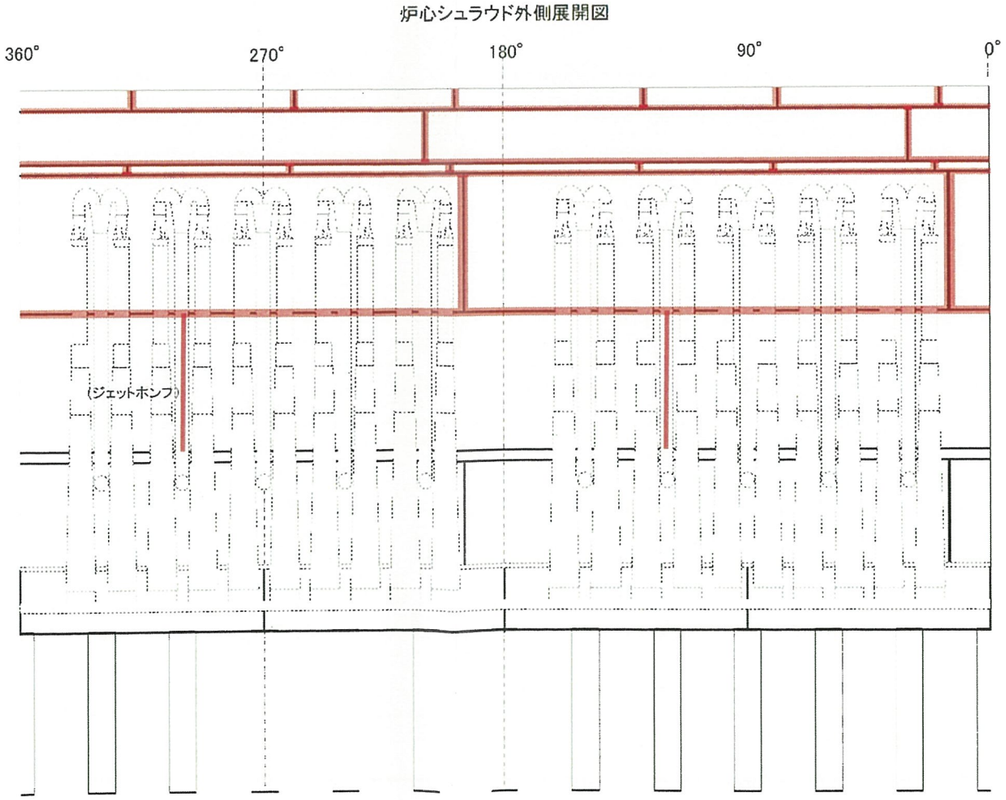


【図５－１６】シュラウドサポート溶接部
（ひび割れのあったＨ７水平溶接継手及びＶ８縦溶接継手）

出典：被告作成







【図５－１７】応力腐食割れに係る改善対策

出典：被告作成

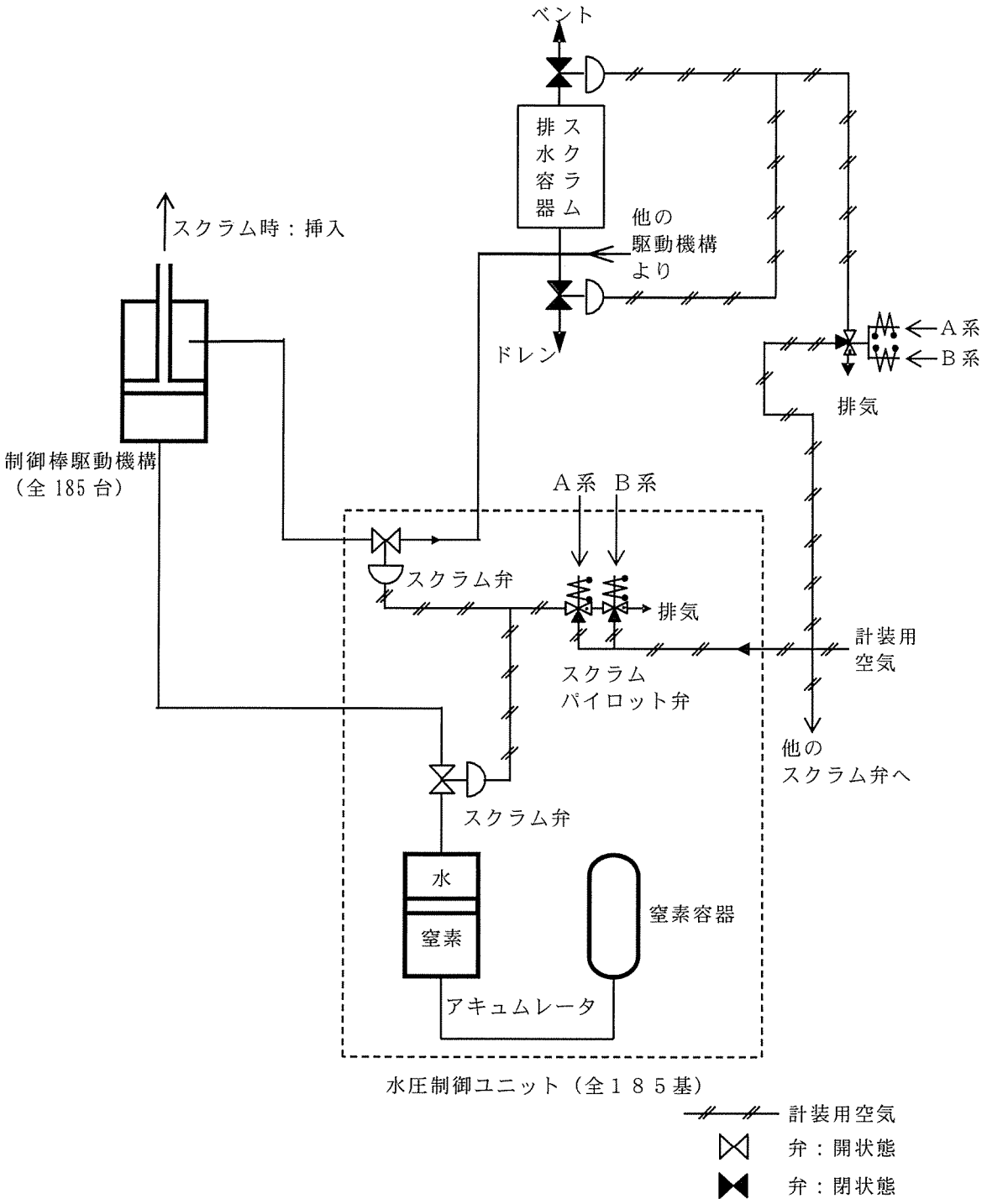
No.	保守管理の項目	実施時期※2
1	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については，今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第５回監視試験を実施する。	中長期
2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下については，電気学会推奨案*及びＡＣＡガイド**に従った長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。 *：「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告第Ⅱ－１３９号１９８２年１１月）」 **：原子力安全基盤機構「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイドＪＮＥＳ－ＲＥ－２０１３－２０４９」	長期
3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下については，ＩＥＥＥ３２３***に従った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を実施する。 ***：IEEE Std.323-1974「IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」	長期
4※1	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
5	炭素鋼配管****の腐食（流れ加速型腐食）について，現時点での実機測定データを用いた運転開始後６０年時点の評価により耐震安全性に問題ないことを確認したことから，今後も減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続して行い，減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を実施する。 ****：原子炉系（蒸気部）配管 給水系配管 復水系配管 給水加熱器ドレン系配管 原子炉冷却材浄化系配管	中長期

※1：No.４については，平成２３年３月から平成３２年８月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。

※2：実施時期については，平成３０年１１月２８日からの５年間を「短期」，平成３０年１１月２８日からの１０年間を「中長期」，平成３０年１１月２８日からの２０年間を「長期」とする。

【表５－１８】長期保守管理方針（始期：平成３０年１１月２８日，適用期間：２０年間）

出典：丙Ｈ第１１号証の添付書類三



（注：図示は，スクラム状態を示す。）

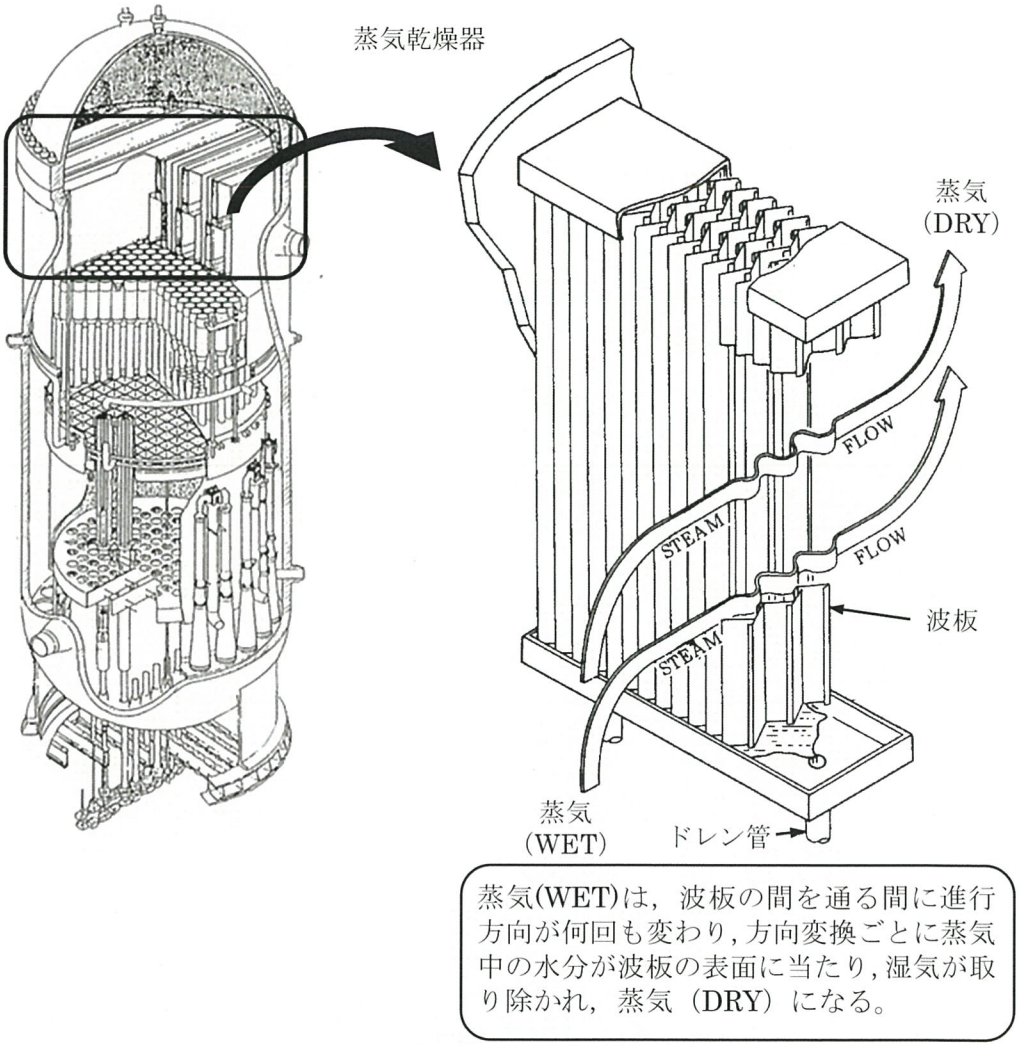
【図５－１９】原子炉緊急停止系

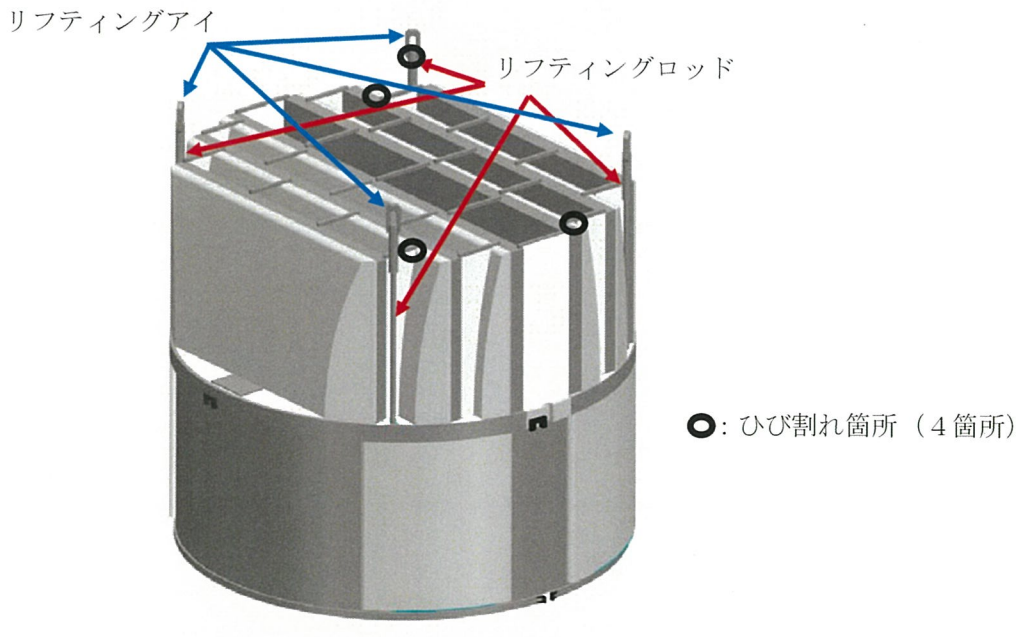
出典：被告作成

試験名	試験ケース	溶融物タイプ	UO_2 質量割合	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	サブクール度 (K)	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	備考
COTELS	A1	55%UO_2+5%ZrO_2+25%Zr+15%SS	0.55	56.30	3050	0	－	－	○COTELS 試験は，財団法人原子力発電技術機構（当時）がカザフスタン国立原子力センターにおいて実施された。 ○すべてのケースで，水蒸気爆発は発生していない。
	A4	55%UO_2+5%ZrO_2+25%Zr+15%SS	0.55	27.00	3050	8	－	－	
	A5	55%UO_2+5%ZrO_2+25%Zr+15%SS	0.55	55.40	3050	12	－	－	
	A6	55%UO_2+5%ZrO_2+25%Zr+15%SS	0.55	53.10	3050	21	－	－	
	A8	55%UO_2+5%ZrO_2+25%Zr+15%SS	0.55	47.70	3050	24	－	－	
	A9	55%UO_2+5%ZrO_2+25%Zr+15%SS	0.55	57.10	3050	0	－	－	
	A10	55%UO_2+5%ZrO_2+25%Zr+15%SS	0.55	55.00	3050	21	－	－	
	A11	55%UO_2+5%ZrO_2+25%Zr+15%SS	0.55	53.00	3050	86	－	－	
FARO	L06	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	18.00	2923	0	－	－	○FARO 試験は，欧州 JRC（Joint Research Center）のイスプラ研究所において実施された。 ○すべてのケースで，水蒸気爆発は発生していない。
	L08	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	44.00	3023	12	－	－	
	L11	77%UO_2+19%ZrO_2+4%Zr	0.77	151.00	2823	2	－	－	
	L14	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	125.00	3123	0	－	－	
	L19	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	157.00	3073	1	－	－	
	L20	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	96.00	3173	0	－	－	
	L24	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	176.00	3023	0	－	－	
	L27	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	129.00	3023	1	－	－	
	L28	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	175.00	3052	1	－	－	
	L29	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	39.00	3070	97	－	－	
	L31	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	92.00	2990	104	－	－	
	L33	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	100.00	3070	124	○	－	
KROTOS	K32	81%UO_2+19%ZrO_2	0.81	3.03	3063	22	－	－	○KROTOS 試験は，FARO 試験の一環として実施された。 ○当該試験の中には，溶融物が水プールに落下中，人為的な圧力をかけて，強制的に膜沸騰状態の蒸気膜を不安定化させることをもって，外部トリガーを与えたケースがある。 ○当該試験の結果，外部なしのケースでは，水蒸気爆発は発生しておらず，外部トリガーありのケースでは，水蒸気爆発は発生していないか，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。
	K33	81%UO_2+19%ZrO_2	0.81	3.20	3063	75	－	－	
	K35	79%UO_2+21%ZrO_2	0.79	3.10	3023	10	○	－	
	K36	79%UO_2+21%ZrO_2	0.79	3.03	3025	79	○	－	
	K37	80%UO_2+20%ZrO_2	0.79	3.22	3018	77	○	－	
	K45	79%UO_2+21%ZrO_2	0.8	3.09	3105	4	○	－	
	K46	80%UO_2+20%ZrO_2	0.79	5.05	3088	83	○	○	
	K47	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	5.15	3023	82	○	－	
	K52	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	2.62	3023	102	○	○	
	K53	80%UO_2+20%ZrO_2	0.8	2.62	3023	123	○	○	

【表５－２０】二酸化ウラン及び二酸化ジルコニウムの混合物を用いた水蒸気爆発に係る各試験

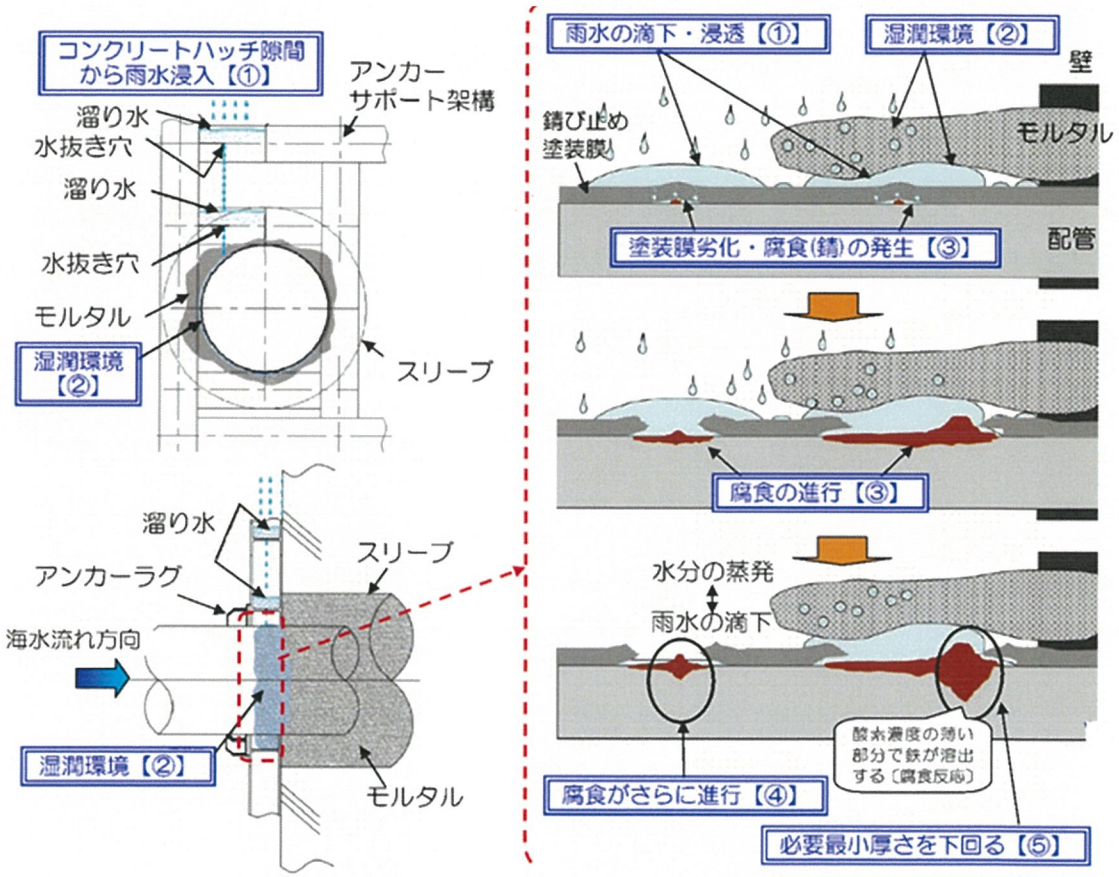
出典：被告作成





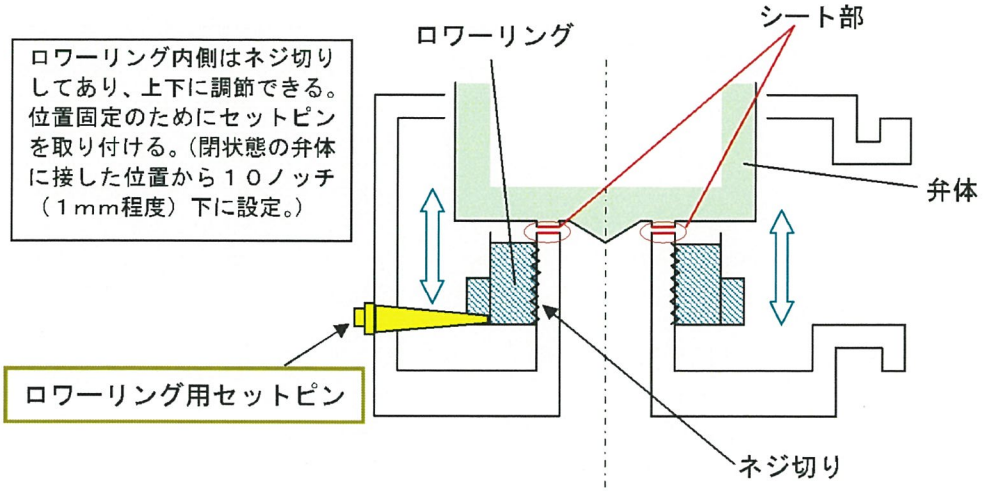
【図５－２１】蒸気乾燥器にて確認されたひび割れ箇所

出典：被告作成



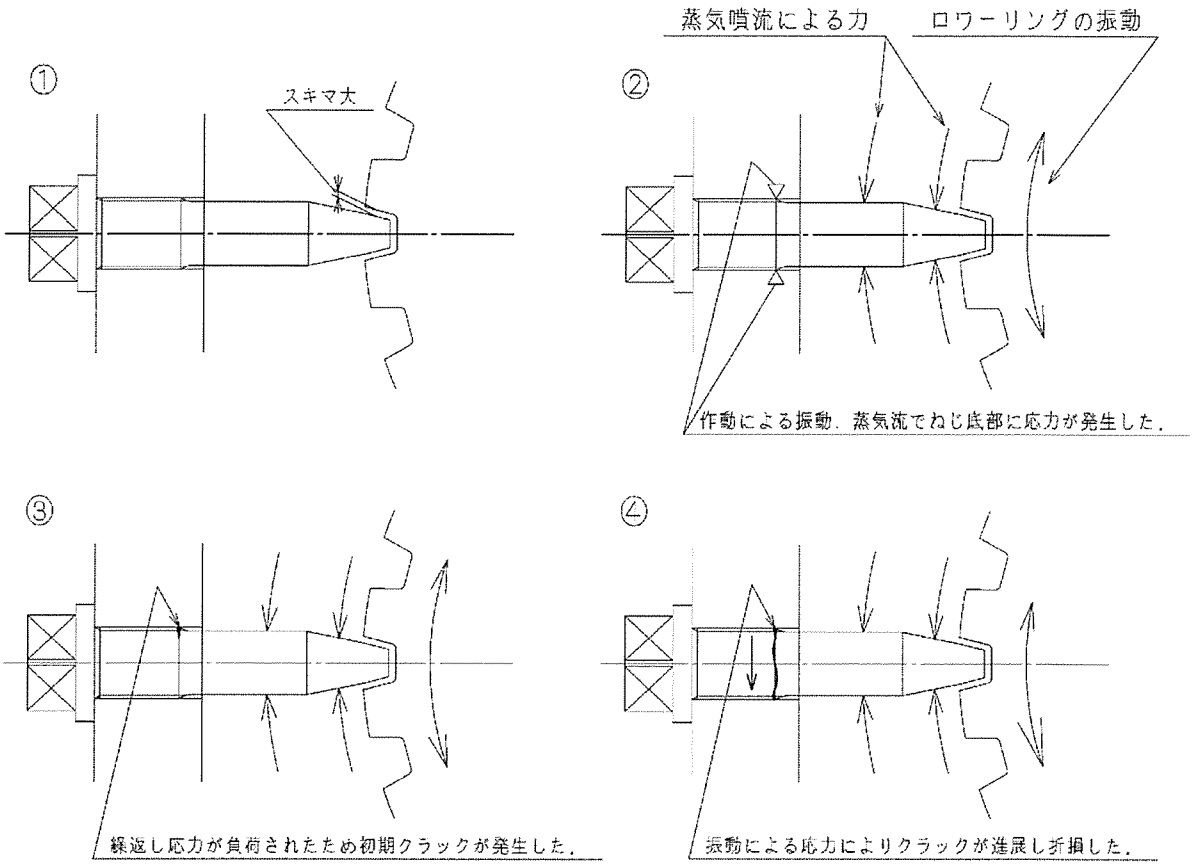
【図５－２２】残留熱除去系海水系配管減肉の点検調査結果（配管外面減肉の推定メカニズム）

出典：丙Ｃ第２７号証 添付資料-2 を基に作成



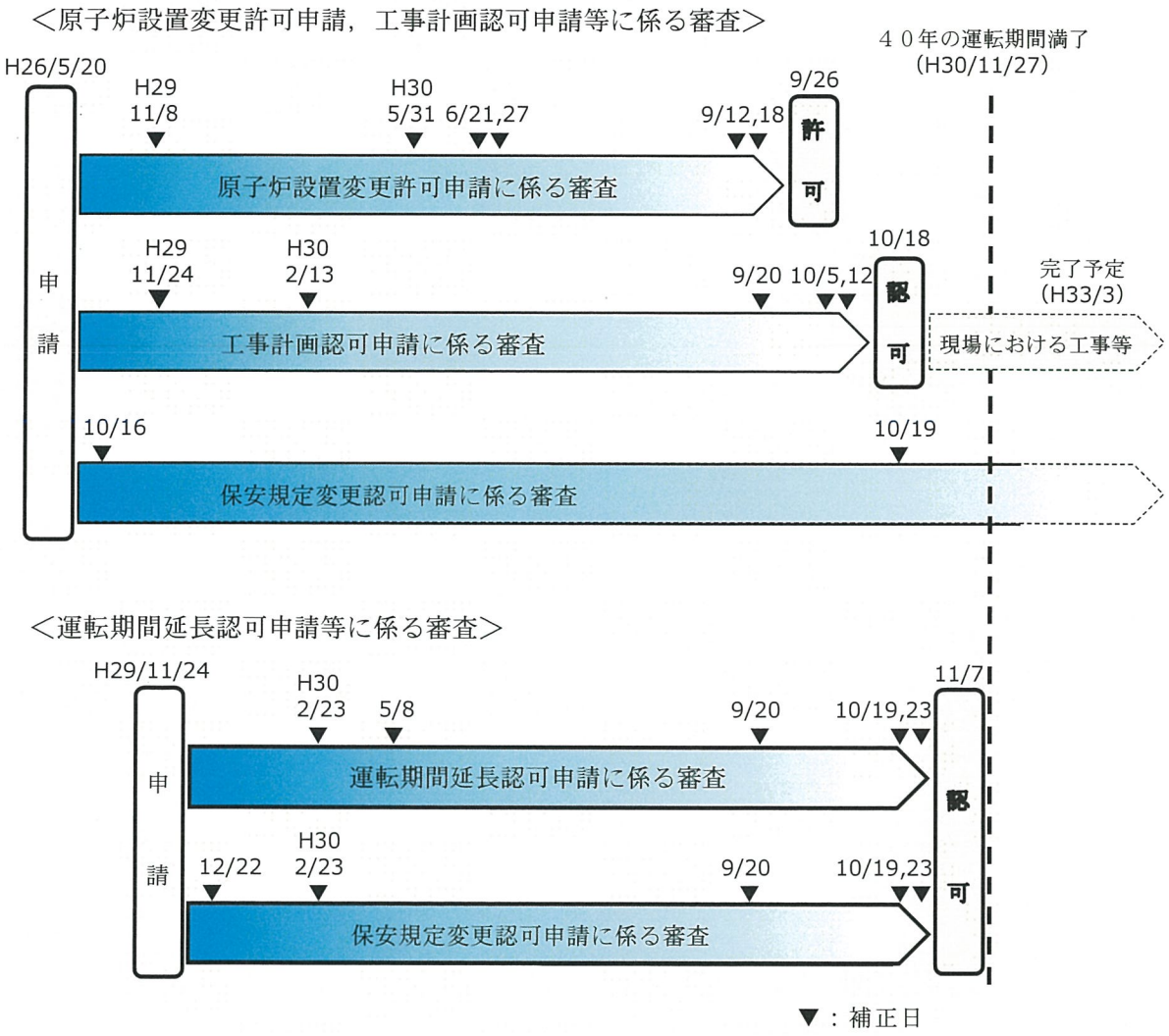
【図５－２３】主蒸気逃がし安全弁ロワーリング周辺概略図

出典：丙Ｃ第 25 号証 添付資料-2 を基に作成



【図５－２４】主蒸気逃がし安全弁セットピン折損メカニズム

出典：被告作成



【図６－１】原子炉設置変更許可申請，工事計画認可申請，運転期間延長認可申請等に係る審査経過

出典：被告作成

語句注目次

第２章における語句注.....別-133～136
第３章における語句注.....別-137～177
第４章における語句注.....別-178～182
第５章における語句注.....別-183～213
第７章における語句注.....別-214

第２章における語句注

（注２－１）核分裂反応，核分裂生成物，放射性物質

すべての物質は原子から成り立っており，原子は原子核（陽子と中性子の集合体）と電子から構成されている。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。なお，ウラン鉱石から取り出した状態のウラン（天然ウラン）には，ウラン２３５が約０．７％しか含まれておらず，残りの約９９．３％は核分裂しにくい性質を有するウラン２３８である。本件発電所を含め，わが国の商業用原子力発電所では，ウラン２３５の比率を３～５％程度に高めた低濃縮ウランを燃料として使用している。

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（よう素１３１，キセノン１３３，クリプトン８５，セシウム１３７等）と，２ないし３個の速度の速い中性子（高速中性子）とを生じる。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，連鎖的に核分裂が起こる現象を核分裂連鎖反応という。核分裂連鎖反応を持続させ，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。

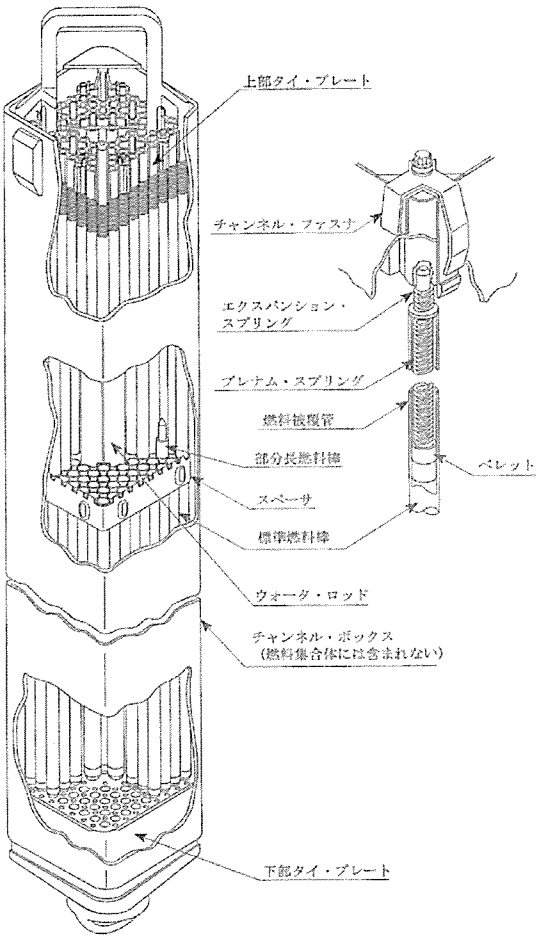
ウラン２３５等の原子核が中性子を吸収して核分裂する確率は，速度の極めて遅い中性子（熱中性子）を吸収する場合に大きくなる。このため，本件発電所が採用している原子炉のように熱中性子を利用して核分裂連鎖反応を行わせる種類の原子炉では，高速中性子の速度を熱中性子の速度まで減速させる物質（減速材）が用いられる。中性子が減速するには中性子と減速材を構成する物質との衝突が必要であり，高速中性子は減速材との衝突を繰り返して速度を減じて熱中性子となる。減速材としては軽水（普通の水），黒鉛等が用いられる。

核分裂を安定的に持続させていくためには核分裂反応を起こす中性子の数を調整することが必要であるため，原子炉では，中性子を吸収する物質（制御材）を用いることなどにより中性子の数を調整して核分裂連鎖反応を安定した状態に制御する。

（注２－２）燃料ペレット，燃料被覆管

本件発電所では，燃料として燃料集合体を７６４体使用している。

燃料集合体は，数十本の燃料棒を９行９列の正方格子状に配列したものを採用しており，ジルカロイ製のチャンネル・ボックスに収納されている。なお，燃料集合体については，本件発電所の原子炉設置許可の時点では７行７列の配列を採用していたが，その後，昭和５０年９月の原子炉設置変更許可を受けて８行８列の配列に変更し，更に，平成１３年８月の原子炉設置変更許可を受けて９行９列の配列に変更している。



燃料集合体概要図（９×９燃料（Ａ型））

燃料棒は，燃料被覆管と呼ばれる長さ約４ｍのジルカロイ製のさやの中に燃料ペレットを密封したものである。

燃料ペレットは，ウランと酸素との化合物である二酸化ウランの粉末を直径，長さとも約１．０ｃｍの円柱状に焼き固めたものである。燃料ペレットは，核分裂生成物の大部分をその中に保持する機能を有する。

燃料被覆管は，燃料ペレットから一部漏れ出してくる気体状の核分裂生成物を閉じ込める機能を有している。

（丙Ｈ第３号証８－３－１７～１９，８－３－１０２～１０８，８－３－１１６～１２８頁）

（注２－３）圧力バウンダリ

圧力バウンダリは，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。

この圧力バウンダリを構成する機器・配管は，通常運転時の温度，圧力に十分耐えることはもちろん，原子炉の圧力上昇等の異常状態や地震時に生じる荷重にも耐え得る堅固な構造強度を有している。通常運転時は蒸気や水を循環させるために圧力バウンダリを構成する配管に設置された隔離弁は開いており，圧力バウンダリはタービン等と繋がっている。原子炉の水位低下等の異常時には，原子炉は自動的に停止するものの，停止後も燃料からは崩壊熱が発生し続ける。そこで，原子炉の水位低下等を検知して，上記隔離弁が自動的に閉じることによって，圧力バウンダリを構成している範囲をタービン等から隔離し，その内部に冷却材を確保する。また，燃料被覆管から核分裂生成物が冷却材中に漏出した場合には，上記隔離弁を閉じることにより，核分裂生成物を圧力バウンダリの内部に閉じ込める。

なお，冷却材（原子炉冷却材）とは，原子炉内で発生した熱を取り出すために使われる物質をいう。冷却材には，軽水（普通の水）のほか，重水，ナトリウム，炭酸ガス，ヘリウムガス等がある。なお，軽水炉の冷却材として用いられている軽水は，減速材をも兼ねている。

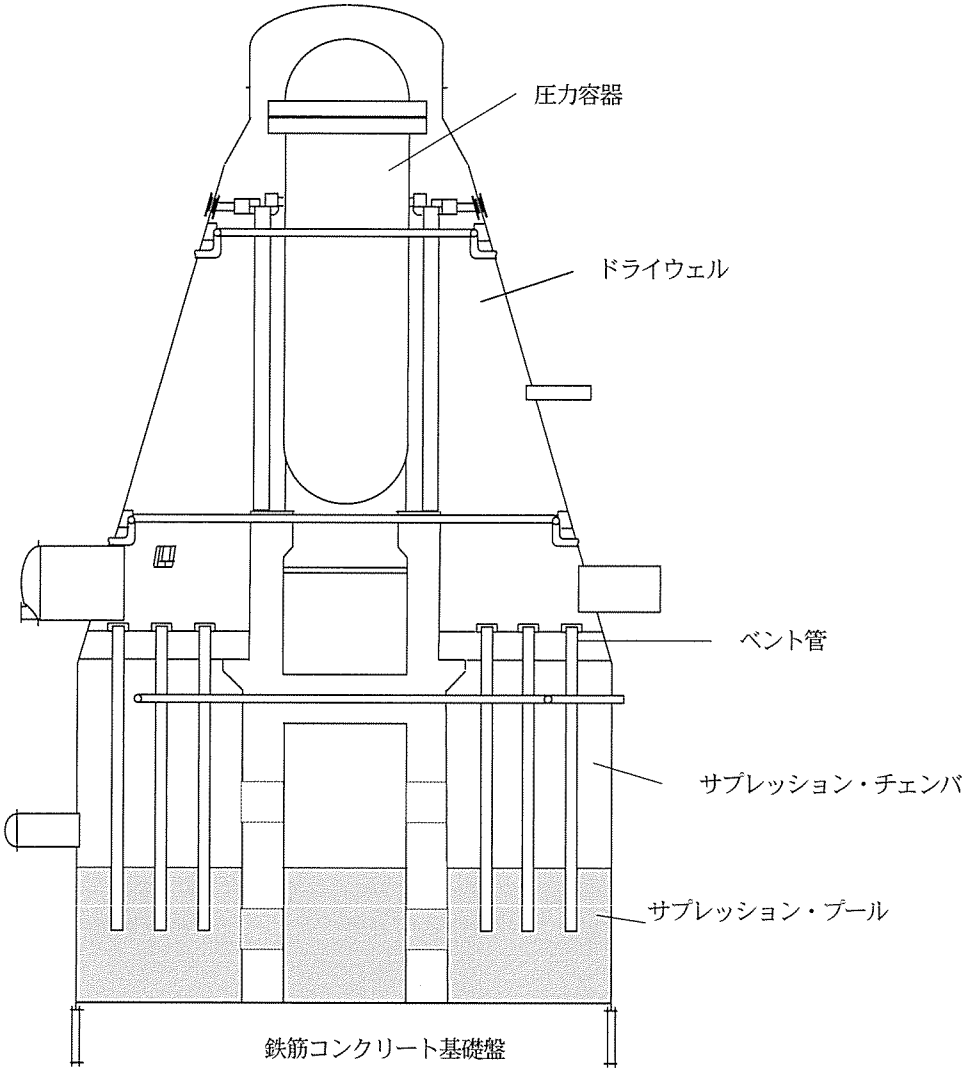
（丙H第３号証８－６－１２５～１３９頁）

（注２－４）格納容器

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。

（丙H第３号証８－９－１～３７頁）



格納容器

（注２－５）原子炉建屋

本件発電所における原子炉建屋は，格納容器を収納した気密の建屋であり，事故時に格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質をファンで引き，フィルタで処理した後，排気筒から大気中へ放出する。原子炉建屋は原子炉建屋ガス処理系の排風機によって負圧に保たれるので，原子炉建屋内に放射性物質の漏えいがあっても，これが発電所周辺にフィルタを通らずに直接放出されることがないようにしている。

（丙H第３号証８－９－１～３７頁）

第３章における語句注

（注３－１）文献調査

文献調査とは，既存の文献等を検討し，調査地域内の地形，地質及び地質構造等や調査地域に影響を及ぼした過去の地震・津波に関する知見を得る調査方法をいう。

（注３－２）変動地形学的調査，褶曲，撓曲

変動地形とは，長い地質時代の間に繰り返し発生した地震及び火山活動等に起因する痕跡の累積効果である特徴的な地形をいい，地形の切断，褶曲（しゅうきょく）及び撓曲（とうきょく）等として確認される。

変動地形学とは，地形学の一分野として，変動地形を研究対象として，地殻変動やその原因を研究する学問をいう。

変動地形学的調査とは，空中写真判読等を行って地形を注意深く観察し，段丘面等の地形を抽出し，断層地形の可能性がある地形を見出していく調査方法をいう。

褶曲とは，層状の地層に水平方向の力が作用するなどして，波状に曲がった地層をいう。撓曲とは，褶曲のうち，地下深部の断層活動に伴って現れる層状の地層の局部的な曲がりをいう。褶曲や撓曲のうち，地層の変形が最近まで進行し，将来も進行する可能性のあるものを活褶曲や活撓曲という。

（注３－３）地球物理学的調査

地球物理学的調査とは，地球に関連する自然現象を物理学的な手法により調査するものであり，具体的には，海上音波探査，反射法地震探査，微動探査等の手法がある。

（注３－４）地表地質調査

地表地質調査とは，地質技術者が，文献調査や空中写真判読の結果をもとに，道路沿いの法面，山の谷，尾根沿いにある岩等の露出面や断層を観察して，該当箇所及びその周辺の地質の構成や分布状況を調査する方法をいう。

（注３－５）ボーリング調査

ボーリング調査とは，掘削機を用いて地中に孔を掘るボーリングによって，地下の

土や岩石等を棒状の試料として採取し，これを観察して地質の状況を把握する調査をいう。また，ボーリング調査により採取した試料をコア（ボーリングコア）という。

（注３－６）砂質泥岩

泥岩とはシルトや粘土などから構成される堆積岩であり，砂質泥岩とは，泥岩に砂が含有された岩盤をいう。

（注３－７）節理

節理とは，自然の成因による岩石，岩盤中の明瞭かつ平滑な割れ目で，割れ目の面に平行な方向への相対的変位がみられないか，あってもごくわずかなものをいう。

（注３－８）微化石分析

微化石とは，顕微鏡レベルで同定が行われる微小な化石の総称をいい，普通１mm以下で，大型化石に比べて産出頻度が高く，ボーリングコアのような少量の試料中にも多く含まれている。このような性質を持つ微化石を分析することを，微化石分析という。

（注３－９）地質年代，前期鮮新世，前期更新世，後期更新世，中新統，鮮新統，更新統，完新統

地質年代（地質に関する年代）は，大きくは，古生代，中生代及び新生代に区分されている。そのうち新生代（約６５５０万年前から現在まで）は，古第三紀，新第三紀及び第四紀の三つに区分されている。

新第三紀は，中新世（約２３００万年前から約５３０万年前まで）及び鮮新世（約５３０万年前から約２６０万年前まで）に区分されている。

第四紀（約２６０万年前から現在まで）は，地質年代最後の時代で，更新世（約２６０万年前から約１．２万年前まで）及び完新世（約１．２万年前から現在まで）に区分されている。さらに，更新世は，前期更新世（約２６０万年前から約７８．１万年前まで），中期更新世（約７８．１万年前から約１２．６万年前まで），後期更新世（約１２．６万年前から約１．２万年前まで）に細分されることがある。

新第三紀，中新世，鮮新世，第四紀，更新世，完新世に堆積した地層・岩石（地質

系統）を，それぞれ，新第三系，中新統，鮮新統，第四系，更新統，完新統という。

（地質年代区分）

<table>
<tr><th>代</th><th>紀</th><th>世</th><th colspan="2">期</th><th>年代
（百万年前）</th></tr>
<tr><td rowspan="8">新生代</td><td rowspan="4">第四期</td><td>完新世</td><td colspan="2"></td><td rowspan="2">0.0117</td></tr>
<tr><td rowspan="3">更新世</td><td colspan="2">後期</td></tr>
<tr><td colspan="2">中期</td><td>0.126
0.781</td></tr>
<tr><td rowspan="2">前期</td><td>カラブリアン</td><td>1.80</td></tr>
<tr><td>ジェラシアン</td><td rowspan="2">2.58</td></tr>
<tr><td rowspan="3">新第三紀</td><td rowspan="2">鮮新世</td><td>後期</td><td>ピアセンジアン</td></tr>
<tr><td>前期</td><td>ザンクリアン</td><td>3.600
5.333</td></tr>
<tr><td>中新世</td><td colspan="2"></td><td rowspan="2">23.03</td></tr>
<tr><td>古第三紀</td><td></td><td colspan="2"></td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td colspan="2"></td><td>66.0</td></tr>
</table>

（注３－１０）凝灰質泥岩

火山の噴火で噴出された物質のうち，大きさが２mm以下のものを火山灰という。火山灰が堆積したものを凝灰岩という。凝灰岩の中に軽石が混ざっているものを軽石（質）凝灰岩，２mm以上の岩石の破片が混ざっているものを礫質凝灰岩という。普通の泥や砂の中に火山灰が混ざっているものを，凝灰質泥岩，凝灰質砂岩という。

（注３－１１）鍵層

鍵層とは，他の地層と比べて特徴のある岩相を示す地層であり，地層の区分，対比の基準となる地層をいう。

（注３－１２）反射法地震探査

反射法地震探査とは，人工的な地震波を地表から地中に向けて放射し，地下の地層の境界や断層面等からはね返ってくる反射波を地表で受信し，それに基づいて地下の構造を把握する探査手法をいう。発振源は，陸域においてはハンマー，起振車，発破等，様々なものが用いられる。

（注３－１３）粘土状破砕部

破砕部とは，ずれの生じた断層面に沿ってできる岩石が破砕されている部分をいう。断層運動により断層面の両側の岩石が破砕されてできた細粒岩片が，風化により粘土化し，断層面の間を満たしている場合に，粘土状破砕部という。

（注３－１４）層準

層準とは，層序（地層が上下に重なった順序）上のある特定の位置を指し，地層の同時性を論じる対比の時に用いる。

（注３－１５）活構造

活構造とは，活断層や活褶曲などの，比較的新しい時代に活動したと見られる地形をいう。

（注３－１６）リニアメント

リニアメントとは，崖，尾根の傾斜急変部，谷や尾根の屈曲等の地形的特徴が，直線又はそれに近い状態に配列している場合，その線状の地形をいう。リニアメントは，断層活動によって生ずるばかりでなく，軟質な岩盤が浸食されることによって生ずることもあるので，断層であるか否か判断するに際して，その成因を地表地質調査等により調査する必要がある。

（注３－１７）「将来活動する可能性のある断層等」，「震源として考慮する活断層」

設置許可基準規則３条３項は，「耐震重要施設は，変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない」と定めているところ，同項に規定する「変位」とは，「将来活動する可能性のある断層等」が活動することにより，地盤に与えるずれをいう（設置許可基準規則解釈の別記１の３）。

「将来活動する可能性のある断層等」とは，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等をいい，「震源として考慮する活断層」のほか，「地震活動に伴って永久変位が生じる断層」に加え，「支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面」が含まれる（設置許可基準規則解釈の別記１の３）。

（丙Ｂア第９号証１２７～１２８頁）

「震源として考慮する活断層」とは，「地下深部の地震発生層から地表付近まで破壊し，地震動による施設への影響を検討する必要があるもの」を指す（地質審査ガイド２．１（５）（乙Ｂア第９号証４頁））。

（注３－１８）ボアホールテレビ調査

ボアホールテレビ調査とは，テレビカメラをボーリング孔に挿入して孔壁（地盤）を直接観察することをいう。

（注３－１９）三軸圧縮試験

三軸圧縮試験とは，側圧（物体の側面に作用する圧力）を加えながら軸方向の荷重を増加させることで試料をせん断，破壊させ，荷重と変形量との関係から強度・変形特性を求める試験をいう。

（注３－２０）支持力

支持力とは，地盤が構造物の荷重を支える能力のことであり，通常は圧力で表す。

支持力を把握するための試験として，支持力試験や平板載荷試験がある。

（注３－２１）すべり安全率

すべり安全率とは，すべり破壊（ある断面に沿って発生するせん断破壊）に対する安全性の程度を示す尺度であり，検討しようとするすべり面に働くせん断力をＴ，岩盤等のせん断強さをＳとしたとき，次式のように定義する。

すべり安全率Ｆｓ＝Ｓ／Ｔ

（注３－２２）マグニチュード（Ｍ），モーメント・マグニチュード（Ｍｗ），地震モーメント（Ｍｏ）

マグニチュード（Ｍ）とは，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いう。マグニチュードには，日本で一般に用いられている気象庁マグニチュードのほか，モーメント・マグニチュード（Ｍｗ）等がある。

モーメント・マグニチュード（Ｍｗ）とは，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，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等の尺度と比較可能なように対数表記したものである。モーメント・マグニチュードは，地震モーメント（Ｍｏ）から以下の算定式で算出される。なお，Ｍｗのｗはｗｏｒｋの頭文字をとっている。

Ｍｗ＝（ｌｏｇ（Ｍｏ）－９．１）／１．５

地震モーメント（Ｍｏ）とは，断層運動としての地震の規模の大きさを表す量（Ｎ・ｍ）をいい，断層付近の岩盤の硬さを表す剛性率（μ），断層の平均すべり量（Ｄ），断層面積（Ｓ）の積（Ｍｏ＝μ・Ｄ・Ｓ）で表される。地震モーメントは，震源から発生した地震波の長周期成分のレベルに対応し，長周期成分まで正確に記録できる広帯域地震計によって観測された記録から求められる。

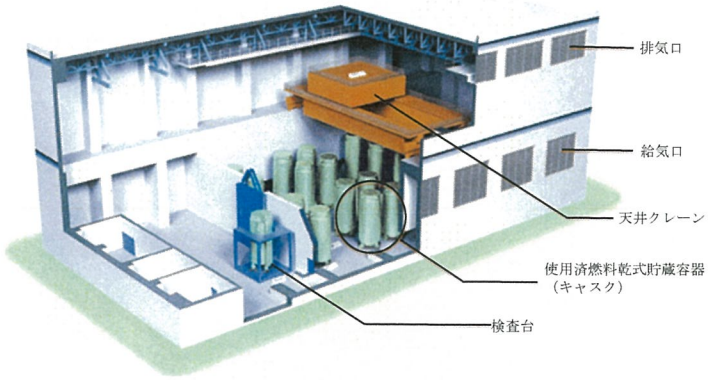
（注３－２３）使用済燃料乾式貯蔵施設

使用済燃料乾式貯蔵施設は，本件発電所において，使用済燃料を収納する使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「貯蔵容器（キャスク）」という。）及びこれを収納する使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「乾式貯蔵建屋」という。）等で構成される施設をいう。

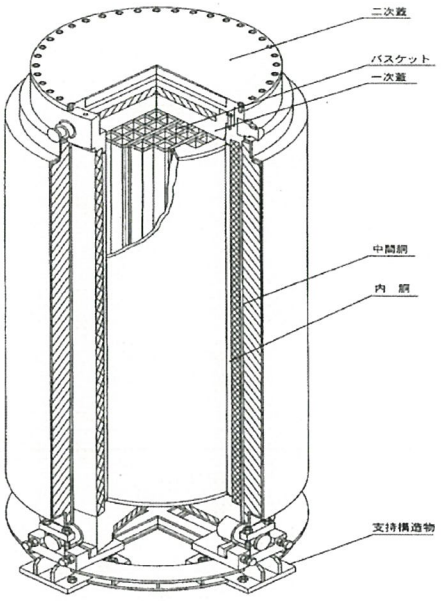
貯蔵容器（キャスク）には，使用済燃料プールで一定期間以上冷却された使用済燃料を使用済燃料プール内で装てんし，排水後，貯蔵容器の内部に，冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止するヘリウムガスを封入する。使用済燃料を装てんした貯蔵容器は，原子炉建屋から乾式貯蔵建屋に運搬され，そこで貯蔵される。貯蔵容器に装てんされた使用済燃料から発生する崩壊熱は，伝導，ふく射*により貯蔵容器の外表面に伝えられ，乾式貯蔵建屋内の空気の自然対流，ふく射等により大気へ拡散される。

（丙Ｈ第３号証８－４－８～１１頁）

＊ふく射とは，電磁波によるエネルギー伝播のうち，温度差に基づいて生じる熱移動をいう。



使用済燃料乾式貯蔵建屋



貯蔵容器（キャスク）

（注３－２４）震源断層面，震源断層，断層長さ，走向，傾斜角，すべり量

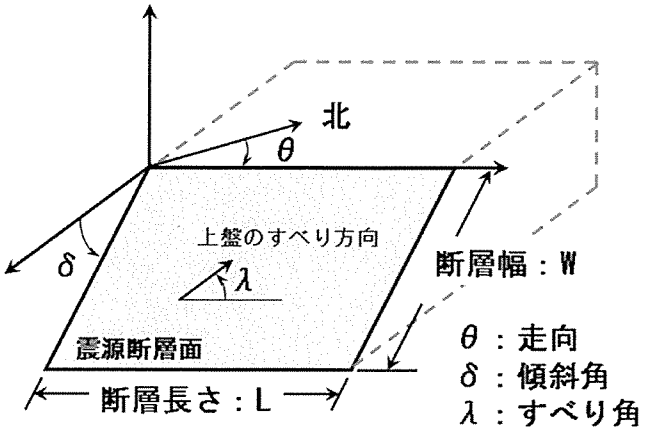
震源断層とは，地震の発生原因となる岩盤の破壊面（断層）をいう。地震は，震源断層が面状にずれ破壊を起こすことにより生じ，このずれ破壊の領域のことを震源断層面（断層面）という。

断層長さとは，震源断層面の走向方向の長さをいい，断層幅とは，震源断層面の傾斜方向の幅をいう。

走向とは，震源断層面が水平面（例えば，地表面）と交わる線の方向をいい，北から時計回りの角度で示す。また，一般的に断層の走向という場合，方位で示すこともある。

傾斜角とは，震源断層面と水平面とのなす角度をいう。

すべり量とは，地震により破壊した震源断層面のずれの量のことをいう。ずれの量は震源断層面上で一様ではない。



（注３－２５）地震観測網，Ｋ－ＮＥＴ，ＫｉＫ－ｎｅｔ

我が国には，独立行政法人防災科学技術研究所が運用する地震観測網として，全国強震観測網（Ｋ－ＮＥＴ：Kyoshin Net），基盤強震観測網（ＫｉＫ－ｎｅｔ：Kiban-Kyoshin Net），広帯域地震観測網（Ｆ－ｎｅｔ：Full Range Seismograph Network of Japan）が設置されている。

Ｋ－ＮＥＴは，全国を約２０ｋｍ間隔で覆う１０００か所以上の観測点からなり，強震計は地表（自由地盤上）に設置されている。ＫｉＫ－ｎｅｔの観測点は全国約７００か所に配置され，強震計は地表と地中の２深度に設置されている。また，Ｆ－ｎｅｔは，現在，約７０箇所の観測点があり，広帯域地震計*は，通常，横杭（トンネル）の奥に設置されている。

＊広帯域地震計は，地震による地面の速い振動から，非常にゆっくりとした振動まで，広い周波数範囲にわたって地震動を記録できるのが特徴である。平成２５年度末には防災科学技術研究所の７３地点（Ｆ－ｎｅｔ）のほか，大学４７地点，海洋研究開発機構２１地点を合わせ，１４３点が稼動している。高感度地震観測と同様，基盤的広帯域地震観測網の観測データはテレメータによって防災科学技術研究所へ常時伝送され，波形の自動解析や蓄積，及びデータ公開がなされている。

（注３－２６）地震調査研究推進本部

地震調査研究推進本部とは，政府が行政施策に直結すべき地震に関する調査研究を一元的に推進するため，地震防災対策特別措置法に基づき，総理府（現在は文部科学省）内に設置した政府の特別の機関であり，本部長（文部科学大臣）と本部員（関係

府省の事務次官等）から構成される。

その下に関係機関の職員及び学識経験者から構成される政策委員会と地震調査委員会とが設置されている。このうち，地震調査委員会では，気象庁，国土地理院，（独）防災科学技術研究所，海上保安庁，大学等の関係機関の調査結果を収集・整理して，総合的な評価を行っている。

（注３－２７）「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」

強震動予測レシピは，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，強震動予測手法の構成要素となる震源特性，地下構造モデル，強震動計算及び予測結果の検証の現状における手法や震源特性パラメータの設定に当たっての考え方を取りまとめたものである。

震源特性パラメータの設定に関しては，同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や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。内陸地殻内地震では，入倉・三宅（２００１）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」）が用いられるところ，その有効性については，全国の地震観測網の充実により得られた国内の内陸地殻内地震の地震観測記録を用いた検証がされており，熊本地震についても同様の検証がされている。

（丙Ｄ第１４号証ないし同第２６号証）

「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「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。地震動審査ガイドにおいて，震源特性パラメータは，地震調査研究推進本部による強震動予測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ものとされており（同ガイドⅠ．３．３．２（４）①1）（乙Ｂア第５１号証４～５頁)），レシピを「最新の研究成果」と位置付けている（丙Ｂア第２５号証２９６～２９７頁参照)。

（注３－２８）断層モデルを用いた手法（波形合成法），「断層モデルを用いた手法による地震動評価」

設置許可基準規則は，基準地震動の策定に関し，「『敷地ごとに震源を特定して策定

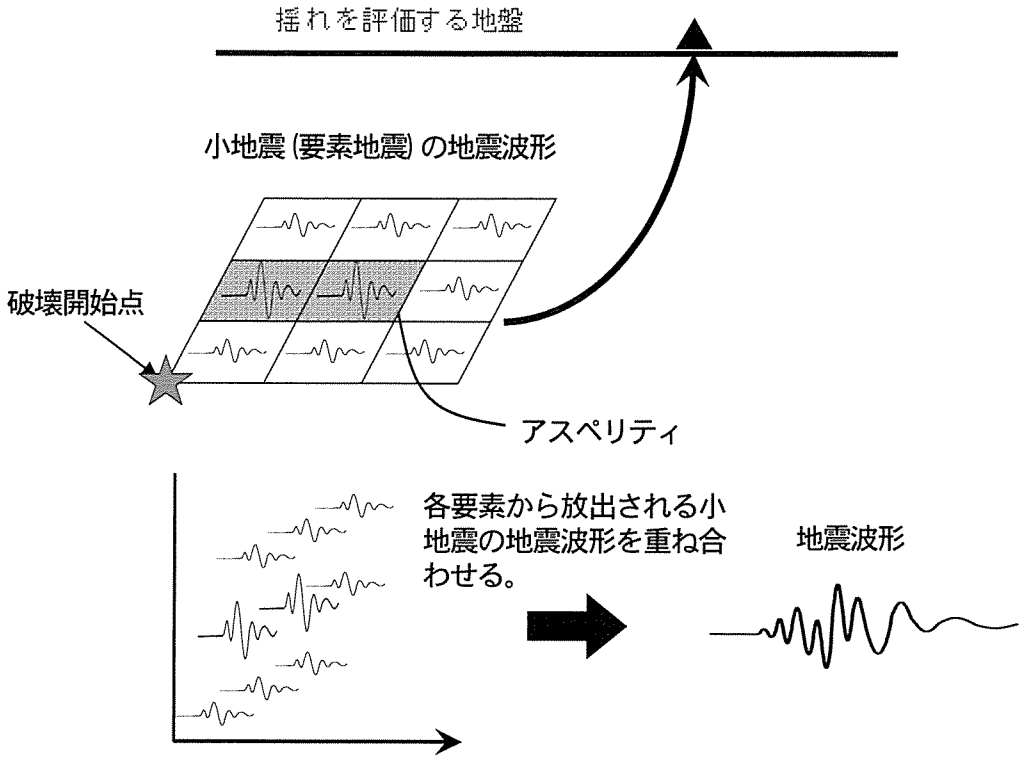
する地震動』は，内陸地殻内地震，プレート間地震及び海洋プレート内地震について，敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下『検討用地震』という。）を複数選定し，選定した検討用地震ごとに，不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を，解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定すること」を求める（同規則の解釈別記２の５二（丙Ｂア第９号証１３３～１３４頁））。

「断層モデルを用いた手法による地震動評価」とは，震源断層面の拡がりを考慮し，その震源断層面の力学的な性状及び破壊の特徴等を考えて地震動を計算する手法をいう。震源が近い場合は特に有効な手法であり，経験的グリーン関数法や統計的グリーン関数法等のいくつかの手法が提案されている。

具体的には，下図のように，地震の震源断層面を小断層面に分割し，小断層面から発生する小地震（要素地震）の地震動（時刻歴波形）を重ね合わせることにより，断層面全体から発生する大地震時の地震動（時刻歴波形）を計算する。地震動を重ね合わせることから波形合成法とも呼ばれる。大地震と小地震の震源パラメータ間の相似則の関係（スケーリング則）が理論的あるいは経験的に推定されていなければならない。

波形合成法には，要素地震として用いる小地震の地震動の違いにより，小地震の観測記録を用いる経験的グリーン関数法及び既往の観測記録を統計処理して作成した人工的な時刻歴波形を用いる統計的グリーン関数法がある。

なお，アスペリティないし強震動生成域（ＳＭＧＡ）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おり，この効果を地震動評価に反映させることもできる。



（注３－２９）加速度，ガル

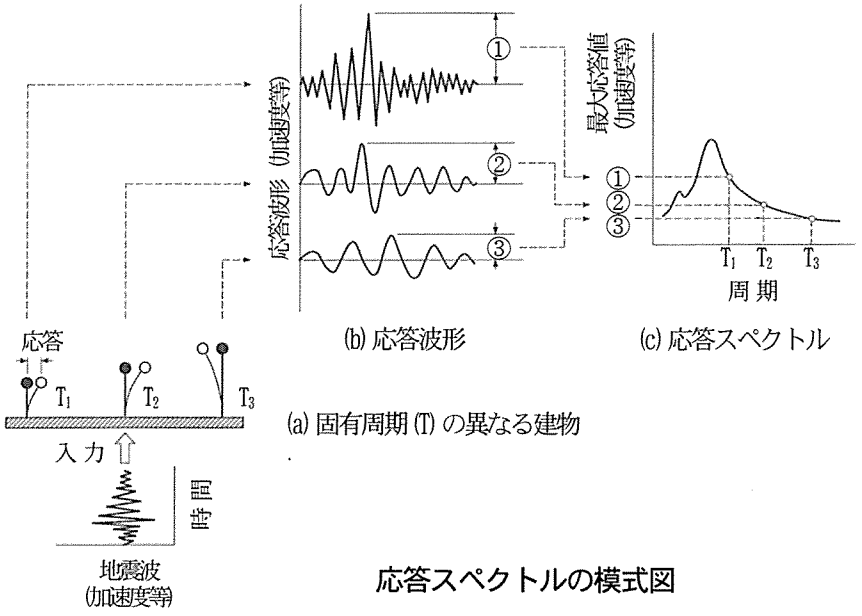
加速度とは，地震動による地面の速度が，ある時間内に変化する割合をいう。この加速度の単位をガル（Ｇａｌ）といい，１センチメートル毎秒毎秒（ｃｍ／ｓ^2）＝１ガルであり，重力加速度（g）は９８０ガルである。

最大加速度とは，地震動の継続時間中に生じる加速度振幅（速度の単位時間当たりの変化の割合）の最大値をいう。

（注３－３０）応答スペクトル，設計用応答スペクトル，床応答スペクトル，設計用床応答スペクトル

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。



応答スペクトルの模式図

設計用応答スペクトルとは，基準地震動の策定において，検討用地震ごとに評価された応答スペクトルをもとに設定する応答スペクトルをいう。

床応答スペクトルとは，建物・構築物の地震応答解析の結果から得られた，機器・配管系を据え付けた位置における床面での揺れの応答スペクトルをいう。

設計用床応答スペクトルとは，床応答スペクトルに基づき，機器・配管系の設計用に設定した応答スペクトルをいう。

（注３－３１）「応答スペクトルに基づく地震動評価」，距離減衰式

設置許可基準規則は，基準地震動の策定に関し，「『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（以下『検討用地震』という。）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」を求める（同規則の解釈別記２の５二（丙Ｂア第９号証１３３～１３４頁））。

「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。

地震動は，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。距離減衰式とは，この性質を利用し，地震の規模（例えばマグニチュード）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との関係により，想定される地震動の強さ，最大加速度，応答スペクトルが求まる計算式のことをいう。距離減衰式は，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，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。

岩盤における「応答スペクトルに基づく地震動評価」の手法として，Noda et al.（２００２）の方法（丙Ｄ第３１号証）等がある。

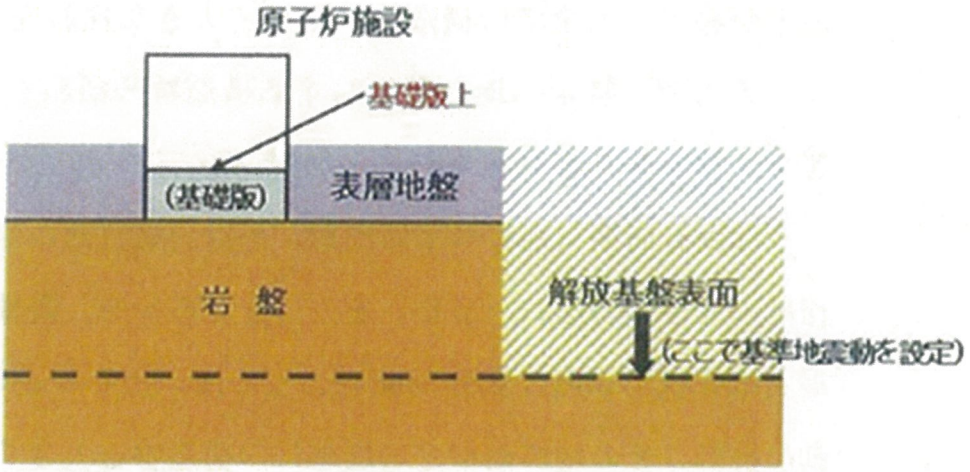
（注３－３２）耐震バックチェック

平成１８年９月１９日，原子力安全委員会は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等を改訂した。これを受け，同年９月２０日，原子力安全・保安院は，同指針改訂時に稼働中又は建設中の発電用原子炉施設等について，改訂された耐震設計審査指針に照らした耐震安全性評価を実施し，その結果を同院に報告するよう，原子力事業者に対し指示した。この耐震安全性評価を耐震バックチェックと称する。（丙Ｄ第３４号証）

（注３－３３）解放基盤表面

解放基盤表面とは，基準地震動を策定するために，基盤（硬質地盤であって著しい風化を受けていないもの）面上の表層や構造物がないものとして仮想的に設定されるＶｓ（Ｓ波が地盤中を伝わる速度）＝７００ｍ／ｓ以上の基盤の表面をいう。

設置許可基準規則は，基準地震動を，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を求める（設置許可基準規則解釈別記２の５一（丙Ｂア第９号証１３３頁））。



（注３－３４）はぎとり解析，はぎとり波

地中で取得した地震観測記録から，その観測位置より上部の地盤の影響を取り除く解析をはぎとり解析といい，はぎとり解析によって推定した地震動をはぎとり波という。

具体的には，異なる深さに設置した複数の地震計の地震観測記録を用いて，それぞれの地震観測記録の関係性を説明できる地盤モデルを作成する。そして，同モデルを用いて，観測位置より上層の地盤の影響をはぎとることによって，はぎとり波を推定する。

地震観測記録は，観測点付近の表層地盤の影響を受ける地表や地中で観測されることが多いため，解放基盤表面における地震動の評価・検討には，はぎとり波が用いられる。

（注３－３５）被害地震

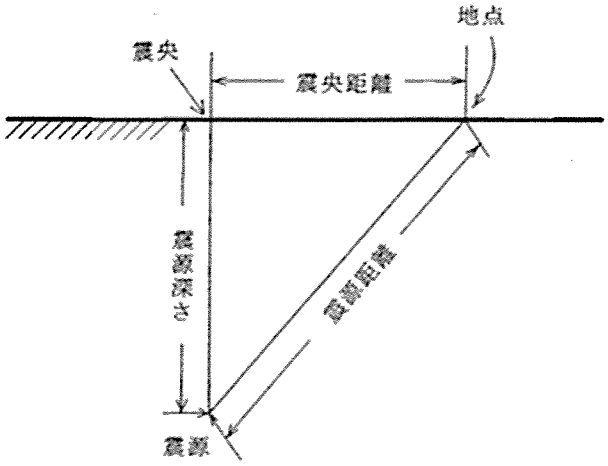
被害地震とは，人的被害や建物等の被害が生じた地震をいう。

歴史地震における被害は歴史史料における記述等から調べられている。日本国内の地震被害に関する記録は古くからみられ，これらを収集，編集したものとして，「日本被害地震総覧　５９９－２０１２」等がある。

（注３－３６）震央距離

地震が発生した地下の場所を震源という。震央とは，震源の直上に当たる地表上の

地点をいい，震央から震源までの深さを震源深さ，震央と地表上ある地点との距離を震央距離，震源と地表上のある地点との距離を震源距離という。



（注３－３７）震度

震度とは，ある場所での地震動（揺れ）の強さの程度を数字で表したものであり，日本では，気象庁震度階級（震度０，１，２，３，４，５弱，５強，６弱，６強，７）がその尺度として用いられている。建物等に被害が発生するのは震度５弱（平成８年以前は震度Ⅴ）程度以上である。

なお，建築基準法に示されている震度は，設計対象物に作用させる最大加速度を重力加速度で除した値によって示されるものであり，気象庁震度階級の震度とはまったく別の概念である。

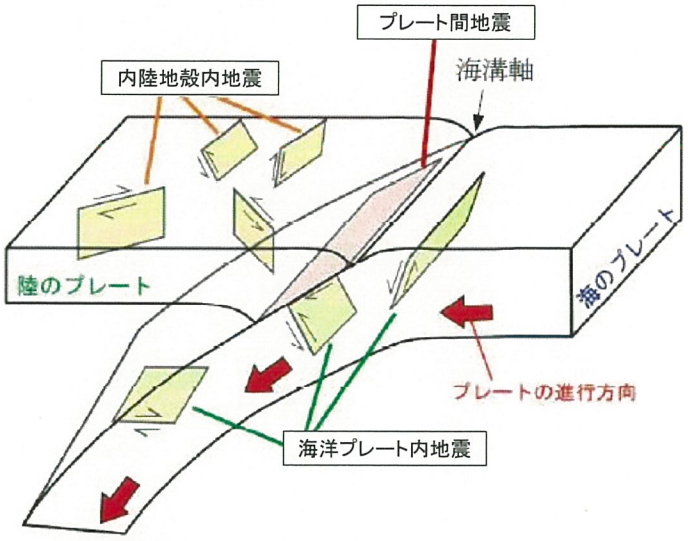
（注３－３８）地震発生様式

地震発生様式とは，地震が発生する場所やメカニズム（地震の起こり方）の違いによる分類をいい，大きく，内陸地殻内地震，プレート間地震，海洋プレート内地震に分類される。

地球の表面は，プレートと呼ばれる岩盤の板で覆われており，それらのプレートは一続きではなく，１０数枚がジグソーパズルのように敷きつめられていて，その下にあるマントルの熱による対流が原因で年間数ｃｍから１０数ｃｍ程度の速度で移動しているが，それぞれの動く方向が異なっているために，プレート同士が衝突したり，一方のプレートがもう一方のプレートの下に沈み込んだりしており，このプレートの運動により生み出される力が地震を引き起こす原動力となっている。

日本の周辺には，「太平洋プレート」，「フィリピン海プレート」，「ユーラシアプレート」，「北米プレート」があるとされている。

プレートには，大きく分けると陸のプレートと海のプレートとの２種類がある。地震は，岩盤のずれ破壊によって生じるものであり，陸のプレートの内部で発生する「内陸地殻内地震」，陸のプレートと海のプレートとの間で発生する「プレート間地震」，海のプレートの内部で発生する「海洋プレート内地震」といった地震発生様式に大別できる。なお，「海洋プレート内地震」については，発生する場所によって，「沈み込む海洋プレート内の地震」，「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」に分けられる。



（注３－３９）海上音波探査

海上音波探査とは，海面付近で海底に向けて発生させた音波を，海面付近に設置した受振器で観測し，その結果を解析して地下の地質構造等を把握する調査手法をいう。

（注３－４０）地表地震断層

地表地震断層とは，地震時に地表に現れた断層をいう。地震断層や地表断層といわれることがある。

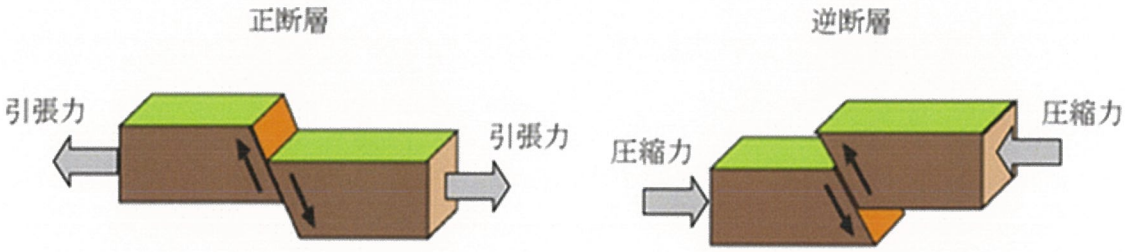
なお，地表地震断層長さとは，一般に，１回の地震で地表に現れた断層長さのことをいう。

（注３－４１）トレンチ調査

トレンチ調査とは，活断層の過去の活動の様子や変位量を調べるために，活断層の通過地点やその活動があったと予測できる地点において，深さ約数メートル程度の溝（トレンチ）を掘り，そこでの断面や底面の観察を通して，断層周辺の地層の変形や堆積状態等から過去の断層運動を解読するとともに，地層中から年代に関する情報を入手して断層運動の発生時期を解明する調査をいう。

（注３－４２）正断層，逆断層

正断層とは，断層の上側の地盤が断層面上をすべり落ちる形となる断層をいい，引張力の働く場で形成される。一方，逆断層とは，断層の上側の地盤が断層面上をのし上がる形となる断層をいい，圧縮力の働く場で形成される。



（注３－４３）沖積低地

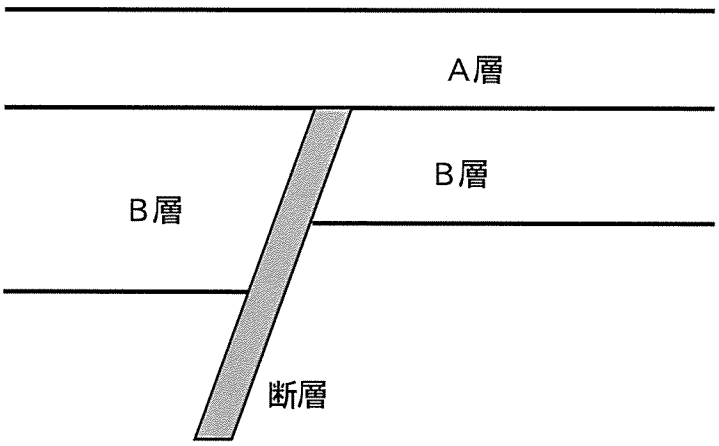
沖積低地は，主に河川による堆積作用によって形成される平野の一種をいう。海浜堆積物によって形成される海岸平野と区別される。河川の流速が減じて運搬された土砂が氾濫原や河口，更に沖合にかけて堆積して平野となる。

（注３－４４）上載地層

上載地層とは，断層の上位に分布する地層のことをいう。上載地層の切断状況から，断層の活動時期を評価することができる。

例えば，下図のような地層の場合，断層の最新活動時期は，Ｂ層堆積以後，Ａ層堆積以前となる。両層の年代を求めることにより，断層の最新活動時期を評価すること

ができる。



上載地層の概念図

（注３－４５）確実度

本準備書面においては，「新編日本の活断層（１９９１）」に示されている以下のランク区分及び判読基準に基づき，リニアメントの確実度としている。

確実度Ⅰ：活断層であることが確実なリニアメント。谷の系統的な横ずれや第四紀層を変位させている露頭等の地形的特徴を持ち，断層の位置，変位の向きが明確であるもの。

確実度Ⅱ：活断層であると推定されるリニアメント。位置・変位の向きも推定できるが確実度Ⅰと判定できる決定的な資料にかけるもの。

確実度Ⅲ：活断層の疑いのあるリニアメント。活断層の可能性があるが，変位の向きが不明確であったり，他の原因，例えば，川や海などの浸食作用による地形の疑いも残るもの。

（注３－４６）ＰＳ検層

ＰＳ検層とは，弾性波速度検層のことをいい，ボーリング抗を利用して地盤内を伝播する弾性波（Ｐ波・Ｓ波）の深さ方向の速度分布を測定するものをいう。ＰＳ検層は，軟らかい地盤から岩盤に至るすべての地盤を対象にして実施することができる。

（注３－４７）鉛直アレイ観測

鉛直アレイ観測とは，地震観測において，深さ方向（地中方向）にセンサーを複数配置し，深さ方向の地震波の増幅特性を評価する際に有効な観測方法である。

（注３－４８）重力探査

重力探査とは，調査地の地表において重力を測定し，測定した結果から地下の構造を把握する方法である。

地表における重力の値は，地下に分布する岩石・岩盤の密度，分布深度，形状に大きく起因する。地下に密度の同じ岩盤が存在する場合，出現深度が浅いと地表の重力値は大きく測定され，逆に地下に空洞が存在する場合には重力値は小さく測定される。

（注３－４９）屈折法地震探査

屈折法地震探査とは，地表付近での発破等によって人工的に弾性波（Ｐ波・Ｓ波）を発生させ，地下の速度の異なる地層境界で屈折して戻ってきた屈折波を地表に設置した測定装置で観測し，地下の速度構造を求める調査手法をいう。

（注３－５０）微動アレイ探査

地盤はわずかながら常に動いており，微小な地盤振動のうち，振動源が特定できないものを微動と呼ぶが，微動は観測地点付近の地盤特性，すなわち地盤の伝播速度や卓越する振動数，増幅特性などを反映しているものであり，微動を観測することによって大局的な地盤構造を把握することができる。

微動アレイ探査は，この微動を，複数の地震計で同時観測し，このデータを処理することによって観測地点の地下構造を求める深部地盤探査法である。

（注３－５１）Noda et al.（２００２）の方法

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が評価でき，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。

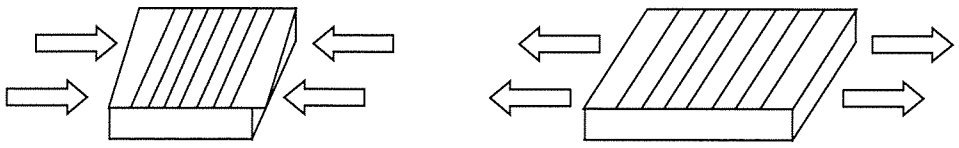
更に，同方法は，解放基盤表面で観測された４４地震の水平２１４記録及び鉛直１０７記録の回帰分析から得られた平均応答スペクトルに基づき提案された方法であるが，震源から評価地点までの距離（震源距離）について震源断層面の拡がりや断層面の不均質性（アスペリティの分布）を考慮して補正する等価震源距離を用いることで，評価地点の短周期の地震動に及ぼす影響が大きいアスペリティの位置の効果を反映できることから，敷地に近い位置にアスペリティを考慮することで，震源の不確かさを考慮した敷地に厳しい地震動評価を行うことができる。

（丙Ｄ第３１号証）

（注３－５２）応力，応力場

物体に対して外部から力（外力）が加えられると，その物体には外力に応じた変形と外力に対抗する内力が生ずる。この内力の値のことを応力値（「応力」ともいう。）という。

応力場とは，地球表面の地殻内（地層）にどのような力が加わっているかを示すもので，水平方向に両方向から押されていれば圧縮応力場，逆に両方から引っ張られていれば引張応力場という。



（注３－５３）インバージョン，震源インバージョン，震源インバージョンモデル

逆解析とは，観測データ（現象）からこれを引き起こした原因である物理過程を推定する解析手法をいう。インバージョン，インバージョン解析ともいう。

震源インバージョンとは，観測記録等を用いて震源を推定する解析手法のことをいい，この手法を用いて推定されたモデルを震源インバージョンモデルという。

これに対して，物理過程を特定して，その結果引き起こされる現象を推定する解析手法を順解析という。

（注３－５４）地震発生層

地震発生層とは，内陸地殻内部において，地震が発生する地下のある一定の深度の範囲をいい，地震発生層の厚さは地域によって異なっている。微小地震が発生する深さの分布等から，内陸地殻内部においては，ある深度以深及びある深度以浅では地震が発生しておらず，内陸地殻内部には地震が発生する深さの上限と下限が存在することが明らかとなっている。

本件発電所の基準地震動Ｓｓの策定に当たっては，本件敷地周辺における地震発生状況や地下深部構造調査の結果を参照し，総合的に検討を行っている。

（注３－５５）トモグラフィ解析

（地震波）トモグラフィ解析とは，地震波の伝播時間を用いて，地球内部の３次元速度構造を求める手法のことである。

具体的には，ある地点で地震が発生したとした場合，震源については，地球上に設置された各地震計が測定したデータを解析することによって，震源域がある程度の精度で同定される。この地震波を，コンピュータを用いて解析することによって，地球の断層写真を構成する技術のことである。

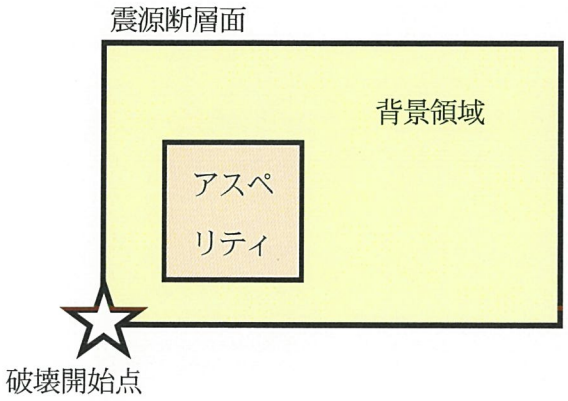
（注３－５６）入倉・三宅式

入倉・三宅式とは，内陸地殻内地震の地震観測記録に基づいて，断層面でのすべり量の分布を波形インバージョンで解析し，そのすべり量の分布が不均質であることを前提として評価した震源断層の面積（Ｓ（ｋｍ^2））と地震モーメント（Ｍｏ（Ｎ・ｍ））との以下の関係式をいう（丙Ｄ第２０号証）。同式は，入倉・三宅（２００１）において提案され，地震調査研究推進本部の強震動予測レシピにおいて，震源断層面積から地震モーメントを求めるための関係式として採用されている。

$$Mo=\left(\frac{S}{4.24}\times 10^{11}\right)^{2}\times 10^{-7}$$

（注３－５７）アスペリティ，ＳＭＧＡ，大すべり域，超大すべり域

アスペリティとは，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。震源断層面においてアスペリティ以外の領域を背景領域という。



政府の「南海トラフの巨大地震モデル検討会」の報告書によると，アスペリティはこれまで専門家のなかでも多様な意味を持つ用語として使用されていたとし，同報告書においては誤解が生じないように，アスペリティに替わる用語として，次の①，②のように分類して整理するとしている（丙Ｄ第４７号証３７頁）。

①強震動生成域（ＳＭＧＡ：Strong Motion Generation Areas ）

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）を発生させる領域をいう。断層面のその他の領域は，従来と同様，強震動生成域の背景領域という。

強震動生成域を，ＳＭＧＡ（Strong Motion Generation Areas）という。

②大すべり域，超大すべり域

大すべり域は，津波を評価するための断層モデルに使用する用語で，断層面の中で大きくすべる領域をいう。その中でも特に大きくすべる領域を，超大すべり域という。断層面のその他の領域は，津波背景領域という。

（注３－５８）セグメント

セグメントとは，断層の形態，地質・地質構造，断層の活動履歴等の観点から，同一の断層単位と考えられる区間のことをいう。

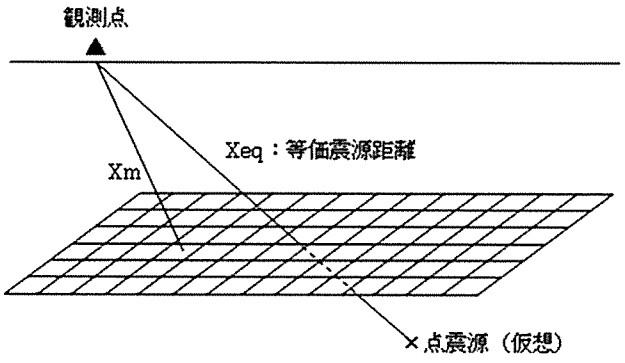
（注３－５９）松田式

松田時彦東京大学地震研究所助教授（当時）が昭和５０年に「活断層から発生する地震の規模と周期について」において提案した，地震のマグニチュードＭと活断層長さＬ（ｋｍ）との関係を表す経験式をいう。（丙Ｄ第３２号証）

ｌｏｇＬ＝０．６×Ｍ－２．９

（注３－６０）等価震源距離

等価震源距離（Xeq）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。具体的には，下図に示すように，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（Xm）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となる。各要素から放出されるエネルギーの分布を考慮できるので，強震動を強く放出するアスペリティの影響も考慮することができる。



（注３－６１）応力降下量

地震は震源断層面がずれることにより発生する。震源断層面上に蓄積されていたせ

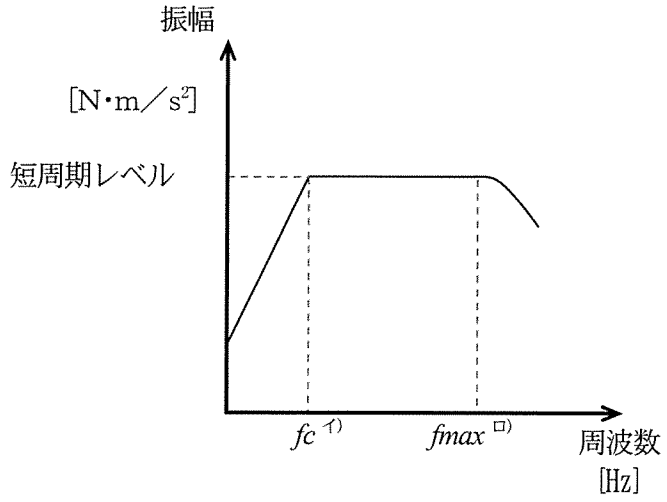
ん断応力は，震源断層面がずれるエネルギーとなってその全部あるいは一部が解放される。応力降下量とは，この解放されたせん断応力，すなわち，地震発生前のせん断応力と地震発生後のせん断応力の差のことをいう。

（注３－６２）短周期レベル

短周期レベルとは，震源特性のうち強震動に直接影響を与える短周期側の成分の強さを表す値（N・m／s^2）であり，加速度震源スペクトルが高周波数（短周期）領域で周波数によらず一定となる部分の振幅レベルをいう。

短周期レベルは，地震動の周期が１秒程度未満の周期帯域における小刻みな揺れの強さと比例関係にある。

加速度震源スペクトルは，観測記録から地下構造の特性及び地震波伝播経路の特性の影響を取り除いた震源特性のみに対応する地震波の加速度スペクトルをいう。



イ） コーナー周波数。加速度震源スペクトルにおいて，この周波数より高周波数領域でスペクトル振幅が一定となる。

ロ）高周波遮断振動数。断層モデルを用いた強震動予測において，高振動数域の精度向上を図るために用いるパラメータであり，高振動数域におけるスペクトル低減特性を示す。

短周期レベル（A）は，アスペリティの面積（Ｓａ）の平方根とアスペリティの応力降下量（Δσａ）との積に比例する値として，以下の関係式で表される。

$$A = 4 \cdot \sqrt{\pi} \cdot \sqrt{S_a} \cdot \Delta\sigma_a \cdot \beta^2$$

ここで，　A：短周期レベル

S_a：アスペリティの面積

$\Delta\sigma_a$：アスペリティの応力降下量

β：媒質のＳ波速度

（注３－６３）壇ほか（２００１）

壇ほか（２００１）とは，地震観測記録に基づき推定された内陸地殻内地震の地震モーメント（Ｍｏ）と短周期レベル（Ａ）のデータを用いて，回帰分析を行って求めた経験式（$A = 2.46 \times 10^{17} Mo^{1/3}$）を検討した研究をいう（丙Ｄ第３３号証）。

（注３－６４）破壊開始点

震源断層面の破壊については，一度にすべての領域が破壊されるのではなく，ある点から時間の経過とともに，次第に破壊が断層面上を拡がっていくことが知られている。破壊開始点とは，この一連の破壊が始まる位置のことをいう。破壊開始点を評価地点から遠方となるアスペリティ内の位置に設定すると，アスペリティの破壊が本件敷地に向かってくる影響を考慮することができ，評価地点に厳しい影響を与えることができる。

（注３－６５）経験的グリーン関数法，要素地震

経験的グリーン関数法とは，波形合成法の一つであり，実際に発生した中小地震の敷地における観測記録（これを「経験的グリーン関数」という。）を要素地震として足し合わせ，大きな地震による揺れを計算する方法をいう。

大きな断層面が破壊する地震は，断層面の一部が破壊する小地震の集合として評価することができる。このため，断層面全体への破壊伝播等を考慮して小地震の波形を足し合わせると，評価対象とする地震による波形を合成することができる。この方法では，震源断層面付近で発生した中小地震による評価地点での適切な観測記録が必要となるものの，地下構造による影響は観測記録に含まれるため，地下構造のモデルを設定する必要がない。

なお，統計的グリーン関数法とは，波形合成法の一つであり，既往の観測記録を統

計処理し，人工的に時刻歴波形（これを「統計的グリーン関数」という。）を作成し，それを要素地震として足し合わせ，大きな地震による揺れを計算する方法をいう。

（注３－６６）中央防災会議

中央防災会議とは，総理府設置法に基づき昭和３７年，総理府に設置され，平成１３年１月の省庁再編に伴い内閣府に移管された会議体をいう。中央防災会議は，大規模な地震が発生した際の対応を検討するため，震源断層モデルを設定して地震動及び津波高さを推計し，被害想定を行っている。

（注３－６７）スケーリング則

スケーリング則とは，経験的に地震の規模と断層の長さ・変位量の目安が分かっていることから，断層長，幅，変異量の比率が地震の規模に拘わらずほぼ一定で相似と見做す考え方をいう。

（注３－６８）カルデラ

カルデラとは，火山の活動によってできた大きな凹地のことをいう。比較的大きな火山火口や火山地域の盆地状の地形一般を指す場合がある。過去にカルデラが形成されたものの，現在は侵食や埋没によって地表に明瞭凹地として地形をとどめていない場合もカルデラと呼ぶ。

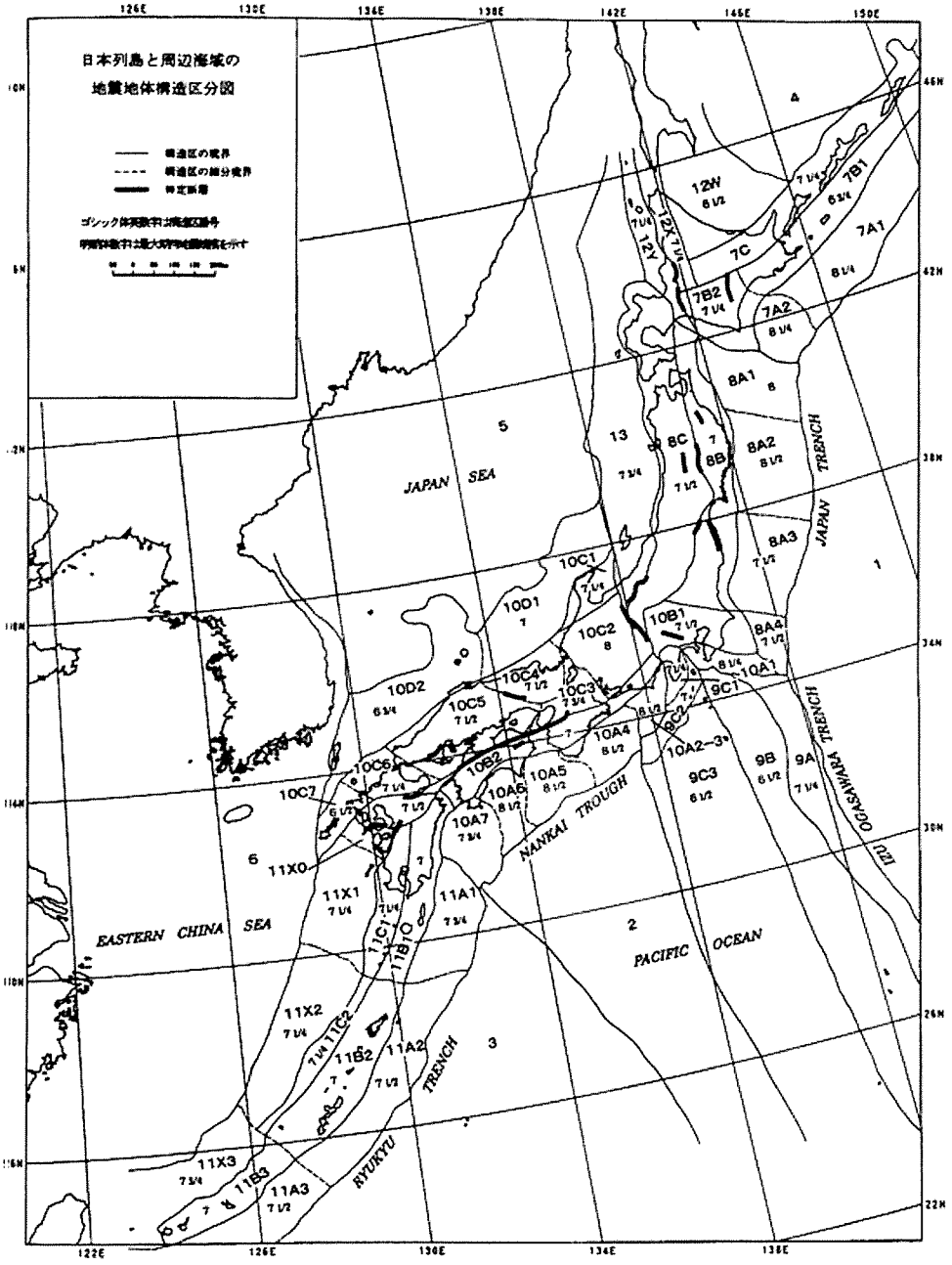
（注３－６９）火山フロント

陸のプレートの下に海のプレートが沈み込む，プレート沈み込み帯では，海のプレートによって持ち込まれる水の働きなどによって，上部マントルの一部が融けて上昇していき，マグマが形成される。マグマは一旦マグマだまりに蓄えられるなどして地表に噴出し，火山となる。火山は，沈み込んだプレートの深さが１００～１５０ｋｍに達したところの地表に，海溝軸にほぼ平行に分布することとなる。この帯状の火山分布の，海溝側の境界を結ぶ線を火山フロントという。

有珠山，富士山，桜島など，日本のほとんどすべての活火山は，火山フロントから大陸側の数十ｋｍの幅の範囲内に集中している。

（注３－７０）地震地体構造区分

地震の特性には，地域毎に共通するもののあることが知られている。すなわち，地下構造や応力場が同じとみなせる地域では，地震の規模と頻度の関係，震源深さの分布，震源メカニズムなどの地震の起こり方に共通性が認められる。このような共通性が認められる領域を区分したものを地震地体構造区分という。



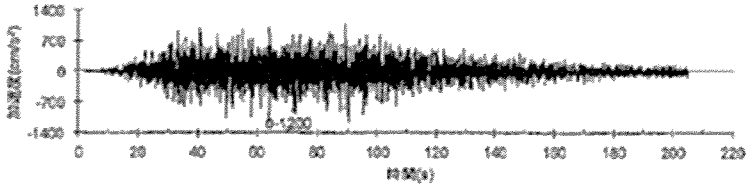
（注３－７１）ひずみ集中帯

ひずみ集中帯とは，日本列島で特に地殻の歪みが大きいと推定されている帯状の領域のことをいう。

ひずみ集中帯には，地質学的ひずみ集中帯と測地学的ひずみ集中帯とがある。前者は，地殻の短縮歪みが集中し始めたと考えられる約３００万年前以降に変位が蓄積されてきた場所をいい，地質学的な時間スケールでみた地殻のひずみ集中帯であり，日本海東縁のうち東北日本弧の背弧側に位置する領域（日本海東縁ひずみ集中帯）がこれに当たる。一方，後者は，ＧＰＳで観測されたデータによる歪み速度が大きい場所をいい，新潟から神戸に至る帯状の領域（新潟－神戸ひずみ集中帯）がこれに当たる。

（注３－７２）時刻歴波形

時刻歴波形とは，時々刻々と変化する地震の揺れを表す波形をいう。時刻歴波形には，加速度時刻歴波形，速度時刻歴波形，変位時刻歴波形等がある。



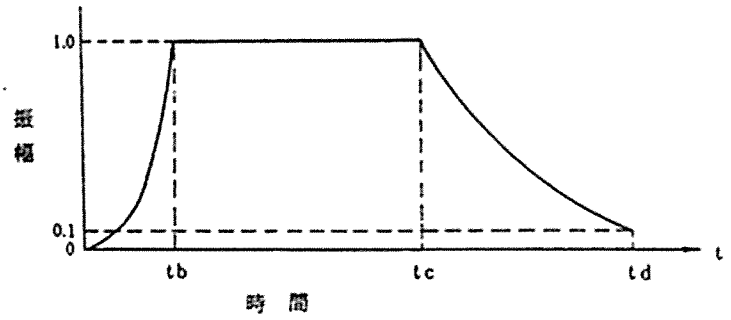
加速度時刻歴波形の例（Ｓｓ１－Ｄ$_{H1}$）

（注３－７３）模擬地震波

模擬地震波とは，設計に用いるため，目標とする特性に合うよう，実地震波を模擬して作った地震波をいう。模擬地震波は，一般的には，正弦波を重ね合わせたものに振幅包絡線の経時的変化を掛け，目標とする応答スペクトルに合うよう各正弦波の振幅を調整する手法により策定されている。

振幅包絡線の経時的変化とは，応答スペクトルから設計用模擬地震波を作成する場合における，下図のような地震動の振幅の時間軸に対する変化を規定するための包絡線形状をいう。

模擬地震波は，実際に観測される地震波形よりも，主要動の大きな振幅が何回も繰り返す地震動波形となる。



（注３－７４）確率論的地震ハザード評価

確率論的地震ハザード評価とは，地震の発生や地震動の予測に関わる種々の不確定性を確率モデルで表現することにより，全体の不確定性を定量評価することをいう。その結果は通常ハザードカーブや一様ハザードスペクトルなど，発生確率に対応する地震動強さで表現される。当該評価により，予測される地震動の強さとその発生確率との関係（ハザードレベル）を明確にすることができる。

（注３－７５）年超過確率

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）を示すものをいう。

国際原子力機関（ＩＡＥＡ）は，設計用地震動の策定方法について，米国の基準や手法を参考にしつつ，原子力発電所の設計用地震動として２段階の耐震レベルを想定しており，より厳しい「SL-2」は，国や地域にもよるものの，概ね年超過確率 10^{-3}～10^{-4}に対応している（丙Ｄ第５８号証ii頁，２頁，３頁）。

（注３－７６）不等沈下

不等沈下とは，地盤が不均一な沈下を起こす現象のことをいう。不等沈下の結果，建物が傾斜する。

（注３－７７）剛構造，剛性

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。一般的に，低層の鉄筋コンクリート造の建物・構築物は，剛構造である。これに対して，高層の鉄骨造の建物・構築物のように，外力を受けた場合，変形によりエネルギーを吸収させる構造を柔構造という。

剛性とは，荷重が作用した場合の構造物又は構造部材の変形に対する抵抗の度合いをいう。剛性は，材料の性質，部材断面の形状，構造物の固定方法等により定まる。剛性の高い構造物ほど，荷重が作用した場合の変形の度合いが小さい。

（注３－７８）耐震壁

耐震壁とは，建物・構築物の壁のうち，主として地震力の水平方向の力に抵抗する壁をいう（これに対して，設計上地震力に抵抗することを期待しない壁は間仕切り壁と呼ぶことが多い。）。

原子炉施設は，厚い耐震壁を多く配置することによって，地震に強い構造としている。

（注３－７９）一般社団法人日本電気協会

一般社団法人日本電気協会とは，電気関係事業の進歩発展を図り，産業の振興，文化の進展に寄与することを目的として，大正１０年に設立され，電気に関する技術・規格の調査・研究，電気技術者の育成等の事業を行っている，電気関係の総合的な団体をいう。会員は，電気に関連する事業全般にわたる事業者やその事業に従事する者，学識経験者等である。

日本電気協会は，電気技術規程（ＪＥＡＣ：Japan Electric Association Code），電気技術指針（ＪＥＡＧ：Japan Electric Association Guide）等の規格を制定している。ＪＥＡＣは，電気工作物の保安確保のため，設計，施工，検査等の技術的な事項について定めた規格である。この規格は，新技術の開発，社会状況の変化に遅滞なく追従し得るよう適宜改訂される。また，ＪＥＡＧは，電気工作物の保安確保のため，電気技術規程に準じて遵守されることが望まれるもので，今後改良が期待される新技術や研究開発課題が含まれている事項等に関する規格である。

（注３－８０）動的地震力，静的地震力

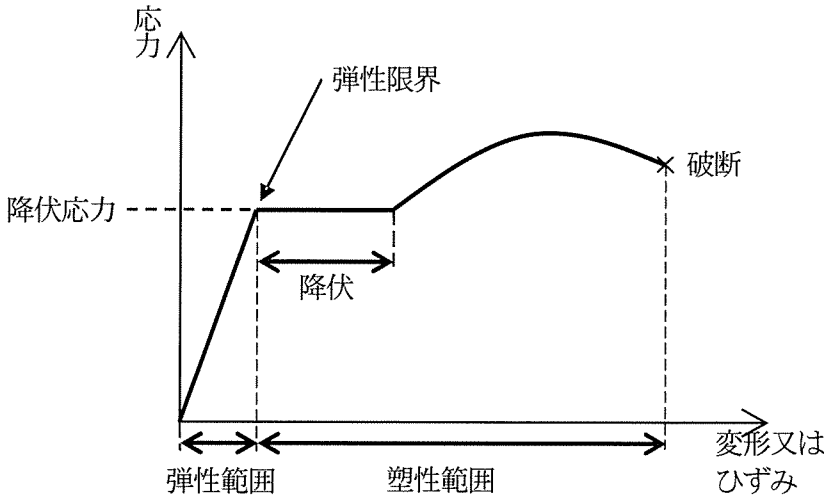
地震力とは，地震動により建物・構築物及び機器・配管系に作用する力をいう。地震力には，基準地震動を用いた地震応答解析により求める動的地震力と，建物重量に係数を乗じて求める静的地震力がある。また，地震力が作用する方向により，水平地震力と鉛直地震力とに区別される。

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。

（注３－８１）弾性設計用地震動，弾性範囲

弾性設計用地震動Ｓｄとは，施設が地震力に対して耐えるために，ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲になるように設計する際に用いる地震動をいう。

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う。なお，逆に，元の形状に戻らなくなる範囲を「塑性範囲」という。



（注３－８２）質点系モデル，ばね，地盤ばね

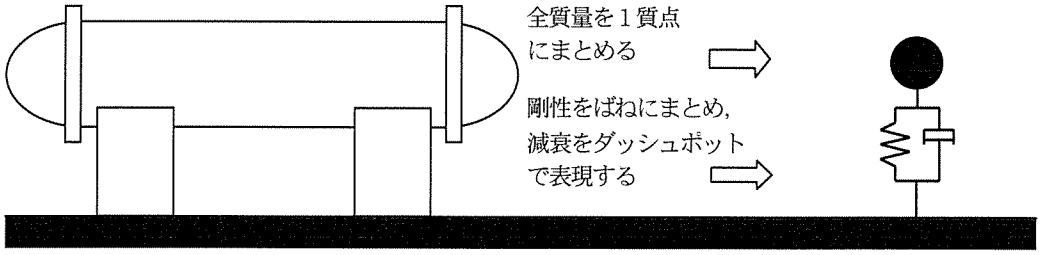
物体の質量を１点に集中して，その点の位置・運動によって物体の位置・運動を代表させるとき，その点を質点という。質点系モデルとは，振動を解析するためのモデ

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。

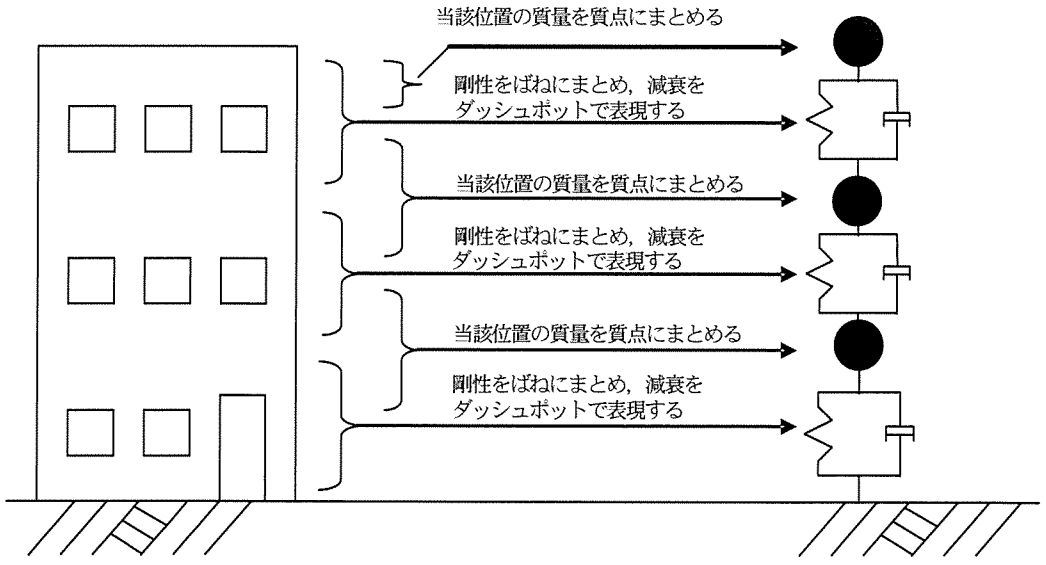
建物や機器の全重量が一つの点に集中していると仮定したモデルが１質点系モデルであり，建物や機器各部の重量を部位ごとにまとめて質点と考え，その質点同士をばねで結んだモデルが多質点系モデルである。

地盤ばねとは，地盤に作用する荷重とそれによって生じる変形を表現するためのばねである。

このうち原子炉建屋の底面の地盤ばねを底面ばねといい，原子炉建屋の側面の地盤ばねを側面ばねという。また，水平方向に生じる変形を表現するためのばねを水平ばね，回転方向に生じる変形を表すためのばねを回転ばね，鉛直方向に生じる変形を表すためのばねを鉛直ばねという。



１質点系モデル図



多質点系モデル図

（注３－８３）地震応答解析

地震応答解析とは，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。その手法として時刻歴応答解析法やスペクトル・モーダル解析法等があげられる。

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，地震応答解析を行っている。

（注３－８４）応力解析

応力解析とは，作用する外力により，物体に生じる応力（応力値）を求める解析をいう。

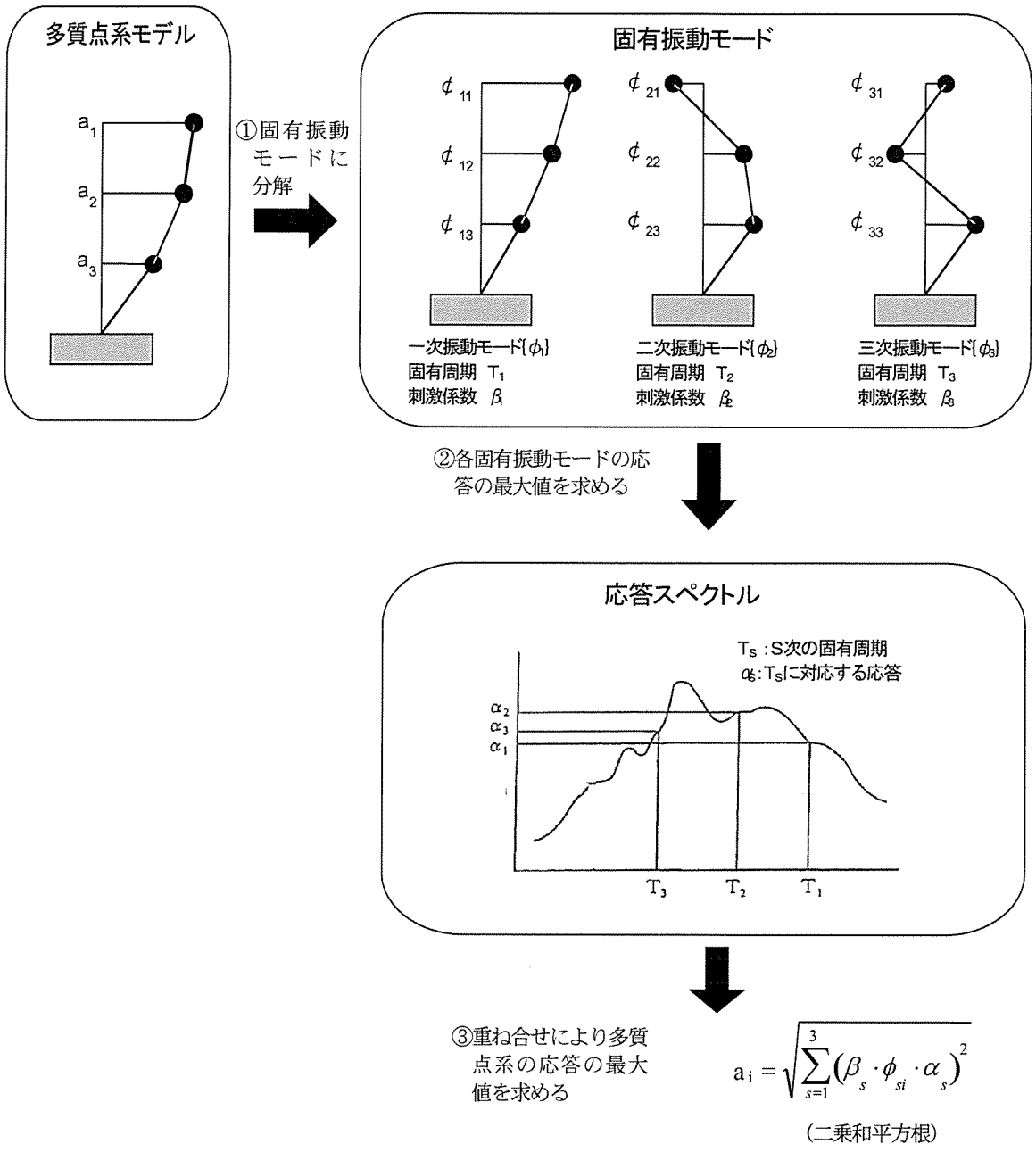
（注３－８５）時刻歴応答解析法

時刻歴応答解析法とは，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いう。

（注３－８６）スペクトル・モーダル法

スペクトル・モーダル法とは，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である。

多質点系モデルの揺れには，モデル化した質点の数だけ固有周期（図中のT_S）が存在し，各固有周期に対応した振動形状（固有振動モード。図中の$\{\phi_S\}$）の動きに分解できる。各固有振動モードに対応する応答の最大値（図中のα_S）を応答スペクトルから求め，各固有振動モードの全体の動きへの寄与度（刺激係数。図中のβ_S）に応じて重ね合わせれば，多質点系モデル全体の応答の最大値（図中の　a_i）を求めることができる。なお，重ね合せは二乗和平方根による。



スペクトル・モーダル法のイメージ図

（注３－８７）減衰定数

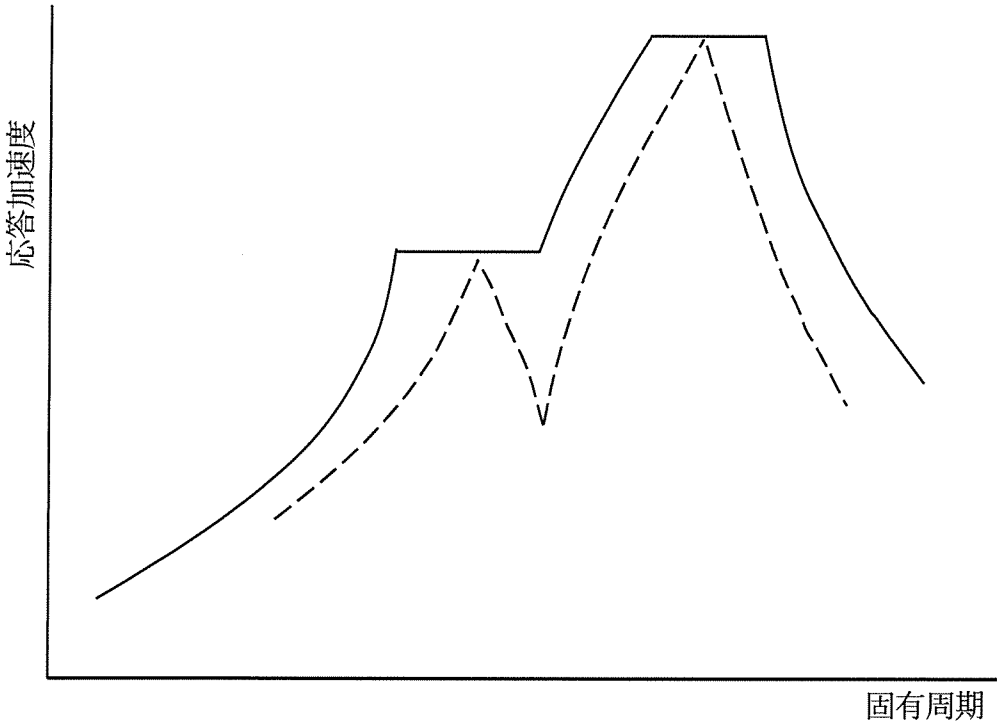
減衰定数とは，物体が揺れようとしているとき，それを押し返して揺れない状態（臨界状態）とどれくらい隔たっているのかを表す無次元量（単位をもたない数量）のことをいう。

設計で用いる減衰定数は，建物・構造物，機器・配管系ごとに安全側の値が設定さ

れる。たとえば配管の場合，振動試験データの下限値に余裕を考慮して，実際の値よりも小さく設定されている。こうすることにより，地震応答解析において算出される配管の応答値が，実際の応答値よりも大きな値となるため，安全側の評価となる。

（注３－８８）床応答スペクトルの拡幅

床応答スペクトルの拡幅とは，床応答スペクトルの作成に当たり，地盤物性や建屋剛性等のばらつきが設置階の床応答に与える影響を考慮し，床応答スペクトルを周期軸方向に拡幅することをいう。



設計用床応答スペクトル例

（注３－８９）終局せん断ひずみ

終局せん断ひずみとは，耐震壁が破壊する終局点におけるせん断ひずみをいう。耐震壁のせん断ひずみは，地震力が作用した際の変形を耐震壁の高さで除した値で定義される。

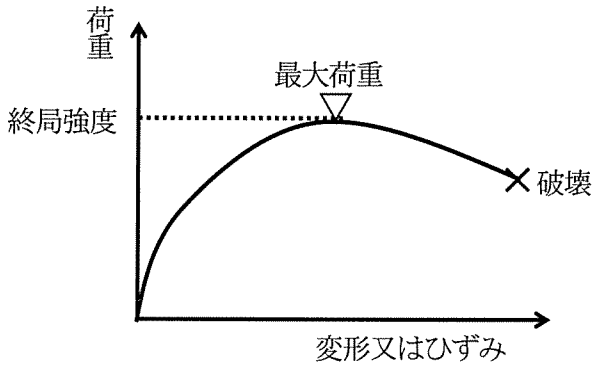
（注３－９０）設計引張強さ（Ｓｕ）

設計引張強さ（Ｓｕ）とは，設計で用いる引張強さのことをいう。実際に材料が有する引張強さは，設計引張強さ（Ｓｕ）よりも大きな値となっている。

なお，引張強さとは，材料に引張り力を与え，材料が破断する際の応力をいう。

（注３－９１）終局強度

構造物に対する荷重を漸次増大した際，構造物の変形又はひずみが著しく増加する状態を構造物の破壊と考え，この破壊に至る限界の最大荷重を終局強度という。



（注３－９２）海水ポンプ室

海水ポンプ室とは，復水器にて原子炉からタービンに送られてきた蒸気を冷却するための海水を取水する循環水ポンプの他，非常用ディーゼル発電機冷却用の海水ポンプ，残留熱除去系熱交換器用の海水ポンプなど，安全上重要な海水ポンプが設置されているエリアのことをいう。

（注３－９３）Ｈ．Ｐ．

Ｈ．Ｐ．とは，Hitachi Peilの略で，日立港における工事基準面のことをいう。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。なお，Ｈ．Ｐ．は，「Ｔ．Ｐ．（東京湾平均海面）」よりも高く，Ｈ．Ｐ．±０ｍは，Ｔ．Ｐ．＋０．８９ｍに相当する。

（注３－９４）Ｔ．Ｐ．

Ｔ．Ｐ．とは，Tokyo Peil の略で，日本全国の標高（海抜高度）の基準となる高さとして用いられている東京湾平均海面をいう。

なお，平均海面（ＭＳＬ，Mean Sea Level）とは，潮汐・気圧変化等により絶えず変化している海面の高さ（潮位）を，長年にわたって観測し，その平均から定めた高さをいい，東京湾平均海面は，東京都中央区新川にある霊岸島水位観測所の明治６年から明治１２年までの潮位記録から定められた高さに基づき定められている。

測量法施行令２条において，水準測量の基準点である日本水準原点の標高を，東京湾平均海面上２４．３９００ｍと定めているため，Ｔ．Ｐ．が日本の高さの基準となっている。

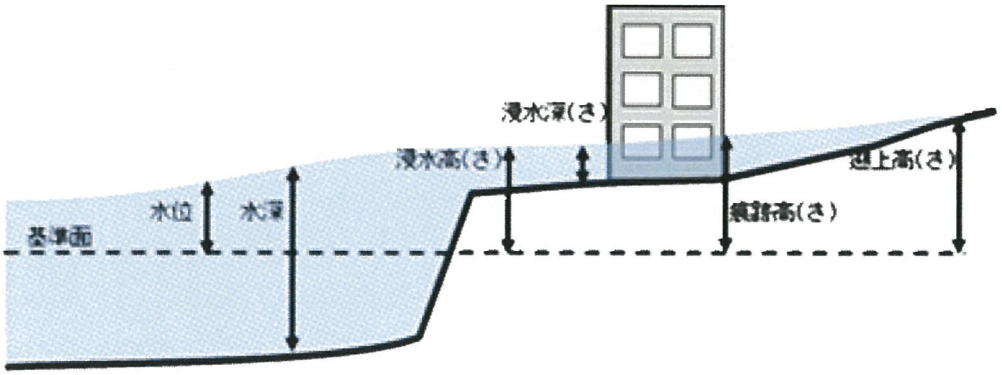
（注３－９５）津波堆積物，津波堆積物調査

津波堆積物とは，津波による浸食・運搬・堆積の作用を経て形成された堆積物をいい，津波堆積物をボーリング等により採取して詳細に観察・分析することにより，津波が来襲した時代や到達範囲等を明らかにする調査を津波堆積物調査という。

（注３－９６）浸水高，痕跡高，遡上高

津波等によって陸域の地盤や建物等が浸水した場合に，浸水した部分の水位を浸水高といい，また，その水深を浸水深という。痕跡高とは，基準面から津波痕跡までの高さをいう。

遡上高とは，津波が陸地を駆け上がった（「遡上」という。）先端の水位をいう。



（注３－９７）海溝軸

海溝軸とは，海溝の最深部のことをいう。日本海溝においては，陸側のプレートの下に太平洋プレートが沈み込む境界線を指す。

（注３－９８）カップリング係数

カップリング係数とは，プレート間の固着の程度を示す係数であり，滑り欠損速度をプレート相対運動速度で割ったものである。

滑り欠損速度は，プレート間の固着により沈み込む海洋プレートが大陸プレートを引きずり込む速度を表し，プレートが完全に固着しているとすると，プレート相対運動速度に等しくなる（この場合のカップリング係数は１である。）。

（注３－９９）近地津波，遠地津波

近地津波とは，日本の沿岸から６００ｋｍ以内に起こった地震等による津波をいう。遠地津波とは，日本の沿岸から６００ｋｍ以遠に発生した地震等による津波をいう。

（注３－１００）ＤＥＭ

ＤＥＭとは，Digital elevation model（デジタル標高モデル又は数値標高モデル）の略語であり，主としてコンピュータを用いて分析・表示するために地形をデジタル表現したものをいう。

（注３－１０１）確率論的津波ハザード評価

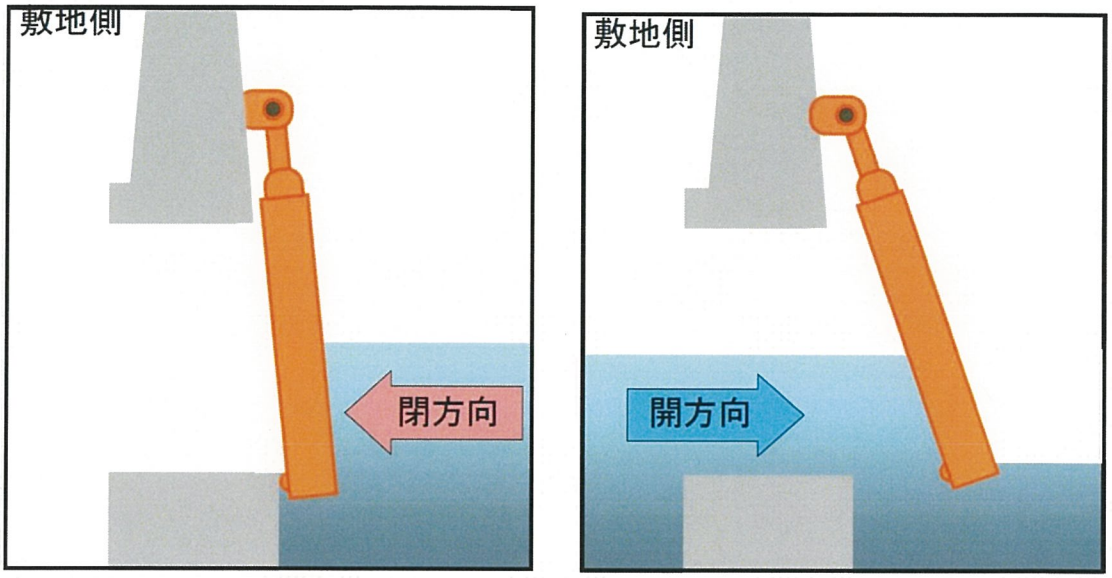
確率論的津波ハザード評価とは，津波の発生や津波高さ（水位）の予測に関わる種々の不確定性を確率モデルで表現することにより，全体の不確定性を定量評価することをいう。その結果は通常ハザードカーブや一様ハザードスペクトルなど，発生確率に対応する津波高さ（水位）で表現される。

（注３－１０２）天端

天端（てんば）とは，ダムや堤防の一番高い部分を差す。

（注３－１０３）フラップゲート

フラップゲートとは，扉体の上部をヒンジで支持した構造とすることで，津波の敷地への流入方向については水の流入を防ぐが，その逆方向については水圧により扉体が押し開かれて水が排出される機能を有するゲートをいう。



排水用フラップゲートの仕組み

（注３－１０４）地理的領域

火山影響評価ガイド（丙Ｂア第１６号証）においては，個々の火山の抽出において，まず，原子力発電所のサイトを中心に半径１６０キロメートルの範囲内において，第四紀火山があるかどうかを評価することとされており，この範囲を「地理的領域」という。

１６０キロメートルの範囲を地理的領域とするのは，国内の最大規模の噴火である阿蘇４噴火（約９万年前）において火砕物密度流が到達した距離が１６０キロメートルであると考えられていることによる。

（丙Ｂア第２５号証３３６頁）

（注３－１０５）第四紀火山

第四紀火山とは，第四紀（約２６０万年前から現在までの時代）に活動した火山のことをいう。

日本には，２５８万年間の休止期間を経た後に火山活動を再開させた火山は存在しておらず，２５８万年前までに活動を終えた日本の火山が火山活動を再開させる蓋然性は極めて低い。また，個々の火山の活動において，同一のマグマ供給系の火山活動期間は，数十万年から１００万年程度と考えられており，過去２５８万年に活動した火山を評価することはこの期間を優に包含する。これらなどを考慮すると２５８万年を基準に火山を抽出すれば，現在評価すべき火山を包含できるものと認め，火山影響評価ガイドでは，第四紀以前に火山活動があった火山で，第四紀の活動が認められない火山は既にその活動を停止しているとみなせるとしたものである。

（丙Ｂア第２５号証３３６頁）

（注３－１０６）完新世

完新世とは，地質時代区分（前記）のうちで最も新しい時代である。最終氷期が終わる約１万年前から現在までを指す。

（注３－１０７）ＶＥＩ，破局的噴火

ＶＥＩ（Volcanic Explosivity Index）は，火山爆発指数ともいい，噴火終了後に噴出量の大きさを評価する指標である。区分は０から８までに分かれており，ＶＥＩ２からＶＥＩ８までは，区分の数値が一つ上がるごとに噴出物の量は１０倍になる。また，ＶＥＩは，火山噴火の規模を表す一つの指標であり，噴出した火砕物（火山灰，火砕流等）の量で評価されるが，溶岩は噴出量に加味されない。（丙Ｄ第１１８号証）

ＶＥＩ７以上の噴火であり１００km^3以上の噴出物を伴う噴火を，破局的噴火ということがある。

（注３－１０８）階段ダイヤグラム

階段ダイヤグラムとは，縦軸に噴出量，横軸に噴出年代を設定し，それを分析することで，将来の火山活動の規模や時期について評価するものをいう。

将来の活動可能性が否定できるかどうかの判断では，階段ダイヤグラムによる検討結果や噴出物の変化等の特性を総合的に考慮して行う。

（注３－１０９）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をいう。

（注３－１１０）岩屑なだれ，火山性土石流，火山泥流

岩屑流（岩屑なだれ）とは，岩石の破片，土壌，泥などが空気と混合して一気に斜面を流れ下る現象をいう。

土石流とは，表土，砂，礫などが水と一体となって流下（集合運搬）する現象をいう。岩塊や流木などを多く含み，大きな岩塊などが先頭部に集中し直進しやすい。火山性土石流とは，火山事象により発生する土石流をいう。

火山泥流とは，火山砕屑物と水との混合物が地表を流れる現象を総称していう。火山噴出物，特に火山灰がいったん山腹に堆積し，多量の降雨などで泥流となるものなどが主である。

（注３－１１１）テフラ

テフラとは，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。大規模に噴出したテフラは広い地域に追跡することが可能であり，また，噴出の期間も地質学的な時間スケールでは極めて短期間であると考えられることが多いので，同時間面として重要な鍵層にもなる。個々のテフラは，固有の岩石学的な特徴を持っており，それらの特徴を基に同じテフラであるかどうかを識別することが可能である。

（注３－１１２）バグフィルタ

バグフィルタとは，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。フィルタの素材（エレメント）としてはコットン，ナイロン，金属繊維，ガラス繊維などがあり，処理ガスと煤塵の温度・性状に合った種類を選ぶ。バグフィルタに付着した集塵物は，エア洗浄方式，ウォータジェット方式，振動方式などにより除去・排出する。

第４章における語句注

（注４－１）放射線の線量（放射線量），被ばく線量，実効線量

放射線量とは，放射線の量を表すものであり，被ばくした放射線の量を被ばく線量という。人体に与えられる放射線のエネルギー量を表す吸収線量や吸収線量に放射線の種類に基づく違いを考慮した係数（放射線荷重係数）を掛けて求めた等価線量や，等価線量に全身に対する人体の組織・臓器ごとの相対的な放射線感受性を表す組織荷重係数を掛けて得た値（等価線量×組織荷重係数）を関連する全ての人体の組織・臓器について合計して算出した実効線量等に分類される。

実効線量は，放射線防護の目的で，放射線の種類やエネルギー，人体の組織や臓器の種類によって放射線を受けたときの影響が異なることを考慮し，共通の尺度で評価するために用いられる。

なお，吸収線量の単位はＧｙ（グレイ）で，１Ｇｙ＝１Ｊ（ジュール）／ｋｇ，実効線量の単位はＳｖ（シーベルト）で，通常のガンマ線を全身に１Ｇｙ被ばくしたときの実効線量が，ほぼ１Ｓｖになる。

（注４－２）放射化生成物

放射化生成物とは，冷却材が原子炉を循環する過程において，冷却材中に溶け込んだ鉄さびなどの不純物の原子核が，炉内で中性子を吸収し，コバルト６０，マンガン５４等の放射性物質となったものをいう。

（注４－３）原子炉冷却材浄化系

原子炉冷却材浄化系（Reactor Water Clean-up System）とは，熱交換器，ろ過脱塩装置等で構成され，圧力容器内の冷却材の一部を連続的に抜き出して熱交換器で冷却し，ろ過脱塩装置により不純物や放射性物質を除去することにより，冷却材の純度を維持する設備をいう。なお，ろ過脱塩装置により浄化された冷却材は，熱交換器で加温されて圧力容器に戻される。

（丙H第３号証８－５－５５～５９頁）

（注４－４）復水脱塩装置

復水脱塩装置とは，復水器で蒸気から凝縮された冷却材が圧力容器内へ供給される前に，それに含まれるイオン性不純物をイオン交換樹脂により除去する装置をいう。

（丙H第３号証８－５－１４５～１５３頁）

（注４－５）希ガス，クリプトン，キセノン

希ガスとは，周期表の第０族元素であるヘリウム（Ｈｅ），ネオン（Ｎｅ），アルゴン（Ａｒ），クリプトン（Ｋｒ），キセノン（Ｘｅ），ラドン（Ｒｎ）の六つの総称である。自然界の存在量が少なく，非常に安定で反応性に乏しく他の元素と化合物を作りにくい性質があり，化学的に不活性な気体である。

これらのうち，アルゴン，クリプトン，キセノン，ラドンの同位体で，放射性物質であるものを，放射性希ガスという。

（注４－６）活性炭式希ガスホールドアップ装置

活性炭式希ガスホールドアップ装置とは，活性炭を用いて，原子炉施設から排出される放射性希ガスの放射能を減衰させ弱める装置のことをいう。

活性炭を充填した吸着筒（チャコールベッド）に排ガスを通すと，希ガスは吸着・脱着を繰り返しながら活性炭内をゆっくり移動する。このため，排気筒に達するまでに放射能が減衰し，放射線被ばくが抑制される。特に，半減期が約５日のキセノン１３３の減衰効果が大きい。

（丙H第３号証８－７－１～４頁）

（注４－７）排気筒

排気筒とは，建屋換気空調系，気体廃棄物処理系等の排気中の放射性物質を拡散・希釈し，放射性物質濃度を監視しつつ排出するために設けた円筒状の構築物をいう。また，非常用ガス処理系の排気のための配管を主排気筒の内側に沿って設置し，事故時に，非常用ガス処理系の排気をこの配管を通じ排出する。

（注４－８）機器ドレン廃液

機器ドレン廃液とは，ポンプ，弁等の各機器からの漏えい水，サンプルラインの排

出液をいう。

（注４－９）床ドレン廃液

床ドレン廃液とは，機器や配管，床の表面洗浄等によって床表面に溜まった廃液をいう。

（注４－１０）全希ガス漏えい率

全希ガス漏えい率とは，燃料被覆管から冷却材中に漏えいする放射性希ガスであるクリプトン及びキセノンの単位時間当たりの量をいう。その値は，燃料被覆管の損傷の程度を表すめやすとなる。

（注４－１１）周辺監視区域

周辺監視区域とは，原子炉施設の管理区域（実用炉規則２条２項４号。平成２４年法律第４７号（原子力規制委員会設置法）による原子炉等規制法の改正前は，同規則１条２項４号）の周辺の区域であって，当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が線量告示に規定される線量限度（実効線量について年間１ｍＳｖなど）を超えるおそれのないものをいう（実用炉規則２条２項６号。原子炉等規制法の改正前は，同規則１条２項６号）。

なお，周辺監視区域については，実用炉規則７８条３号（原子炉等規制法の改正前は，同規則８条３号）に規定されるところに従い，人の居住を禁止するとともに，境界にさく又は標識を設ける等の方法によって業務上立ち入る者以外の者の立ち入りを制限する措置が講じられる。

（注４－１２）線量限度

線量限度とは，個人が受ける被ばく線量を合理的な範囲内でできるだけ抑えるために設けられた上限値である。平常時で，放射線の線源や人への被ばくが制御できている状況では，職業として放射線を取り扱う人の職業被曝を管理するため，５年間で１００ｍＳｖ（１年間では５０ｍＳｖを超えない）の線量限度が定められている。周辺公衆に対しては，１年間で１ｍＳｖの線量限度が設定されている。

（注４－１３）復水器冷却水

復水器冷却水とは，タービンを回転させた後の，圧力の低下した蒸気を冷却し，水に戻すために取水する海水（循環水ともいう。）のことをいう。

（注４－１４）（放射線被ばくによる人体への影響としての）確定的影響と確率的影響

放射線防護の分野においては，放射線被ばくによる有害な健康への影響は，確定的影響と確率的影響とに分類できるとされている（国際放射線防護委員会（ＩＣＲＰ）２０００７年勧告（乙Ａ第９号証７頁））。

確定的影響とは，「『もし線量が十分に大きければ，組織の機能を損なうのに十分な細胞喪失を引き起こす』放射線による細胞致死の結果から生じる健康影響である」とされる（乙Ａ第１０号証９頁）。そして，「ほとんどの臓器・組織は相当な数の細胞が失われても影響を受けない。しかし，失われた細胞の数が十分多いと，組織機能の喪失の結果現れる観察しうる障害が発生する。こうした障害を引き起こす確率は低線量ではゼロであるが，あるレベルの線量（しきい値）を超えるとその確率は急速に１（１００％）にまで上昇するであろう」，「組織・臓器内のかなりの細胞が死んだり，正常に再生し機能することが妨げられたりすると，臓器機能の喪失…に至るであろう」とされている（ＩＣＲＰ１９９０年勧告（乙Ａ第１１号証５，１５，１７，１８頁））。臓器ごとのしきい値は，睾丸，卵巣，水晶体，脊髄等の臓器ごとに具体的な線量が示されており，いずれも１００ｍＳｖを越え，５０００～６０００ｍＳｖに達するものもある。

確率的影響とは，「放射線被ばくによって引き起こされた細胞の修飾の結果として起こるかもしれない健康影響をいう」とされる（乙Ａ第１０号証９頁）。ＩＣＲＰ１９９０年勧告は，放射線に起因するがんの発症の確率は，確定的影響のしきい値よりも十分に低い線量であっても，線量におよそ比例して線量の増加分とともに上昇するとしている。確率的影響については，確定的影響におけるようなしきい値は想定されていない。（乙Ａ第１１号証６，１５，１９～２０頁）

（注４－１５）ＡＬＡＲＡ，線量目標値

ＡＬＡＲＡとは，「合理的に達成できる限り低く」（as low as reasonably

achievable)」の意味であり，国際放射線防護委員会（ＩＣＲＰ）が１９７７年に採択した同委員会勧告で示された放射線防護の基本的考え方をいう。

この考え方は，ＩＣＲＰ２００７年勧告では，「被ばくの生じる可能性，被ばくする人の数及び彼らの個人線量の大きさは，すべての経済的及び社会的要因を考慮に入れながら，合理的に達成できる限り低く保つべきである」とする「防護の最適化の原則」の中で用いられている。

国内の発電用軽水型原子炉施設については，この考え方を背景として，周辺公衆の受ける線量を低く保つための努力目標値として，実効線量で年間０．０５ｍＳｖという線量目標値が定められている。

（注４－１６）ラドン

ラドン（radon）とは，原子番号８６，元素記号Ｒｎの希ガス元素であり，その同位体であるラドン２２２は，ウラン２３８を始まりとするウラン系列に属する放射性核種である。

ラドンは気体として呼吸器に取り込まれ，その娘核種が肺胞に付着することから，公衆の発ガン性リスクとしては，石造りの家，地下室などの空気中ラドン濃度調査が重要である。

なお，ラドンによる体内被ばく量は，日本平均で年間０．４ｍＳｖ，世界平均で年間１．２８ｍＳｖと言われている。

（注４－１７）モニタリングポスト

モニタリングポストとは，環境の放射線量率を連続して測定する連続モニタ等を具備した野外測定設備をいう。

第５章における語句注

（注５－１）原子炉出力制御系

原子炉出力制御系とは，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。

（丙H第３号証８－６－２～６頁）

（注５－２）原子炉圧力制御系

原子炉圧力制御系とは，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。

（丙H第３号証８－６－６頁）

（注５－３）原子炉給水制御系

原子炉給水制御系とは，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。

（丙H第３号証８－６－６～７頁）

（注５－４）フェイルセーフシステム

フェイルセーフシステムとは，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。例えば，制御棒は，制御電源が喪失した場合には，自動的に炉心に挿入されるようになっている。

（注５－５）インターロックシステム

インターロックシステムとは，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。例えば，制御棒は，運転員が誤って引き抜こうとしても引き抜けないようになっている。

（注５－６）制御棒

制御棒は，炉心から出し入れすることによって核分裂を起こす中性子の数を調整し，原子炉の起動，停止や比較的大きな出力変更といった原子炉の出力制御を行うものである。４体の燃料集合体の中央に，炉心全体に亘って一様に配置され，本件発電所では１８５本設けられている。

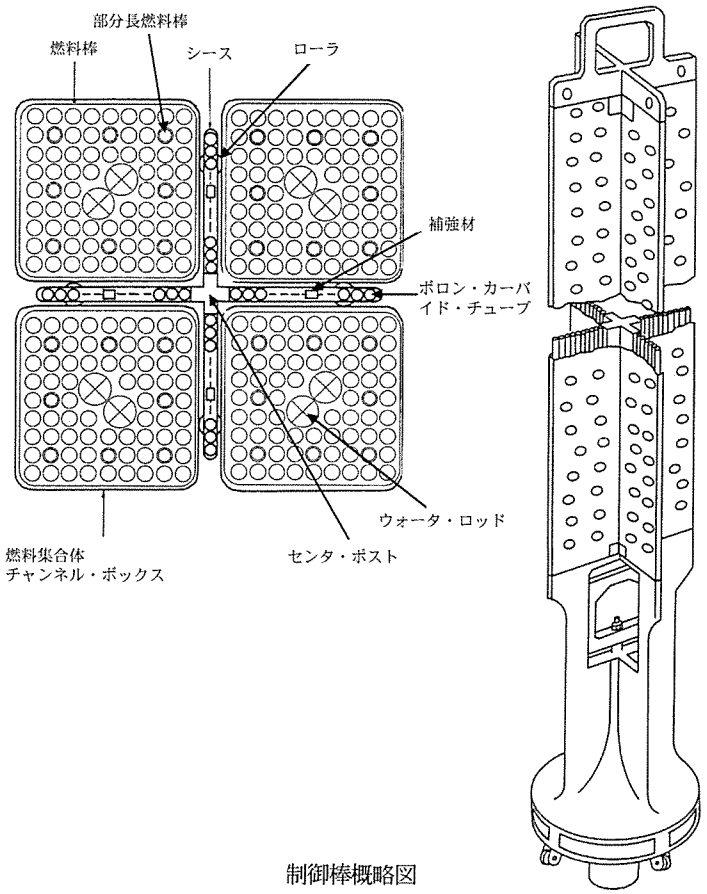
制御棒は，ステンレス鋼製のU字形シース（覆い）の中に中性子吸収材を収め，当該U字形シースを十字形に組み合わせたもので，本件発電所においては，中性子吸収材として，ボロン・カーバイド粉末を充填したステンレス鋼管を使うボロン・カーバイド型を採用している。

ボロン・カーバイドとは，ほう素と炭素との化合物をいい，化学式はＢ４Ｃで示される。ほう素は原子番号５，記号Ｂの非金属元素であり，天然のほう素には，中性子吸収能力が非常に高い同位体（ほう素１０）が約２０％存在するので，原子炉の制御棒の材料として使用されている。

各制御棒には，制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットが設けられ，水圧によって炉心下部から制御棒の挿入・引抜きを行っている。なお，各制御棒は，通常時は１本ずつ操作するが，原子炉のスクラムが必要な場合には，全制御棒が炉心内に急速に挿入される。

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

（丙H第３号証８－６－１４～３６頁）



制御棒概略図

（注５－７）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。（「注５－５１原子炉再循環ポンプ」の項参照。」

（丙H第３号証８－５－６～１０頁）

（注５－８）沸騰遷移

沸騰遷移とは，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。原子炉内の燃料において，この変化が生ずると，燃料被覆管表面が蒸気に覆われた状態となり，被覆管の温度が急激に上昇し，焼損に至る場合がある。

（注５－９）最小限界出力比（ＭＣＰＲ）

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。

限界出力比（ＣＰＲ：Critical Power Ratio）とは，次の式のとおり，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。

$$\text{限界出力比}=\frac{\text{限界出力}}{\text{実際の燃料集合体の熱出力}}$$

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。

（注５－１０）運転上の制限値

運転上の制限値とは，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。

（注５－１１）核計装

核計装とは，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。

本件発電所では，原子炉の出力レベルに応じて，起動領域計装，出力領域計装がある。

（丙Ｈ第３号証８－６－４１～４８頁）

（注５－１２）原子炉プラントプロセス計装

原子炉プラントプロセス計装とは，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。必要な指示，記録計等はすべて中央制御室に配置されており，原子炉圧力容器計装，再循環回路計装，原子炉給水系及び蒸気系計装，制御棒駆動機構計装及びその他の計装から構成されている。

（丙Ｈ第３号証８－６－４９～５５頁）

（注５－１３）原子炉緊急停止系

原子炉緊急停止系とは，原子炉のスクラムを行うための設備をいい，制御棒，制御棒駆動機構，水圧制御ユニット等から構成されている。

スクラムとは，原子炉の運転状態に異常が発生した場合に原子炉を緊急停止させることをいう。原子炉に設置されている検出器の信号が原子炉の運転条件の限界範囲（スクラム条件）を超えた場合，自動的に制御棒を挿入し負の反応度を加えて，速やかに原子炉を停止させるようになっている。また，異常時には運転員の判断により，スクラムボタンを用いて手動で原子炉を緊急停止させることもできる。

（丙H第３号証８－６－１２５～１３９頁）

（注５－１４）原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系（ＲＣＩＣ：Reactor Core Isolation Cooling System）とは，何らかの原因で給水系が停止するなどにより原子炉水位が低下した場合に，自動的にサプレッション・チェンバのプール水又は復水貯蔵タンクの貯留水を原子炉へ注水する機能を持つ設備である。

この系統は，タービン駆動ポンプ，弁類等から構成されており，そのタービン駆動ポンプは，炉心の崩壊熱により発生する蒸気の一部を用いた蒸気タービンにより駆動し，また，弁類及び計測制御装置等は，直流電源により作動するため，交流電源が喪失しても原子炉へ高圧注水することができる。

（丙H第３号証８－５－３８～４３頁）

（注５－１５）主蒸気逃がし安全弁

主蒸気逃がし安全弁とは，主蒸気管に取り付けられ，圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するための弁をいう。

原子炉の圧力は，通常はタービン制御系の圧力制御装置によって一定に保たれているが，何らかの原因によって圧力が異常に上昇した場合に備えて，１８個の主蒸気逃がし安全弁を設けている。主蒸気逃がし安全弁を通じて，圧力バウンダリ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，圧力バウンダリ内を減圧することができる。

主蒸気逃がし安全弁は，原子炉圧力高信号によりピストンを駆動して弁を強制開放

する逃がし弁機能や圧力の上昇により自動的に開放する安全弁機能を有する。

（丙H第３号証８－５－１１～１４頁）

（注５－１６）サプレッション・チェンバ，ドライウェル，ベント管

サプレッション・チェンバとは，格納容器の一部で，ＥＣＣＳなどに供給する水を内部に蓄えた，円筒部と底部コンクリートマットより成るものをいう。

ドライウェルとは，格納容器の一部で，圧力容器等を取り囲む範囲をいう。

ベント管とは，格納容器の一部で，ドライウェルとサプレッション・チェンバとを連絡している管をいう。

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ことができる。加えて，万が一，冷却材が圧力バウンダリから漏れ出た場合に，ドライウェル内に放出された蒸気と水の混合物は，ベント管等を通してサプレッション・チェンバ内のプール水中に放出され，冷却・凝縮されることにより，格納容器の過度の圧力上昇を抑制することもできる。（「注２－４格納容器」の項参照。）

（注５－１７）安全保護系

安全保護系とは，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。

（丙H第３号証８－６－１２５～１３９頁）

（注５－１８）多重性，多様性，独立性

多重性とは，同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。

多様性とは，同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。

独立性とは，二つ以上の系統又は機器が，設計上考慮する環境条件及び運転状態に

おいて，共通の要因又は従属的な要因によって同時にその機能が阻害されないことをいう。

（丙Ｂア２５号証１０７～１０８頁）

（注５－１９）ＬＯＣＡ（原子炉冷却材喪失事故）

ＬＯＣＡ（Loss of coolant Accident）とは，原子炉の出力運転中に，圧力バウンダリを構成する配管の破断等により，冷却材が系外に流出し炉心の冷却能力が低下する事象をいう。原子炉冷却材喪失事故ともいう。

（注５－２０）ＥＣＣＳ

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。

（注５－２１）高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系とは，ＥＣＣＳの一つで，原子炉が高圧から低圧の状態に亘り，冷却水を注入して炉心を冷却することができる系統をいう。

（丙H第３号証８－５－２７～２８，丙H第３号証８－５－３７頁）

（注５－２２）低圧注水系

低圧注水系とは，ＥＣＣＳの一つで，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をいう。

（丙H第３号証８－５－２６～２７，丙H第３号証８－５－３６頁）

（注５－２３）低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系とは，ＥＣＣＳの一つで，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をいう。

（丙H第３号証８－５－２５～２６，丙H第３号証８－５－３５頁）

（注５－２４）自動減圧系

自動減圧系とは，ＥＣＣＳの一つで，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，蒸気を逃して原子炉圧力を低下させる。

（丙H第３号証８－５－２８～２９頁）

（注５－２５）工学的安全施設，工学的安全施設作動回路

工学的安全施設とは，原子力発電所の機器の破損，故障等に起因して，原子炉内の燃料の破損等により多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に，これを抑制又は防止するための機能を備えるよう設計された施設をいい，ＥＣＣＳ，原子炉格納施設から成る。

工学的安全施設作動回路とは，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。

（注５－２６）格納容器スプレイ冷却系

格納容器スプレイ冷却系とは，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。

（丙H第３号証８－５－４４～５４頁）

（注５－２７）ジルコニウム－水反応，ジルコニウム合金

ジルコニウム－水反応とは，原子炉冷却材喪失時に原子炉の水位が低下したことにより炉心が露出した場合等に，高温となった燃料被覆管（材料はジルコニウム合金）が水蒸気により酸化し，水素ガスが発生する反応をいう。

ジルコニウム合金は，ジルコニウム（原子番号４０の元素で記号はＺｒ）の合金であり，中性子吸収が少ないという特徴を持つため，燃料被覆管の材料として用いられている。

（注５－２８）不活性ガス系

不活性ガス系とは，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設備であり，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。

（丙H第３号証８－９－４５～４６頁）

（注５－２９）可燃性ガス濃度制御系

可燃性ガス濃度制御系とは，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，水素の燃焼を防ぐ設備をいう。

（丙H第３号証８－９－４４～４５頁）

（注５－３０）非常用ガス処理系

非常用ガス処理系（ＳＧＴＳ：Stand-by Gas Treatment System）とは，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設備をいう。

（丙H第３号証８－９－４１～４３頁）

（注５－３１）非常用ガス再循環系

非常用ガス再循環系とは，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設備をいう。

（丙H第３号証８－９－４１～４３頁）

（注５－３２）交流電源，全交流動力電源喪失，直流電源

交流とは，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。

交流電源とは，交流の電力を供給する電源をいう。

全交流動力電源喪失とは，発電所の機器を駆動するための所内電源及び外部電源が

喪失し，かつ非常用ディーゼル発電機が全て起動失敗したため，交流電源が給電できなくなる状態をいい，設置許可基準規則解釈の１４条では，「外部電源喪失及び非常用所内交流動力電源喪失の重畳」とされている。

直流とは，時間によ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。

直流電源とは，直流の電力を供給する電源をいう。

直流電源設備とは，充電器，蓄電池等で構成される非常用及び常用の設備をいう。

（注５－３３）ブローアウトパネル

ブローアウトパネルとは，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。

（丙H第３号証８－９－１５～２９頁）

（注５－３４）耐火壁

耐火壁とは，床，壁，天井，扉等耐火構造の一部であって，必要な耐火能力を有するものをいう（火災防護審査基準１．２（３）（丙Ｂア第１１号証１頁））。

（注５－３５）火災区域

火災区域とは，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（火災防護審査基準１．２（１１）（丙Ｂア第１１号証２頁））。

（注５－３６）火災区画

火災区画とは，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（火災防護審査基準１．２（１２）（丙Ｂア第１１号証２頁））。

（注５－３７）発火性又は引火性物質

発火性又は引火性物質とは，可燃性物質のうち，火災発生の危険性が大きい，火災が発生した場合に火災を拡大する危険性が大きい，又は火災の際の消火の困難性が高いものをいう（火災防護審査基準１．２（１０）（丙Ｂア第１１号証２頁））。

（注５－３８）不燃性

不燃性とは，火災により燃焼しない性質をいう（火災防護審査基準１．２（１）（丙Ｂア第１１号証１頁））。

（注５－３９）難燃性

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（火災防護審査基準１．２（２）（丙Ｂア第１１号証１頁））。

（注５－４０）地絡

地絡とは，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。

（注５－４１）短絡

短絡とは，インピーダンス（交流電流における電圧と電流の比）がないか又は異常に小さい値の伏態で接触した現象をいう。抵抗値がほぼゼロのため，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。

（注５－４２）保護継電器

保護継電器とは，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。

（注５－４３）遮断器

遮断器とは，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。

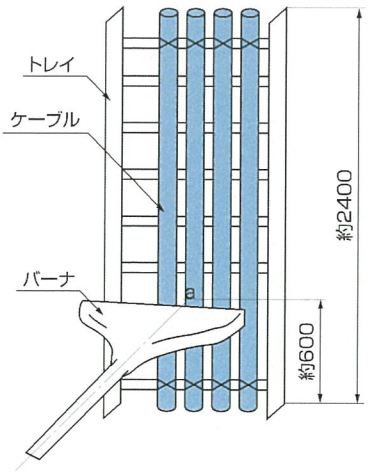
（注５－４４）難燃ケーブル

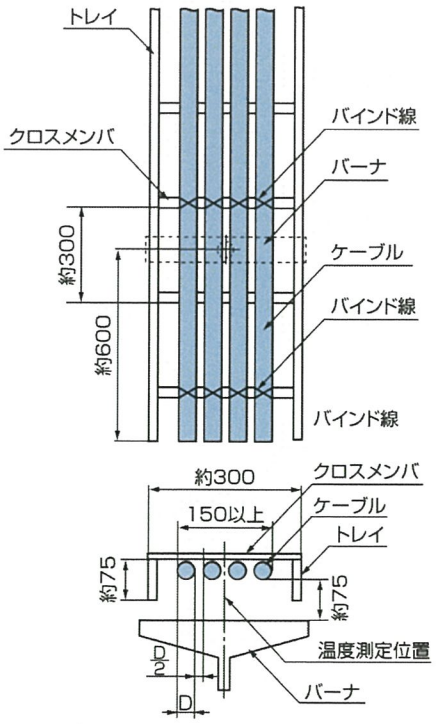
火災により着火しにくく，著しい燃焼をせず，また，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質を有するケーブルをいう（火災防護審査基準１．２（８）（丙Ｂア第１１号証１～２頁））。

（注５－４５）ＩＥＥＥ３８３

ＩＥＥＥ３８３とは，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。火災防護審査基準においては，難燃ケーブルの「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」を有していることを示す延焼性の実証試験の例として，ＩＥＥＥ３８３が挙げられている。

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 1800㎜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。





（注５－４６）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。

（注５－４７）ハロゲン化物

ハロゲン化物とは，ハロゲン族元素（ふっ素，塩素，臭素，よう素，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。

（注５－４８）高温停止，冷温停止

高温停止とは，原子炉が停止した状態，かつ，原子炉水の温度が１００℃以上の状態をいう。

冷温停止とは，原子炉が停止した状態，かつ，原子炉水の温度が１００℃未満の状態をいう。

（注５－４９）ガス絶縁開閉装置

ガス絶縁開閉装置とは，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。電流を遮断する際に開閉器の電極間に発生するアーク放電に対し，ガスを吹き付けることで消滅させる。

（注５－５０）ほう酸水注入系

ほう酸水注入系（ＳＬＣ：Standby Liquid Control System）とは，万一制御棒が挿入不能になり，制御棒によって原子炉を停止させることができない状態となったとき，中性子吸収能力の高いほう酸水（五ほう酸ナトリウムの水溶液）を原子炉に注入することにより核分裂反応を止め，原子炉を停止させる設備をいう。

（丙H第３号証８－６－２０～２１，丙H第３号証８－６－２４，２６頁）

（注５－５１）原子炉再循環ポンプ，原子炉再循環ポンプのトリップ

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。

原子炉再循環ポンプトリップ機能とは，発電機負荷遮断（送電線の故障等により発電した電気を外部に送ることができず発電を瞬時に停止すること）の直後などにおいて，原子炉出力の過度の上昇を防止し，燃料棒の健全性を維持するために，原子炉再循環ポンプ駆動電動機の電源を自動的に遮断し，原子炉再循環ポンプをトリップさせて炉心流量を低下させ，負の反応度を与える機能をいう。

（注５－５２）代替交流電源設備（常設，可搬型）

代替交流電源設備とは，設計基準事故対処設備の交流電源の喪失により重大事故等が発生した場合に，非常用所内電気設備及び代替所内電気設備に必要な電力を供給する設備である。

常設代替交流電源設備として，常設代替高圧電源装置を設置するとともに，可搬型交流電源設備として，可搬型代替低圧電源車（可搬型代替直流電源設備の機能を兼用）を配備する。

（丙H第３号証８－１０－３６～３７頁）

（注５－５３）代替直流電源設備

代替直流電源設備とは，設計基準事故対処設備の直流電源の喪失により重大事故等が発生した場合に，非常用所内電気設備及び代替所内電気設備に必要な電力を供給する設備である。

常設代替直流電源設備として，緊急用１２５Ｖ系蓄電池を設置，可搬型代替直流電源設備として，可搬型代替低圧電源車（可搬型代替交流電源設備の機能を兼用）及び可搬型整流器を配備する。

緊急用１２５Ｖ系蓄電池は，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。

可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は，代替所内電気設備に接続して運転することで，非常用所内電気設備の直流母線へ２４時間にわたり必要な電力を供給できるようにする。

（丙H第３号証８－１０－３７～３８頁）

（注５－５４）代替所内電気設備

代替所内電気設備とは，設計基準事故対処設備の全交流動力電源が喪失した場合等でも，代替交流電源設備（常設・可搬型）及び代替直流電源設備（常設・可搬型）から必要な負荷に電力を供給する設備である。

（丙H第３号証８－１０－３８～３９頁）

（注５－５５）燃料給油設備

燃料給油設備とは，設計基準事故対処設備の全交流動力電源等が喪失した場合に対処できるよう，代替交流電源設備（常設，可搬型），代替直流電源設備（可搬型），可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型注水中型ポンプ，窒素供給装置用電源車及びタンクローリ（走行用）等に燃料を給油するための設備である。

常設代替高圧電源装置に対しては，燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンクから常設代替交流電源装置燃料移送ポンプを用いて，また，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型注水中型ポンプ及び窒素供給装置用電源車に対しては，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する。

（丙H第３号証８－１０－４２頁）

（注５－５６）高圧代替注水系

高圧代替注水系設備とは，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷を防止するため，サプレッション・チェンバのプールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプを使用して原子炉に注水する設備である。

常設高圧代替注水系ポンプは，蒸気タービン駆動のポンプとし，圧力容器内で発生する蒸気で駆動できるように設計する。また，中央制御室からの遠隔操作によって起動し，高圧注水が必要な期間にわたって，運転が継続できるようにする。

この系統は，全交流動力電源が喪失し，さらに所内常設直流電源が喪失した場合でも，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により，高圧注水が必要な期間にわたって，運転を継続する機能を有する。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。

（丙H第３号証８－５－６９～８４頁）

（注５－５７）低圧代替注水系（常設）

低圧代替注水系（常設・可搬型）は，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために原子炉に注水する設備である。

低圧代替注水系（常設）は，代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水ポンプを使用して原子炉に注水する。この系統は，全交流動力電源が喪失した場合でも，常設代替交流電源設備からの給電により，運転を継続する機能を有する。

（丙H第３号証８－５－１０３～１２９頁）

（注５－５８）低圧代替注水系（可搬型）

低圧代替注水系（常設・可搬型）は，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために原子炉に注水する設備である。

低圧代替注水系（可搬型）は，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又は代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプを使用し，常設設備を介して原子炉に注水する。

可搬型代替注水中型ポンプ及び大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動し，燃料は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する。

（丙H第３号証８－５－１０３～１２９頁）

（注５－５９）代替格納容器スプレイ冷却系（常設，可搬型）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）とは，残留熱除去系の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，格納容器へスプレイする設備である。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）とは，可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプ，接続口等で構成し，残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系が機能喪失及び常設低圧代替注水系ポンプが使用不可の場合において，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水を，常設設備を介して格納容器へスプレイする設備である。

更に，代替格納容器スプレイ冷却系（常設，可搬型）は，炉心の著しい損傷が発生した場合，スプレイ水の放射性物質叩き落とし効果により，格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下可能な設計とする。

なお，可搬型代替注水大型ポンプ及び中型ポンプは，屋外の保管場所に配置することで，残留熱除去系に対して位置的分散を図る。

（丙H第３号証８－９－４７～８８頁）

（注５－６０）耐圧強化ベント

耐圧強化ベントとは，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のことをいい，耐圧性能を強化した配管，弁等から構成される。

この系統は，主蒸気逃がし安全弁からサプレッション・チェンバの水中に放出される蒸気により移送される炉心の崩壊熱を，最終的な熱の逃がし場である大気へ移送する機能を有する。

（丙H第３号証８－５－１３０～１４４頁）

（注５－６１）格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）

格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）とは，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。

この系統は，格納容器内の雰囲気ガスを放出することで，格納容器内の水素濃度を低減する機能も有する。

（丙H第３号証８－９－６９～８８頁）

（注５－６２）代替循環冷却系

代替循環冷却系とは，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，除熱できる系統をいう。格納容器圧力逃がし装置については，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，すべてを除去しきれないことを踏まえ，代替循環冷却系を優先して用いる。

（丙H第３号証８－９－６９～８８頁）

なお，本系統の追加は，東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉の発電用原子炉設置変更許可に係る適合性審査の過程において得られた技術的知見として得られたものである。平成２９年度第４４回原子力規制委員会（平成２９年１０月１８日）において，「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等の一部改正及びそれらの意見募集について（案）－柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映－」の了承がなされ，現在では，代替循環冷却系が追加の規制要求として規制基準に反映されている。

（注５－６３）「必ず想定する事故シーケンスグループ」

設置許可基準規則３７条１項の解釈では，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の必要な措置について，その有効性を評価するよう求めている。

有効性の評価については，炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故のシナリオを，起因事象，安全設備や緩和動作の成功・失敗，物理現象の発生の有無等の組み合わせとしてあらわした事故シーケンスを，起因事象，注水設備や電源等の作動状態，対策の共通点に着目して事故シーケンスグループとして類型化し，炉心損傷をもたらす事故シーケンスの発生頻度が，対策が必要であると考えられる程度に大きいと考えられる様々な事故シーケンスをおおむね網羅すると考えられる事故シーケンスグループを「必ず想定する事故シーケンスグループ」として定め，その「必ず想定する事故シーケンスグループ」を評価することとされている。

「必ず想定する事故シーケンスグループ」としては，「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」，「崩壊熱除去機能喪失」，「原子

炉停止機能喪失」，「ＬＯＣＡ時注水機能喪失」，「格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）」が定められている。

なお，プラントごとの設計等の違いもあることから，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適用可能なＰＲＡ等を実施し，結果，「必ず想定する事故シーケンスグループ」には含まれないものの，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「必ず想定する事故シーケンスグループ」に追加することを求めている。

（丙Ｂア第２５号証１５０～１５５頁）

（注５－６４）高圧・低圧注水機能喪失

高圧・低圧注水機能喪失とは，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をいう。

（注５－６５）高圧注水・減圧機能喪失

高圧注水・減圧機能喪失とは，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をいう。

（注５－６６）全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失とは，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をいう。

（注５－６７）崩壊熱除去機能喪失

崩壊熱除去機能喪失とは，還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をいう。

（注５－６８）原子炉停止機能喪失

原子炉停止機能喪失とは，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をいう。

（注５－６９）ＬＯＣＡ時注水機能喪失

ＬＯＣＡ時注水機能喪失とは，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をいう。

（注５－７０）格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）

格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）とは，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をいう。

（注５－７１）溶融炉心

溶融炉心とは，燃料の過熱により，炉心を構成する燃料集合体，制御棒や炉心支持構造物等が融解したものをいい，コリウム（corium）ともいう。

（注５－７２）ペデスタル部

ペデスタル部とは，圧力容器の台座部にある空間のことをいう。

（注５－７３）コリウムシールド

コリウムシールドとは，万一，圧力容器が破損し，溶融炉心（コリウム）がペデスタル部に流れ落ちた場合，ＭＣＣＩ*によるペデスタルの損傷を防ぐために設置する耐浸食性にすぐれたジルコニア製のシールドをいう。

（＊ＭＣＣＩ：溶融炉心－コンクリート相互作用（Molten Core Concrete Interaction）といい，炉心溶融が進展し，溶融炉心が圧力容器の底部を溶融貫通し，格納容器下部のコンクリート床に落下した場合に，高温の溶融炉心によりコンクリートが加熱され熱分解し，溶融浸食される現象をいう。）

（注５－７４）セシウム１３７

セシウム１３７は，ウラン２３５などの核分裂によって生成される主要な放射性核種の一つで，原子番号５５，元素記号Ｃｓ，質量数１３７の同位体である。

（注５－７５）「必ず想定する格納容器破損モード」

設置許可基準規則３７条２項の解釈では，重大事故が発生した場合においても，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の必要な措置について，その有効性があることを確認するよう求めている。

有効性の評価については，著しい炉心損傷後等に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に至る可能性のある事象を，格納容器への負荷の種類に着目して類型化した格納容器破損モードについて網羅的に抽出した上で，これまでの研究の成果を踏まえ，典型的な格納容器破損モードとして「必ず想定する格納容器破損モード」を定め，その「必ず想定する格納容器破損モード」を評価することとされている。

「必ず想定する格納容器破損モード」としては，「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」が定められている。

なお，プラントごとの設計等の違いもあることから，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適用可能なＰＲＡ等を実施し，結果，「必ず想定する格納容器破損モード」には含まれないものの，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「必ず想定する格納容器破損モード」に追加することを求めている。

（丙Ｂア第２５号証１５５～１５６頁，丙Ｈ第３号証１０（５）－６－１９～２９頁）

（＊溶融炉心が原子炉圧力容器内から原子炉格納容器内へ流れ出す際に，溶融炉心が原子炉格納容器の壁に接触し，溶融炉心からの伝熱により原子炉格納容器ライナー部（金属製の板で構成されている部分）の溶融貫通や高温・高圧により格納容器が破損する可能性がある。溶融炉心を冷却することにより，落下した溶融炉心が原子炉格納容器下部において拡がらず，原子炉格納容器の壁部分に接触しないようにする観点から，「格納容器直接接触（シェルアタック）」が格納容器破損モード

とされている。

なお，この「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る。本件発電所はＢＷＲ Ｍａｒｋ－Ⅱ型の格納容器であり，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。）

（注５－７６）雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

原子炉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原子炉格納容器が破損する場合があることから，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」が格納容器破損モードとされている。

（注５－７７）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，原子炉格納容器に熱的・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，「高圧溶融物放出と格納容器雰囲気直接加熱」が格納容器破損モードとされている。

（注５－７８）原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用とは，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，「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」が格納容器破損モードとされている。

（注５－７９）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，「水素燃焼」が格納容器破損モードとされている。

（注５－８０）溶融炉心・コンクリート相互作用

溶融炉心がコンクリートに接触すると，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，コンクリートが浸食され，一酸化炭素や水素等の非凝縮性ガス及び水蒸気が多量に発生する。これにより，格納容器内の温度・圧力が上昇し，及び格納容器下部コンクリートが貫通し，格納容器が破損する可能性がある。溶融炉心を冷却することにより，非凝縮性ガス等の発生及びコンクリートの浸食を抑制する観点から，「溶融炉心・コンクリート相互作用」が格納容器破損モードとされている。

（注５－８１）保守管理計画

保守管理計画とは，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。

（注５－８２）保全プログラム

保全プログラムとは，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。

（注５－８３）保全活動

保全活動とは，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。

（注５－８４）一般社団法人原子力安全推進協会

一般社団法人原子力安全推進協会（ＪＡＮＳＩ：Japan Nuclear Safety Institute）とは，東京電力福島第一原子力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のことをいう。

ＪＡＮＳＩは，①国内外の最新情報の収集，分析を踏まえた「安全性向上策」の評価，提言・勧告及び支援，②原子力施設の運営状況や設備の状態，安全文化の健全性等の確認を通じた「原子力施設」の評価，提言・勧告及び支援，を２つの柱として，関連する事業を展開している。

（注５－８５）ニューシア

ニューシア（ＮＵＣＩＡ（Nuclear Information Archives））とは，ＪＡＮＳＩが運営する「原子力施設情報公開ライブラリ」のことで，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とりまとめ，事業者に提示している。

（注５－８６）超音波探傷試験

超音波探傷試験とは，金属や構造物に対する非破壊試験法の一つで，物体を超音波が伝播するとき，内部欠陥があるとそこから反射されたり，透過が妨害・減衰される性質を利用して，内部欠陥を検出する方法のことをいう。

（注５－８７）渦電流探傷試験

渦電流探傷試験とは，材料，部品あるいは製品の非破壊検査法の一つで，鉄鋼・非鉄金属・黒鉛などの導電性材料からなる検査対象に適用可能であり，材料表面あるいは表層に誘起される渦電流がひびなどの欠陥や表面付近の材質の不均一性によって変化する性質を利用して欠陥を検出する方法のことをいう。

（注５－８８）学会標準２００８，経年劣化メカニズムまとめ表

学会標準２００８とは，一般財団法人日本原子力学会が取りまとめた「原子力発電所の高経年化対策実施基準：２００８」のことをいう。

本書では，高経年化対策の定義を見直し，運転期間に応じた経年劣化事象に対する活動内容を整理し，保全プログラムと連携した実施内容を規定している。

更に，高経年化技術評価を実施した原子力発電所の知見を基に原子力発電所を構成する機器ごとに想定される経年劣化事象を「経年劣化メカニズムまとめ表」として取りまとめ，附属書（規定）とするとともに，経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経

年劣化管理を運転初期から実施することを要求事項としている。また，１０年ごと及び運転開始３０年以降の高経年化対策について，それぞれ経年劣化事象に対して実施する標準的な評価の手法を規格化し，附属書（規定）としている。

（注５－８９）熱時効

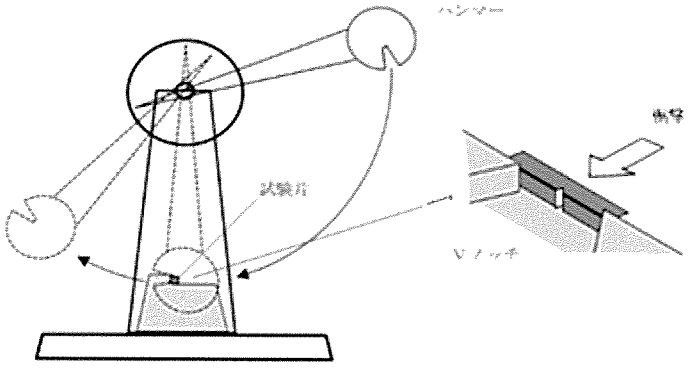
熱時効とは，オーステナイト相とフェライト相が共存する２相ステンレス鋼が３００℃以上の高温に長時間さらされた場合に材料劣化が進行して靭性が低下する現象をいう。

（注５－９０）関連温度

関連温度とは，ＪＥＡＣ４２０１－２００７において，「RT_{NDT}」（Reference Temperature for Nil Ductility Transition）と表記されており，吸収エネルギー４１Ｊに対応する関連温度の移行量と，関連温度初期値とを足し合わせた値をもって，定義されるものをいう。

（注５－９１）シャルピー衝撃試験

シャルピー衝撃試験とは，下図のように，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。



（注５－９２）低サイクル疲労

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のことをいう。

（注５－９３）上部棚吸収エネルギー

上部棚吸収エネルギーとは，ＪＥＡＣ４２０１－２００７において，高温においてほぼ一定の破壊靭性を呈する温度範囲の程度に係る指標として定義されているものをいい，「ＵＳＥ」（Upper Shelf Energy）と表記されている。

（注５－９４）ウォータージェットピーニング

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である。

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。

（注５－９５）ＰＮケーブル

ＰＮケーブルとは，エチレンプロピレンを絶縁材に，クロロプレンをシース材に用いたケーブルのことをいう。

（注５－９６）設計基準対象施設

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）。

運転時の異常な過渡変化とは，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（設置許可基準規則２条２項３号）。

設計基準事故とは，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（設置許可基準規則２条２項４号）。

なお，設計基準事故に対処するための安全機能を有する設備を，設計基準事故対処設備という（設置許可基準規則２条２項１３号）。

（注５－９７）単一故障，単一故障の仮定

単一故障とは，単一の原因に起因して一つの動的機器が所定の安全機能を失うことをいう。単一の事象に起因して必然的に起こる多重故障を含む。なお，動的機器とは，外部からの動力の供給を受けて，それを含む系統が本来の機能を果たす必要があるとき，機械的に動作する部分を有する機器をいい，具体例としては弁，ポンプ等が挙げられる。

設計基準事故の解析評価に当たり，現実には到底起こるとは考えられない事象が発生したと想定しても，すべての工学的安全施設が設計どおりに作動したとして解析評価したのでは，工学的安全施設が設計のとおりに多重性等を有していることを確認することができない。工学的安全施設の各系統・機器は高い信頼性を有しているが，上記の理由から，あえて，原子炉停止，炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの基本的安全機能ごとに解析結果が最も厳しくなるような機器の単一故障の発生を仮定し，解析評価をする。この仮定を単一故障の仮定という。

（丙Ｂア第２５号証１１６～１１７頁）

（注５－９８）重大事故等対処施設，重大事故等，重大事故等対策，重大事故

重大事故とは，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又は使用済燃料の著しい損傷をいう（実用炉規則４条）。

重大事故等とは，重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故をいう（設置許可基準規則２条２項１１号）。

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）。

重大事故等対処設備とは，重大事故等に対処するための機能を有する設備をいう（設置許可基準規則２条２項１４号）。

重大事故等対策とは，設計基準事象に対する十分な対策が要求されているところ，

それを踏まえてもなお重大事故等が発生することを想定しての対策をいう。

（注５－９９）安全重要度分類

安全重要度分類とは，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について，安全上の見地からそれらの相対的重要度を定めて分類することをいい，これらの機能を果たすべき構築物，系統及び機器(以下「ＳＳＣ」(Structure, System and Component)という。)の設計に対して，適切な要求を行うために定められたものである。

安全重要度分類については，重要度分類指針に規定されている。

このうち，設置許可基準規則においては，安全機能を有するＳＳＣは，

①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。

②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。

とし，重要度に応じた信頼性が求められている（１２条１項及び２項)。

そして，重要度分類指針において，具体的に安全機能の分類及び重要度の分類が定められている。

このうち，安全機能の分類については，それが果たす安全機能の性質に応じて，次の２種類に分類される。

①その機能の喪失により，原子炉施設を異常状態に陥れ，もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの(異常発生防止系。以下「ＰＳ」(Prevention System)という。)。

②原子炉施設の異常状態において，この拡大を防止し，又はこれを速やかに収束せしめ，もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し，又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「ＭＳ」(Mitigation system)という。)。

更に，重要度の分類については，ＰＳ及びＭＳのそれぞれのＳＳＣを，その有する安全機能の重要度に応じ，最も重要度の高いクラス１からクラス３までの３つに分類している。

このうち，ＰＳのクラス１（以下，「ＰＳ－１」といった表記をする。）は，「その損傷又は故障により発生する事象によって，（ａ）炉心の著しい損傷，又は（ｂ）燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物，系統及び機器」であり，圧力バウンダリ機能を有する圧力容器等が該当する。また，ＰＳ－２は，「その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物，系統及び機器」等であり，圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能を有する使用済燃料プール等が該当する。さらに，ＰＳ－３は，「異常状態の起因事象となるものであって，ＰＳ－１及びＰＳ－２以外の構築物，系統及び機器」等であり，プラント計測・制御機能を有する原子炉制御系等が該当する。また，ＭＳのクラス１（ＭＳ－１）は，異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する等のＳＳＣであり，原子炉の緊急停止機能を有する制御棒及び制御棒駆動系等が該当する。さらに，ＭＳ－２は，ＰＳ－２のＳＳＣの損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする等のＳＳＣであり，燃料プール水の補給機能を有する使用済燃料補給水系等が該当する。そして，ＭＳ－３は，運転時の異常な過度変化があっても，ＭＳ－１，ＭＳ－２とあいまって，事象を緩和するなどのＳＳＣである。

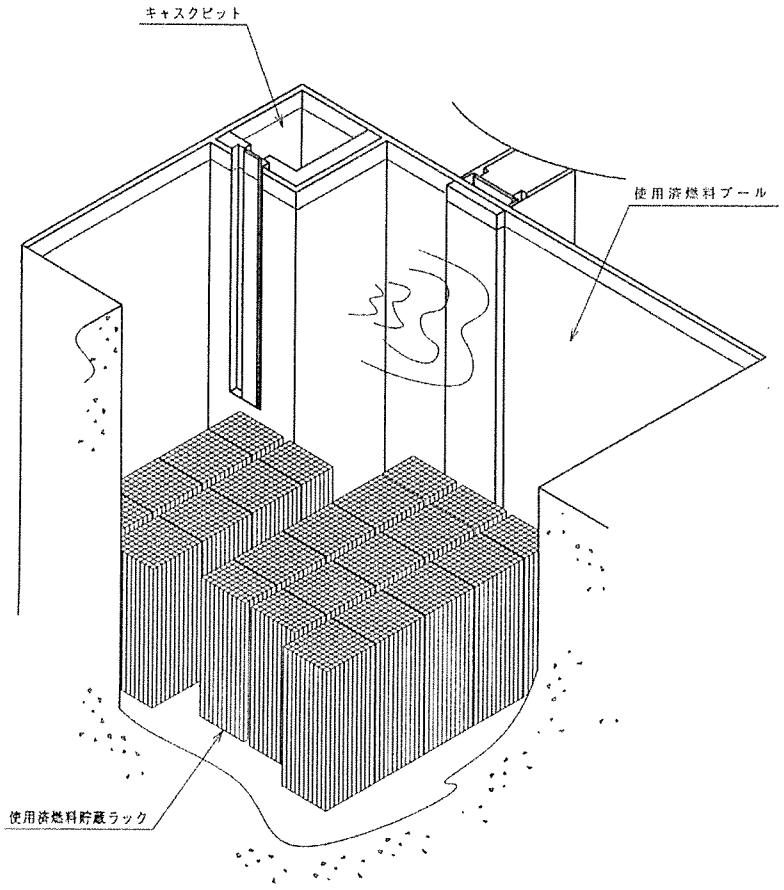
（注５－１００）使用済燃料プール

使用済燃料プールとは，原子炉から取り出された使用済燃料及び新燃料を貯蔵する設備をいい，使用済燃料プール水の漏えいを防止し，使用済燃料から発生する崩壊熱を除去し，放射線を遮蔽するとともに，使用済燃料の未臨界を維持し得る構造としている。

具体的には，使用済燃料プールの壁面及び底部は鉄筋コンクリート造とし，その内面にステンレス鋼を内張りするとともに，排水口を設けていない。また，万が一配管が破損しても使用済燃料プール水の流出を防止するため，使用済燃料プールに接続さ

れた配管には真空破壊弁を設けているほか，未臨界を維持するため，使用済燃料プール内には使用済燃料間の距離を適切に確保する使用済燃料貯蔵ラックを設けている。更に，燃料プール冷却浄化系により，使用済燃料プールに給水して使用済燃料の冠水状態（使用済燃料からの放射線を遮蔽するために必要な水深を確保している状態）を維持するとともに，使用済燃料を冷却する。また，残留熱除去系によっても同様に使用済燃料プールの給水・冷却を行うことができる。

（丙H第３号証８－４－１～２７頁）



使用済燃料プール概要図

（注５－１０１）緊急用海水系

緊急用海水系とは，残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，この機能を代替し，圧力容器及び格納容器から除熱するための設備である。

本系統は，緊急用海水ポンプ，流路である緊急用海水系配管・弁，残留熱除去系海水系配管・弁，（ＳＡ用海水ピット，海水引込み管及びＳＡ用海水ピット取水塔）から構成される。緊急用海水系配管及び残留熱除去系海水系配管を介して残留熱除去系熱交換器に海水を供給し，残留熱除去系と連携して圧力容器及び格納容器から除熱できるように設計する。また，緊急用海水ポンプの電源は，常設代替高圧電源装置より給電できるように設計する。

なお，代替燃料プール冷却系熱交換器の冷却用の海水は，緊急用海水ポンプにより送水され，非常用取水設備から取水できるように設計する。

（丙Ｈ第３号証８－５－１３０～１４４頁）

（注５－１０２）緊急退避，係留避泊

緊急退避とは，大津波警報が発令され，かつ，津波来襲までの時間的余裕がある場合に，港外の水深が深く，十分広い海域，沖合に避難することをいう。

係留避泊とは，津波来襲までの時間的余裕がなく，緊急退避できない場合に，係留強化，機関の併用等により係留状態のまま津波に対抗することをいう。

（丙Ｄ第１１４号証７１頁参照）

（注５－１０３）喫水

喫水とは，船舶が水上にある際に船体が沈む深さ，すなわち，船体の一番下から水面までの垂直距離をいう。船舶の積み荷を増やしたり，船舶の積載能力を大きくしたりすると，船舶の喫水は深くなる。このような船舶の喫水に応じて湾岸設備が利用される。

第７章における語句注

（注７－１）ＰＡＺ

ＰＡＺ（Precautionary Action Zone：予防的防護措置を準備する区域）とは，急速に進展する事故を考慮し，重篤な確定的影響（一定の放射線量以上でなければ医学的に見知できないとされている影響）等を回避するため，緊急事態区分に基づき，直ちに避難を実施するなど，放射性物質の環境への放出前の予防的防護措置（避難等）を準備する区域であり，施設からおおむね半径５キロメートルの区域をいう（乙Ｂア第１８号証４０頁）。

（注７－２）ＵＰＺ

ＵＰＺ（Urgent Protective Action Planning Zone：緊急時防護措置を準備する区域）とは，国際基準等に従って，確率的影響（放射線の量に比例して発生する確率が高くなると考えられている影響）のリスクを最小限に抑えるため，環境モニタリング等の結果を踏まえた運用上の介入レベル（ＯＩＬ:Operational Intervention Level），緊急時活動レベル（ＥＡＬ：Emergency Action Level）等に基づき，避難，屋内退避，安定ヨウ素剤の予防服用等を準備する区域であり，施設からおおむね半径３０キロメートルの区域をいう（乙Ｂア第１８号証４０頁）。

（注７－３）地域原子力防災協議会

地域原子力防災協議会とは，平成２５年９月３日の原子力防災会議で避難計画作成を支援する方針が決定されたことを受けて，本件発電所を含む原子力発電所がある地域毎に設置された協議会をいう。内閣府のホームページにおいては，同協議会を通じて，内閣府原子力防災担当は，関係道府県・市町村の地域防災計画・避難計画の充実化を支援する取組みを行うと説明されている。

語句注索引

ＡＬＡＲＡ	（注４－１５）
ＤＥＭ	（注３－１００）
ＥＣＣＳ	（注５－２０）
Ｈ．Ｐ．	（注３－９３）
ＩＥＥＥ３８３	（注５－４５）
Ｋ－ＮＥＴ	（注３－２５）
ＫｉＫ－ｎｅｔ	（注３－２５）
ＬＯＣＡ（原子炉冷却材喪失事故）	（注５－１９）
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	（注５－６９）
Noda et al.（２００２）の方法	（注３－５１）
ＰＡＺ	（注７－１）
ＰＮケーブル	（注５－９５）
ＰＳ検層	（注３－４６）
ＳＭＧＡ	（注３－５７）
Ｔ．Ｐ．	（注３－９４）
ＵＰＺ	（注７－２）
ＶＥＩ	（注３－１０７）

（あ）

アスペリティ	（注３－５７）
圧力バウンダリ	（注２－３）
安全重要度分類	（注５－９９）
安全保護系	（注５－１７）

（い）

一般社団法人原子力安全推進協会	（注５－８４）
一般社団法人日本電気協会	（注３－７９）
入倉・三宅式	（注３－５６）

インターロックシステム　(注５－５)
インバージョン　(注３－５３)

(う)
ウォータージェットピーニング　(注５－９４)
渦電流探傷試験　(注５－８７)
運転上の制限値　(注５－１０)

(え)
遠地津波　(注３－９９)
鉛直アレイ観測　(注３－４７)

(お)
応答スペクトル　(注３－３０)
「応答スペクトルに基づく地震動評価」　(注３－３１)
応力　(注３－５２)
応力解析　(注３－８４)
応力降下量　(注３－６１)
応力場　(注３－５２)
大すべり域　(注３－５７)

(か)
海溝軸　(注３－９７)
海上音波探査　(注３－３９)
海水ポンプ室　(注３－９２)
階段ダイヤグラム　(注３－１０８)
解放基盤表面,　(注３－３３)
鍵層　(注３－１１)
核計装　(注５－１１)
確実度　(注３－４５)

（放射線被ばくによる人体への影響としての）確定的影響と確率的影響　（注４－１４）
格納容器　（注２－４）
格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）　（注５－６１）
格納容器スプレイ冷却系　（注５－２６）
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）　（注５－７０）
核分裂生成物　（注２－１）
核分裂反応　（注２－１）
確率論的地震ハザード評価　（注３－７４）
確率論的津波ハザード評価　（注３－１０１）
火災区域　（注５－３５）
火災区画　（注５－３６）
火砕物密度流　（注３－１０９）
火山性土石流　（注３－１１０）
火山泥流　（注３－１１０）
火山フロント　（注３－６９）
ガス絶縁開閉装置　（注５－４９）
加速度　（注３－２９）
学会標準２００８　（注５－８８）
活構造　（注３－１５）
活性炭式希ガスホールドアップ装置　（注４－６）
カップリング係数　（注３－９８）
「必ず想定する格納容器破損モード」　（注５－７５）
「必ず想定する事故シーケンスグループ」　（注５－６３）
可燃性ガス濃度制御系　（注５－２９）
ガル　（注３－２９）
カルデラ　（注３－６８）
完新世　（注３－１０６）
完新統　（注３－９）
関連温度　（注５－９０）

岩屑なだれ　（注３－１１０）

（き）

希ガス　（注４－５）
機器ドレン廃液　（注４－８）
キセノン　（注４－５）
喫水　（注５－１０３）
逆断層　（注３－４２）
凝灰質泥岩　（注３－１０）
距離減衰式　（注３－３１）
緊急退避　（注５－１０２）
緊急用海水系　（注５－１０１）
近地津波　（注３－９９）

（く）

屈折法地震探査　（注３－４９）
クリプトン　（注４－５）

（け）

経験的グリーン関数法　（注３－６５）
傾斜角　（注３－２４）
経年劣化メカニズムまとめ表　（注５－８８）
係留避泊　（注５－１０２）
原子炉圧力制御系　（注５－２）
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用　（注５－７８）
原子炉隔離時冷却系　（注５－１４）
原子炉給水制御系　（注５－３）
原子炉緊急停止系　（注５－１３）
原子炉再循環ポンプ　（注５－５１）
原子炉再循環ポンプのトリップ　（注５－５１）

原子炉出力制御系　(注５－１)
原子炉建屋　(注２－５)
原子炉停止機能喪失　(注５－６８)
原子炉プラントプロセス計装　(注５－１２)
原子炉冷却材浄化系　(注４－３)
減衰定数　(注３－８７)

(こ)
高圧代替注水系　(注５－５６)
高圧注水・減圧機能喪失　(注５－６５)
高圧・低圧注水機能喪失　(注５－６４)
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱　(注５－７７)
高圧炉心スプレイ系　(注５－２１)
高温停止　(注５－４８)
工学的安全施設　(注５－２５)
工学的安全施設作動回路　(注５－２５)
後期更新世　(注３－９)
剛構造　(注３－７７)
更新統　(注３－９)
剛性　(注３－７７)
交流電源　(注５－３２)
コリウムシールド　(注５－７３)
痕跡高　(注３－９６)

(さ)
再循環流量　(注５－７)
最小限界出力比（ＭＣＰＲ）　(注５－９)
砂質泥岩　(注３－６)
サプレッション・チェンバ　(注５－１６)
三軸圧縮試験　(注３－１９)

（し）

時刻歴応答解析法　（注３－８５）
時刻歴波形　（注３－７２）
支持力　（注３－２０）
地震応答解析　（注３－８３）
地震観測網　（注３－２５）
地震地体構造区分　（注３－７０）
地震調査研究推進本部　（注３－２６）
地震発生層　（注３－５４）
地震発生様式　（注３－３８）
地震モーメント（Ｍｏ）　（注３－２２）
実効線量　（注４－１）
質点系モデル　（注３－８２）
自動減圧系　（注５－２４）
地盤ばね　（注３－８２）
遮断器　（注５－４３）
シャルピー衝撃試験　（注５－９１）
褶曲　（注３－２）
終局せん断ひずみ　（注３－８９）
終局強度　（注３－９１）
重大事故　（注５－９８）
重大事故等　（注５－９８）
重大事故等対策　（注５－９８）
重大事故等対処施設　（注５－９８）
周辺監視区域　（注４－１１）
重力探査　（注３－４８）
主蒸気逃がし安全弁　（注５－１５）
上載地層　（注３－４４）
使用済燃料乾式貯蔵施設　（注３－２３）

使用済燃料プール　（注５－１００）
上部棚吸収エネルギー　（注５－９３）
「将来活動する可能性のある断層等」　（注３－１７）
ジルコニウム合金　（注５－２７）
ジルコニウム－水反応　（注５－２７）
震央距離　（注３－３６）
震源インバージョン　（注３－５３）
震源インバージョンモデル　（注３－５３）
震源断層　（注３－２４）
震源断層面　（注３－２４）
「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」　（注３－２７）
「震源として考慮する活断層」　（注３－１７）
浸水高　（注３－９６）
震度　（注３－３７）

（す）
水素燃焼　（注５－７９）
スケーリング則　（注３－６７）
スペクトル・モーダル法　（注３－８６）
すべり安全率　（注３－２１）
すべり量　（注３－２４）

（せ）
制御棒　（注５－６）
正断層　（注３－４２）
静的地震力　（注３－８０）
セグメント　（注３－５８）
セシウム１３７　（注５－７４）
設計基準対象施設　（注５－９６）
設計引張強さ（Ｓｕ）　（注３－９０）

設計用応答スペクトル　(注３－３０)
設計用床応答スペクトル　(注３－３０)
節理　(注３－７)
全希ガス漏えい率　(注４－１０)
前期更新世　(注３－９)
前期鮮新世　(注３－９)
全交流動力電源喪失　(注５－３２，６６)
鮮新統　(注３－９)
線量限度　(注４－１２)
線量目標値　(注４－１５)

(そ)
走向　(注３－２４)
層準　(注３－１４)
遡上高　(注３－９６)

(た)
耐圧強化ベント　(注５－６０)
耐火壁　(注５－３４)
耐震バックチェック　(注３－３２)
耐震壁　(注３－７８)
代替格納容器スプレイ冷却系（常設，可搬型）　(注５－５９)
代替交流電源設備（常設，可搬型）　(注５－５２)
代替循環冷却系　(注５－６２)
代替所内電気設備　(注５－５４)
代替直流電源設備　(注５－５３)
第四紀火山　(注３－１０５)
多重性　(注５－１８)
多様性　(注５－１８)

単一故障　(注５－９７)
単一故障の仮定　(注５－９７)
短周期レベル　(注３－６２)
弾性設計用地震動　(注３－８１)
弾性範囲　(注３－８１)
断層長さ　(注３－２４)
「断層モデルを用いた手法による地震動評価」　(注３－２８)
断層モデルを用いた手法（波形合成法）　(注３－２８)
壇ほか（２００１）　(注３－６３)
短絡　(注５－４１)

（ち）
地域原子力防災協議会　(注７－３)
地球物理学的調査　(注３－３)
地質年代　(注３－９)
地表地震断層　(注３－４０)
地表地質調査　(注３－４)
地絡　(注５－４０)
中央防災会議　(注３－６６)
中新統　(注３－９)
沖積低地　(注３－４３)
超大すべり域　(注３－５７)
超音波探傷試験　(注５－８６)
直流電源　(注５－３２)
地理的領域　(注３－１０４)

（つ）
津波堆積物　(注３－９５)
津波堆積物調査　(注３－９５)

（て）
低圧代替注水系（可搬型）（注５－５８）
低圧代替注水系（常設）（注５－５７）
低圧注水系（注５－２２）
低圧炉心スプレイ系（注５－２３）
低サイクル疲労（注５－９２）
テフラ（注３－１１１）
電線管（注５－４６）
天端（注３－１０２）

（と）
等価震源距離（注３－６０）
撓曲（注３－２）
動的地震力（注３－８０）
独立性（注５－１８）
トモグラフィ解析（注３－５５）
ドライウェル（注５－１６）
トレンチ調査（注３－４１）

（な）
難燃ケーブル（注５－４４）
難燃性（注５－３９）

（に）
ニューシア（注５－８５）

（ね）
熱時効（注５－８９）
年超過確率（注３－７５）
粘土状破砕部（注３－１３）

燃料給油設備　(注５－５５)
燃料被覆管　(注２－２)
燃料ペレット　(注２－２)

(は)
排気筒　(注４－７)
破壊開始点　(注３－６４)
はぎとり解析　(注３－３４)
はぎとり波　(注３－３４)
破局的噴火　(注３－１０７)
バグフィルタ　(注３－１１２)
発火性又は引火性物質　(注５－３７)
ばね　(注３－８２)
ハロゲン化物　(注５－４７)
反射法地震探査　(注３－１２)

(ひ)
被害地震　(注３－３５)
微化石分析　(注３－８)
非常用ガス再循環系　(注５－３１)
非常用ガス処理系　(注５－３０)
ひずみ集中帯　(注３－７１)
微動アレイ探査　(注３－５０)
被ばく線量　(注４－１)

(ふ)
フェイルセーフシステム　(注５－４)
不活性ガス系　(注５－２８)
復水器冷却水　(注４－１３)
復水脱塩装置　(注４－４)

沸騰遷移　(注５－８)
不等沈下　(注３－７６)
不燃性　(注５－３８)
フラップゲート　(注３－１０３)
ブローアウトパネル　(注５－３３)
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）　(注５－７６)
文献調査　(注３－１)

（へ）
ペデスタル部　(注５－７２)
変動地形学的調査　(注３－２)
ベント管　(注５－１６)

（ほ）
ボアホールテレビ調査　(注３－１８)
崩壊熱除去機能喪失　(注５－６７)
ほう酸水注入系　(注５－５０)
放射化生成物　(注４－２)
放射性物質　(注２－１)
放射線の線量（放射線量）　(注４－１)
ボーリング調査　(注３－５)
保護継電器　(注５－４２)
保守管理計画　(注５－８１)
保全活動　(注５－８３)
保全プログラム　(注５－８２)

（ま）
マグニチュード（M）　(注３－２２)
松田式　(注３－５９)

（も）
モーメント・マグニチュード（Mw）　（注３－２２）
模擬地震波　（注３－７３）
モニタリングポスト　（注４－１７）

（ゆ）
床応答スペクトル　（注３－３０）
床応答スペクトルの拡幅　（注３－８８）
床ドレン廃液　（注４－９）

（よ）
要素地震　（注３－６５）
溶融炉心　（注５－７１）
溶融炉心・コンクリート相互作用　（注５－８０）

（ら）
ラドン　（注４－１６）

（り）
リニアメント　（注３－１６）

（れ）
冷温停止　（注５－４８）