

平成23年(ワ)第1291号

原告 須藤昭男 外299名

被告 四国電力株式会社

平成24年5月7日

答 弁 書

松山地方裁判所民事部 御中

被告訴訟代理人弁護士

田 代

健



同弁護士

兼 光 弘

幸



同弁護士

松 繁

明



同弁護士

元 木 将

道



同弁護士

安 藤

潔



同弁護士

寄 井 真 二

郎



同弁護士

市 川 聡

毅



同弁護士

山 内 喜

明



被告訴訟代理人の表示

別紙被告訴訟代理人目録記載のとおり

目 次

請求の趣旨に対する答弁	-----	1
被 告 の 主 張		
第 1 はじめに	-----	1
第 2 被告及び本件発電所	-----	3
1 被告	-----	3
2 本件発電所	-----	3
(1) 本件発電所の概要	-----	3
(2) 本件発電所の設置の経緯等	-----	5
ア 本件 1・2号機	-----	5
イ 本件 3号機	-----	5
第 3 本件発電所の必要性	-----	5
1 原子力発電の必要性	-----	6
(1) エネルギーの供給安定性	-----	6
(2) 経済性及び価格安定性	-----	6
(3) 地球温暖化問題への対応	-----	7
2 本件発電所の必要性	-----	7
(1) 安定供給等への対応	-----	8
(2) 被告の事業への影響	-----	8
(3) まとめ	-----	8
第 4 本件発電所の安全性	-----	8
1 はじめに	-----	8
2 原子力発電の仕組み	-----	9
(1) 核分裂の仕組み	-----	9
(2) 原子力発電の仕組み	-----	11

(3) 原子炉の種類	1 1
3 本件原子炉施設の構造等	1 3
(1) 原子炉	1 3
ア 燃料集合体	1 3
イ 制御材（制御棒クラスタ等）	1 4
ウ 原子炉容器	1 4
(2) 一次冷却系	1 5
(3) 二次冷却系	1 6
(4) 原子炉停止系	1 7
(5) 補助給水系	1 7
(6) 非常用炉心冷却設備（E C C S）	1 8
(7) 原子炉格納施設	1 9
4 本件発電所の安全性	1 9
(1) 自然的立地条件に係る安全確保対策	2 0
(2) 平常運転時の被ばく低減対策	2 1
ア 放射性物質の閉じ込め	2 1
イ 一次冷却材中の放射性物質の抑制	2 2
（ア）燃料の健全性確保（核分裂生成物の放出抑制）	2 2
（イ）一次冷却材の水質管理等（放射化生成物の発生抑制）	2 3
ウ 一次冷却系の健全性確保	2 3
エ 放射性廃棄物処理設備による処理・管理	2 3
(3) 事故防止に係る安全確保対策（深層防護の考え方）	2 4
ア 異常発生防止対策	2 5
（ア）原子炉の安定した運転を維持するための対策	2 5
a 自己制御性を有する原子炉の採用	2 5
（a）減速材の密度効果	2 6

(b)	燃料のドップラー効果	-----	2 6
b	原子炉出力等の安定制御	-----	2 7
c	誤作動及び誤操作を防止するシステムの採用	-----	2 7
(イ)	放射性物質を閉じ込める機能を有する機器の健全性確保	-----	2 7
a	機械的影響に対する健全性	-----	2 7
b	化学的影響に対する健全性	-----	2 8
イ	異常拡大防止対策	-----	2 8
(ア)	異常の早期検知	-----	2 9
(イ)	異常拡大の防止措置	-----	2 9
ウ	放射性物質異常放出防止対策	-----	2 9
(ア)	非常用炉心冷却設備 (E C C S)	-----	3 0
(イ)	原子炉格納容器	-----	3 0
(ウ)	原子炉格納容器スプレイ設備	-----	3 1
(エ)	アニュラス空気再循環設備	-----	3 2
エ	安全確保対策の実効性確保	-----	3 2
(4)	過酷事故対策	-----	3 3
ア	アクシデントマネジメント	-----	3 3
イ	追加安全対策	-----	3 5
(ア)	浸水対策	-----	3 5
(イ)	電源確保対策	-----	3 6
a	外部電源の確保対策	-----	3 6
b	全交流電源を喪失した場合の対策	-----	3 6
(ウ)	冷却機能の確保対策	-----	3 6
(エ)	その他の対策	-----	3 7
(オ)	訓練の実施	-----	3 7
ウ	中長期的な追加安全対策	-----	3 7

(5) 原子力防災	-----	3 8
(6) 安全確保対策の評価と法的確認	-----	4 0
ア 平常運転時の被ばく低減対策の評価	-----	4 0
イ 安全設計評価等	-----	4 0
(ア) 運転時の異常な過渡変化を想定した設計評価	-----	4 0
(イ) 事故を想定した安全設計評価	-----	4 2
(ウ) 立地評価	-----	4 3
ウ 安全確保対策に対する法的確認	-----	4 3
5 自然的立地条件に係る安全確保対策 (詳細)	-----	4 5
(1) 地盤に係る安全性	-----	4 5
ア 敷地周辺地域の地質的安定性	-----	4 5
イ 敷地の地盤の安定性	-----	4 6
ウ 基礎岩盤の安全性	-----	4 6
(ア) 支持力	-----	4 6
(イ) すべり安全性 (せん断抵抗力)	-----	4 7
(ウ) 沈下に対する安全性 (変形に対する抵抗力)	-----	4 7
(2) 地震に係る安全性	-----	4 8
ア はじめに	-----	4 8
イ 基準地震動 S_s の策定	-----	4 9
(ア) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	-----	5 0
a 文献調査	-----	5 0
b 地形調査	-----	5 0
c 地表地質調査	-----	5 0
d 海域地質調査	-----	5 1
e 地球物理学的調査	-----	5 1
f 活断層の評価等	-----	5 1

<地質境界としての中央構造線>	-----	5 2
<活断層としての中央構造線>	-----	5 4
g 過去の地震の発生状況	-----	5 7
h 検討用地震の選定	-----	5 7
i 地震動評価	-----	5 8
(イ) 震源を特定せず策定する地震動	-----	5 9
(ウ) 基準地震動 S_s の策定	-----	6 0
ウ 耐震安全性の評価	-----	6 1
(ア) 耐震設計の基本的な考え方	-----	6 1
(イ) 詳細設計及び施工段階における確認	-----	6 1
(ウ) 基準地震動 S_s による耐震安全性評価	-----	6 2
a 建物・構築物の耐震性	-----	6 2
b 機器・配管系の耐震性	-----	6 2
(3) 津波に係る安全性	-----	6 4
ア 文献調査	-----	6 4
イ 数値シミュレーション	-----	6 4
第5 原告らの主張に対する反論	-----	6 5
1 冷却水の取水及び温排水の排出	-----	6 5
2 中性子照射脆化 ^{ぜいか} への対策	-----	6 6
第6 結語	-----	6 7
請求の原因に対する認否		
第1 はじめに	-----	6 8
第2 第1について	-----	6 8
1 1について	-----	6 8
2 2について	-----	6 8
第3 第2について	-----	6 8

1	1について	6 8
2	2ないし4について	6 8
3	5について	6 8
4	6について	6 9
第4	第3について	6 9
1	1について	6 9
2	2について	6 9
3	3について	6 9
4	4について	6 9
5	5について	6 9
	(1) 第1段落について	6 9
	(2) 第2段落以降について	7 0
第5	第4について	7 0
1		7 0
2	1について	7 0
	(1) ①について	7 1
	(2) ②について	7 1
	(3) ③について	7 1
	ア aについて	7 1
	イ bについて	7 1
	ウ cについて	7 1
	エ dについて	7 1
3	2について	7 2
	(1) ①について	7 2
	(2) ②について	7 2
	(3) ③について	7 2

ア	柱書きについて	7 2
イ	aについて	7 2
ウ	bについて	7 2
エ	cについて	7 3
オ	dについて	7 3
4	3について	7 3
(1)	①について	7 3
(2)	②について	7 4
5	4について	7 4
第6	第5について	7 5
1	1について	7 5
(1)	①について	7 5
(2)	②について	7 6
(3)	③について	7 6
(4)	④について	7 7
(5)	⑤について	7 7
2	2について	7 7
(1)	①について	7 7
(2)	②について	7 8
(3)	③について	7 8
(4)	④について	7 8
(5)	⑤について	7 8
(6)	⑥について	7 8
(7)	⑦について	7 8
(8)	⑧について	7 9
3	3について	7 9

(1)	①について	7 9
(2)	②について	7 9
4	4について	7 9
5	5について	8 0
(1)	①について	8 0
(2)	②について	8 0
(3)	③について	8 0
第7	第6について	8 0
1	1について	8 0
(1)	①について	8 0
(2)	②について	8 0
(3)	③について	8 0
(4)	④について	8 0
(5)	⑤について	8 1
(6)	⑥について	8 1
2	2について	8 1
(1)	①について	8 1
(2)	②について	8 1
3	3について	8 2
(1)	①について	8 2
(2)	②について	8 2
(3)	③について	8 2
(4)	④について	8 2
(5)	⑤について	8 3
4	4について	8 3
(1)	①について	8 3

(2) ②について	-----	8 3
(3) ③について	-----	8 3
(4) ④について	-----	8 4
5 5について	-----	8 4
第8 第7について	-----	8 4
1 1について	-----	8 4
(1) ①について	-----	8 4
(2) ②について	-----	8 5
(3) ③について	-----	8 5
(4) ④について	-----	8 6
(5) ⑤について	-----	8 6
(6) ⑥について	-----	8 7
(7) ⑦について	-----	8 7
(8) ⑧について	-----	8 7
(9) ⑨について	-----	8 8
2 2について	-----	8 8
(1) ①について	-----	8 8
(2) ②について	-----	8 8
(3) ③について	-----	8 9
第9 第8について	-----	8 9
1 -----	-----	8 9
2 1について	-----	8 9
(1) 柱書きについて	-----	8 9
(2) ①について	-----	8 9
ア aについて	-----	8 9
イ bについて	-----	8 9

ウ	c	について	-----	9 0
エ	d	について	-----	9 0
(3)	②	について	-----	9 0
3	2	について	-----	9 1
(1)	①	について	-----	9 1
(2)	②	について	-----	9 1
(3)	③	について	-----	9 1
(4)	④	について	-----	9 2
4	3	について	-----	9 2
(1)	①	について	-----	9 2
(2)	②	について	-----	9 2
(3)	③	について	-----	9 2
(4)	④	について	-----	9 3
(5)	⑤	について	-----	9 3
5	4	について	-----	9 3
第10	第9	について	-----	9 3
1	1	について	-----	9 3
2	2	について	-----	9 3
3	3	について	-----	9 3
4	4	について	-----	9 4
5	5	について	-----	9 5
6	6	について	-----	9 6
第11	第10	について	-----	9 6
1	1	について	-----	9 6
2	2	について	-----	9 6
3	3	について	-----	9 6

4	4について	9 6
第12	第11について	9 7
1		9 7
2	1について	9 7
3	2ないし5について	9 7
第13	第12について	9 7

別紙 地震・津波の仕組み

1	地震・地震動	9 8
2	地震の仕組み	9 8
3	地震の分類	1 0 0
(1)	プレート境界地震	1 0 0
(2)	内陸地殻内地震	1 0 1
(3)	海洋プレート内地震	1 0 1
4	津波の仕組み	1 0 1

別紙 略語例

別図1 本件原子炉施設の基本構成

別図2 原子炉の構造

別図3 制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の構造

別図4 本件発電所敷地周辺地域の地質

別図5 本件発電所敷地周辺の活断層

別図6 敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震の地震動評価における検討ケース

別図7 基準地震動 S_s の策定

被告訴訟代理人目録

請求の趣旨に対する答弁

- 1 原告らの請求を棄却する。
 - 2 訴訟費用は原告らの負担とする。
- との判決を求める。

被告の主張

[本文中に下線を引いた単語は別紙「略語例」で解説した単語である。また、左上に※印を付した用語は別冊の「用語解説」で解説した用語である（下線及び※印は、最初に登場する箇所にもみ表示している。）。]

第1 はじめに

- 1 本件提訴は福島第一事故を受けたものであると思料される^{ところ}、同事故については被告としても極めて重く受け止めている。
- 2 しかしながら、福島第一原子力発電所と本件発電所では、自然的立地条件が異なるのであるから、自ずと想定される地震動及び津波の影響も異なってくるだけでなく、被告は、本件発電所において何重もの安全確保対策を講じているのであって、福島第一事故で発生した事象が本件発電所にも発生しうるかのような原告らの主張は誤りである。
- 3 本件発電所に限らず、原子力発電所は核分裂反応によって生じるエネルギーを利用して発電を行っており、運転に伴って放射[※]性物質が発生する。原子力発電所における安全確保とは、この放射性物質の閉じ込めに万全を期し、放射性物質のもつ危険性を顕在化させないことである。ここで、被告は、本件発電所の安全性を確保するため、本件発電所の自然的立地条件に係る評価を適切に行い、この立地条件を踏まえた上で十分な対策を講じているし、福島第一事故と同様の事態を招かないよう必要な対策も講じている。
- 4 被告としては、原子力発電所はその時々^の知見に基づいて不断の安全確保対策を実施し、さらなる安全性の向上を図っていくことが必要であるし、当然で

あると考えており、新たな科学的知見を反映し、継続的な改善を図りながら、十分な対策を講じている。

詳細は、第4の4（19頁以下）で述べるが、被告は、

- ① 自然的立地条件（地盤、地震、津波等）を適切に把握した上で、これが本件発電所の安全確保に影響を与えるような大きな事故の誘因とならないようにするとともに、
- ② 本件発電所の運転に伴って不可避免的に放出される極めて微量の放射性物質をできるだけ少量に抑えるなどの対策を講じ、
- ③ 放射性物質が環境に異常放出されることを防止するために深層防護の考え方に基づく安全確保対策を実施し、これらの対策について、適切な検証・評価を行い、妥当性を確認している。
- ④ また、この安全確保対策をもってしても防ぐことのできない事象をも考慮して、そうした事象への対策を講じ、さらに、原子力災害対策特別措置法に基づいた原子力防災への対応も適切に行っている。

よって、本件発電所の安全性は確保されており、原告らの請求には理由がない。

- 5 一方、原子力発電は、エネルギーの安定供給等の面から非常に重要な役割を担っているし、また、万が一、本件原子炉を運転できないとすれば、被告の所有する原子力発電に関連する資産はその投資に見合う回収ができず、被告の株式会社としての事業運営に大きな影響を及ぼすこととなり、結果的には、四国地域の電力供給における経済性を著しく損ねることにもなる。
- 6 以上から、本件原子炉の運転が停止されることがあってはならず、被告としては原告らの請求の棄却を求めるものである。
- 7 なお、本件訴訟における主張立証責任に関する原告らの主張をそのまま認めることはできないが、被告としては、本件訴訟においても、真摯に対応していくことが大切であると認識しており、主張立証責任の有無はともかくとして、

本件発電所の安全性、安全確保対策等について真摯に説明する予定である（もつとも、判決において、本来の主張立証責任に従った判断がなされるべきでは当然ある。）。

第2 被告及び本件発電所

1 被告

被告は、昭和26年5月1日に設立された株式会社であって、一部地域を除く四国4県において、一般の需要に応じて電気を供給する事業（電気事業法2条1項1号に定められた一般電気事業）を行っており、同法18条1項の規定により、上記区域における供給義務を負っている。平成24年3月31日現在、水力発電所58か所（合計出力114万1496kW）、火力発電所4か所（合計出力379万7000kW）、原子力発電所1か所（出力202万2000kW）、太陽光発電所1か所（出力2042kW）及び風力発電所1か所（出力300kW）の発電設備を所有している。

2 本件発電所

(1) 本件発電所の概要

本件発電所は、被告が愛媛県西宇和郡伊方町九町字コチワキ3番耕地40の3他に設置し、運転を行っているものである。本件1・2号機の電気出力はそれぞれ56万6000kW、本件3号機の電気出力は89万kWであり、いずれも加圧水型原子炉（PWR）を使用する原子力発電所である。

建設工事開始日は、本件1号機が昭和48年6月15日、本件2号機が昭和53年2月21日、本件3号機が昭和61年11月1日であり、営業運転開始日は、本件1号機が昭和52年9月30日、本件2号機が昭和57年3月19日、本件3号機が平成6年12月15日である。



図1 本件発電所の位置

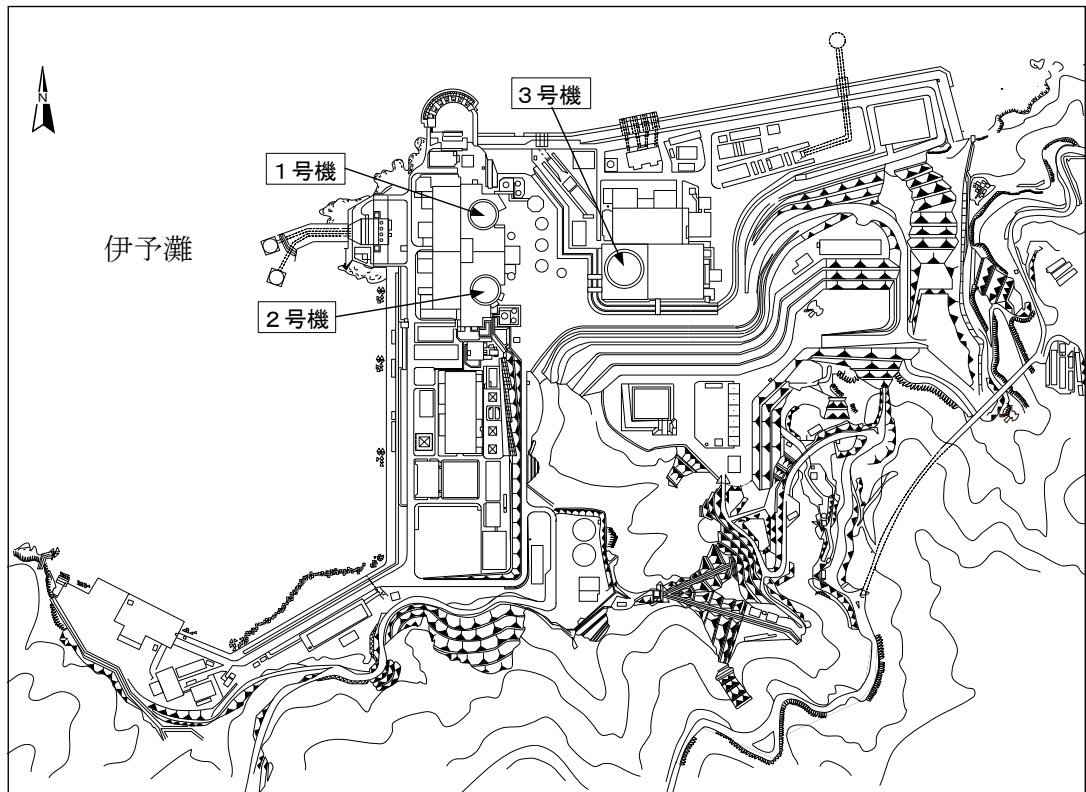


図2 本件発電所の敷地図

(2) 本件発電所の設置の経緯等

本件発電所の建設開始に至るまでの主な経緯は、以下のとおりである。

ア 本件1・2号機

被告は、昭和45年5月から建設地点（愛媛県西宇和郡伊方町）の地質調査（[※]ボーリング調査）を開始し、同年9月21日、同地点を原子力発電所の建設地として正式決定した。

本件1号機について、内閣総理大臣は、昭和47年2月25日の第58[※]回電源開発調整審議会での承認を経て、電源開発促進法に基づく昭和46年度[※]電源開発基本計画に組み込んだ。昭和47年5月8日には、被告が内閣総理大臣に原子炉設置許可申請を行い、これに対して、同年11月29日、内閣総理大臣が原子炉設置許可処分を行った。

本件2号機について、内閣総理大臣は、昭和50年3月17日の第66回電源開発調整審議会での承認を経て、昭和49年度電源開発基本計画に組み込んだ。昭和50年5月30日には、被告が内閣総理大臣に原子炉設置変更（増設）許可申請を行い、これに対して、昭和52年3月30日、内閣総理大臣が原子炉設置変更（増設）許可処分を行った。

イ 本件3号機

被告は、昭和55年5月7日、伊方町及び愛媛県に対して本件3号機増設を申し入れ、同町及び同県の上承を得た上で、昭和57年3月15日から、本件3号機増設に伴う環境調査を行った。

内閣総理大臣は、昭和58年3月18日の第91回電源開発調整審議会での承認を経て、本件3号機を昭和57年度電源開発基本計画に組み込んだ。昭和59年5月24日には、被告が通商産業大臣に原子炉設置変更（増設）許可申請を行い、これに対して、昭和61年5月26日、通商産業大臣が原子炉設置変更（増設）許可処分を行った。

第3 本件発電所の必要性

1 原子力発電の必要性

(1) エネルギーの供給安定性

我が国のエネルギー自給率は、わずか4%程度にすぎず、残りの約96%を海外からの輸入に頼っている。一方で全世界におけるエネルギー需要は、アジアを中心とした新興国の経済成長に伴って急増しており、今後さらにエネルギー資源獲得競争が激化すると予想されている。

原子力発電の燃料となるウラン資源は、海外から輸入しなければならないものの、中東への依存度の高い石油に比べて、採掘地域が政情の安定したオーストラリア、カナダ等の国々に分散していることから、供給の安定性に優れている。

加えて、原子力発電は、一度ウラン燃料を装荷すると1年以上にわたって運転を維持できることから、燃料の備蓄性にも優れている。

(2) 経済性及び価格安定性

エネルギーについては、その供給安定性だけでなく、我が国産業の国際競争力強化及び国民生活の安定・向上の観点から、そのコストの持続的な低減及び価格の安定が求められている。

この点、原子力発電は、他の発電方法と比べ、1 kWh当たりの発電コストが低廉である（これは、政府のエネルギー・環境会議コスト等検証委員会が平成23年12月19日にとりまとめた報告書においても確認されている。）。

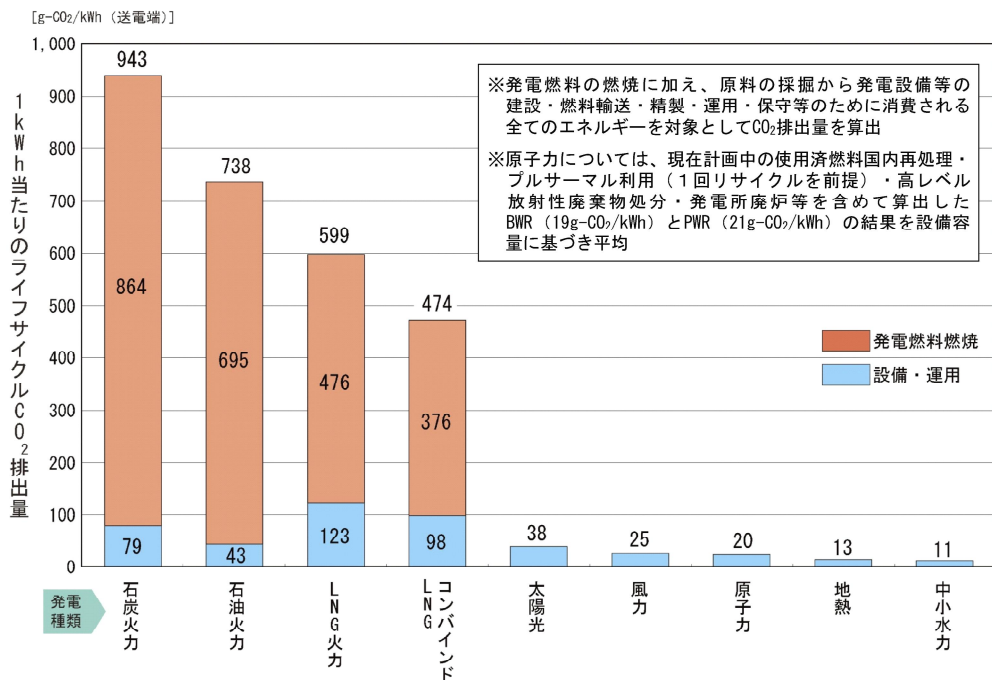
また、我が国において原子力発電を推進することは、エネルギー供給源の多様化につながり、燃料調達の場合において、資源保有国に対して一定の交渉力を保持することが可能となる。

さらに、原子力発電は、発電コストに占める燃料費の割合が火力発電と比べて小さいことから、発電コストが燃料費の値上り等の価格変動に左右されにくいという特長があり、価格の安定性に優れている。

(3) 地球温暖化問題への対応

二酸化炭素等の温室効果ガスの排出量増加に伴って生じるとされている地球温暖化に対しては、地球温暖化がもたらす異常気象等の地球環境への深刻な影響からして、早急な対策を講じる必要がある。

この点、原子力発電は、発電時に二酸化炭素を排出しない発電方法の一つであり、原子力発電所の建設、ウランの採掘、燃料の加工・輸送等を含めたライフサイクル全体で評価しても、1 kWh当たりの二酸化炭素排出量は化石燃料を用いた発電方法に比べて明らかに小さいものとなっている。



出典：(財)電力中央研究所「日本の発電技術のライフサイクルCO₂排出量評価2010.7」

図3 各種電源別のライフサイクル二酸化炭素排出量

なお、太陽光発電及び風力発電も発電時に二酸化炭素を排出しない発電方法ではあるものの、その出力が気象条件に左右されるという特徴があることなどから、これらの発電方法のみで我が国のエネルギー需要を賄うことは現実的ではない。

2 本件発電所の必要性

(1) 安定供給等への対応

本件発電所は、被告の所有する唯一の原子力発電所であり、本件発電所が発電する電力量は、被告の発受電する電力量（約377億kWh）のうち、約161億kWh、約43%（平成22年度実績）を占めている。万が一、本件原子炉を運転できないとすれば、この約161億kWhに相当する電力量が失われることとなり、被告が負っている四国地域への電力の供給義務の履行に支障をきたし、四国地域の経済活動に多大な打撃を与えるだけでなく、仮に電力供給に支障が生じなかったとしても、被告の発電の全てを原子力発電以外の電源によって行わざるを得なくなり、電力供給における経済性を著しく損ねることとなる。

(2) 被告の事業への影響

被告の所有する原子力発電に関連する固定資産は、被告が所有する全ての発電関連の固定資産のうちで約58%（平成23年3月31日現在）を占めている。

万が一、本件原子炉を運転できないとすれば、被告の所有する原子力発電に関連する資産は、その投資に見合う回収ができなくなり、被告の株式会社としての事業運営に大きな影響を及ぼすこととなる。この点においても、結果的に四国地域における電力供給の経済性を著しく損ねることとなる。

(3) まとめ

上記の理由から、本件原子炉の運転は、電力の安定供給にとって、また、被告の株式会社としての健全な事業運営にとって、ひいては四国地域の経済活動にとって、必要不可欠なものである。

第4 本件発電所の安全性

1 はじめに

第1の3（1頁）でも述べたとおり、原子力発電所における安全確保とは、

その運転に伴って発生する放射性物質の閉じ込めに万全を期し、放射性物質のもつ危険性を顕在化させないことである。被告は、本件発電所の安全性を確保するため、本件発電所の設計、建設及び運転の各過程での安全確保対策を講じるとともに、その都度、新たな科学的知見を反映し、継続的な改善を図りながら、十分な対策を講じている。

以下、原子力発電の仕組み等について整理した上で、この点について説明する。

2 原子力発電の仕組み

(1) 核分裂の仕組み

全ての物質は元素（原子）から成っており、原子の中心には原子核（陽子[※]と中性子の集合体）がある。

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が、核分裂性核種の一つであるウラン235の原子核は、中性子を吸収すると2個（まれに3個）に核分裂しやすい性質を有しており、核分裂の際に、大きなエネルギーとともに、核分裂生成物（放射性物質であるヨウ素131、キセノン133等）及び2個又は3個の速度の速い中性子（高速中性子）を発生させる。発生した中性子の一部が別のウラン235の原子核に吸収されて次の核分裂を起こすが、このような核分裂が次々と繰り返されることを核分裂連鎖反応という。

原子力発電は、核分裂連鎖反応によって、持続的に生じるエネルギーを利用して発電するものである。

ウラン235の原子核が中性子を吸収して核分裂する確率は、速度の遅い中性子（熱中性子）の場合に大きくなるが、高速中性子の平均速度は、約2万km/秒と速いため、熱中性子を利用して核分裂連鎖反応を行わせる種類の原子炉では、高速中性子の速度を熱中性子の速度（約2.2km/秒）まで減速させる必要があり、このため、減速材[※]が用いられる。減速材を使用

することで、高速中性子が減速材中の軽い元素の原子核と衝突を繰り返し、高速中性子の速度が減少し、熱中性子となる。

また、核分裂を安定的に持続させていくためには、核分裂を起こす中性子の数を調整することが必要であり、このため、原子炉では、中性子を吸収しやすい性質をもつ制御材[※]を用いている。

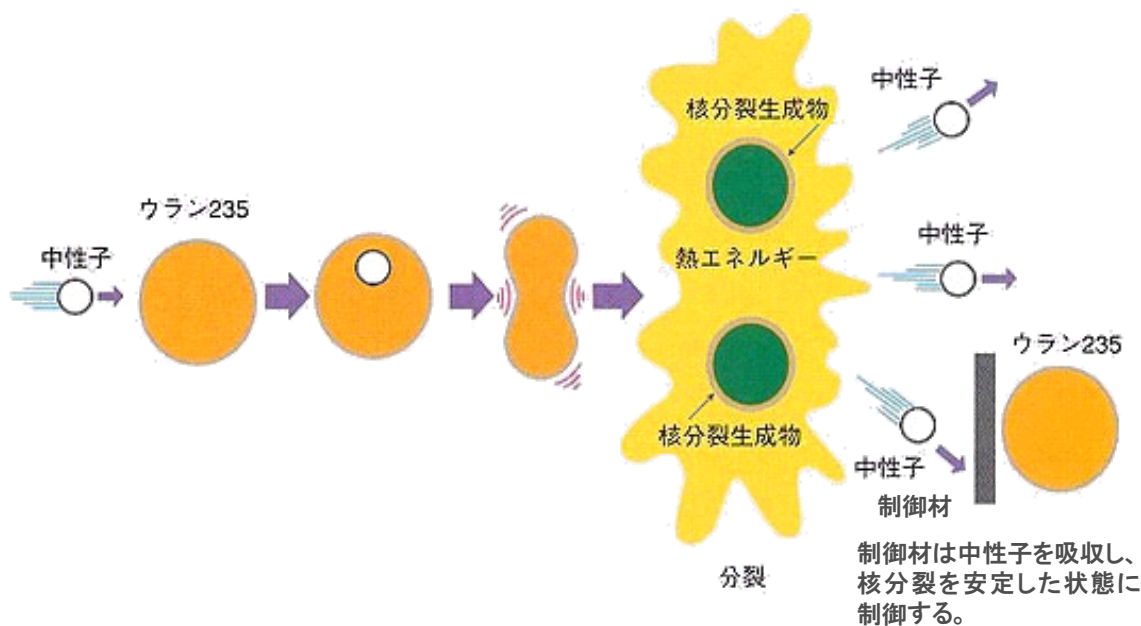
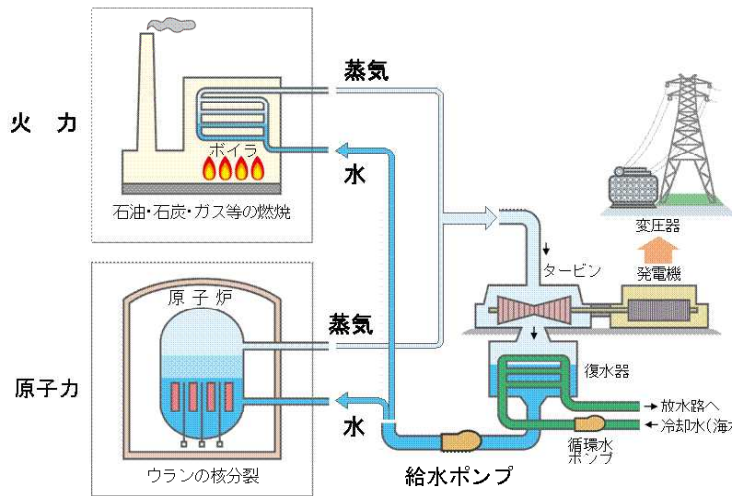


図4 核分裂と制御の仕組み

(2) 原子力発電の仕組み

原子力発電は、核分裂反応によって生じるエネルギーを熱エネルギーとして取り出し、この熱エネルギーを発電に利用するものである。つまり、原子力発電では、原子炉において取り出した熱エネルギーによって蒸気を発生させ、この蒸気でタービンを回転させて発電を行う。一方、火力発電では、石炭、石油等の化石燃料が燃焼する際に生じる熱エネルギーによって蒸気を発生させ、この蒸気でタービンを回転させて発電を行う。このように、原子力発電と火力発電とは、熱エネルギーの取り出し方が異なるが、蒸気でタービンを回転させて発電を行う点では全く同じである。



出典：(財)日本原子力文化振興財団「原子力・エネルギー図面集2012」

図5 火力発電と原子力発電の違い

(3) 原子炉の種類

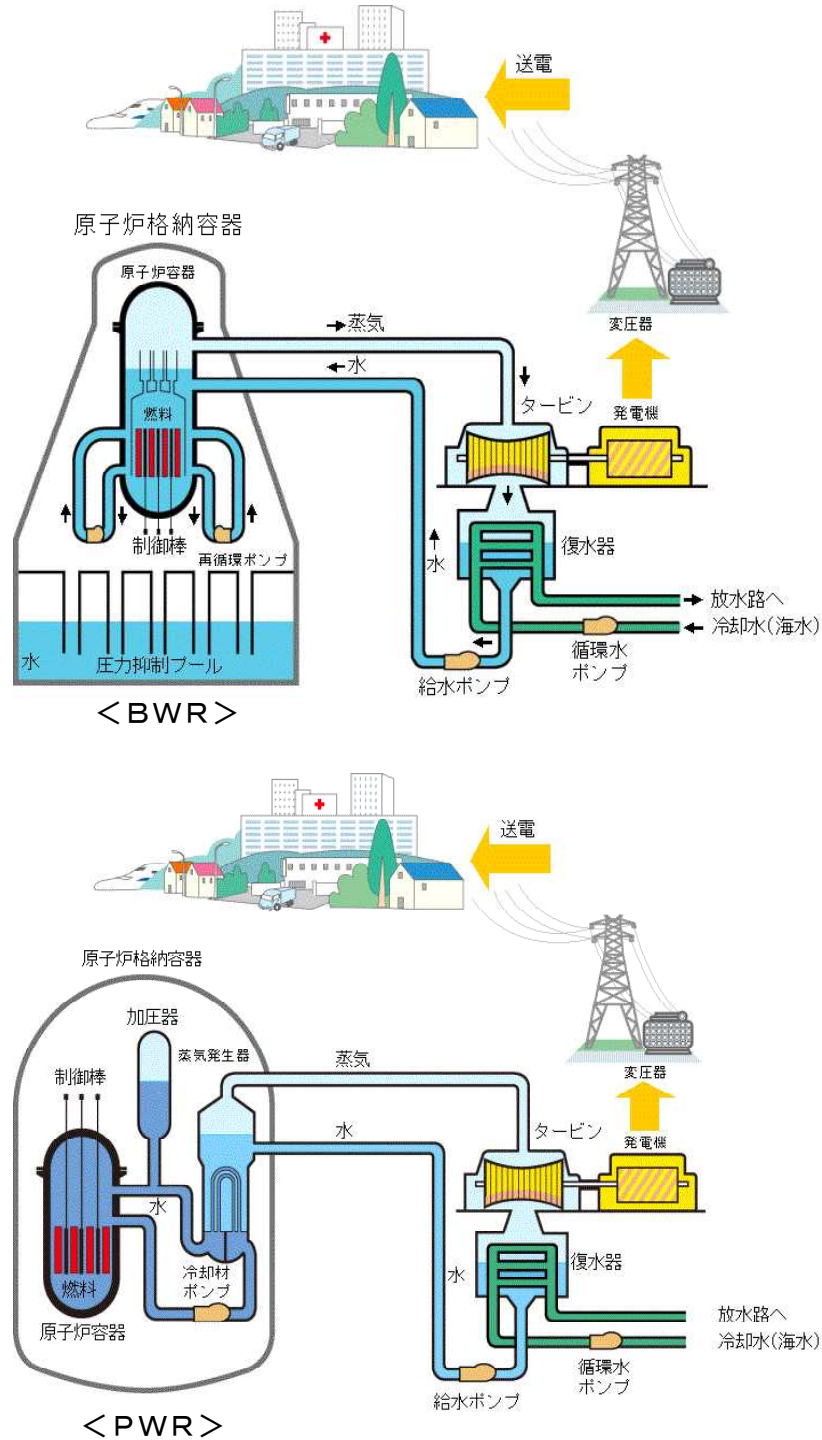
原子炉内には、前述のとおり、高速中性子の速度を熱中性子の速度まで減速させるために、減速材が用いられている。減速材には、軽水（普通の水）、黒鉛等が用いられるが、減速材として軽水を用い、減速材を冷却材（炉心を冷却するとともに、原子炉で発生したエネルギーを取り出すための媒介となるもの）と兼用するものを軽水炉という。

軽水炉は、タービン蒸気の発生させ方によって、沸騰水型原子炉（BWR）と、加圧水型原子炉（PWR）に区分される。

沸騰水型原子炉は、冷却材を原子炉内で沸騰させることにより、発生した蒸気を直接、タービンに送って発電する。

加圧水型原子炉は、一次冷却系と二次冷却系を有し、炉心で発生させた高

高温高圧の一次冷却材のもつエネルギーを蒸気発生器を介して二次冷却系に伝達し、二次冷却系で発生した蒸気をタービンに送って発電する。



出典：(財)日本原子力文化振興財団「原子力・エネルギー図面集2012」

図6 沸騰水型原子炉（BWR）と加圧水型原子炉（PWR）の違い

3 本件原子炉施設の構造等

以下では、原子力発電の仕組みを踏まえて、本件原子炉施設の構造について述べる。

本件原子炉施設は、主として、(1)原子炉、(2)一次冷却系、(3)二次冷却系、(4)原子炉停止系、(5)補助給水系、(6)非常用炉心冷却設備、(7)原子炉格納施設等から構成されている。

(1) 原子炉

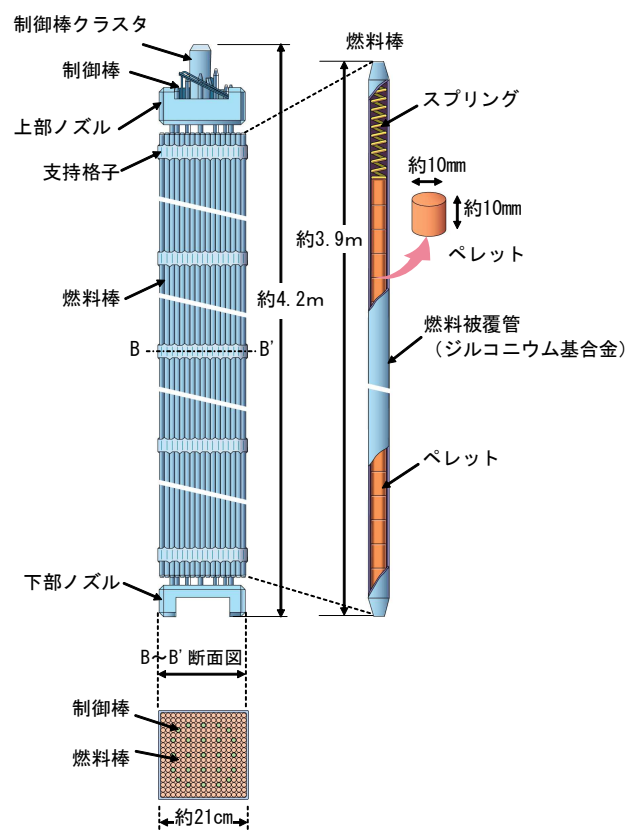
原子炉（末尾別図1の橙色の点線で囲った部分）は、主に、燃料集合体、制御材である制御棒クラスタ、原子炉容器等で構成されている（末尾別図2参照）。

ア 燃料集合体

原子力発電の燃料となるウランと酸素の化合物である二酸化ウランの粉末をプレス装置で成型し、焼き固めたものをペレットという。本件原子炉で使用しているペレットは、直径及び高さとも約10mmの円柱状のものである。

ペレットは、長さ約3.9mの[※]ジルコニウム基合金製の管（燃料被覆管）に入れて、密封溶接される。これを燃料棒と呼ぶ。

燃料棒は、14行14列（本件1・2号炉）又は17行17



出典：(財)日本原子力文化振興財団「原子力・エネルギー図面集2012」をもとに作成

図7 燃料集合体（本件3号炉の例）

列（本件 3 号炉）の正方格子状に束ね、この束である燃料集合体を本件 1・2 号炉に各 1 2 1 体、本件 3 号炉に 1 5 7 体、それぞれ装荷している。

イ 制御材（制御棒クラスタ等）

前述のとおり、原子炉においては、核分裂を安定的に持続させていくため、核分裂を起こす中性子の数を調整することが必要であり、このため、制御材を用いている。本件原子炉では、制御材として、制御棒及びホウ素を用いている。

制御棒は、中性子を吸収しやすい性質をもつ銀・インジウム・カドミウム合金を用いたものであり、本件原子炉では、燃料集合体の上部から挿入できるよう組み込まれており、制御棒の先端（下端）は、常に燃料集合体の中に入った状態となっている。また、1 つの燃料集合体に挿入される制御棒の全ては上部でまとめられており、これを制御棒クラスタと呼ぶ。この制御棒クラスタを制御棒クラスタ駆動装置によって保持するとともに、原子炉内で上下に駆動させることで、原子炉内の中性子の数を調整し、核分裂の連鎖を安定した状態に制御する（制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の構造については、末尾別図 3 参照）。また、緊急時には、制御棒クラスタが自動的に炉内に挿入され、原子炉を停止する（「原子炉内の核分裂を止めること」を指す。以下、同じ。）。この際は、[※]原子炉トリップ遮断器が開放され（つまり、制御棒クラスタ駆動装置への電源が遮断され）、制御棒クラスタを保持する力がなくなることにより、制御棒クラスタが自重で落下する仕組みとなっている。

ホウ素は、中性子を吸収しやすい性質があるため、一次冷却材に添加し、その濃度を調整することによって、原子炉内の中性子の数を調整し、核分裂の連鎖を安定した状態に制御する。

ウ 原子炉容器

原子炉容器は、燃料集合体等を取めるもので、[※]低合金鋼を材料とし、胴部の厚さが本件1・2号炉では約17cm、本件3号炉では約20cmであり、通常運転時の圧力・温度はもちろん、原子炉内の圧力・温度の異常上昇時にも、また、地震の際に生じる荷重にも十分耐えられる強固な構造となっている。低合金鋼は、鉄に合金元素（マンガン、モリブデン、ニッケル等）を加えた金属材料であり、こうすることで金属材料の強度が増し、耐食性（腐食作用に耐える性質）も向上する。また、原子炉容器内面の一次冷却材と接触する部分には、腐食を防ぐために[※]ステンレス鋼を内張りしている。

(2) 一次冷却系

一次冷却系（末尾別図1の青色部分）は、原子炉で高温となった水（一次冷却材）を蒸気発生器に送り、蒸気発生器において二次冷却材に熱エネルギーを伝えて低温になった水を再び原子炉に戻す系統であり、原子炉容器、蒸気発生器、加圧器、一次冷却材ポンプ等から構成されている。これらは、一次冷却系配管によって接続され、循環回路を形成しており、本件1・2号炉施設はそれぞれ2組、本件3号炉施設は3組の回路を有している（ただし、加圧器は、本件各号炉施設にそれぞれ1つを設置）。

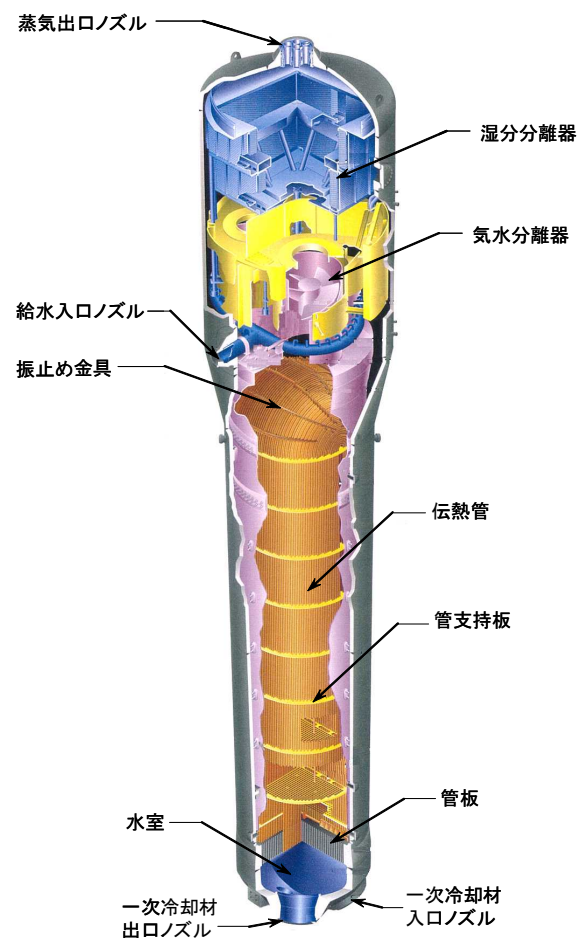


図8 蒸気発生器（本件1号炉施設の例）

蒸気発生器は、一次冷却材の熱エネルギーを二次冷却材に伝えるための装置であり、熱交換器の役割を果たす。具体的には、蒸気発生器の内部にある約3380本の逆U字型をした伝熱管（外径約22mm、厚さ約1.3mm）の内部を高温の一次冷却材が通ることによって、伝熱管の外側の二次冷却材を温めて、蒸気を発生させる仕組みとなっている。

蒸気発生器の材料としては、本体には低合金鋼を、伝熱管には特殊熱処理された[※]690系ニッケル基合金を用いているが、この合金は、優れた耐食性を有している。また、伝熱管が逆U字型に曲がっている部分には、振動及び摩耗を防止するために、伝熱管と伝熱管の間に、振止め金具を設置している。

加圧器は、原子炉で高温になった一次冷却材が沸騰しないように高い圧力をかけ、かつ、一次冷却材の熱膨張及び収縮による圧力変動を緩和し、一次冷却材の圧力を一定に維持する機能を有する。加圧器による加圧は、その底部に設置した電熱ヒーターで加圧器内部の水を加熱することによって行う。また、加圧器には、加圧器スプレイ並びに加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設けている。加圧器スプレイは、負荷変動に伴う圧力上昇に対して低温側配管から水を取り入れて加圧器内にスプレイすることによって加圧器内部の蒸気を凝縮させて圧力を下げる働きをする。加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、加圧器スプレイの制御範囲を超える圧力上昇があった場合に作動し、一次冷却材の圧力が過度に上昇することを防止する。加圧器は低合金鋼製で、内面はステンレス鋼を内張りしている。

一次冷却材ポンプは、蒸気発生器を出た一次冷却材を原子炉容器に戻して循環させるための電動ポンプであり、炉心で発熱している燃料棒から熱を取り出すのに必要な一次冷却材流量を確保できる容量を有している。

(3) 二次冷却系

二次冷却系（末尾別図1の赤色部分）は、蒸気発生器で発生した蒸気をタ

ービンに送るとともに、発電した後の蒸気を水に変えた後で、再び蒸気発生器に戻す系統であり、復水器、主給水ポンプ等から構成されている。

復水器は、タービンで使用した蒸気を海水との熱交換によって冷却凝縮し、水に戻すための装置である。

主給水ポンプは、復水器で蒸気から水に戻された二次冷却材を蒸気発生器へ戻すための装置である。

なお、二次冷却系は、放射性物質を含む一次冷却系とは隔離されているため、放射性物質を含んでいない。

(4) 原子炉停止系

原子炉停止系は、主に、制御棒及び制御棒クラスタ駆動装置並びに[※]化学体積制御設備によりホウ酸水を注入する系統から構成される。緊急時には制御棒を自動的に炉内に挿入し、速やかに原子炉を停止させる。

また、原子炉施設に異常が発生した場合に、異常の発生を検知し、必要に応じて制御棒を原子炉に自動挿入させる機能をもつ原子炉保護設備を設置している。

(5) 補助給水系

原子炉が停止した後にも、核分裂生成物の崩壊により発生する熱（崩壊熱）等があるため、これらの残留熱を除去する冷却手段を確保する必要がある。通常は、二次冷却系の主給水ポンプにより、蒸気発生器への二次冷却材の給水を継続して、原子炉の残留熱を一次冷却系から蒸気発生器を通じて二次冷却系へ伝えることなどで残留熱を除去する。しかしながら、何らかの原因でこの給水系統の機能が失われるなどして、原子炉が緊急に停止された後にも、蒸気発生器に給水して、原子炉の冷却を可能とする系統が補助給水系である。

補助給水系（末尾別図1の緑色部分）には、電動補助給水ポンプとタービン動補助給水ポンプとがある。電動補助給水ポンプは、[※]外部電源が失われ

た場合でも、[※]非常用ディーゼル発電機により稼働させることが可能であり、また、タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器で発生する蒸気で稼働するため、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電力供給が失われた場合にも稼働させることが可能である。

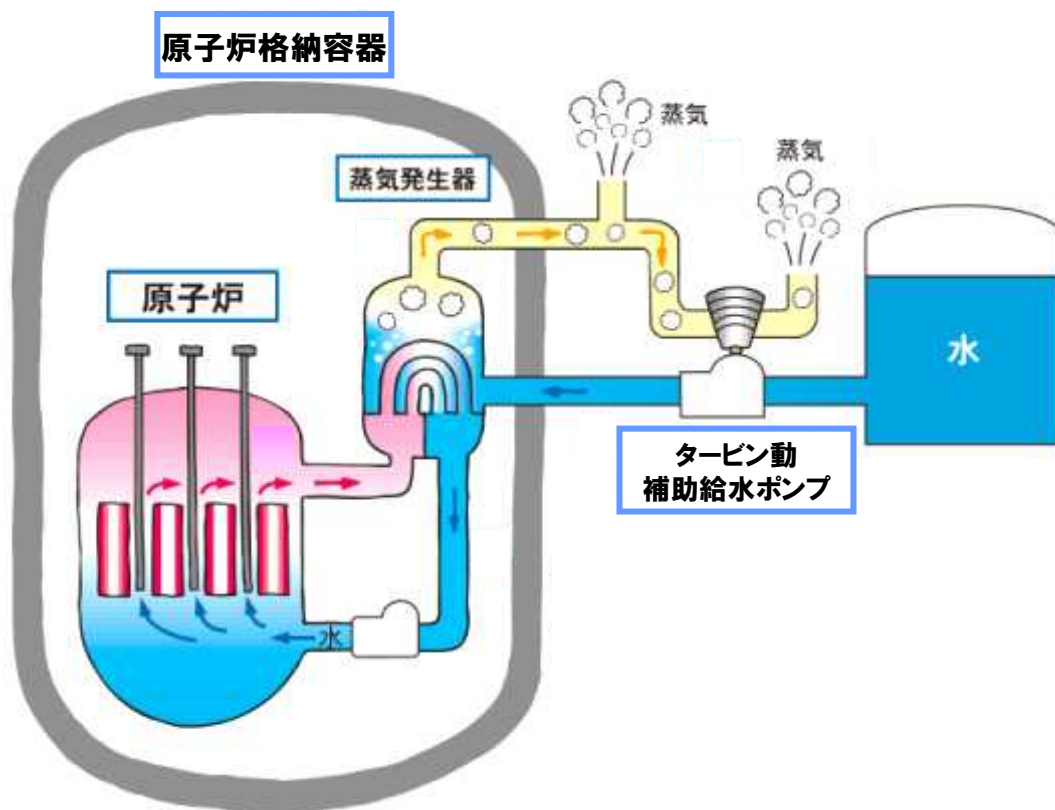


図9 タービン動補助給水ポンプの仕組み

(6) 非常用炉心冷却設備 (ECCS)

[※]一次冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破損により[※]一次冷却材喪失事故 (LOCA) 等が発生した場合を想定し、ECCS (末尾別図1の紫色部分) を設置している。

ECCSを使用することで、原子炉容器内にホウ酸水を注入して原子炉を冷却し、燃料の重大な損傷を回避することができる。ECCSには、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系がある。

蓄圧注入系は、L O C A等が発生し、一次冷却系の圧力が低下すると、自動的に、ホウ酸水を原子炉容器内に注入する。ホウ酸水は蓄圧タンク内に封入した窒素ガスの圧力によって注入されるため、外部電源等の駆動源は必要としない。

高圧注入系及び低圧注入系は、電動ポンプにより、ホウ酸水を原子炉容器内に注入する。

(7) 原子炉格納施設

放射性物質を閉じ込める施設として、原子炉格納容器及び遮へい壁を設けている。

原子炉格納容器（末尾別図1の黒太線部分）は、原子炉、一次冷却系の設備、蒸気発生器等を囲っている気密性の極めて高い密封容器で、炭素鋼を材料としている。その内容量は、本件1・2号炉施設がそれぞれ約40200 m³、本件3号炉施設が約67400 m³であり、胴部の厚さは本件1・2号炉施設がそれぞれ約3.5 cm、本件3号炉施設が約4.5 cmである。

また、遮へい壁は、原子炉格納容器のさらに外側をコンクリートで囲っており、胴部の厚さ（最大）は本件1・2号炉施設がそれぞれ約90 cm、本件3号炉施設が約140 cmである。

4 本件発電所の安全性

被告は、本件発電所の安全性を確保するため、地盤、地震、津波等の自然的立地条件を十分に把握した上で、その特性を踏まえた設計及び建設を行っており、建設以降も、最新の知見等に基づいた評価・検討を行い、安全性が十分確保されていることを確認するなどしている。

また、平常運転時の被ばく低減対策を講じるとともに、深層防護の考え方（(3)（24頁以下）参照）に基づいた安全確保対策を講じている。そして、こうした安全確保対策においては、安全上重要な系統、機器等について、地震、津波等による共通要因故障を排除できることを確認した上で、信頼性確保のために、

※多重性又は多様性及び独立性を考慮した設計としている。

さらには、この設計を超える事態を想定して、安全機能の強化を図るなどの措置も講じている。

以下、(1)で自然的立地条件に係る安全確保対策、(2)で平常運転時の被ばく低減対策、(3)で事故防止に係る安全確保対策、(4)ないし(6)で過酷事故対策、原子力防災、安全確保対策の評価等について述べる。

(1) 自然的立地条件に係る安全確保対策

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

詳細は5において述べるが、被告は、本件発電所の設置地点の特性を十分に踏まえ、本件発電所の設置地点の自然的立地条件が本件発電所の安全性に影響を与えないことを確認するか、又は、一定程度の影響が考えられる場合には、その影響を考慮した上で設計及び建設を行った。建設以降も最新の知見、調査等に基づいた評価・検討を行い、これらの最新の知見、調査等の結果を前提としても、本件発電所が十分な安全性を有していることを確認するなどしている。

特に、自然的立地条件のうち敷地の沖合い約8kmを通る中央構造線については、被告は詳細な調査を実施した上で、本件発電所を建設した。そして、建設以降も海上[※]音波探査、陸域の[※]地表地質調査等を実施するなど最新の調査・評価を行い、本件発電所の安全性に影響のないことを確認している。

また、本件発電所は瀬戸内海沿岸に立地していることから、太平洋沿岸地域のように高い津波は想定されないが、本件発電所の敷地は、本件発電所に係る津波の数値シミュレーション等の結果、想定される津波に対して十分余裕のある高さがあり、本件発電所の安全性に影響のないことを確認している。

(2) 平常運転時の被ばく低減対策

被告は、後述する事故防止に係る安全確保対策だけでなく、平常運転時の安全確保対策、つまり、事故等とは関係なく原子炉施設の平常運転時に放出せざるを得ない微量の放射性物質による一般公衆の被ばくをできるだけ低減するための対策を講じている。

つまり、本件発電所に限らず原子力発電所では、核分裂反応によって生じるエネルギーを利用して発電を行っているため、核分裂に伴って核分裂生成物（このほとんどが放射性物質）が発生する。また、一次冷却材が接する機器及び配管の内面等が腐食して生じた微量の不純物（鉄、マンガン等）が核分裂に伴って発生する中性子に照射されて、放射性物質である放射化生成物が一次冷却材中に出現する。被告は、これらの放射性物質の閉じ込め及び抑制のための措置を講じるとともに、放射性廃棄物を適切に処理・管理している。

なお、被告は、本件発電所周辺に放射線測定器を複数設置し、常に放射線を監視するとともに、定期的に周辺の海水、土壌、農作物、海産物等を採取し、放射性物質の分析・測定を行い、周辺環境への影響を監視しており、この結果、環境に与える影響が十分に低く抑えられていることを確認している。

ア 放射性物質の閉じ込め

被告は、本件原子炉施設の運転に伴って生じる放射性物質を、①ペレット、②燃料被覆管、③原子炉容器、④原子炉格納容器及び⑤遮へい壁

の多重の閉じ込め機能（五重の障壁）により，原子炉施設内に閉じ込めることとしている。

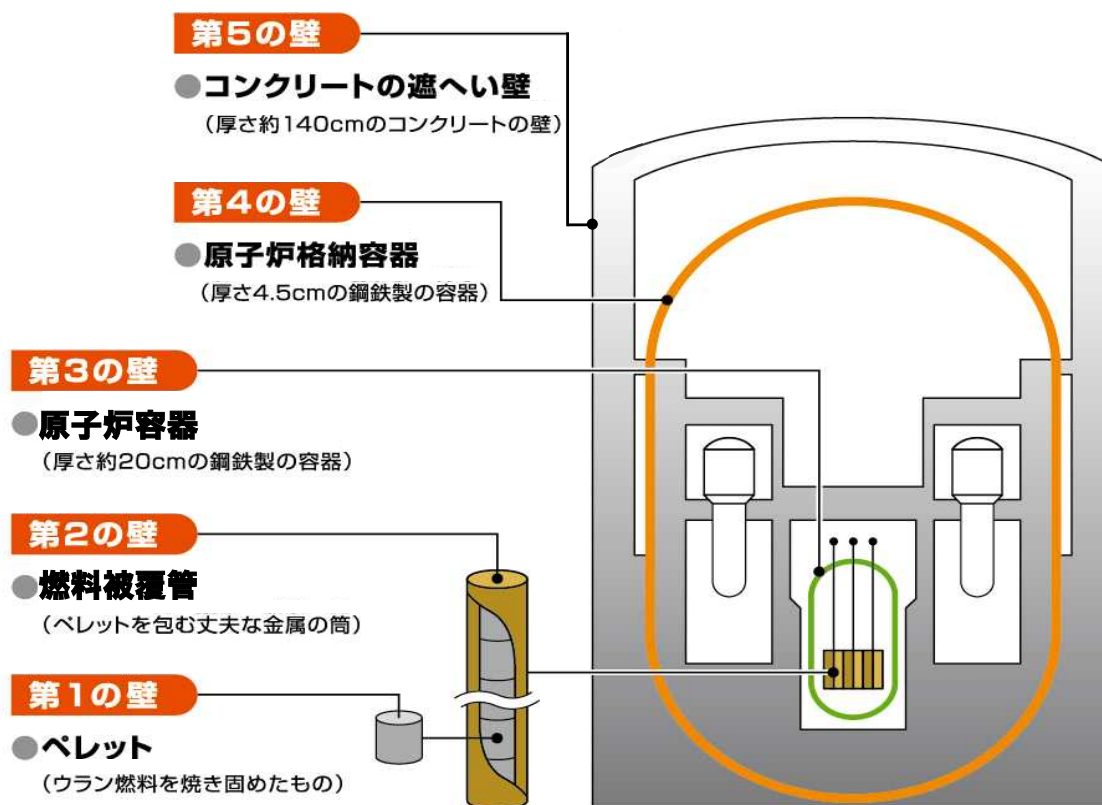


図 1 0 本件原子炉施設の五重の障壁（本件 3 号炉施設の例）

イ 一次冷却材中の放射性物質の抑制

(ア) 燃料の健全性確保（核分裂生成物の放出抑制）

被告は，核分裂に伴って発生する核分裂生成物が一次冷却材中に漏出しないように，五重の障壁のうち，第1のペレット及び第2の燃料被覆管について，運転中の健全性を保つための対策を講じている。具体的には，ペレットを強固に焼き固めたセラミックにして，核分裂によって生じた大部分の核分裂生成物が飛散せずにペレット内にとどまるように設計している。また，ペレットを耐食性に優れた燃料被覆管内に密封し，ペレットから一部漏出する核分裂生成物をこの燃料被覆管

の中に閉じ込めることとしている。この点に関して、被告は、通常運転に伴ってペレットが溶融しないことなど、燃料棒の健全性を評価・確認するとともに、実際の運転時は、保安規定に従い、燃料の健全性を定期的に確認している。

(イ) 一次冷却材の水質管理等（放射化生成物の発生抑制）

前述のとおり、一次冷却材が接する機器及び配管の内面等が腐食して生じた微量の不純物（鉄、マンガン等）が、核分裂に伴って発生する中性子に照射されて、放射化生成物が生じる。このため、放射化生成物の発生を抑制するためには、一次冷却系に腐食が発生することを極力抑制する必要がある。

このため、被告は、本件原子炉施設において、一次冷却材と接触する部分に耐食性に優れた金属（ステンレス鋼等）を使用するとともに、主として化学体積制御設備を使用して一次冷却材の水質管理を行っている。

ウ 一次冷却系の健全性確保

被告は、一次冷却材中に現れた放射性物質を一次冷却系内部に閉じ込めるため、一次冷却系の腐食抑制対策を講じるとともに、管の接続部を全て溶接構造としている。

エ 放射性廃棄物処理設備による処理・管理

被告は、通常運転に伴って発生する放射性廃棄物について、その性状（気体、液体及び固体）に応じ、放射性廃棄物処理設備において、放射能の貯留、減衰等の処理を行っている。また、処理した気体及び液体の放射性廃棄物については、環境に与える影響が十分小さいことを確認した上で放出しているが、この放出量は保安規定に定めた年間の放出管理目標値内に収まるように管理している。なお、この放出管理目標値は、後述する平常運転時の被ばく低減対策の評価における算定の前提となっ

ている。

放射性廃棄物の発生する経緯及びその処理については、具体的には次のとおりである。放射性気体廃棄物は、一次冷却材を扱う機器から抽出されるなどして発生するが、一定期間ガス減衰タンク等に貯留して、放射能を十分減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら大気中に放出している。放射性液体廃棄物は、放射性気体廃棄物と同様の過程等によって発生するが、蒸発装置、脱塩塔等で処理し、処理後の蒸留水等における放射性物質の濃度が十分低いことを確認した上で、海水とともに放水口から放出している。放射性固体廃棄物は、蒸発装置の濃縮廃液、布、紙等の雑固体等であるが、固化処理及び圧縮（減容）、焼却等を行ってドラム缶に詰め、敷地内の所要の放射線遮へい設計を行った固体廃棄物貯蔵庫で貯蔵保管し、必要に応じて廃棄事業者の廃棄施設に廃棄している。

(3) 事故防止に係る安全確保対策（深層防護の考え方）

被告は、本件発電所における安全性を確保するため、すなわち、放射性物質が環境に異常に放出されることを防止するため、まず、異常の発生を未然に防止するための対策（異常発生防止対策）を講じ、次に、仮に何らかの異常が発生した場合であっても、その異常を放射性物質の異常放出のおそれのある状態までには拡大させないための対策（異常拡大防止対策）を講じ、さらには、異常が拡大した場合であっても、放射性物質を環境に異常放出しないための対策（放射性物質異常放出防止対策）を講じている。これらの対策は、安全設計の3つのレベルによる深層防護（多重防護）の考え方に基づく対策であり、前段否定の考え方に則り、ある防止対策が仮に機能しなかった場合を考慮して次の対策を考えるものである。

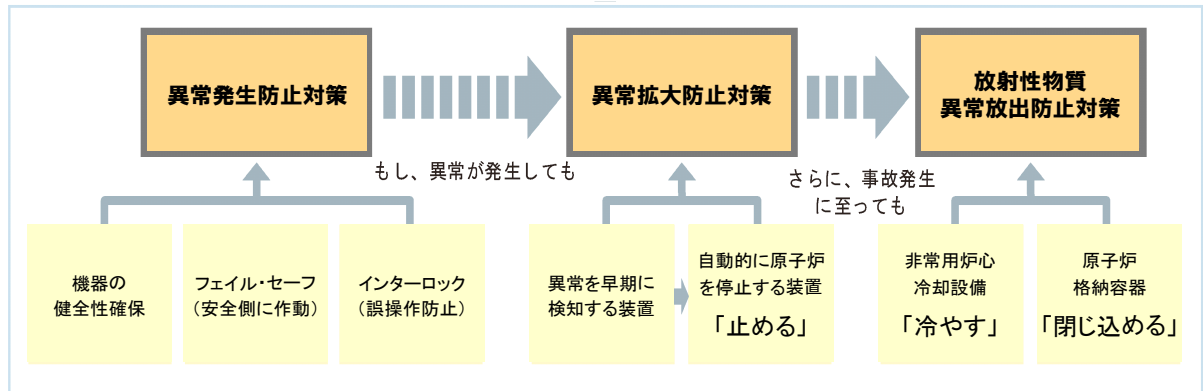


図 1 1 深層防護の考え方

ア 異常発生防止対策

原子力発電所における安全確保のためには、まず第 1 に、放射性物質が環境に異常に放出されるような事態につながる異常の発生を未然に防止する必要がある。このため、被告は、放射性物質を閉じ込める機能を有する機器の健全性を保つための対策を講じている。

(ア) 原子炉の安定した運転を維持するための対策

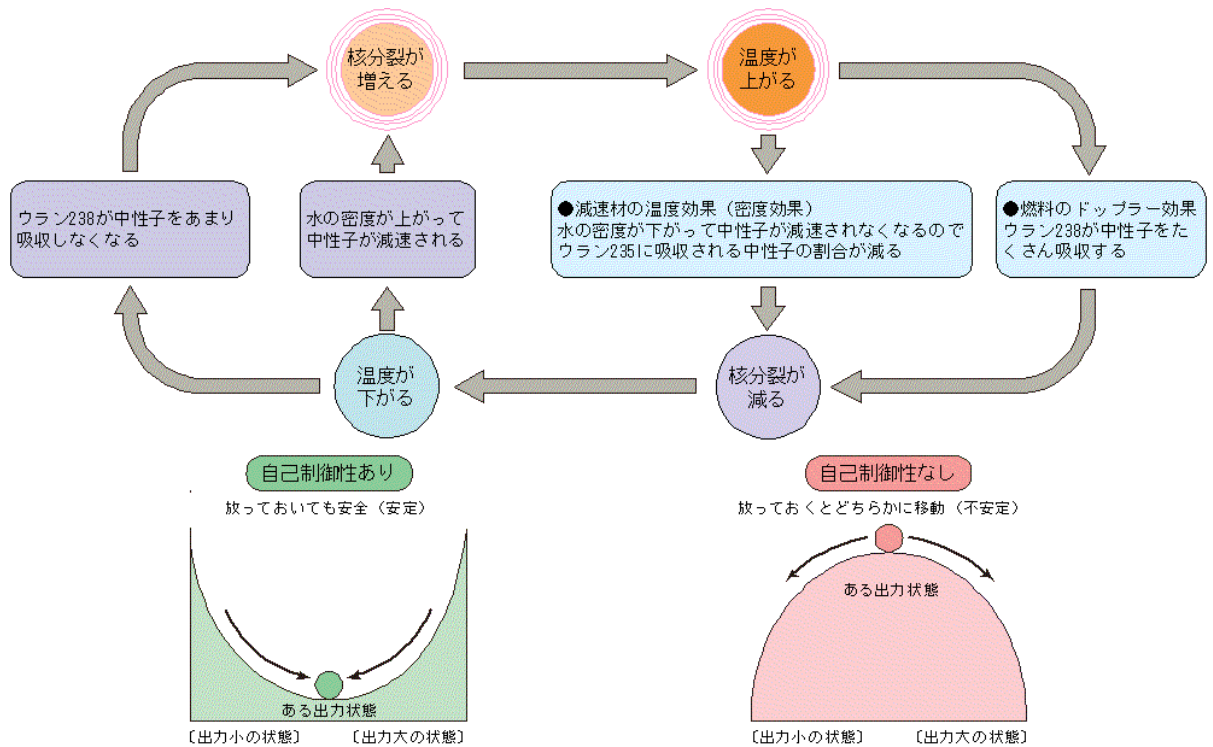
原子炉容器等の放射性物質を閉じ込める機能を有する機器について、その健全性に影響を与えるような状態を引き起こさないようにするためには、原子炉を安定的に運転することが必要である。

a 自己制御性を有する原子炉の採用

本件原子炉について、被告は、何らかの原因で核分裂反応が増加した場合、核分裂反応が常に自動的に抑制されるという性質（自己制御性）を有する原子炉を採用している。つまり、本件原子炉は、本質的に固有の安全性を備えている。

具体的には、本件原子炉には、減速材として水を使用することによる「減速材の密度効果」、原子炉内に装荷する燃料としてウラン 2 3 5 の濃縮度が約 3 ～ 5 % の低濃縮ウランを使用することによる「燃料

のドップラー効果」等がある。



出典：(財)日本原子力文化振興財団「原子力・エネルギー図面集2012」

図 1 2 原子炉の自己制御性

(a) 減速材の密度効果

何らかの原因で核分裂反応が増加すると、原子炉内において、減速材である水の温度が上がり、体積が膨張して水分子の密度が減少する。このため、水の減速材としての働き（減速効果）が低下して、中性子が減速されにくくなる（つまり、ウラン235に中性子が吸収されにくくなる）ため、核分裂反応の増加が抑制される。

(b) 燃料のドップラー効果

原子炉内に装荷する燃料には、核分裂しやすいウラン235の他、核分裂しにくいウラン238が含まれており、このウラン238が燃料の大部分を占めている。ウラン238には、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。

何らかの原因で核分裂反応が増加すると、ウラン238の温度が上昇し、ウラン238に吸収される中性子の割合が高くなり、その分、ウラン235に吸収される中性子の数が少なくなるため、核分裂反応の増加が抑制される。

b 原子炉出力等の安定制御

被告は、原子炉の安定した運転を維持するため、本件原子炉に、制御棒制御系、加圧器圧力制御系等の設備を設けている。制御棒制御系は、制御棒を原子炉内で自動的に上下に駆動させることにより、原子炉出力を制御する。また、加圧器圧力制御系は、一次冷却材の圧力が一定に維持されるように加圧器圧力を制御する。これらの制御系は自動的に作動するが、中央制御室において常時監視しており、運転員による手動の制御も可能である。

c 誤作動及び誤操作を防止するシステムの採用

被告は、本件発電所の安定した運転を阻害する誤作動及び誤操作による異常の発生を防止するため、安全上重要な装置について、[※]フェイル・セーフ・システム（常に安全側に作動するシステム）及び[※]インターロック・システム（誤操作による異常の発生を防止するシステム）を採用している。

(イ) 放射性物質を閉じ込める機能を有する機器の健全性確保

放射性物質を閉じ込める機能を有する機器について、被告は、その設計に十分な余裕をもたせ、その健全性を維持するとともに、運転を開始した後も検査等によりその健全性を確認している。以下において、放射性物質を閉じ込める機能を有する代表的な機器である原子炉容器を例にとり、その健全性について述べる。

a 機械的影響に対する健全性

原子炉容器の機械的影響に対する健全性を保つためには、容器内

の圧力が過大にならないこと，及び圧力が過度に上昇する事態が生じた場合に予想される圧力に対して十分余裕のある強度をもたせることが必要である。

被告は，本件発電所の原子炉容器内の圧力が過大にならないように，加圧器を中心とした加圧器圧力制御設備を設け，一次冷却材の圧力を制御できる設計としている。具体的には，一次冷却材の圧力が通常運転圧力より上昇した場合，加圧器スプレーで低温水を加圧器内にスプレーすることによって，加圧器内部の蒸気を凝縮させて圧力を下げ，通常運転圧力を維持する。さらに，加圧器スプレーの制御範囲を超えて圧力が高まった場合には，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁から蒸気を放出することで，一次冷却材の圧力が過度に上昇することを防止する。

また，被告は，本件発電所の原子炉容器について，通常運転圧力（約 15.4 [※]MP a [gage]）に対し十分余裕のある [※]最高使用圧力（17.16 MP a [gage]）とし，前述の加圧器圧力制御設備とあいまって，万が一にも損傷しないような設計としている。

b 化学的影響に対する健全性

原子炉容器は，その内側が一次冷却材と接しているため，化学的影響により腐食する可能性があるが，被告は，本件発電所の原子炉容器の一次冷却材と接する部分に，耐食性に優れた金属（ステンレス鋼）を内張りするとともに，一次冷却材について，金属に腐食を生じさせない状態に保つために，主として化学体積制御設備によって水質管理を行っている。

イ 異常拡大防止対策

被告は，仮に，何らかの異常な状態が発生した場合であっても，異常の発生を早期に検知することを可能とするとともに，その異常を拡大さ

せないための対策を講じている。

(ア) 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、その発生を早期に、かつ確実に検知し、所要の措置がとれるように、原子炉計装、プロセス計装等を設置している。

原子炉計装は、炉内外の核計装装置、制御棒位置指示計装等から構成され、これらによって、炉心の状況を監視する。また、プロセス計装は、一次冷却材等の温度、圧力、流量、水位等を測定する。

これらの装置が異常を検知した場合には、中央制御室に警報を発するなどし、これを受けて、運転員は異常を拡大させないために、所要の措置をとることとしている。

(イ) 異常拡大の防止措置

被告は、異常の拡大を防止するため、例えば、緊急に原子炉を停止させる必要がある場合には、運転員が所要の措置をとる前に、安全に原子炉を停止することができる設備を設けている。

すなわち、本件発電所の運転中に、原子炉の出力、圧力等が異常に変化した場合及び地震動による大きな揺れを検知した場合（建屋の最下層において、百数十[※]ガル程度の揺れを検知した場合など）には、これらの異常等の発生を原子炉保護設備が検知し、制御棒が自動的に炉内に挿入され、原子炉は速やかに停止される。原子炉保護設備は、多重性及び独立性を有しているため、仮に、1つの系統に故障が生じたとしても、原子炉停止機能を失うことがないように設計している。また、原子炉保護設備には、フェイル・セーフ・システムを採用しており、例えば、この設備の電源が失われた場合には、自動的に制御棒が自重で原子炉内に落下する仕組みとしている。

ウ 放射性物質異常放出防止対策

被告は、万が一、何らかの異常が発生し、拡大した場合を仮定し、それによっても放射性物質を異常に放出させないための対策を講じている。

具体的には、被告は、本件発電所において、非常用炉心冷却設備（ECCS）、原子炉格納容器、原子炉格納容器スプレイ設備、アニュラス空気再循環設備等を設けている。

（ア）非常用炉心冷却設備（ECCS）

何らかの原因により、LOCAが生じ、炉心の冷却機能が低下した場合であっても、3(6)(18頁以下)で述べたECCSにより、原子炉容器内にホウ酸水を注水して原子炉を冷却し続けることで、燃料の重大な損傷を抑え、放射性物質の異常な放出を防止する。ECCSは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系をそれぞれ複数の系統（蓄圧注入系は、本件1・2号炉施設ではそれぞれ2系統、本件3号炉施設では3系統、高圧注入系及び低圧注入系は、本件各号炉施設にそれぞれ2系統）設けており、多重性及び独立性を有した信頼性の高い設計としている。蓄圧注入系は外部電源等の駆動源を必要としない仕組みとなっており、また、高圧注入系及び低圧注入系の電動ポンプへは外部電源から給電することになっているが、外部電源を喪失した場合であっても、独立した2系統の非常用ディーゼル発電機から給電することができる。

（イ）原子炉格納容器

LOCAの発生により一次冷却材圧力バウンダリから放射性物質が放出される場合であっても、原子炉格納容器の中に放射性物質を閉じ込めることにより放射性物質の外部への放出を抑制できる仕組みとしている。この原子炉格納容器は、十分な耐圧性を有するとともに、十分な容積を有しており、放射性物質が原子炉格納容器内部に放出された場合であっても、障壁としての健全性を十分に保つことができる設

計としている。

(ウ) 原子炉格納容器スプレイ設備

LOCAの発生により、原子炉格納容器内に放射性物質を含む水蒸気が放出され、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合であっても、原子炉格納容器スプレイ設備から水をスプレイすることにより、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させて圧力を下げて、容器の健全性を保つことができる。また、スプレイ水により、原子炉格納容器内に浮遊する放射性ヨウ素等を除去することで、外部への放射性物質の放出量を低減する。

(エ) アニュラス空気再循環設備

アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット等の設備によって、LOCAの発生時に[※]アニュラス部を[※]負圧に保ちながら、原子炉格納容器からアニュラス部に漏洩した空気を浄化再循環し、この空気に含まれる放射性物質の外部への放出を低減する。

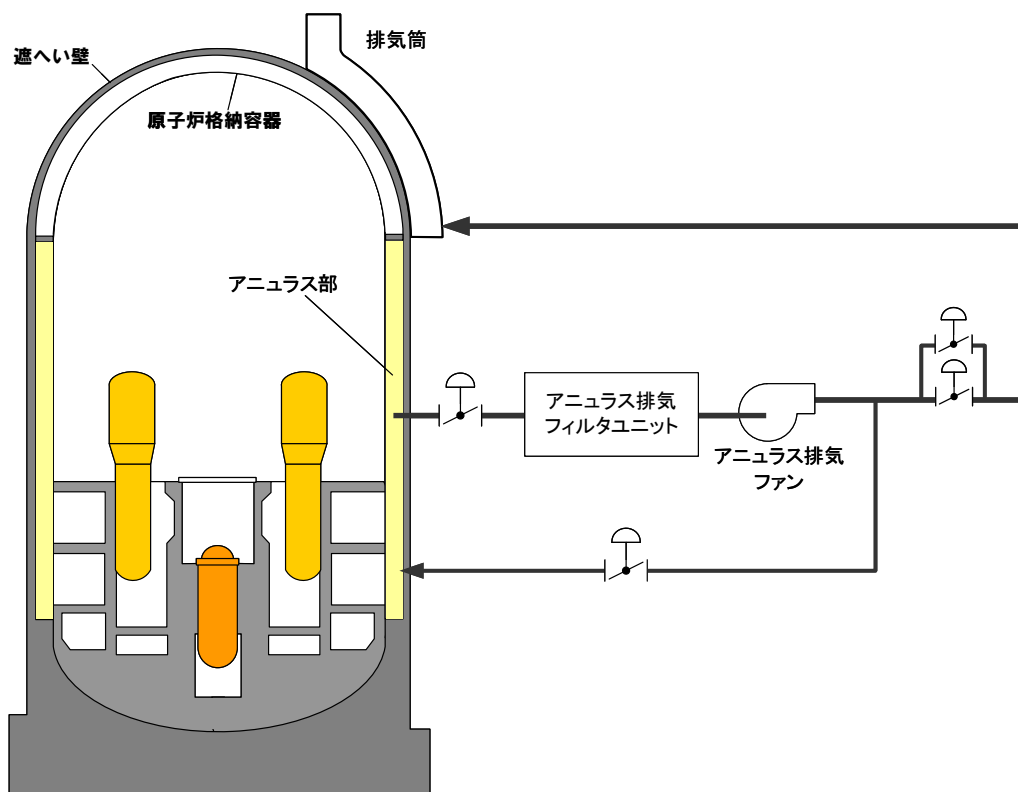


図 1 3 アニュラス空気再循環設備

エ 安全確保対策の実効性確保

以上アないしウで述べた事故防止に係る安全確保対策を実効性あるものとするためには、運転開始後、本件発電所を適切に維持し、運用することが重要である。このため、被告は、保安規定に従って、保安管理体制を確立し、運転管理、保守管理、保安教育等を実施している。具体的には、保安管理体制については、原子炉施設の保安に関する組織及び職務を定めるとともに、保安に関する事項を審議するための原子力発電安

全委員会等を設置し、また、運転に関し保安監督を行うための原子炉主任技術者を選任するなどしている。運転管理については、運転上の制限を定め、安全上重要な機器等の設備が所定の機能を発揮できるように管理している。保守管理については、保全プログラムを策定して点検等を行うとともに、その有効性評価を行って継続的な改善に努めている。また、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価を行うとともに、これに基づく長期保守管理方針を定めている。保安教育については、運転及び保守管理を行う者に対して必要な教育を実施している。

(4) 過酷事故対策

(3) (24頁以下)で述べたとおり、被告は、事故防止に係る安全確保対策を講じており、本件発電所は、十分な安全性が確保されているが、被告は、これらの安全設計で考慮した事象を大幅に超える事象であって、想定された手段では適切な炉心の冷却又は核分裂の制御ができず、その結果、炉心の重大な損傷（過酷事故）に至る可能性のある事故の発生をも考慮して、過酷事故の発生防止及び万が一過酷事故が発生した場合の影響緩和のための措置（アクシデントマネジメント）を講じている。

ア アクシデントマネジメント

被告は、本件発電所において、従来からハード及びソフトの両面で、アクシデントマネジメントの整備を進めてきた。

ハード面では、炉心冷却機能、原子炉格納容器の放射性物質を閉じ込める機能等を強化するために有効な設備改造を実施した。具体的には、LOCA発生時に、ECCS再循環系（炉心を長期に冷却する目的で、原子炉格納容器内に溜まった冷却水を炉心に再度注入する系統）が不調となる場合を想定し、代替の再循環ポンプ及び注入配管を設置（本件1・2号炉施設）したり、ECCS再循環系の入口電動弁のバイパス弁を設置（本件3号炉施設）するなどの対策工事を行った。また、原子炉格

納容器の放射性物質を閉じ込める機能の維持強化を図るため、炉心損傷が発生した場合であって、原子炉格納容器スプレイ系が不調となったときを想定して、高温の水蒸気により原子炉格納容器の内圧が上昇することを抑制するため、本件原子炉施設のそれぞれに、消火用水を原子炉格納容器内に注水できる配管を設置するなどの対策工事を実施した。

ソフト面では、アクシデントマネジメントが必要となる状況において、中央制御室の運転員を支援するため、通報連絡、技術評価、放射線測定等を実施する支援組織を設置するとともに、運転員等のための操作手順等を記載したマニュアル類を作成・整備した。また、運転員等を対象とした教育・訓練を実施している。

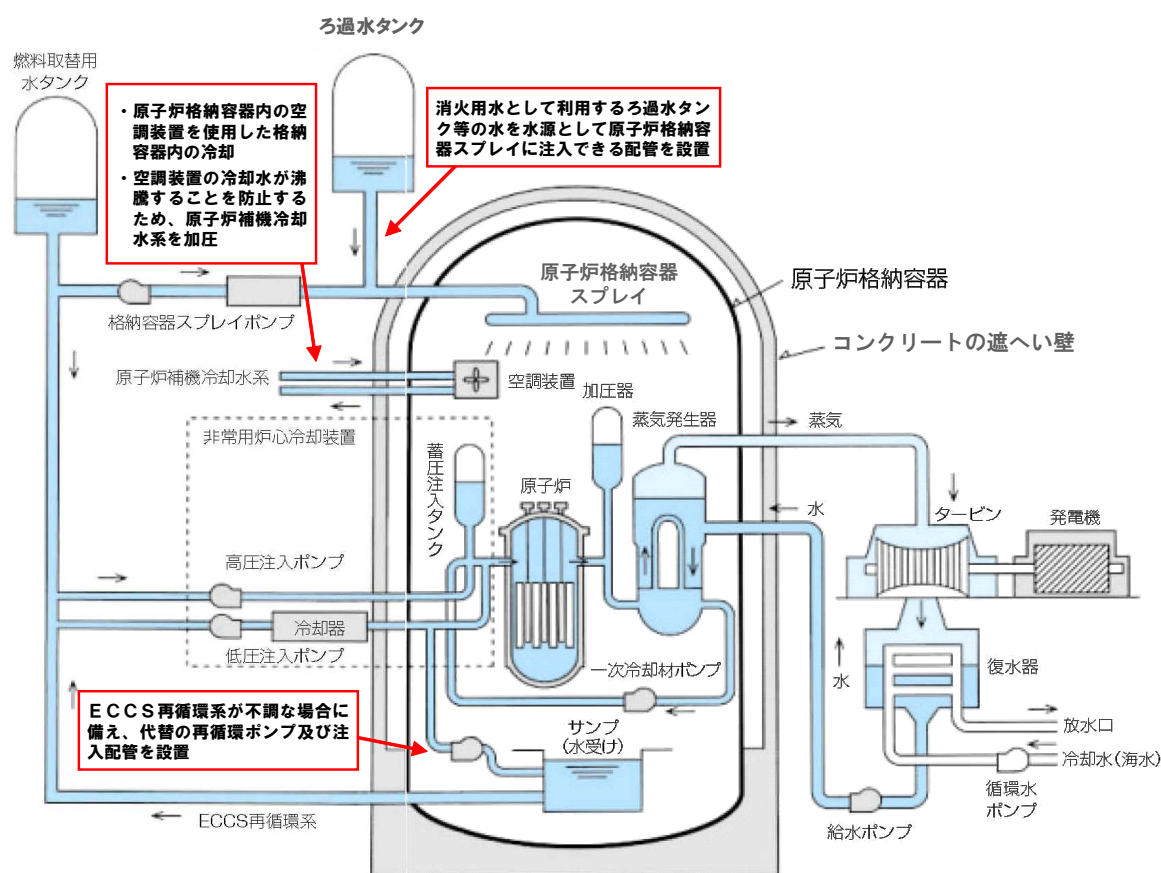


図 1 4 アクシデントマネジメントの概要（本件 1・2 号炉施設の例）

イ 追加安全対策

福島第一事故を踏まえて、国は、被告を含む原子力事業者に対し、平成23年3月30日に、津波により全交流電源、海水冷却機能及び使用済燃料ピットの冷却機能の3つの機能を全て喪失したとしても、炉心損傷及び使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ、冷却機能の回復を図るための安全対策を施すよう指示した。また、国は、その後の状況を踏まえて、被告を含む原子力事業者に対し、同年4月15日に、外部電源の信頼性を確保する観点から電力系統の供給信頼性について分析・評価するとともに、その結果を踏まえて信頼性向上対策を検討することなどを、同年6月7日に、万が一、過酷事故に至った場合であっても迅速に対応するための措置を講じることなどを、それぞれ指示した。

被告は、これらの指示に対応し、追加の安全対策を実施している。以下、既に実施済みの対策について述べる。

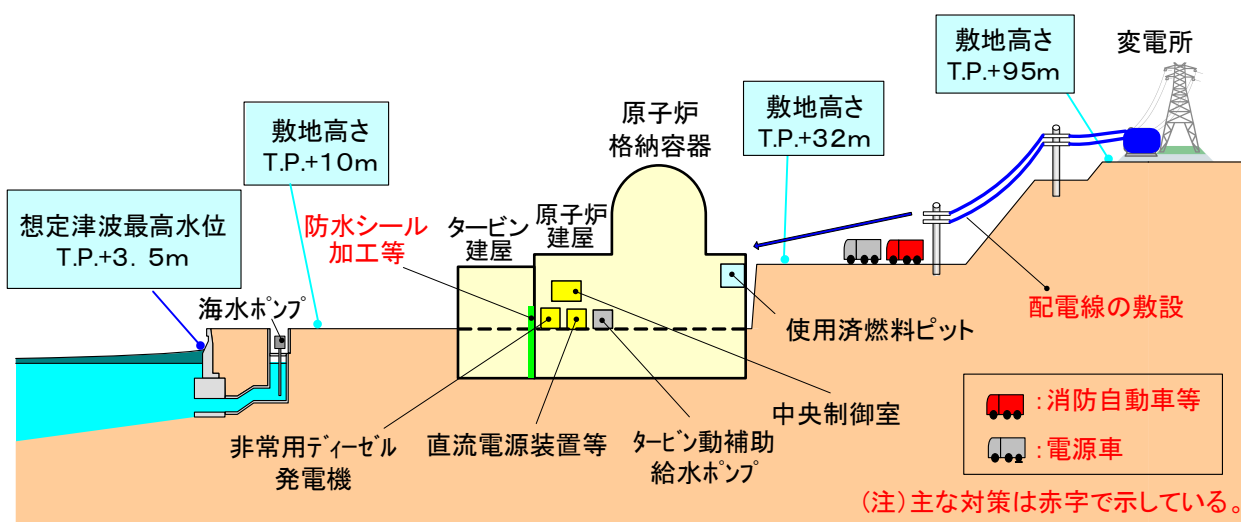


図15 本件発電所における追加安全対策の概要（本件3号機の例）

(ア) 浸水対策

5(3)(64頁以下)で詳述するとおり、本件発電所の敷地は、想定される津波に対して十分に余裕のある高さ（T.P.+10m）にあるが、

想定を超える津波に対する念のための対策として、非常用ディーゼル発電機、タービン動補助給水ポンプ等がある建物への浸水を防止するため、建物の入口扉等にゴム、シリコン等で防水シール加工を施すとともに、建物の一部の入口に止水板を設置した。

(イ) 電源確保対策

事故時に炉心の損傷を防ぐためには、残留熱を除去し、冷却する必要がある。本件原子炉では、補助給水系等の設備を設けており、この中には、タービン動補助給水ポンプのように電源を必要としない設備もあるが、その多くは電源を必要とする。このため、より確実に電源を確保するため、以下の対策を講じている。

a 外部電源の確保対策

本件発電所以外の発電所から受電可能な送電線（外部電源）は7回線あるが、外部電源のさらなる多様化を図るため、T.P.+95mに位置する変電所から本件発電所までの配電線を新たに敷設した。

b 全交流電源を喪失した場合の対策

万が一、全交流電源（全ての外部電源及び非常用ディーゼル発電機）を喪失した場合であっても、電源を確保できるように、T.P.+32mの高台に、1825kVAの発電機を搭載した電源車を本件1・2号炉用に各1台、本件3号炉用に2台配備するとともに、電源を接続するために必要な電源ケーブル等の資機材を配備した。

(ウ) 冷却機能の確保対策

本件原子炉を冷却するための設備の一つである補助給水系は、タンク（本件1・2号機では復水タンク、本件3号機では補助給水タンク）を水源としている。このタンクにおける水位が低下した場合に備えて、他の淡水タンクの水及び海水を補助給水系の水源となるタンクにくみ上げるために、電源を必要としない消防自動車及び可搬型消防ポンプをT.

P.+32mの高台等に配備した。

また、安全上重要な機器を冷却するために必要な海水ポンプが使用できなくなった場合に備えて、代替の水中ポンプを配備するなどの対策を講じた。

さらに、使用済燃料ピットに保管している使用済燃料も冷却する必要があるが、本件発電所において、この冷却機能が損なわれた場合でも、ピットの水が蒸発で失われるまでには時間的な余裕があることから、上記の消防自動車等を利用してピットに注水し、使用済燃料を冷却することができる。

(エ) その他の対策

これまで述べてきたとおり、本件発電所においては、地震及び津波による影響も含め、過酷事故に至ることは考えられないが、福島第一事故を踏まえて、ホイールローダ（がれき撤去用の重機）の配備、高放射線量下での活動が可能な防護服の配備等を行った。

(オ) 訓練の実施

万が一の事態に備え、緊急時を想定した訓練、例えば、電源車から電源をつなぎこむ訓練及び夜間に携帯用照明を利用して作業を行う訓練を実施している。

また、全交流電源の喪失を想定したシミュレータ訓練等も行っている。

ウ 中長期的な追加安全対策

平成24年3月28日、[※]原子力安全・保安院は、「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」をとりまとめ、事故の発生及び進展に関して、現時点で分かる範囲の事実関係を基に、今後、規制に反映すべきと考えられる事項として、①外部電源対策、②所内電気設備対策、③冷却・注水設備対策、④格納容器破損・水素爆発対策及び⑤管理・計装設備対策の5つの分野において、30項目の対策を抽出

・整理した。

この中には、被告が既の実施した前述の追加安全対策及び現在実施中の対策も含まれるが、被告は、さらなる安全性向上のため、自主的に、この30項目の具体化に向けた検討を行うこととしている。

(5) 原子力防災

被告は、前述のとおり、本件発電所において十分な安全確保対策を講じているが、万が一、放射性物質のもつ危険性が顕在化した場合に備え、原子力防災の措置を講じている。

原子力防災は、原子力災害対策特別措置法に基づき、原子力発電所の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で外部へ放出される事態（原子力緊急事態）によって、公衆の生命、身体又は財産に被害が生じること（原子力災害）を未然に防止し、原子力災害が発生した場合においてはその被害の拡大を防ぐとともに災害の復旧を図るものである。

同法は、原子力災害予防に関する原子力事業者の義務、原子力災害対策本部の設置等について特別の措置を定めることにより、原子力災害対策の強化を図り、原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的としており、国、地方公共団体及び原子力事業者が講じなければならない措置等について規定している。

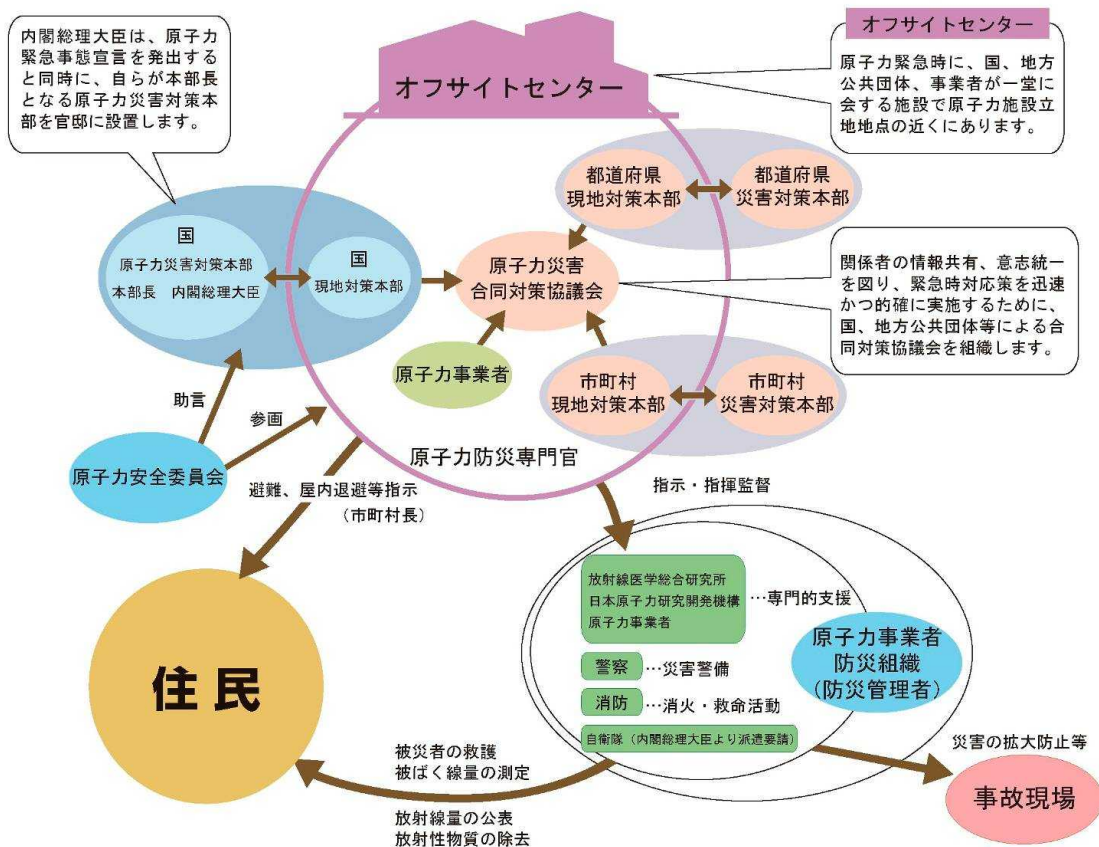
被告においても、同法に基づき、原子力事業者防災業務計画を策定するとともに、関係機関（国、愛媛県等の地方公共団体等）への通報及び関係機関との情報共有を確実にを行うために必要な体制の整備、放射線測定設備の設置等を行っている。被告は、上記業務計画において、本件発電所の敷地境界付近で、予め定めた基準以上の放射線量が測定されるなど一定の事象の発生を認識した場合には、関係機関に対して、被告がこれを認識した時から15分以内を目途に事象の発生を通報することとしている。

また、伊方町には、被告に加えて国、地方公共団体等が一堂に会する施設

である愛媛県オフサイトセンターが設置されており、原子力緊急事態が発生した際には、愛媛県オフサイトセンターに情報を集中し、本件発電所周辺の住民に対して避難、屋内退避等の指示を行うこととなっている。

被告においては、これらの体制が確実に機能するよう、原子力事業者防災業務計画に定めた防災訓練を一定の頻度で実施するとともに、国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練に参加し、その実効性を高めている。

さらに、被告は、原子力緊急事態が発生した際の本件発電所における被告の対応活動の拠点となる緊急時対策所を本件発電所の敷地内に設置している。この対策所は、地震により機能が失われることがないように免震構造を採用した建物内に設置するとともに、放射線遮へい設計を採用するなど、万全の対策を講じている。



出典：(財)日本原子力文化振興財団「原子力・エネルギー図面集2012」

図 1 6 緊急時の原子力防災体制

(6) 安全確保対策の評価と法的確認

被告は、以上で述べた本件発電所における安全確保対策について、以下のとおり、適切な検証・評価を行い、その妥当性を確認している。

ア 平常運転時の被ばく低減対策の評価

平常運転時における周辺公衆の受ける放射線量について、線量目標値指針に基づく解析評価を行っている。この結果、本件発電所における[※]線量評価値は、年間 0.011 mSv となっており、実用炉規則及び許容線量告示において法令上の規制値として定められている[※]線量限度値（年間の[※]実効線量 1 mSv ）はもとより、線量目標値指針に努力目標値として示された[※]線量目標値（年間の実効線量 0.05 mSv ）をも下回っている。

イ 安全設計評価等

被告は、(3)イ（28頁以下）で述べた異常拡大防止対策及び(3)ウ（29頁以下）で述べた放射性物質異常放出防止対策について、その設計の妥当性を検証する観点から安全設計評価を実施している。具体的には、本件発電所において、通常運転の状態を超える異常な状態、すなわち、機器の故障若しくは誤動作又は運転員の誤操作等から生じる「[※]運転時の異常な過渡変化」及びこの過渡変化を超える異常な事象であって、放射性物質の放出の可能性のある「事故」を想定し、解析評価を行っている。

また、安全確保対策の評価とは違う観点の立地評価（立地の適否を判断するもの）において、技術的見地からは起こるとは考えられない事故の発生をも仮想しても、周辺公衆に著しい放射線災害を与えるものでないことを確認している。

(ア) 運転時の異常な過渡変化を想定した設計評価

被告は、運転時に異常な過渡変化事象が発生した場合であっても、本件原子炉の炉心は損傷に至ることなく、かつ、通常状態に復帰できる状態でその事象が収束される設計となっていることを解析評価によ

り確認している。

解析評価にあたっては、原子炉の寿命期間中に1回以上発生する可能性があると思われる事象を複数選定した上で、解析の結果が厳しくなるような条件を設定して解析を行っている。評価の判断基準としては、以下の判断基準のうち事象ごとに適用すべき判断基準を用い、解析結果がこれらの判断基準を満足することをもって、炉心が損傷に至らないことなどを確認している。

(判断基準)

- ① [※] 最小限界熱流束比が許容限界値以上であること
- ② 燃料被覆管は機械的に破損しないこと（燃料中心温度がペレットの融点未満であること）
- ③ [※] 燃料エンタルピは許容限界値以下であること
- ④ 原子炉冷却材（一次冷却材）圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の1.1倍以下であること

以下では、燃料被覆管の健全性の観点から最も厳しい評価となっている事象である「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の解析及びその評価結果について、本件1号炉の解析評価を例に説明する。

この事象は、原子炉の出力運転中に、制御棒駆動装置の故障、誤操作等により、制御棒が連続的に引き抜かれることによる原子炉出力の上昇を想定するものであるが、原子炉停止系及び原子炉保護系が作動することにより、安全に収束する。この事象に対する解析では、上記①、②及び④の判断基準について、減速材密度効果（反応度係数）等の解析条件を安全サイドに設定して解析した結果、最も厳しい結果でも、①の最小限界熱流束比は約1.53（判断基準は、1.42以上）、②の燃料中心温度は約2399℃（判断基準は、2570℃以下）、④の原子炉圧力はごくわずかな上昇幅であり、いずれの判断基準も満足すること、つま

り、仮に、本件原子炉において、この事象が発生したとしても、炉心が損傷することはないことなどを確認している。

(イ) 事故を想定した安全設計評価

被告は、事故が発生した場合であっても、本件原子炉の炉心の溶融又は著しい損傷に至ることなく、放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを解析評価により確認している。

解析評価にあたっては、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合には原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある事象を複数選定した上で、解析の結果が厳しくなるような条件を設定して解析を行っている。評価の判断基準としては、以下の判断基準のうち事象ごとに適用すべき判断基準を用い、解析結果がこれらの判断基準を満足することをもって、炉心が著しい損傷に至らないことなどを確認している。

(判断基準)

- ① 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること
- ② 燃料エンタルピは制限値を超えないこと
- ③ 原子炉冷却材（一次冷却材）圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の1.2倍以下であること
- ④ [※] 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力以下であること
- ⑤ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと

以下では、炉心冷却及び原子炉格納容器バウンダリの健全性並びに周辺公衆への被ばくに伴うリスクの観点から最も厳しい評価となっている事象である「原子炉冷却材（一次冷却材）喪失」の解析及びその評価結果について、本件1号炉の解析評価を例に説明する。

この事象は、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材（一次冷却材）圧力バウンダリを構成する配管又はこれに付随する機器等の破損等による原子炉冷却材（一次冷却材）の系外流出を想定するものであるが、E C C S等の工学的安全施設が作動することで炉心は著しい損傷に至ることなく、放射性物質の異常放出が抑制される。この事象に対する解析では、上記①、④及び⑤の判断基準について、一次冷却材管の両端が瞬時に破断するものとするなど解析条件を安全サイドに設定して解析した結果、①については、燃料被覆管最高温度は約1005℃、局所的最大ジルコニウム-水反応量は約1.6%等（判断基準は、それぞれ1200℃以下、15%以下等）、④の原子炉格納容器圧力は約0.242 MP a [gage]（判断基準は、0.267 MP a [gage]以下）、⑤の放射線被ばくは、敷地境界の実効線量で最大約0.60 m S v（具体的判断基準は5 m S v以下）となっており、いずれの判断基準も満足すること、つまり、仮に、本件原子炉において、この事象が発生したとしても、炉心が著しく損傷するには至らないことなどを確認している。

（ウ）立地評価

（イ）における事故の解析結果を参考として、それらの中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出を想定し、さらにはより多くの放出も想定して、本件発電所の立地を確認した。具体的には、原子炉格納容器内への放出に係る事故として「原子炉冷却材喪失」を、原子炉格納容器外への放出に係る事故として「蒸気発生器伝熱管破損（蒸気発生器伝熱管が破損して、一次冷却材が二次冷却系へ流出する事故）」をそれぞれ選定し、解析評価を行った結果、いずれも周辺公衆に著しい放射線災害を与えるものでないことを確認した。

ウ 安全確保対策に対する法的確認

これまでで述べたとおり，被告は，本件発電所において，設計，建設及び運転の各過程での安全確保対策を講じ，十分な安全性を確保している。そして，この安全確保対策が適切であることは，設計，建設及び運転のそれぞれの段階で種々の規制を受けることにより，国によって確認されている。

すなわち，設計段階においては，原子炉施設の基本設計について原子炉等規制法 23条1項（26条1項）に基づく原子炉設置（変更）許可を，詳細設計について電気事業法 47条1項に基づく工事計画の認可を，それぞれ国から受けている。上記許可を受けるに際しては，安全審査を経るが，この安全審査においては，安全設計審査指針等の安全審査指針類のみならず，先行炉の審査経験並びに諸外国及び我が国における一般的な指針・基準も参考にして審査が行われ，さらには，最新の科学的知見も活用される。また，本件原子炉施設の設置後に安全審査指針類が改訂された場合，それが必ずしも本件発電所の安全性を直ちに左右するものではないとしても，被告は，必要に応じて改訂後の安全審査指針類に定める要求事項に基づく評価を行うことにより，改訂後の安全審査指針類にも適合していることを確認し，かつ，必要に応じてこの確認結果を国に報告し，確認を受けている。

建設段階においては，使用前検査により，建設工事が上記認可を受けた工事計画に従って実施されていること，及び技術基準に適合しないものではないことについて，国による確認を受けている（電気事業法 49条1項）。

運転段階においては，品質保証，保安管理体制，運転管理，燃料管理，放射性廃棄物管理，放射線管理，保守管理，非常時の措置，保安教育等の原子炉施設の保安のために必要な措置を定めた保安規定の認可を国から受ける（原子炉等規制法 37条1項）とともに，この保安規定の遵守の状況

について、毎年4回、原子力保安検査官による検査（保安検査）を受けている（原子炉等規制法37条5項）。さらに、特定重要電気工作物（原子炉本体、原子炉冷却系統設備、原子炉格納施設、蒸気タービン本体等）が技術基準に適合していることについて、電気工作物検査官による定期検査を受けている（電気事業法54条1項）。

5 自然的立地条件に係る安全確保対策（詳細）

被告は、4(1)(20頁以下)で述べたとおり、自然的立地条件を十分に把握し、本件発電所の安全性が確保されていることを確認している。

以下、主に地盤、地震及び津波との関係で、自然的立地条件に対する評価等の詳細について述べる。

(1) 地盤に係る安全性

原子力発電所を設置する地点の地盤の安全性を確認する際に着目すべき点は、ア敷地周辺地域の地盤について、地質的に安定しており、将来において大きな地変、火山活動、陥没等の事象が予想されないこと、イ敷地の地盤について、原子炉施設に損傷を与えるような地すべり等[※]が生じるおそれがないこと、ウ原子炉施設が直接設置される岩盤（基礎岩盤）[※]について、原子炉施設を支持するために十分な地耐力[※]を有し、地震等による岩盤破壊等を起こさないこと、の3点である。被告は、以下のとおり、本件発電所を設置している地点及び周辺の地盤に係る条件が本件発電所における安全確保に影響を与えることはないことを確認している。

ア 敷地周辺地域の地質的安定性

本件発電所は、四国の西端に突出した佐田岬半島の付け根付近に位置し、瀬戸内海の伊予灘に面している（図1（4頁）参照）。被告は、本件発電所の敷地周辺地域を含む佐田岬半島[※]について、地質図、地質関係文献等の調査、空中写真[※]の判読、敷地前面海域における音波探査、地表踏査[※]等を実施し、佐田岬半島は地質構造上、形成年代が極めて古い三波川^{※さんばがわ}

帯に属していること，及び敷地周辺地域においては有史以来大きな地変，火山活動等は認められず，また，それらの痕跡を示す地形的，地質的特徴も認められないことを確認した（末尾別図4参照）。

イ 敷地の地盤の安定性

被告は，本件発電所の敷地において，地表踏査，ボーリング調査，[※]岩石の強度試験等を実施し，①敷地の地盤には問題となるような[※]断層及び大規模な[※]破砕帯はないこと，②敷地の地盤は[※]緑色片岩で構成されており，この[※]緑色片岩の片理の発達は顕著ではないこと，③敷地の地盤を構成する岩石は敷地全般にわたりその物理的性質が一定しているとともに，十分な広さの基礎岩盤が存在することを確認し，本件発電所の地盤において，原子炉施設に損傷を与えるような地すべり，[※]山津波等が生じるおそれはないと判断した。

ウ 基礎岩盤の安全性

被告は，基礎岩盤について，ボーリング調査，[※]試掘横坑内での詳細地質調査，[※]地震探査等を実施し，基礎岩盤が新鮮な[※]緑色片岩であり，せん断波速度として2600m/秒を有する非常に堅硬で，原子炉施設を設置する上で問題となるような規模の[※]破砕帯，[※]活断層等が存在しない岩盤であることを確認した。加えて，被告は，[※]平板載荷試験，岩石・岩盤の強度試験等を実施し，これらの試験等の結果から，基礎岩盤が本件原子炉施設を支持するのに十分な地耐力〔(ア)支持力，(イ)すべり安全性（せん断抵抗力），(ウ)沈下に対する安全性（変形に対する抵抗力）〕を有しており，地震等による岩盤破壊及び[※]不等沈下のおそれはないと判断した。以下，確認・判断結果について述べる。

(ア) 支持力

試掘横坑内の岩盤で実施した平板載荷試験の結果，本件原子炉施設の基礎岩盤は，各号炉施設とも，1㎡当たり800トン程度までの繰

り返し荷重に対しても十分に弾性的な性状であった。

この結果、基礎岩盤は、本件原子炉施設の常時荷重である 1 m^2 当たり約 50 トンの荷重に対してはもちろんのこと、地震時の荷重（本件 3 号炉施設の場合で約 200 トン）に対しても十分な支持力を有すること（つまり、岩盤破壊が生じないこと）を確認した。

(イ) すべり安全性（せん断抵抗力）

ボーリング調査及び試掘横坑内での地質調査の結果によれば、本件原子炉施設の基礎岩盤は、全般的に堅硬と認められた。基礎岩盤には数本の破砕帯がみられたが、[※]トレンチ調査による詳細な地質調査、破砕帯追跡のためのボーリング調査等の結果によれば、原子炉施設を設置する上で問題となるような規模のものではなく、また、将来活動するような性質のものでもないことを確認した。

また、岩石試料によるせん断試験及び試掘トレンチ内における岩盤のせん断試験においても、十分なせん断強度が認められた。

さらに、本件原子炉施設の耐震設計において基準とする地震動、つまり、後述する基準地震動 S_s （[※]最大加速度 570 ガル）が作用した場合における基礎岩盤のすべりに対する[※]安全率は、2 程度以上であり、安全性を判断する際に用いられる基準値 1.5 を上回っていることを確認した。

この結果、基礎岩盤は、十分なすべり安全性（せん断抵抗力）を有することを確認した。

(ウ) 沈下に対する安全性（変形に対する抵抗力）

平板載荷試験の結果、本件原子炉施設の基礎岩盤は、 1 m^2 当たり 800 トン程度の荷重に対する変形量が 1 mm 未満であった。

この結果、基礎岩盤に作用する常時荷重及び地震時荷重に対する変形量は工学的に無視しうるものであり、上記基礎岩盤は、沈下に対す

る十分な安全性（変形に対する抵抗力）を有すると認められた。

(2) 地震に係る安全性

地震の仕組みは、別紙（98頁以下）記載のとおりであり、これを踏まえて、以下において本件発電所における地震に係る安全性について述べる。

ア はじめに

原子炉施設において、地震に対する安全性を確保するためには、施設に影響を及ぼす可能性のある地震を適切に選定した上で、その地震によって想定されるいかなる地震力[※]に対しても、原子炉の安全上重要な設備の機能が失われることなく、大きな事故の誘因とならないように、十分な余裕をもって原子炉施設を設置する必要がある。

このため、被告は、「耐震設計上重要な本件原子炉の施設は、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、本件原子炉施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれることがないようにする」との基本方針のもと、本件原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある地震を適切に選定し、その地震によって本件発電所の敷地に引き起こされる地震動から施設の耐震設計において基準とする地震動（以下「基準地震動 S_s 」と記載する。）を策定した。その上で、本件原子炉施設の各施設・設備における耐震設計上の重要度分類を設定し、この分類に応じて耐震安全性を有していることを確認している。以下、イで基準地震動 S_s の策定について、ウで耐震安全性の評価について述べる。

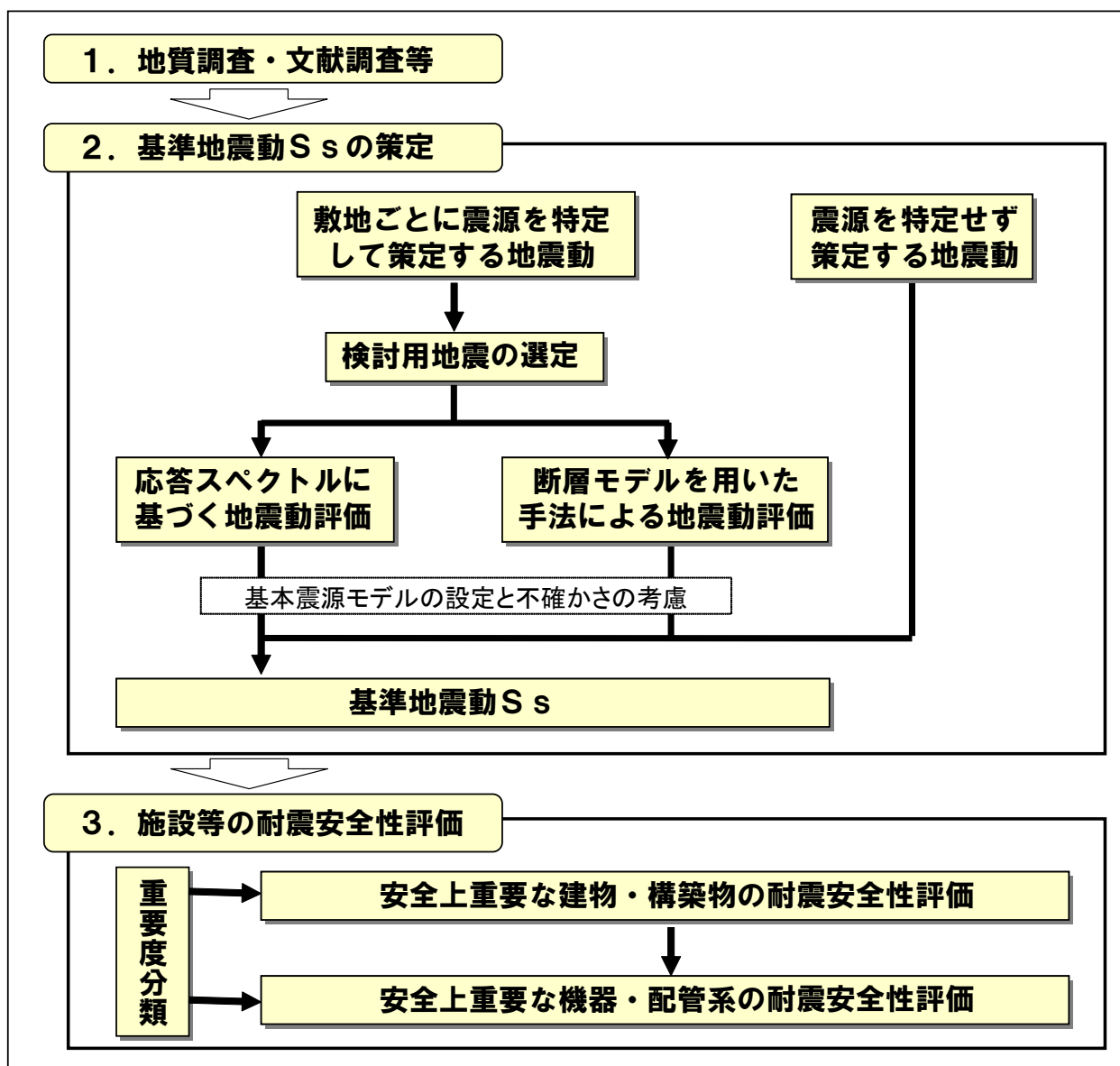


図 1 7 耐震安全性評価の流れ

イ 基準地震動 S s の策定

被告は、基準地震動 S s を「敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から本件原子炉施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、本件原子炉施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切なもの」として、以下のとおり策定した。

基準地震動 S_s の策定にあたって、被告は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の検討及び「震源を特定せず策定する地震動」の検討を行い、次に、これらの検討による地震動及び平成18年に改訂される以前の耐震設計審査指針に基づく[※]基準地震動 S_2 （最大加速度473ガル）を上回るように基準地震動 S_s を策定した。以下、それぞれの検討等について詳述する。

(ア) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の検討にあたっては、文献調査、地質調査等による活断層の評価、過去の地震の発生状況等を考慮し、地震発生様式ごとに本件発電所の敷地に特に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を選定した。その上で、それぞれの検討用地震について、[※]応答スペクトルに基づく地震動評価及び[※]断層モデルを用いた手法による地震動評価により地震動を策定した。

a 文献調査

地質図及び地質関係の文献を調査し、文献に記載されている既往の調査結果から本件発電所敷地周辺の地質状況等を確認するとともに、文献で指摘されている活断層及び活断層である可能性がある地形を抽出した。

b 地形調査

陸域を対象に、空中写真並びに対象地点の地形及び標高を細かく調査して作成した[※]図面を用いて、[※]変動地形学的な観点から活断層の可能性のある地形を抽出するための地形調査を実施した。

c 地表地質調査

陸域の活断層を対象に、文献調査及び地形調査から抽出した活断層及び地形に対して、実際に現地において地形及び地質を詳細に確認する地表踏査を実施し、さらに詳細なデータが必要な場合は現地におい

てボーリング調査，トレンチ調査等を実施することで耐震設計上考慮する必要がある活断層であるか，そうであるならばその性状（活動様式，活動時期等）の確認，活断層の長さ（これは経験的に活断層が起こす地震の規模と相関があるといわれている。）の同定等[※]を実施した。また，近接して複数の活断層が分布する場合は，それらが連動する可能性を検討するため，より入念に各活断層の性状（分布方向，活動様式，活動時期等）及び各活断層間に分布する地質の性状を確認した。

d 海域地質調査

海底の地質については，調査対象海域において海上から発信する音波の反射状況を用いる海上音波探査により海底面下の地質及び地質構造を確認するとともに，特に文献調査で抽出した活断層に対しては，耐震設計上考慮する必要がある活断層であるか，そうであるならばその性状（活動様式，活動時期等）の確認，活断層の長さの同定等を実施した。また，近接して活断層が分布する場合は，陸域と同様に，より入念に調査した。

e 地球物理学的調査

活断層調査の精度向上を目的として，地下深部の速度構造及び密度構造を把握するために[※]反射法地震探査，[※]屈折法探査及び重力測定を実施した。

f 活断層の評価等

a ないし e の調査結果から判明した活断層の分布図は末尾別図 5 のとおりであり，本件発電所において耐震設計上考慮する活断層とした主なものは，以下のとおりである。

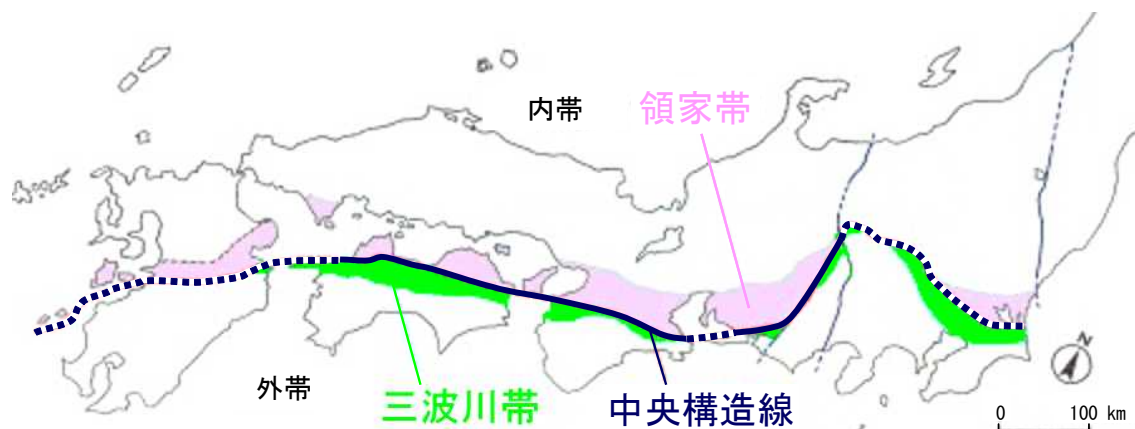
- ① 敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯。以下で詳述する。）
- ② 五反田断層（長さ約 2 km）
- ③ 別府湾一日出生断層帯（長さ約 7.6 km）

④ F-21断層（長さ約19km）

このうち、①の敷地前面海域の断層群に関して、一般に、中央構造線という語は、「[※]地質境界としての中央構造線」と「活断層としての中央構造線」の両者を包含して若しくは混同して、又は区別せずに用いられている。以下では、念のため、これらの違いを本件発電所に影響を与える地震との関連を含めて説明した後、被告が敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震について行った検討等について述べる。

<地質境界としての中央構造線>

日本列島の骨格が形成された約7000万年前以前に形成されたと考えられる西南日本の中央部をほぼ縦断する地質構造上の境界線があり、地質境界としての中央構造線と呼ばれる。これは、関東地方から九州地方に至る長大な地質構造である（図18）が、四国地方においては、四国山地北麓をほぼ東西に走り、愛媛県西条市丹原町鞍瀬付近で南へ曲がり、湾曲しながら同県伊予市双海町上灘付近から海中に没している（図19）。



出典:大鹿村中央構造線博物館ホームページの図に加筆

図18 地質境界としての中央構造線

地質境界としての中央構造線は、上記鞍瀬付近から上記上灘付近で海中に没するまでの間は[※]新生代第三紀の末期（約1000万年前）以降は全く活動していないこと、及び上記上灘付近の海域における音波探査記録によれば地質境界上に堆積している^{※こうせきそう}洪積層に乱れが認められないことから、地震を発生させる可能性は皆無である。つまり、地質境界としての中央構造線とは、地質構造として認定されるものであり、地震を発生させる可能性はない。なお、中央構造線の長さについて、例えば、約800kmとか約1000kmと言及されることがあるが、これは、地質境界としての中央構造線の長さに関するものであり、地震発生の可能性の観点からは意味をもたない。

<活断層としての中央構造線>

地質境界としての中央構造線と同じ位置、あるいは多少離れた位置に、最近の地質年代における活動が確認される断層が存在する部分がある。これらは、活断層としての中央構造線として、将来、地震を発生させる可能性があるかどうかの観点から、地質境界としての中央構造線とは区別して検討しなければならない。

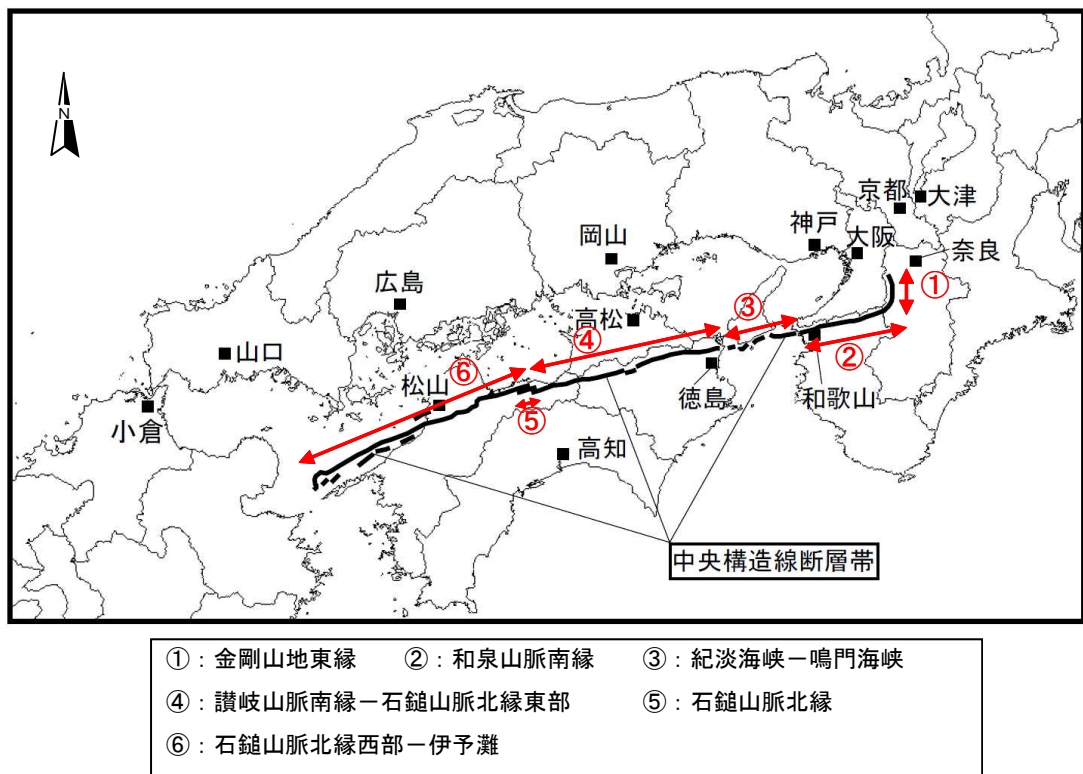


出典：(独)産業技術総合研究所作成のシームレス地質図に加筆

図 1 9 四国西部における地質境界としての中央構造線と活断層としての中央構造線の対比

活断層としての中央構造線については、[※]地震調査研究推進本部地震調査委員会が、中央構造線断層帯として評価している。同委員会による評価は既往文献に基づくもので、地震調査委員会（2011）によれば、中央構造線断層帯は、近畿地方の金剛山地の東縁から淡路島南部の海域を経て四国北部を東西に横断し、伊予灘に達する断

層帯で全体としての長さは約360kmとされ、過去の活動時期の違いなどから、①金剛山地東縁（長さ約23km）、②和泉山脈南縁（長さ約44～52km）、③紀淡海峡－鳴門海峡（長さ約43～51km）、④讃岐山脈南縁－石鎚山脈北縁東部（長さ約130km）、⑤石鎚山脈北縁（長さ約30km）及び⑥石鎚山脈北縁西部－伊予灘（長さ約130km）の6つの区間に区分されている。一般的には、中央構造線断層帯のような長大な断層帯はいくつかの区間に分割して活動すると考えられているが、同委員会では、中央構造線断層帯の将来の活動について、上記6つの区間が個別に活動する可能性、複数の区間が同時に活動する可能性、これら6つの区間とは異なる範囲が活動する可能性、さらには、断層帯全体が同時に活動する可能性も否定できないとしている。



出典：地震調査委員会（2011）をもとに作成

図20 活断層としての中央構造線

一方、被告は、本件発電所の敷地周辺において詳細な地質調査を実施し、断層の分布形態、活動様式等の性状を特定した結果、中央構造線断層帯を構成する活断層として、伊予断層（断層の長さ約23 km）、川上断層（断層の長さ約36 km）及び敷地前面海域の断層群（断層の長さ約42 km、本件発電所の敷地の沖合い約8 kmに分布）が存在すること、さらにそれぞれの断層の間に、[※]ジョグと呼ばれる断層破壊の末端を示唆する地質構造が分布することを確認した。そして、この地質調査結果に加えて、中央構造線断層帯の地表の変位量分布及び[※]広域応力場に関する知見、さらには既往の活断層の連動に関する知見等に基づいて、地震動評価上の基本とする断層の長さを54 kmとした。

その上で、地震調査委員会（2011）が指摘する中央構造線断層帯が複数の区間で連動する可能性については、後述する地震動評価において、これが発生することも想定している。

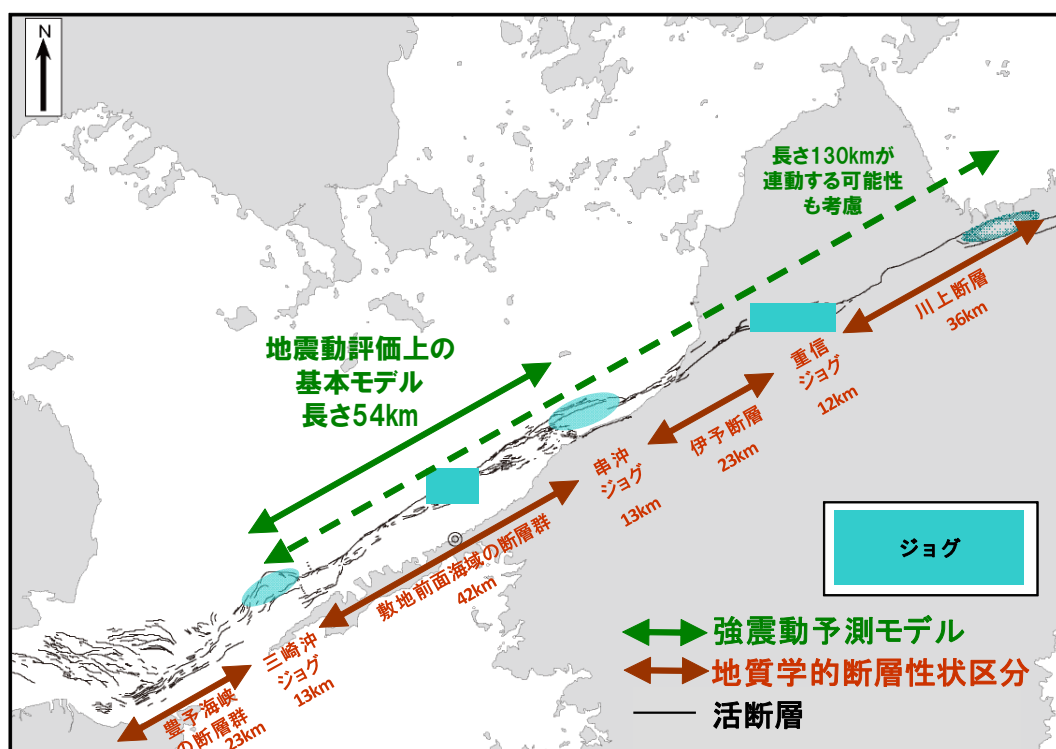


図 2 1 被告が行った地震動評価上の中央構造線の評価

g 過去の地震の発生状況

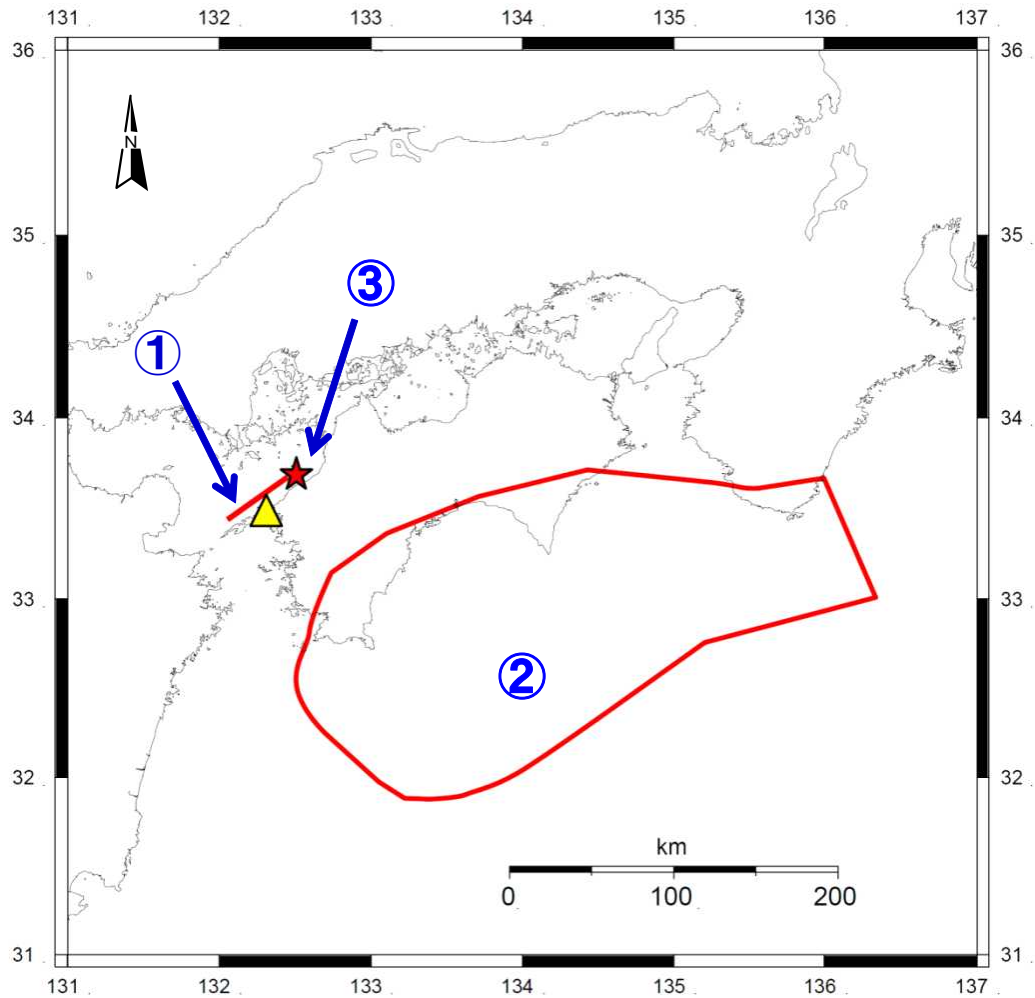
敷地周辺における地震発生状況について、各種調査資料等を基に、過去に敷地若しくはその周辺に影響を与えた又は与えたと考えられる被害地震[※]について調査した。さらに、将来予想される地震[※]については、中央防災会議の東南海、南海地震等に関する専門調査会の審議結果を参照した。この結果、本件発電所において耐震設計上考慮する地震とした主なものは、以下のとおりである。

- ① 土佐その他南海・東海・西海諸道の地震（684年、[※]M8と1/4）
- ② 想定南海地震（M8.6）[※]
- ③ 安芸・伊予の地震（1649年、M6.9）[※]
- ④ 伊予西部の地震（1854年、M7.0）[※]

h 検討用地震の選定

耐震設計上考慮するとした活断層（主に、f ①ないし④（51頁以下））による地震及び耐震設計上考慮するとした地震（主に、g ①ないし④）を発生様式により、内陸地殻内地震、プレート境界地震及び海洋プレート内地震（100頁以下参照）に分類した上で、その分類ごとに本件発電所の敷地に特に大きな影響を与えると予想される地震を検討用地震として選定することとし、地震動評価を実施した。

この結果、内陸地殻内地震では、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震を、プレート境界地震では、想定南海地震を、海洋プレート内地震では、安芸・伊予の地震をそれぞれ検討用地震として選定した。



- ①内陸地殻内地震：敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震
- ②プレート境界地震：想定南海地震（M 8.6）
- ③海洋プレート内地震：安芸・伊予の地震（1649年，M 6.9）
- ▲本件発電所

図 2 2 検討用地震の選定結果

i 地震動評価

検討用地震として選定した上記の敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震，想定南海地震及び安芸・伊予の地震について，応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法によ

る地震動評価を行った。

この結果、本件発電所に最も大きな影響を与える地震は、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震となった。

この地震は、内陸地殻内地震に分類されるものであり、プレート境界地震である東北地方太平洋沖地震とは地震の発生様式が異なる。[※]このため、地震・津波との関係において、東北地方太平洋沖地震との関連で生じた福島第一事故と本件発電所の安全性を同列で論じることは適切ではない。

また、被告は、この敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震の地震動評価においては、基本モデル（長さ54km）以外の以下の各ケースについても、仮にこれらが発生すると想定して評価を行っている（末尾別図6）。

- ・[※]応力降下量を基本モデルの1.5倍とするケース（[※]2007年新潟県中越沖地震の知見を反映）
- ・[※]断層の傾斜角を変えたケース
- ・断層長さを69kmに長くしたケース
- ・中央構造線断層が石鎚山脈北縁西部－伊予灘区間（長さ約130km）で連動するケース
- ・中央構造線断層が金剛山地東縁－伊予灘区間（長さ約360km）で連動するケース

なお、中央構造線断層が石鎚山脈北縁西部－伊予灘区間（長さ約130km）で連動するケースについては、被告とは別に、地震調査委員会も地震動評価を行っているが、同委員会よりも被告の方が全体的により厳しい評価を行っていることを確認している。

（イ）震源を特定せず策定する地震動

本件発電所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がある内陸地殻内地震の全てを事前に評価しうるとはいい切れないとの観点から、基準地震動 S_s の策定にあたっては、震源を特定せず策定する地震動も考慮している。

この震源を特定せず策定する地震動については、加藤ほか（2004）において設定されている「地震基盤[※]における地震動」としている。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地震の地震動を複数設定しており、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用いるのに適切であると考えられる。また、加藤ほか（2004）では、複数の地盤特性（せん断波速度）における地震動が提案されているが、本件発電所の敷地の地盤特性（せん断波速度が2600m/秒）を考慮すれば、この中でも、上記の地震基盤における地震動を本件発電所地点の震源を特定せず策定する地震動とすることが最適であると考えられる。

（ウ）基準地震動 S_s の策定

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動、震源を特定せず策定する地震動及び基準地震動 S_2 （最大加速度473ガル）を上回るように基準地震動 S_s を策定したところ、最大加速度は570ガルとなった（末尾別図7参照）。

この基準地震動 S_s は解放基盤表面[※]における地震動として策定している。これは、せん断波速度が2600m/秒という非常に堅固な岩盤における数値であるため、一般的な岩盤における地震動と単純に比較することは適当ではない。

また、被告は、東北地方太平洋沖地震を受けて、南海トラフ沿いのプレート境界付近にM9相当の地震を想定して、本件発電所敷地にお

ける地震動を試算し、南海トラフ沿いのプレート境界付近にM9相当の地震が発生したとしても、本件発電所の安全性に影響を与えるものではないことを確認した。

ウ 耐震安全性の評価

(ア) 耐震設計の基本的な考え方

被告は、本件原子炉施設の設計において、建物・構築物は原則として剛構造[※]とし、重要な建物・構築物は岩盤に直接支持させることを基本方針として、本件原子炉施設の構築物は原則として剛構造にするとともに、原子炉格納施設（原子炉格納容器及びその附属施設等）等の重要な構築物は、原則として地盤を掘削し、風化していない岩盤（緑色片岩）に直接コンクリート基礎を構築している。また、地震による揺れを小さくするために、機器については多数の基礎ボルトで構築物に取り付け、配管については多数のサポートで構築物に支持させている。このような基本方針に基づいているのは、重要な施設を岩盤に直接設置し、また、原則として施設を剛構造とすることによって、表層地盤による地震動の増幅を回避し、地震時に重要施設、機器等の変形をできる限り抑えることができ、かつ、地盤破壊及び不等沈下による影響を避けることができるからである。

また、被告は、本件発電所の構築物及び機器・配管を安全上の重要度に応じて分類し、この分類に応じた具体的耐震設計を行っている。このような考え方をとっているのは、原子力発電所における安全確保、すなわち、放射性物質の閉じ込めに万全を期し、放射性物質のもつ危険性を顕在化させないという観点からは、内部に放射性物質を有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との考えに基づくものである。

(イ) 詳細設計及び施工段階における確認

被告は、この基本的な考え方に則って、詳細設計を行い、想定する地震動による地震力に本件原子炉施設が耐えられるように、その仕様（寸法、材料等）を決定している。さらに、実際に本件原子炉施設の設備を使用するにあたっては、各設備の製作・施工が設計どおりに実施されており、各々が設計どおりの機能及び性能を有していることを確認している。

（ウ）基準地震動 S_s による耐震安全性評価

被告は、仮に基準地震動 S_s （最大加速度 570 ガル）をもたらす地震が発生した場合であっても、主要な施設に過度な変形が生じることがなく、放射性物質の閉じ込めなどの期待される機能が維持されることを確認している。

a 建物・構築物の耐震性

安全上重要な機能を有する建物・構築物について、基準地震動 S_s による地震力に対する安全性を確認するため、基準地震動 S_s による各層の鉄筋コンクリート耐震壁の最大応せん断ひずみを評価した。この結果、建屋ごとに算出した応せん断ひずみは、最大で 0.84×10^{-3} であり、評価基準値 2.0×10^{-3} に対して十分小さく、建物が構造物全体として変形能力について十分な余裕を有していることを確認した。

b 機器・配管系の耐震性

基準地震動 S_s による安全上重要な機能を有する耐震 S クラスの主要な設備への影響を評価し、耐震安全性が確保されていることを確認している。その代表的な例を表 1 に示す。

表 1 代表的な機器・配管系に対する耐震安全性評価結果

設備	評価部位	単位	評価値			評価基準値		
			1号機	2号機	3号機	1号機	2号機	3号機
炉内構造物	ラジアルサポート	応力 ※ (MPa)	263	253	217	372	372	372
制御棒（挿入性）	—	時間 (秒)	1.82	1.76	2.21	2.1	2.1	2.5
蒸気発生器	支持構造物 (3号機は管台)	応力 (MPa)	179	189	257	193	459	413
一次冷却材管	管台 (1号機は配管本体)	応力 (MPa)	198	135	170	348	384	383
余熱除去ポンプ	ボルト	応力 (MPa)	10	10	21	160	160	210
余熱除去設備配管	配管本体	応力 (MPa)	179	150	167	361	333	401
原子炉容器	支持構造物 (3号機は管台)	応力 (MPa)	149	70	264	361	177	422
原子炉格納容器本体	胴	座屈 (—)	0.68	0.77	0.88	1.0	1.0	1.0

※1：評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）」及び「発電用原子力設備規格設計・建設規格（JSME S NC1）」等に準拠して算出

※2：数値は、伊方1・2号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書（平成21年3月）、伊方3号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書（改訂版）（平成23年3月）記載のもの

この表中、制御棒の挿入性（地震による緊急停止信号が発信されてから、制御棒が原子炉内に十分挿入されるまでの時間）についてみると、本件1号機、本件2号機及び本件3号機の順に、評価基準値2.1秒、2.1秒及び2.5秒に対し、評価値は1.82秒、1.76秒及び2.21秒となっている。このように、評価値が評価基準値を下回っているということは、基準地震動 S_s をもたらす地震が発生した場合でも、制御棒が安全に原子炉内に挿入されるということを示している。また、基準地震動 S_s の最大加速度は570ガルであるが、4(3)イ(イ)(29頁)で述べたとおり、制御棒は、建屋最

下層で百数十ガル程度の揺れを検知した場合などに自動で挿入する設計とし、より安全性を確保している。

(3) 津波に係る安全性

津波の仕組みは、別紙（101頁以下）記載のとおりであり、これを踏まえて、以下において本件発電所における津波に係る安全性について述べる。

被告は、文献調査により過去の津波被害の有無を確認するとともに、発生が想定される津波について数値シミュレーションを行うことにより津波の影響の検討を行っている。

その結果、津波の影響を加味した場合の最高水位は、本件1・2号炉の敷地前面でT.P.+4.3m、本件3号炉の敷地前面でT.P.+3.5mであり、本件発電所の敷地は、十分に余裕のある高さ（T.P.+10m）であることから、津波に係る安全性を有していることを確認した。

ア 文献調査

過去に発生した津波について、文献調査を基に本件発電所周辺海域に影響を及ぼしたと考えられる津波を抽出したが、本件発電所に大きな影響を与えると考えられる津波は認められなかった。

イ 数値シミュレーション

プレート境界付近に想定される地震に伴う津波として、南海トラフ沿いのプレート境界で発生する地震に伴う津波を対象とし、また、海域活断層に想定される地震に伴う津波として、敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波を対象とした上で、敷地における影響を評価したところ、敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波の影響の方が大きいという結果を得た。このため、敷地前面海域の断層群について、さらに詳細な数値シミュレーションを実施して、津波水位の検討を行った結果、津波による水位上昇が最大となるケースが満潮時に発生したとした場合の最

高水位は、本件1・2号炉の敷地前面でT.P.+4.3m、本件3号炉の敷地前面でT.P.+3.5mとなった。

また、これとは別に、東北地方太平洋沖地震を受けて、南海トラフ沿いのプレート境界付近にM9相当の地震を想定し、この地震に伴う本件発電所敷地前面における津波の数値シミュレーションの試算を行い、本件発電所の安全性に全く影響を与えるものではないことを確認した。

第5 原告らの主張に対する反論

原告らが主張する請求の原因に対しては、後述の「請求の原因に対する認否」において被告の主張（認否等）を述べるが、既述の被告の主張との関連において、特に、冷却水の取水及び温排水の排出並びに中性子照射脆化^{ぜいか}について反論する。

1 冷却水の取水及び温排水の排出

原告らは、訴状において、「温排水による環境破壊も指摘されている。」（訴状17頁）などと主張する。この主張については、原告らの人格権を侵害するか否かという論点との関連が不明確ではあるが、以下のとおり、反論する。

被告は、本件発電所の通常の運転に伴って、冷却水として海水（本件1・2号機で各約38m³/秒、本件3号機で約65m³/秒）を使用しており、海から取水した水を取水した時よりも約7℃高い温排水として海に排出している。この温排水の排出にあたっては、被告は、地形及び海象を入念に調査した上で、水中放流方式、すなわち、温排水を海面ではなく水中に放出する方式をとり、温排水が海面に浮上するまでに、温排水を周囲の海水と混合させてその温度を下げるなど、環境への影響を可能な限り最小化している。この点に関し、被告は、本件発電所の設置以降長年にわたり、水温、水質、海洋生物等について、温排水が敷地前面海域の環境に及ぼす影響を調査しており、具体的な問題は生じていないことを確認している。

なお、原子力発電と火力発電は、蒸気でタービンを回転させて発電を行う点

では全く同じであり、火力発電においても、冷却水を用いてタービンで使用した蒸気を水に戻す必要があるが、我が国の火力発電では、冷却水として海水を使用している。このため、温排水を排出するという点については、原子力発電も火力発電と同じであり、原子力発電固有の問題ではない。

2 中性子照射脆化への対策

原告らは、訴状において、「中性子照射脆化を起こし、原子炉が破壊される危険が指摘されている。」（訴状19頁）とか「PWRの原子炉圧力容器は中性子照射脆化によって脆性遷移温度が上昇し、非常に脆くなっている。そのような原発に何かトラブルがあり、TMI事故の時のように、緊急炉心冷却装置（ECCS）が作動し、高温、高圧の圧力容器内に冷水が一気に注入されれば、強烈な熱衝撃が起こる。これがPTSである。PTSにより、脆化していた原子炉圧力容器が、一瞬に大破壊を起こし、大量の放射性物質を環境に放出する大事故となってしまうのである。」（訴状36～37頁）などと主張する。

確かに、金属材料には、ある温度以下になると、[※]じん性（ねばり強さ）が低下して脆くなる性質（脆化）をもつ物があり、原子炉容器は中性子の照射を受け続けると、その材料のじん性が低下していくことが知られている（この現象は、中性子照射脆化と呼ばれる。また、材料の脆化の度合いを把握するために用いられる指標として、脆性遷移温度があり、この温度は中性子照射脆化によって上昇する。）。

原子炉容器については、この中性子照射脆化に対しても十分な健全性を保つ必要があるため、被告は、本件発電所の原子炉容器の材料として、十分なじん性を有するとともに、中性子照射脆化が小さく、かつ、その照射特性が良く知られている低合金鋼を使用している。また、被告は、本件発電所の原子炉容器設置後（運転開始後）においても、万が一にも、原子炉容器が中性子照射脆化の影響を受けて破損することがないように、一次冷却材の温度及び圧力の制限範囲を定めて運転管理を実施するとともに、中性子照射による将来の脆化度合い

の把握を行っている。

将来の脆化度合いの把握は、原子炉容器内に設置した[※]監視試験片による試験[※]で脆性の変化を確認し、国内脆化予測法に従って脆化度合いを予測する方法により行っている。監視試験片は、原子炉容器（内側壁）よりも炉心に近い部分に設置されており、原子炉容器よりも多くの中性子の照射を受けていることから、将来の原子炉容器の機械的性質を先行して確認することができる。

被告は、本件1・2号機における高経年化技術評価において、将来の脆化傾向に係る確認・評価を行って、万一の事故において冷却水が注入され、原子炉容器表面が急冷されても、原子炉容器の健全性に問題がないことを確認している。具体的には、運転開始後60年時点の予測破壊じん性値（脆性破壊に対するねばり強さ）と仮に（保守的に）原子炉容器にき裂があると想定した状態で、ECCSが作動した場合の[※]加圧熱衝撃時の応力拡大係数（脆性破壊を起こそうとする強さ）を比較した結果、前者（運転開始後60年時点の予測破壊じん性値）が後者（応力拡大係数）を上回ること、つまり、事故時の過酷な状況においても、原子炉容器は脆性破壊を生じないことを確認している。

また、被告は、中性子照射脆化の予測について、今後とも、最新の知見を反映して適切な評価を行うこととしている。

第6 結語

本件発電所については、以上に述べたとおり、その安全性は十分に確保されている（なお、本件発電所においては、本件1号機の運転開始以来これまで30年以上にわたって一度も、放射性物質の危険性を顕在化させたことはない。）。

よって、本件請求は、棄却されるべきである。

請求の原因に対する認否

第1 はじめに

原告の主張は、徒に誇張した表現及び技術的にみれば正確性に欠ける部分も多々あるが、本件訴訟において特に重要ではないと思われる部分であって大まかにみて首肯しうる部分については、被告として、これを認めた部分がある。よって、被告の主張するところがさらに具体的で厳密なものであることを予めお断りしておく。

第2 第1について

1 1について

原告らが、いずれも、肩書き住所地に居住する者であるかどうかは知らない。

人格権に関する主張は、「個人の生命、身体及び健康という重大な保護法益が現に侵害されている場合、又は侵害される具体的な危険がある場合には、その個人は、その侵害を排除し、又は侵害を予防するために、人格権に基づき、侵害行為の差止めを求めることができる」（金沢地判平18・3・24，同控訴審名古屋高裁金沢支判平21・3・18）という限度で認める。

2 2について

認める。ただし、正確に言えば、供給区域は四国全体ではない。また、本件1号炉の設置許可の日付は昭和47年11月29日が正しい。

第3 第2について

1 1について

認める。

2 2ないし4について

認める。

3 5について

本件1号炉の設置許可日が昭和47年11月29日であることの他は認める。

4 6について

認める。なお、本件2号機は平成24年1月13日に定期検査を開始している。

第4 第3について

1 1について

本件1号炉の設置許可日は正しくは昭和47年11月29日であり、また、原子炉設置許可処分取消請求訴訟を提起した住民の人数は正しくは「35名」である。その余は認める。

2 2について

「科学裁判と称された」ことについては知らない。その余は認める。

3 3について

③の「そのような立場にない」という箇所は、正しくは「安全審査資料のすべてを入手できることの保証はなく、また、その専門的知識においても、被告側に比べてはるかに劣る場合が普通である」である。その余は認める。

4 4について

「その後の原発訴訟の判断基準や主張・立証責任のリーディングケースとなった」ことについては知らない。最高裁判決の引用において「(以下、「万が一を許さない原則」という)」、「(以下、「現在の科学技術水準原則」という)」及び「(以下、「主張・立証責任原則」という)」は、引用ではなく、原告独自の付加である。また、漢字が平仮名になっていることなどの形式的な誤りもあるが、その余は認める。

5 5について

(1) 第1段落について

認める。なお、原告の主張では、本件2号炉の原子炉設置変更許可申請時の安全審査において、敷地前面海域断層群による地震についての検討がなされていないように読めるが、原告ら主張の判決が以下の事実を認定している

とおり、当該安全審査においても、敷地の前面海域断層群による地震についても検討している。

(以下、判決から引用)

①断層の活動性や最新活動時期は、地震の頻度に影響を与えるものの、地震の規模や地震動の大きさに直接影響を与えるものではないこと、②本件安全審査においても、前面海域断層群による地震についての検討はなされており、安全余裕検討用[※]地震動（本件では三〇〇ガル）との関係で考慮されていること、③工学的知見として、弾性設計のなされた構造物（重要度Aクラスの施設）は設計地震動（本件では二〇〇ガル）の三倍ないし四倍程度の安全余裕があると考えられており、また、本件原子炉施設については、耐震設計の基本方針として、もともと前記一三（一）（一）のような方針が採られ、本来的に高い耐震安全性を有するように設計上の配慮がなされていること、④兵庫県南部地震を踏まえて行われた解析結果においても、本件原子炉施設は、前面海域断層群を考慮して得られた最大加速度振幅四七三ガルのS2地震動に対して、安全余裕を有していることが確認されていること

(2) 第2段落以降について

認める。

第5 第4について

1 原告らのここでの主張の大部分は平成23年7月15日付け日本弁護士連合会の「原子力発電と核燃料サイクルからの撤退を求める意見書」から引用されたものと思料されるが、同意見書は主観を加味して作成されており、不正確な部分も多々あることから、以下においては、認否に加えて、主な誤りについて指摘する。もちろん、ここで指摘しなかったからといって、認めるという趣旨ではない。

2 1について

(1) ①について

認める。なお、原告らが「東北地方三陸沖地震」と呼称する地震の正式な名称は、気象庁により命名された「平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震」である。

(2) ②について

地震により外部電源を喪失したこと（なお、送電鉄塔が倒壊した原因は土砂崩れであり、送電鉄塔自体が耐震性を有していなかったためではない。）、このため非常用ディーゼル発電機が起動したこと、及び津波により非常用発電機が使用不能になり全交流電源を喪失したことについて、それぞれが現時点においてそのように考えられていること、並びに東京電力株式会社が福島第一原子力発電所における津波の高さを5.7m（正確には、O.P.+5.4～5.7m。O.P.とは、小名浜港工事基準面（東京湾平均海面の下方0.727m）の略）と想定していたことは認める。その余は知らない。

(3) ③について

ア aについて

東京電力が1号機でベント操作を行ったこと、及び1号機原子炉建屋で水素爆発と思われる爆発が発生したことは認め、その余は知らない。なお、本件原子炉は、福島第一原子力発電所の原子炉とはその型式が異なり、圧力抑制室は存在しない。

イ bについて

東京電力が2号機でベント操作を行ったことは認め、その余は知らない。

ウ cについて

3号機原子炉建屋で水素爆発と思われる爆発が発生したことは認め、その余は知らない。

エ dについて

使用済燃料プールの水温が上昇したことが原因で水素爆発が発生し、原子炉建屋が損壊したという趣旨であれば、その事実は知らない。その余は認める。

3 2 について

(1) ①について

第2文及び第3文記載の事実は認める。

第4文記載の事実のうち、大気中に放出された放射性物質の総量が、セシウム137換算で広島原爆の約168発分に当たることは知らず、その余は認める。

第5文記載の事実は知らない。

(2) ②について

第1段落記載の事実は認める。

第2段落記載の事実のうち、自宅からの避難を余儀なくされている住民がいること、及び自主的に避難している住民がいることは認め、その余は知らない。

(3) ③について

ア 柱書きについて

農林水産省及び厚生労働省が農畜水産物の出荷制限等の指示を行っていることは認め、その余は知らない。

イ a について

知らない。

ウ b について

第1段落記載の事実は認める（なお、原告らが「日本原子力開発機構」と呼称するものは、正しくは「独立行政法人日本原子力研究開発機構」である。）。なお、同機構は、自身のホームページにおいて、原告の指摘する試算に関連して、「4月上旬までに福島沿岸域で検出されていた高濃度

の放射性物質のほとんどは、黒潮続流によって太平洋の沖へ輸送され、希釈されました。海洋モニタリングでも値が検出されないことから、海水は安全な状態にあると考えられます。」と公表している。

第2段落及び第3段落記載の事実は知らない。

エ cについて

第1段落記載の事実については、一部食品から基準値を超える放射性物質が検出されたことは認め、その余は知らない。

第2段落記載の事実については、認める。なお、宮城県産牛については平成23年8月19日に、福島県産牛、岩手県産牛及び栃木県産牛については同月25日に、一部出荷制限が解除されている。

第3段落記載の事実については、平成23年4月22日、福島第一原子力発電所から半径20キロメートル圏内の区域、計画的避難区域及び緊急時避難準備区域においては、同年産の稲の作付けを控えることを要請するよう内閣総理大臣から福島県知事に対して指示があったこと、これを受けて同日、福島県が農家に対して同内容を要請したことは認め、その余は知らない。

第4段落記載の事実については、一部で水道水から放射性物質が検出されたことは認め、その余は知らない。

オ dについて

知らない。

4 3について

(1) ①について

第1段落記載の事実は認める。

第2段落記載の事実については、政府が福島県に対して子どもの浴びる放射線量に関係する通知を平成23年4月19日に行ったこと、及び記者会見で小佐古敏荘氏の発言があったことは認め、その余は知らない。

第3段落記載の事実については、文部科学省及び米国エネルギー省（DOE）による航空機モニタリングによれば、伊達市及び福島市の一部でセシウム134及び137による土壤汚染が600kBq/m²を超えていたこと、及び福島市から郡山市にかけて300kBq/m²を超えている地域が存在していたことは認め、その余は知らない。

(2) ②について

第1段落記載の事実は知らない。

第2段落記載の事実については、国会において、平成23年3月11日以降に、福島第一原子力発電所を除く全国の原子力発電所で、福島県に立ち寄った履歴のある作業員に対するホール・ボディー・カウンターによる全身測定の検査結果、1500cpmを超えた者が4956件中4766件（うち1193件は1万cpm以上）という答弁があったことは認め、その余は知らない。

第3段落、第4段落及び第5段落記載の事実は知らない。

第6段落記載の事実については、福島県が18歳以下の子ども約36万人を対象に甲状腺がん検査を実施していることは認め、その余は知らない。

5 4について

第1段落記載の事実については、ICRP（国際放射線防護委員会）が連続した5年間の被ばく線量の上限を「100mSv、但しどの1年間でも50mSv以下」とするよう勧告を行ったこと、平成23年3月14日に電離放射線障害防止規則の特例に関する省令が施行されたこと、及び同省令により電離放射線障害防止規則7条2項に示す緊急作業に従事する労働者の線量の上限が特にやむを得ない場合には250mSvとされたことは認め（ただし、同省令の適用対象は、緊急事態応急対策実施区域に指定された福島第一原子力発電所から半径30km圏内の区域に限られていた。また、同年11月1日に、厚生労働大臣が定める一部の作業を除いて、元の基準に引き下げられ、同年12月16

日には、全ての作業が元の基準に引き下げられている。), その余は知らない。

第2段落及び第3段落記載の事実については、東京電力の協力企業の作業員3名が、3号機のタービン建屋地下1階で電源ケーブルの敷設作業中に水たまりに足を入れて170 mSv以上の被ばくをしたこと、自衛官4名が負傷したこと、及び警察官2名が被ばくしたことは認め、その余は知らない。

第4段落記載の事実については、東京電力の女性社員1名が17.55 mSvの線量の被ばくをしたこと、別の女性社員1名が7.49 mSvの線量の被ばくをしたこと、及びこれらは法令に定める線量限度(5 mSv/3か月)を超えていることは認め、その余は知らない。なお、女性社員の被ばく線量は平成23年1月1日を始期とする3月までの実効線量である。

第5段落記載の事実については、平成23年8月10日現在で、東京電力社員6名が緊急時の線量限度である250 mSvを超える被ばくをし、各社員の被ばく線量は外部被ばくと内部被ばくの合計でそれぞれ、678.08 mSv、643.07 mSv、352.08 mSv、308.93 mSv、475.50 mSv、359.29 mSvであることは認め、その余は知らない。

第6段落及び第7段落記載の事実は知らない。

第6 第5について

1 1について

(1) ①について

第1文及び第2文記載の事実は認める。

第3文及び第4文記載の事実は否認する。ちなみに、原子力発電と火力発電とは、蒸気でタービンを回転させて発電を行う点及び冷却水を用いてタービンで使用した蒸気を水に戻す点で同じであり、特に我が国の火力発電では、冷却水として海水が使用されているため、海に温排水を排出するという点については、原子力発電所も火力発電所も同じである。

また、原告らは温排水による環境破壊について指摘するが、被告は、温

排水について、適切な対策をとっており、環境に与える影響は小さい。加えて、環境面でいうと、原子力発電は火力発電に比べ、発電時に二酸化炭素を排出しないというメリットもある。

(2) ②について

第1文記載の事実は認める。

第2文記載の事実については、末尾のかっこ書きの記載は否認し、その余は認める。本件1・2号炉は179本の燃料棒で1体の燃料集合体を構成しており、本件3号炉は264本の燃料棒で1体の燃料集合体を構成している。

第3文記載の事実については、「数百体」の燃料集合体が炉心に装荷されることは否認する。PWRの場合、装荷するのは「百数十体」の燃料集合体である。また、「電気出力百万キロワット」以下の部分についても正確にいえば誤りであり、否認する。本件1・2号炉について説明すれば、電気出力56万6000kWでウランの装荷量は約49トンであり、本件3号炉は電気出力89万kWで約74トンである。

(3) ③について

第1文記載の事実については、「原子核が2つに分かれ」との部分を除いて認める。原子核は、通常2つに分かれるが、まれに3つに分かれるというのが正確な事実である。

第2文記載の事実は認める。

第3文記載の事実については、不正確であり、否認する。もともと天然ウランについては核分裂しにくいウラン238が約99.3%、核分裂しやすいウラン235が約0.7%という比率で含まれているところ、原子爆弾はウラン235をほぼ100%に高濃縮させて利用するのに対し、原子力発電所では、ウラン235を3～5%程度に低濃縮して利用するという違いがある（よって、原子力発電所で使用している燃料では原子爆弾のよう

に瞬間的に爆発を起こすことはできない。)

(4) ④について

認める。

(5) ⑤について

第1文及び第2文記載の事実は認める。

第3文記載の事実については、「原子炉内は大変過酷な環境となっている」ことは否認し、その余は認める。

第4文及び第5文記載の事実については、二次冷却材と熱を交換するための蒸気発生器の伝熱管が直径約2 cm、厚さ約1.3～1.5 mmであることは認め、その余は否認する。原告らは、「蒸気発生器細管に穴が開いたり破断したりする事故が多発して」と主張するが、破断したのは、国内で1度だけのことである。また、本件原子炉施設においては未だかつて1度も、伝熱管に孔が開いたり破断したことはない。なお、仮に本件原子炉施設において伝熱管に孔が開いた場合、そこから放射性物質を含んだ一次冷却材が漏れ出すため、二次冷却材から放射性物質が検出されることとなるが、二次冷却材の放射線量は常時測定（監視）しているため、仮にそこから放射性物質が検出されれば、速やかに原子炉が止められることとなる（なお、本件原子炉施設でそのようなことは過去に1度もない。)

第6文記載の事実は否認する。仮にPWRがBWRと比較してコンパクトな設計になっていたとしても、例えば、被告の主張第5の2（66頁以下）に記載のとおり、中性子照射脆化についても十分な対策を講じており、コンパクトな設計であるから危ないという主張は失当である。

2 2について

(1) ①について

原子力発電所の運転によって放射性物質が生じることは認め、その余は否認する。

(2) ②について

原子炉内で放射性物質が生じることは認めるが、生じる放射性物質の量は、厳密には、原子炉ごとに異なるものである。

(3) ③について

プルトニウム239の半減期が2万4100年であること、及び100万分の1となるには約50万年を要することは認める。

(4) ④について

六ヶ所村の再処理工場が試験運転を中断していること、及び本件発電所の使用済燃料の貯蔵量が2009（平成21）年8月よりも増加していることに限って認める。

本件発電所の使用済燃料の貯蔵量は1436体（平成24年4月30日現在）であり、現状の管理容量は約2100体である。なお、管理容量とは、使用済燃料ピットの設備容量（本件発電所の場合、2609体）から1炉心分及び1回の取替え分の燃料集合体の数を差し引いたものである。

(5) ⑤について

第1文記載の事実のうち、4号機が水素爆発と思われる爆発を起こしたことは認めるが、その原因は調査中であり、現時点では不明である。

第2文記載の事実についても、水素爆発と思われる爆発の原因が不明であり、否認する。

第3文以下に記載の事実については、本件3号炉でMOX燃料を使用する[※]プルサーマルが行われていることは認め、その余は知らないし否認する。

(6) ⑥について

否認する。被告は、使用済燃料ピットについても、最重要機器の一つとして原子炉格納容器等と同レベルの耐震性を確保するなど、地震への十分な対策を行っている。

(7) ⑦について

フィンランドのオルキルオトにおいて、高レベル放射性廃棄物の処分場の建設が進められていることは認め、その余は知らない。

(8) ⑧について

争う。

3 3について

(1) ①について

原子力発電所の事故が日常的に発生していることは否認する。表3記載の事実のうち、他の電力会社の発電所に関する事項の詳細について全てを知るものではないが、同表記載の事実は、そのほとんどが「事故」と呼べるような類のものではなく、単なる機器の不具合又は故障であって、逆に電気事業者がこれらの不具合、故障等に適正に対処し、事故の発生を未然に防止していることを示すものである。

(2) ②について

チェルノブイリ原子力発電所4号炉及びスリーマイルアイランド（以下「TMI」という。）原子力発電所2号炉で事故が発生したことは認め、その余は知らない。なお、チェルノブイリ原子力発電所4号炉は、黒鉛を減速材に使用するなど、日本国内で現在稼働している原子炉とは根本的に設計及び炉型が異なっており、また、TMI原子力発電所2号炉についても、炉型こそ本件発電所と同じ加圧水型原子炉であるものの、製造メーカーが異なることから、安全システムが異なっており、同列に論じることはできない。

また、TMI原子力発電所2号炉の事故は、人為ミスが重なって起きた事故であるが、本件原子炉においては、運転員への教育訓練を徹底しており、上記のシステムが異なることもあいまって、TMI原子力発電所2号炉と同様の事故が起こることは考えられない。

4 4について

本件1号炉に係る訴訟の際、ラスムッセン報告が例に挙げたことは認め、

その余は否認する。

なお、被告は同訴訟の当事者ではないから、同訴訟において被告が何らかの主張をしたことはない。

5 5 について

(1) ①について

第1文記載の事実はおおむね認める。

第2文記載の事実については、事業者の賠償責任を一定額で打ち切るプライス・アンダーソン法が制定されたことは認め、その余は知らない。

(2) ②について

日本原子力産業会議が、科学技術庁の委託を受け、1960（昭和35）年に「大型原子炉の事故の理論的可能性及び公衆損害額に関する試算」と題する報告書を作成したことは認め、その余は知らない。

(3) ③について

否認する。

第7 第6 について

1 1 について

(1) ①について

認める。

(2) ②について

前段に記載の事実は認め、後段に記載の事実も一般にそう認識されていることは認める。

(3) ③について

おおむね認める。

(4) ④について

第1文記載の事実については、日付が1964（昭和39）年の誤りである点以外は認める。

第2文記載の事実は否認する。

(5) ⑤について

おおむね認めるが、「6つの地震が重なって発生し」たことは否認する。

地震調査研究推進本部地震調査委員会は、東北地方太平洋沖地震の震源域が三陸沖南部海溝寄り、三陸沖北部から房総沖の海溝寄り、三陸沖中部、宮城県沖、福島県沖及び茨城県沖の6つの領域にわたっていると指摘している。また、前述のとおり、「東北地方三陸沖地震」の正式名称は「平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震」である。

(6) ⑥について

地震調査研究推進本部地震調査委員会が、東海地震が今後30年間に発生する確率は87%としていること、浜岡原子力発電所が菅総理大臣（当時）の要請で全機運転を停止したことは認める。

浜岡原子力発電所が東海地震の震央に位置しているかどうかは知らない。

浜岡原子力発電所の次に、本件発電所が福井県の若狭湾沿岸に集中立地している原子力発電所と危険性を競い合っていることについては否認する。本件発電所の地震に係る安全性については、被告の主張において述べたとおりである。

2 2について

(1) ①について

第1文記載の事実については、原告ら主張の分析があることは認める。

第2文記載の事実については、原告ら主張の指摘があることは認める。

なお、本件発電所に関連して想定される地震及びこれに対して十分な対策を講じていることについては、被告の主張第4の5（45頁以下）で詳述したとおりである。

(2) ②について

岡村教授が原告ら主張の調査をしていることは認めるが、その内容が事実

であることは知らない。また、被告の主張第4の5(2)イ(ウ)(60頁以下)及び同4の5(3)イ(64頁以下)で述べたとおり、本件発電所については、仮に南海トラフにおいてM9クラスの地震が発生しても安全性に問題がないことを確認している。

3 3について

(1) ①について

本件発電所が、四国から九州へ向かって伸びる佐田岬半島に位置していることは認め、その余は知らない。「中央構造線」については、被告の主張第4の5(2)イ(ア)f(51頁以下)で説明したとおりである。

(2) ②について

岡村教授が論文等で、原告ら主張の指摘をしていることは認めるが、その内容の正当性については争う。本件発電所に関連して想定される地震については、被告の主張第4の5(2)イ(49頁以下)で詳述したとおりである。

(3) ③について

地震調査研究推進本部地震調査委員会が佐田岬半島付近で130kmにわたって断層が動く可能性を指摘していることは認める。ただし、それに基づいて地震調査委員会自らが地震動を計算した結果は、本件発電所の基準地震動 S_s (最大加速度570ガル)を下回っている。なお、本件発電所に関連して想定される地震については、被告の主張第4の5(2)イ(49頁以下)で詳述したとおりである。

(4) ④について

本件1号炉の安全審査において中央構造線について審査していないことは否認する。確かに、審査会報告書等にはその旨の記載がないが、実際には審査している。この点、松山地判昭53・4・25でも、「中央構造線の問題は垣見、松田両調査委員において専門的な立場から審査し、特に本件

原子炉の設置に関し、安全上問題がない旨の結論を出したものであること」という事実が認定されている（判例タイムズNo.362 171頁，判例時報891号 386頁）。

なお，被告においては，岡村教授の調査結果を踏まえて地震動を再評価し，本件発電所の安全性に問題がないことを確認している。

(5) ⑤について

本件発電所が三波川帯に位置することは認めるが，地すべり地帯の真ん中に位置していることは否認する。なお，本件発電所における地盤に係る安全性については，被告の主張第4の5(1)(45頁以下)で詳述したとおりである。

4 4について

(1) ①について

おおむね認めるが，厳密には，被告の主張第4の4(19頁以下)で詳述したとおりである。

(2) ②について

東北地方太平洋沖地震に際して福島第一原子力発電所で，「止める」ことができたこと，放射性物質を環境に放出したことは認める。また，「冷やす」「閉じ込める」に失敗したと考えられていることは認めるが，その原因に「地震」が含まれることその他の事実は知らない。

(3) ③について

地震波には，[※]P波及びS波があること，一般的には，P波及びS波の岩盤中の速度は，それぞれ5～7km/秒及び3～4km/秒であることは認める。その他については正確な記載ではないため，否認する。正しくは被告の主張第4の4(3)イ(イ)(29頁)及び第4の5(2)ウ(ウ)b(62頁以下)に記載したとおりであり，本件原子炉では，P波及びS波に関係なく，一定程度以上の地震動を検知すれば制御棒が挿入される仕組みとなっ

ている。

(4) ④について

原告らの主張は誤りであり，否認する。被告の主張第4の4(3)イ(イ)(29頁)及び第4の5(2)ウ(ウ)b(62頁以下)に記載のとおり，本件原子炉においては一定程度(百数十ガル)以上の揺れを検知したときに制御棒が挿入される仕組みになっているが，基準地震動 S_s (最大加速度570ガル)による揺れの中でも制御棒が確実に挿入されることを確認しており，P波とS波との到達時刻の間隔が短いことが本件発電所の安全性に影響を与えるものではない。

5 5について

否認する。

第8 第7について

1 1について

(1) ①について

第1文記載の事実は認める。

第2文記載の事実は否認する。正しくは以下のとおりである。

S_1 :平成18年9月に改訂される前の耐震設計審査指針(旧耐震指針)

に基づき，原子炉施設の耐震設計に用いるために策定される地震動のことをいう。設計用最強地震(歴史的資料から過去において敷地又はその近傍に影響を与えたと考えられる地震が再び起こり，敷地及びその周辺に同様の影響を与えるおそれのある地震及び近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震のうちから最も影響の大きいものを想定したもの)によってもたらされる地震動として策定される。

S_2 :平成18年9月に改訂される前の耐震設計審査指針(旧耐震指針)

に基づき，原子炉施設の耐震設計に用いるために策定される地震動

のことをいう。設計用限界地震（地震学的見地に立脚し設計用最強地震を上回る地震について、過去の地震の発生状況、敷地周辺の活断層の性質及び地震地体構造（注：地震規模、震源深さ、発生頻度等、地震の発生の仕方に共通の性質をもっている、ある広がりをもった一定の地域の地質構造）に基づき工学的見地からの検討を加え、最も影響の大きいものを想定したもの）によってもたらされる地震動として策定される。

(2) ②について

ノースリッジ地震による高速道路倒壊が世界の建築工学者に衝撃を与えたこと、及び片山恒雄教授の発言については、知らない。その余は認める。

(3) ③について

東北電力株式会社の女川原子力発電所及び北陸電力株式会社の志賀原子力発電所において基準地震動 S_2 を上回ったこと並びに基準地震動 S_2 を超える揺れが次々に発生したことは否認し、その余は認める。原告らは、基準地震動との関係において、地震動の比較の方法を誤解している。正しい理解は以下のとおりである。

通常、地震動の大きさを表す場合、地震動の時刻歴波形の[※]最大値をもって表す。2005（平成17）年8月の宮城県沖の地震において女川原子力発電所で計測された地震動の最大値251.2ガルは、この地震動の時刻歴波形の最大値のことであり、同発電所の基準地震動 S_2 の時刻歴波形の最大値は375ガルである。したがって、この地震においては、一般的な指標である時刻歴波形の最大値の比較において、実際の地震動が基準地震動 S_2 を上回ったわけではない。一方、地震動は、施設に与える影響を評価する観点から、[※]応答スペクトルの形でも表現できる。地震波にはさまざまな周期の波が含まれており、その力も周期ごとに異なっている。応答スペクトルは、地震波による施設の揺れの[※]大きさを周期ごとに表したグラフであって、どの固有周

期の施設が揺れやすいのか、また、揺れにくいのかを表現したものである。原告らの基準地震動を上回ったとの指摘は、ごく一部の周期帯の応答加速度において基準地震動 S_2 の応答スペクトルを超えている部分があったという指摘であると思料される。もしそうだとすれば、それは、ごく一部の周期帯において基準地震動 S_2 を超えていたということにすぎず、ほとんどの周期帯では基準地震動 S_2 の応答スペクトルを下回っており、施設全体の安全性に影響を与えるものではない。なお、2003（平成15）年5月の三陸南地震において女川原子力発電所で計測された時刻歴波形の最大値は239ガルであり、2005（平成17）年8月の地震よりも小さい。

2007（平成19）年3月の能登半島地震の際の志賀原子力発電所についても同様である。つまり、観測された時刻歴波形の最大加速度は292ガルであり、この数値が基準地震動 S_2 の最大加速度（490ガル）を上回ったわけではなく、正確には、観測された地震動の応答スペクトルのごく一部の周期帯において基準地震動 S_2 の応答スペクトルを超えていたということである。なお、超過していた周期帯には、安全上重要な機器はなく、安全性に影響を及ぼすものではない。

(4) ④について

2006（平成18）年9月19日、[※]原子力安全委員会が旧耐震指針を改訂し（改訂後の指針を、以下「新指針」という。）、基準地震動 S_1 及び S_2 が基準地震動 S_s に統一されたこと、旧指針の下で設置された原子力発電所について新指針に照らした耐震安全性評価の指示があったこと、及び新指針によって結果的に旧来よりも強い基準地震動が想定されるようになったことは認める。

(5) ⑤について

川口町の最大加速度は、同日18時34分に発生した余震で観測されたものであり、2515ガルが正しい。また、この地震動が新幹線の橋脚を破壊

したかどうかは知らない。その余は認める。なお、加速度（ガル数）を単純に比較するとこの値はとてつもなく大きいように見えるが、観測する場所を同じくしないと正しく比較することはできない。この点、基準地震動は解放基盤表面における揺れのことであって、この揺れの加速度（ガル数）と、例えば、その地盤上に高層ビルを建てた場合のその屋上の揺れの加速度（ガル数）は全く別物であり、両者を比較するのは誤りである。

(6) ⑥について

柏崎刈羽原子力発電所が深刻な損傷を受けたことについては否認し、その余は認める。ちなみに、本件発電所において用いている基準地震動 S_s の最大加速度 570ガルと比較すると 2058ガルというのが大きく見えるが、基準地震動 S_s はあくまで解放基盤表面における地震動にすぎない。本件発電所を含め、原子力発電所においては、解放基盤表面において基準地震動 S_s の揺れがあったときに原子炉建屋の各フロアごとにどれだけ揺れるかを想定しており、その揺れに耐えうる設計をしている。なお、そのフロアごとの揺れは、解放基盤表面における揺れより大きいのが通常である。

(7) ⑦について

認める。しかし、地震動は必ずしも地震の規模だけによって決まるわけではなく、地盤の性質等によって大きく変わる。例えば、軟弱な地盤と本件原子炉が立地しているような強固な岩盤とでは、通常、軟弱な地盤の揺れの方が大きい。

(8) ⑧について

第1文及び第2文記載の事実は否認する。本件1・2号炉については、建設時に安全余裕検討用地震動を300ガルと設定し安全性を確認するとともに、本件3号炉建設の際に、基準地震動 S_2 （最大加速度473ガル）を用いて主要施設の安全性を確認したものである。なお、本件3号炉について、どこから450ガルという数字が出てきたのか不明である。

第3文記載の事実は認める。

(9) ⑨について

否認する。①ないし⑧について認否反論したとおり、原告らの主張は事実が正しく評価されたものではなく、原告らの主張する事実が新指針の改訂の必要性を裏付けるものではない。仮に、今後、最新の知見を受けて、新指針が見直されることがあるとしても、それが本件発電所が安全性を欠いているということには直結しない。

2 2について

(1) ①について

安全設計審査指針において、長時間の電源喪失を考慮しなくてよいとされていることは認める。なお、原告らが「単一故障指針」なる言葉をいかなる意味で用いているのか定かではないが、仮に安全審査指針類が常に単一の機器の故障のみを想定すれば足りるという内容であるという意味でこの言葉を用いているとすれば、それは誤りである。このことは、例えば、安全設計審査指針において、「単一故障」なる単語が「単一の原因によって1つの機器が所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含む。」と定義され、さらに、同指針の25の2項で、非常用炉心冷却系について、「非常用炉心冷却系は、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ように、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。」と規定されていることから分かる。

また、福島第一事故を受けて、被告においても長時間の電源喪失を考慮に入れた対策等を講じていることは、被告の主張第4の4(4)イ(35頁以下)において述べたとおりである。

(2) ②について

班目春樹原子力安全委員会委員長（原告らは「斑目」と表記しているが「

班目」が正しい。)の発言内容、菅首相の国会での答弁内容並びに安全設計審査指針及び安全評価審査指針について見直しの動きがあることは認め、その余は知らない。

(3) ③について

否認する。安全設計審査指針及び安全評価審査指針が失効した事実はなく、それを前提とした原告らの主張は誤りである。なお、菅首相の答弁の後、平成23年7月11日に、「我が国の原子力発電所については、稼働中の発電所は現行法令下で適法に運転が行われており、定期検査中の発電所についても現行法令に則り安全性の確認が行われている」という安全設計審査指針及び安全評価審査指針の有効性を前提とする政府の統一見解が出されている。

第9 第8について

1 ここでの原告らの主張は、「まるで原発などないかのように一地震列島、原発の真実」(编者：原発老朽化問題研究会，発行所：株式会社現代書館)から抜粋されたものと思料されるが、その当否はともかく、本件発電所との関係においていえば、無関係な部分が多い。

2 1について

(1) 柱書きについて

一般論としては認める。

(2) ①について

ア aについて

認否の必要はないと考えるが、争うものではない。

イ bについて

第1段落及び第2段落記載の事実については、一般論としては認める。

第3段落記載の事実については、おおむね認める(ただし、第2段落記載の事実との関係は不明)。なお、敦賀発電所2号機の化学体積制御系再生熱交換器と本件発電所の化学体積制御系再生熱交換器はそもそもの構造

が異なることから、本件発電所においては、敦賀発電所2号機と同様の事象は発生しない。

ウ cについて

一次冷却材が失われ、炉心が空焚きとなるTMI原子力発電所での事故のような事故を起こしかねない事故であったこと、及び蒸気発生器がしばしばトラブルを起こすことは否認する。また、振止め金具がきちんと挿入されているにもかかわらず、原告ら主張のトラブルが発生した旨の主張は否認し、その余は認める（振止め金具が設計どおり挿入されていれば、このトラブルは発生していない。）。

ちなみに、本件発電所においては、美浜発電所2号機での伝熱管の破断を受け、振止め金具が設計どおりの範囲まで挿入されているか否かを調査した結果、問題のないことを確認しており、さらに、その後、より信頼性を向上させるため、振止め金具を改良した蒸気発生器へ取替えるなどしている。なお、美浜発電所2号機における原告ら主張の事故においては、非常用炉心冷却設備（ECCS）が正常に作動し、放射性物質の外部への放出はわずかなものにとどまっている。

エ dについて

おおむね認める。ただし、1995（平成7）年に、福井県で日本原子力研究開発機構が設置している高速増殖炉「もんじゅ」において、温度計が金属疲労によって折れた原因は、温度計さやの設計に問題があったことにある。

(3) ②について

第1段落記載の事実は認める。ただし、美浜発電所の3号機において配管の減肉による破断事故が発生した主たる原因は、エロージョン・コロージョン[※]が発生しやすい場所として肉厚管理すべき箇所について、点検リストから漏れていたことであり、適切に肉厚管理をし、必要に応じて配管を取替える

ことによって同種の事故は防げたのである。この点、本件発電所においては、上記破断事故以前から、適切な検査、管理及び取替えを実施し、健全性を確保している。

第2段落記載の事実については、福井県において関西電力株式会社が運転する大飯発電所1号機並びに宮城県において東北電力株式会社が運転する女川原子力発電所1号機及び2号機において、最小必要肉厚を下回るような配管の減肉が発生していたとそれぞれの会社が発表したことは認め、その余は否認する。

3 2について

(1) ①について

一般論としては認める。

(2) ②について

第1文ないし第4文記載の事実は認める。

第5文記載の事実のうち、ひび割れを検出することが難しいとの部分は否認する。[※]超音波探傷試験によることで、ひび割れを検出ことができ、福島第二原子力発電所のようなひび割れを見逃すことはない。なお、原告ら主張の事象以後、原子力安全・保安院の指導によって検査の方法も改善されている。

(3) ③について

第1文及び第2文記載の事実は認める。

第3文記載の事実のうち、改ざんが29件あったとの事実は否認する。改ざんを含む不適切な処理の疑いが29件申告され、そのうち、不適切と判断されたものが16件あったというのが正しい。

第4文記載の事実は認める。ただし、再循環系配管については、不適切な処理は認められていない。

第5文記載の事実は認める。

第6文記載の事実については、ひび割れが炉心溶融及び核暴走に直結することは否認する。ひび割れが核暴走に直結することはないし、炉心溶融をしないために、ECCS等種々の事故防止装置・防止策が存在している。

第7文記載の事実は知らない。

第8文記載の事実のうち、東電の役員らが辞めた事実は認めるが、その理由は知らない。その他は認める。

(4) ④について

否認する。(2)のとおり、[※]応力腐食割れの検査は困難ではなく、被告は、応力腐食割れが発生するおそれがある箇所については、適切に検査及び保守を行っており、原告らの主張するような危険性はない。

なお、原告らは応力腐食割れによる危険性として、主にシュラウド及び再循環系における危険性を主張するが、これらの設備はBWRに特有の設備であってPWRである本件原子炉施設には存在しない。

4 3について

(1) ①について

一般論としては認める。

(2) ②について

タイタニック号に関する事実は知らない。その余は一般論として認める。

(3) ③について

第1文記載の事実は認める。

第2文記載の事実は知らない。

第3文ないし第6文記載の事実は、認める。

第7文記載の事実については、本件1号炉の試験片が16年間取り出されていなかったことは認める。しかし、それは計画に基づくものであって、そのこと自体が問題ではない。

なお、原子炉容器の脆性遷移温度は、原子炉容器に使用されている鋼に含

まれる不純物の量によっても影響され、全ての原子力発電所の原子炉容器が同様に上昇していくわけではない。

(4) ④について

一般論としては争うものではないが、大雑把な論理であり、これがそのまま本件発電所の原子炉容器等に当てはまるものではない。

(5) ⑤について

否認する。この点は、被告の主張第5の2（66頁以下）に記載したとおりである。

5 4について

本件発電所の運転開始からの経過年数については認めるが、その余は否認する。

第10 第9について

1 1について

認める。

2 2について

本件3号機におけるプルサーマルが[※]高燃焼度ウラン燃料ステップ2とMOX燃料とを併用する世界初の例であることは否認し、その余はおおむね認める。

高燃焼度ウラン燃料ステップ2とMOX燃料の併用実績については、既にベルギーの2つの原子力発電所において、高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料が同時に使用されており、2002（平成14）年から50GWd/tを超えるウラン燃料と45GWd/tを超えるMOX燃料が同時に取り出された実績がある。

なお、原告らが、被告がプルサーマルを開始したとする2010（平成22）年3月2日は、臨界に達した日であり、発電を開始したのは、同月4日である。

3 3について

プルトニウム239の半減期が2万4100年であることは認め、その余は

不知又は否認する。否認する点は以下のとおり。

核兵器に用いるプルトニウムは、非常に高い純度のプルトニウム239である必要があるが、本件発電所をはじめ発電用軽水炉で使われる燃料は、核分裂しないプルトニウム240、プルトニウム242等各種のプルトニウム同位体が多く含まれており、そのまま核兵器に転用できるようなものではない。さらに、日本は核不拡散条約に加入し、原子力発電所ではIAEAの査察を受け入れ、核物質の計量管理を行いIAEAに報告するなど、万全の管理体制がとられていることから、プルトニウムが核兵器に転用される危険性は皆無である。

また、プルトニウムの原子番号は94であるが、その命名にあたっては、発見者が、93番元素であるネプツニウムが太陽系の惑星である海王星（ネプチューン）にちなんで名付けられたことから、同様に冥王星（プルート）にちなんでプルトニウムと名付けたのであり、その毒性がために、ギリシャ神話の冥界の王プルトンから名付けられたわけではない。

さらに、「角砂糖5個分の量で日本が全滅する」といわれたりしているほどの猛毒物質である」との主張についても、その根拠は全くもって不明である。

4 4について

MOX燃料には、ウラン燃料と比較して、制御棒の効きが若干低下する傾向にあること、ペレット融点及び熱伝導率が低下する傾向にあること、ペレットから燃料棒内への核分裂生成ガスの放出率が若干高くなる傾向にあること、炉内に装荷した場合にその炉心のボイド係数の絶対値が増えること（より負となる傾向にあること）及びMOX燃料には最初からプルトニウム、アメリシウム等が含まれていることという限りにおいて認め、その余は否認する。

制御棒の効きが若干低下する傾向にあるのは、プルトニウムが中性子を吸収しやすいためであるが、被告は、原子炉内の燃料等を適切に配置することで、ウラン燃料だけを使用した炉心と同等の制御棒制御能力及び反応度停止余裕を確保できることを確認している。ペレット融点及び熱伝導率が低下する傾向に

あることについても、被告は、本件発電所で採用しているプルトニウム含有率 1 3 w t %以下の範囲内では、ウラン燃料との差は小さく、また、燃料中心最高温度の評価値は、ウラン燃料と同程度であり基準値に対して十分余裕があるため、影響は生じないことを確認している。ペレットから燃料棒内への核分裂生成ガスの放出率が若干高くなる傾向にあることについても、被告は、MOX燃料製造時に燃料棒内部に加圧封入しているヘリウムガスの加圧量を高燃焼度ウラン燃料ステップ1に比べて若干低下させることなどの措置を講じており、燃料棒内の圧力が過大になることはない。さらに、ボイド係数がより負となる傾向にあることについても、通常運転中に一次冷却材を沸騰させない設計のPWRにおいて負の側にボイド係数が大きくなるということは、原子炉出力が上昇した際に自律的に出力を抑制する原子炉固有の能力（負のフィードバック）がより大きくなる方向の変化である（なお、PWRの原子炉においては、ボイド係数による反応度が炉心に与える影響は小さい。）。

5 5 について

高燃焼度ウラン燃料が燃焼度を上げたことによって危険が増すこと、高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料との併用によって危険性が増すこと、及び高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料との併用の実績がほとんどないことは否認し、その余はおおむね認める。

原告らは、高燃焼度ウラン燃料の燃焼度を上げたことによりなぜ危険性が増すのか何も触れていないが、被告は、高燃焼度ウラン燃料ステップ2の本件発電所への導入時に、当該燃料の健全性、当該燃料装荷炉心の制御性等について、十分に検討し、必要な処置を施しており、安全性が確保できることを確認している。また、高燃焼度ウラン燃料については、原告らも認めるとおり、使用済燃料の発生量が減ることから、放射性廃棄物の削減の観点から有用なものである。

また、原告らは、なぜ高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料との併用によって危

険性が高まるのかについても明らかにしていないが、被告は、高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料とを併用した場合の燃え方及び制御性について十分に検討し、必要な処置を施しており、原子炉を止める能力を確保すること、原子炉内の出力分布を平坦化できることなど、安全性が確保できることを確認している。また、高燃焼度ウラン燃料とMOX燃料との併用の実績については、2において述べたとおりである。

なお、高燃焼度ウラン燃料の採用と定期検査の間隔の延長とは直接の関係はない。

6 6について

否認する。プルサーマルについては、世界で既に発電の実績があり、安全性に問題がないことは確認されている。

第11 第10について

1 1について

本件発電所が瀬戸内海に面していること、及び福島第一事故によって放射性物質が太平洋に放出されたことは認めるが、その余は知らないし否認する。なお、そもそも、本件発電所は安全であり、原告ら主張のような事故が発生しないことはこれまでに述べてきたとおりである。

2 2について

福島第一事故によって、大気中に放出された放射性物質が太平洋に放出されたことは認めるが、その余は争う。

3 3について

本件発電所が佐田岬半島に立地すること、及び佐田岬半島が早吸の瀬戸（豊予海峡）に向けて細長く突き出した半島であることは認め、その余は争う。

4 4について

否認する。また、これまでに述べてきたとおり、そもそも本件発電所は十分な安全性を有しており、事故が発生することはない。

第12 第11について

1 原告らは、ここで電力会社及び原子力発電所の全てを一まとめにして主張しているが、本件訴訟の被告は電力会社のうちの一つである四国電力株式会社であり、本件訴訟の対象は原子力発電所のうちの一つである本件発電所（伊方発電所）である。

2 1について

もんじゅ訴訟差戻控訴審判決（名古屋高等裁判所金沢支部2003（平成15）年1月27日判決）及び志賀原子力発電所2号炉訴訟1審判決（金沢地方裁判所2006（平成18）年3月24日判決）において、これらの裁判の原告側が勝訴したこと、及びこれらの上級審において原告側が逆転敗訴したことは認める。その余は認否の限りではない。

3 2ないし5について

認否の限りではない。

第13 第12について

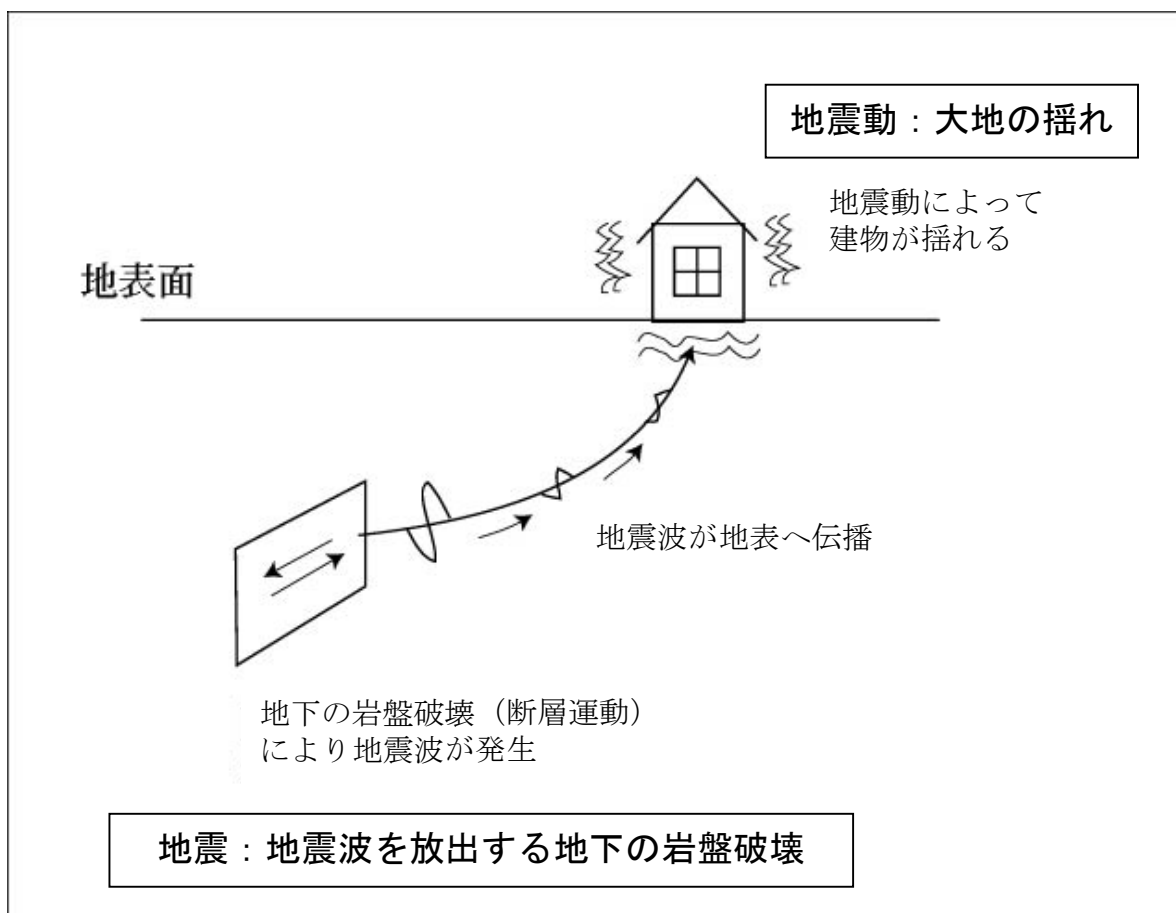
争う。

以 上

1 地震・地震動

一般に「地震」と「地震動」は区別なく又は混同して用いられるが、専門的には、地震とは、大地に揺れをもたらす源（地下の岩盤破壊）を指し、地震動とは、地震によってもたらされる大地の揺れを指す。

つまり、地震動とは、地震（地下の岩盤破壊）により放出された地震波が伝播し大地を揺さぶる、その揺れのことをいう。



出典：(独)防災科学技術研究所ホームページ「強震動の基礎」の図に加筆

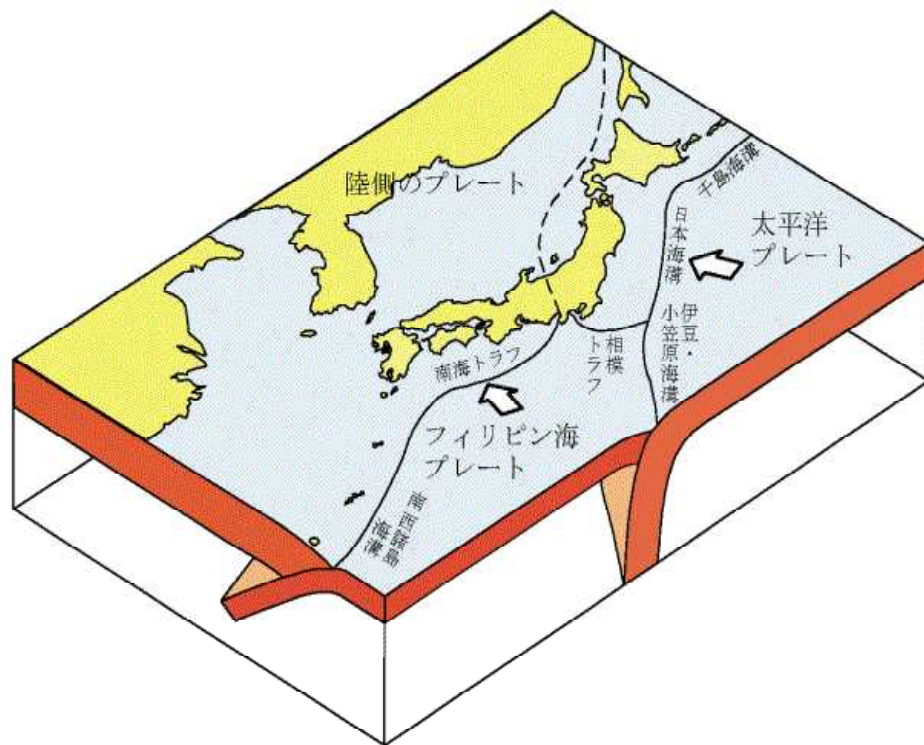
図 2 3 地震と地震動の違い

2 地震の仕組み

地下の岩盤に強い力がかかると岩盤はしだいに變形するとともに岩盤中にひ

ずみとしてエネルギーが蓄積されていくが、力がかかり続けると岩盤は耐え切れなくなって破壊を起こし、それまでに蓄えられていたひずみのエネルギーを波（地震波）として急激に放出する。この現象が地震である。

この地下の岩盤にかかる強い力は、プレート運動に起因して発生するとされている。すなわち、地球の全表面は、十数枚のプレートと呼ばれる岩盤の板で隙間なく覆われているが、これらのプレートはそれぞれ異なった方向に移動しているため、それぞれのプレート境界では、プレートが離れたり、近づいたり、すれ違ったりしており、これらの動きが地下の岩盤に強い力をかけている。

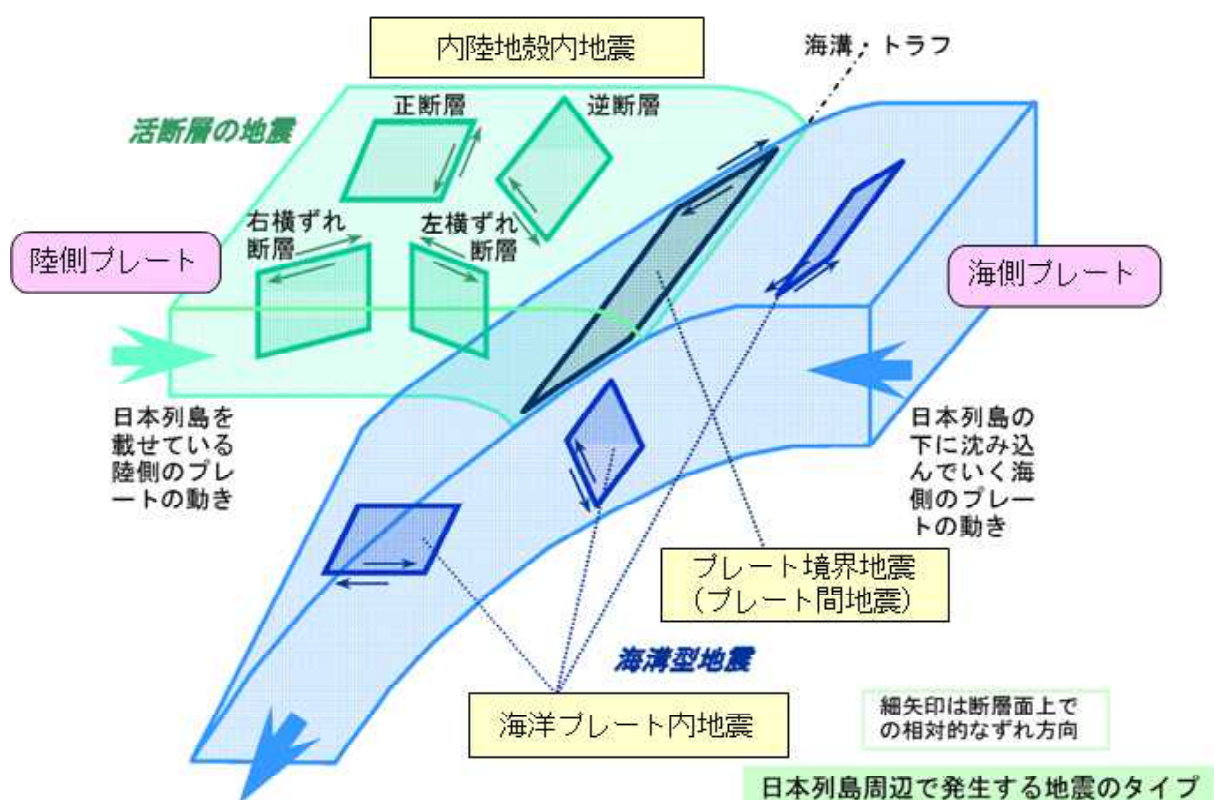


出典：地震調査研究推進本部地震調査委員会「全国地震動予測地図 2010年版 解説版」

図24 日本列島周辺のプレート

3 地震の分類

地震は、発生する様式（発生様式）の違いによって分類され、2つのプレートの境界面で発生するものをプレート境界地震、陸側のプレートの内部で発生するものを内陸地殻内地震、海側のプレートの内部で発生するものを海洋プレート内地震と呼ぶ。



出典：地震調査研究推進本部地震調査委員会「全国地震動予測地図 2010年版 解説版」の図に加筆

図 2 5 日本列島周辺で発生する地震の分類

以下では、この分類について、本件発電所が位置する四国地方において発生している地震との関連において説明する。

(1) プレート境界地震

四国の太平洋側沖合の南海トラフにおいて、海側のプレート（フィリピン海プレート）が陸側のプレート（ユーラシアプレート）の下へ沈み込んでい

る。沈み込むプレートと陸側のプレートとの境界では、プレート間の広い範囲で圧縮の力がかかり、規模の大きな地震が発生する。このようなタイプの地震はプレート境界地震と呼ばれる。このタイプの地震は、沈み込むプレートの動きからひずみのエネルギーが直接的に蓄積されるため、その発生間隔は比較的短く、四国沖合の南海トラフにおいては、100から150年間隔でM8クラスの巨大地震が繰り返し発生していることが知られている。

なお、東北地方太平洋沖地震（M9.0）は、このプレート境界地震に分類される。

(2) 内陸地殻内地震

プレートの沈み込みに伴ってプレート境界面の周囲にかかる力により、沈み込むプレート境界から少し離れた場所（陸側プレートの浅い場所）において地震が発生する。このようなタイプの地震は内陸地殻内地震と呼ばれる。このタイプの地震は、力のかかり方がプレート境界地震と比べて間接的であるため、その発生間隔は数千年から数万年と長く、規模も比較的小さいとされている。我が国において発生した内陸地殻内地震で最大規模のものは、[※]濃尾地震（1891年、M8.0）とされている。

なお、本件発電所の前面海域に位置する中央構造線断層帯において想定される地震も内陸地殻内地震であり、プレート境界地震である上記東北地方太平洋沖地震（M9.0）とは発生様式が異なる。

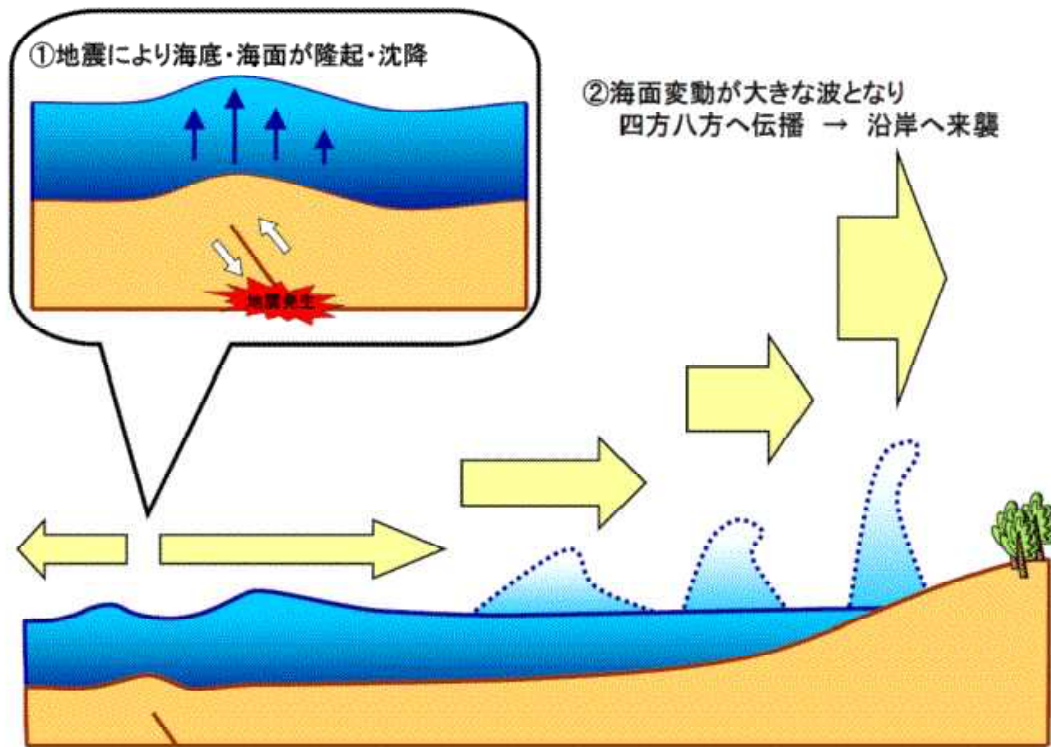
(3) 海洋プレート内地震

海側のプレートと陸側のプレートの境界ではなく、海側のプレートの内部が割れて地震が発生する。このようなタイプの地震は海洋プレート内地震と呼ばれる。我が国において発生した代表的な海洋プレート内地震の一つとして、[※]2001年芸予地震（M6.7）がある。

4 津波の仕組み

主に、プレート境界地震及び海域で発生する内陸地殻内地震においては、

海底面に地殻変動（隆起及び沈降）をもたらすことがある。この地殻変動で周辺の海水が上下に変動することより、津波が発生する。



出典：気象庁ホームページ

図 2 6 津波発生仕組み

一般的には、海域で発生したM6程度以上の地震に伴って津波が発生する可能性があるとしており、また、プレート境界地震の方が内陸地殻内地震よりも広い範囲に大きな津波被害をもたらすとされている。

以上

別紙 略語例

(単位記号)

B q	ベクレル (放射能を示す単位。1 k B q は 1000 B q。)
c p m	シーピーエム (count per minute の略で、放射線測定器が 1 分間に測定した放射線の数を示す単位)
G W d / t	ギガワットデイパートン (1 トン当たりの累積発熱量を示す単位)
k V A	キロボルトアンペア (発電機、変圧器等の容量を示す単位)
k W	キロワット (電力を示す単位)
k W h	キロワットアワー (電力量を示す単位)
M P a	メガパスカル (圧力及び応力を示す単位 (用語解説 2 頁))
M P a [gage]	メガパスカルゲージ (圧力を示す単位 (用語解説 2 頁))
m S v	ミリシーベルト (実効線量等を示す単位。1 S v は 1000 m S v。 (用語解説 2 頁))
w t %	ウェイトパーセント (全体質量に対する質量の割合を示す単位。質量パーセント濃度。)

(英数)

B W R	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
E C C S	Emergency Core Cooling System (非常用炉心冷却設備)
I A E A	International Atomic Energy Agency (国際原子力機関)
L O C A	Loss of Coolant Accident (一次冷却材喪失事故 (用語解説 5 頁))
M	マグニチュード (用語解説 1 頁)
P W R	Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)
T . P .	Tokyo Peil (東京湾平均海面 (用語解説 3 頁))

(あ行)

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）

オフサイトセンター 緊急事態応急対策拠点施設

(か行)

加藤ほか（2004） 日本地震工学会論文集第4巻第4号，2004「震源を事前に特定できない内陸地殻内地震による地震動レベル—地質学的調査による地震の分類と強震観測記録に基づく上限レベルの検討—」

許容線量告示 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成13年経済産業省告示第187号）

原子炉等規制法 核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）

(さ行)

地震調査委員会（2011） 中央構造線断層帯（金剛山地東縁—伊予灘）の評価（一部改訂）（2011年2月18日地震調査研究推進本部地震調査委員会）

実用炉規則 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）

線量目標値指針 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）

(た行)

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）

（は行）

福島第一事故 平成23年3月に東京電力株式会社の福島第一原子力発電所において発生した事故

保安規定 被告の「伊方発電所原子炉施設保安規定」

本件原子炉 本件発電所に係る原子炉

個別に各号炉を指す場合は、「本件1号炉」、「本件2号炉」、「本件3号炉」という。また、「本件1号炉」と「本件2号炉」をあわせて、「本件1・2号炉」という。

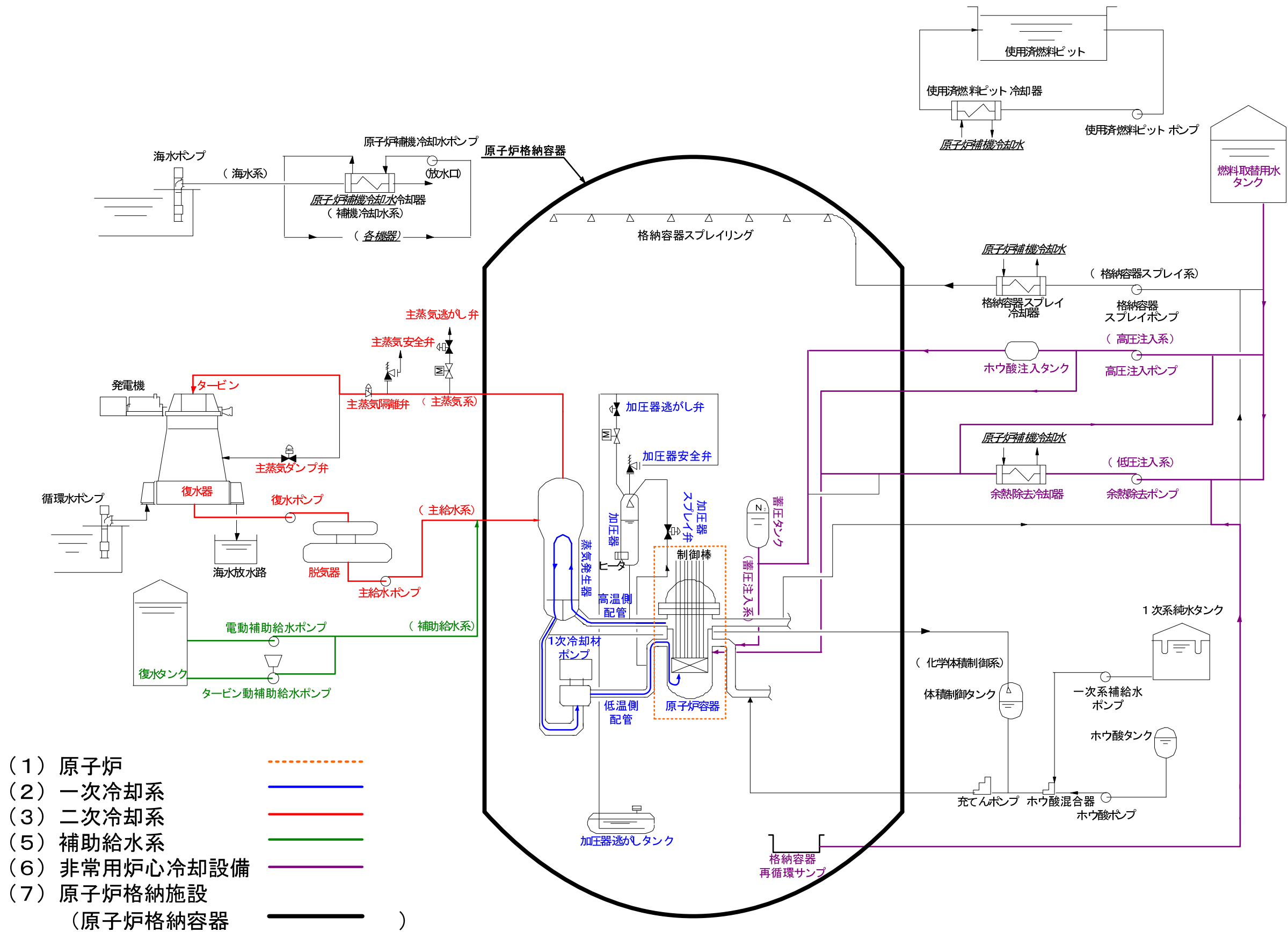
本件原子炉施設 本件発電所に係る原子炉及びその関連施設

個別に各号炉施設を指す場合は、「本件1号炉施設」、「本件2号炉施設」、「本件3号炉施設」という。また、「本件1号炉施設」と「本件2号炉施設」をあわせて、「本件1・2号炉施設」という。

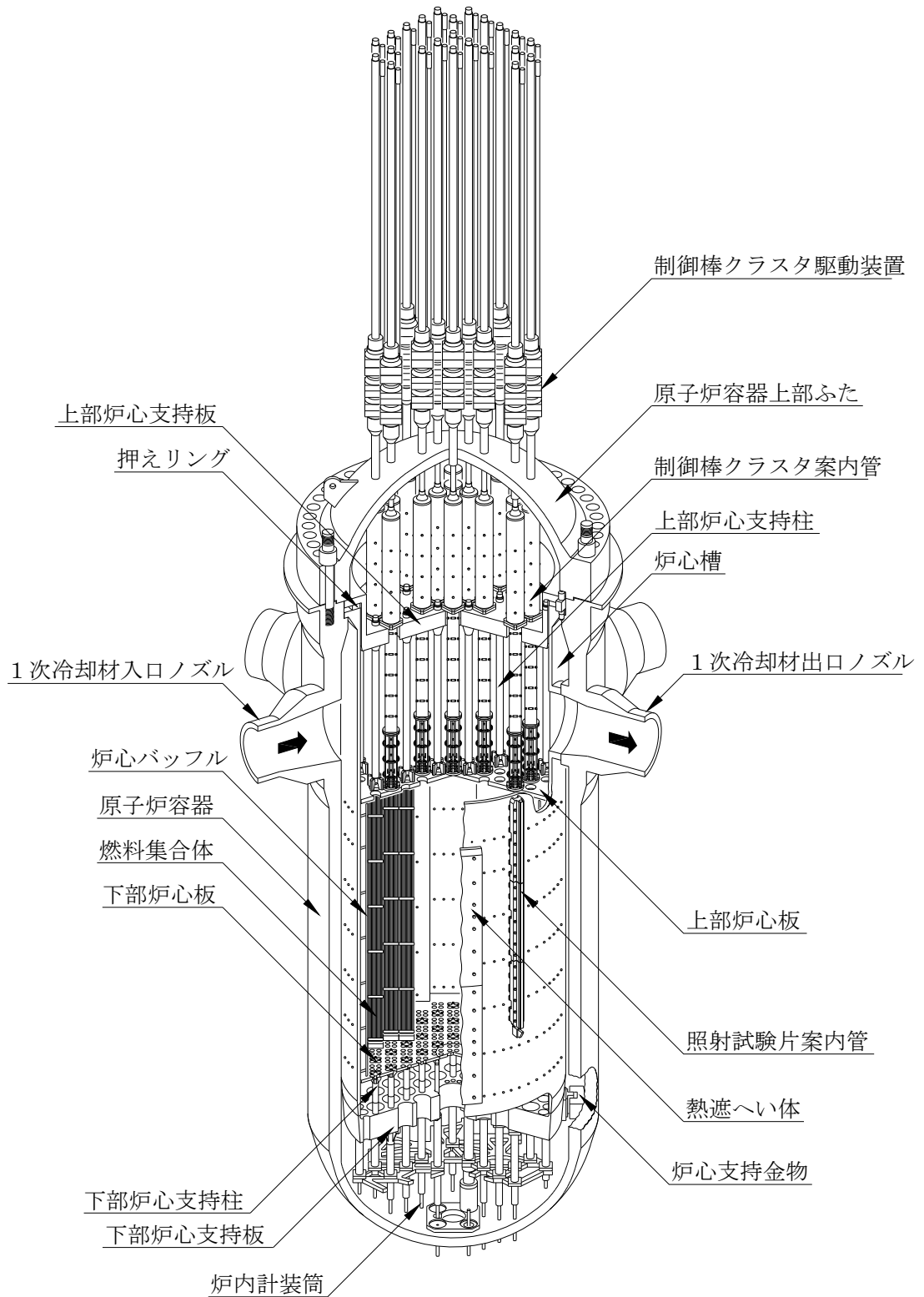
本件発電所 伊方発電所1号機，2号機及び3号機

個別に各号機を指す場合は、「本件1号機」、「本件2号機」、「本件3号機」という。また、「本件1号機」と「本件2号機」をあわせて、「本件1・2号機」という。

別図1 本件原子炉施設の基本構成 (本件1号炉施設の例)

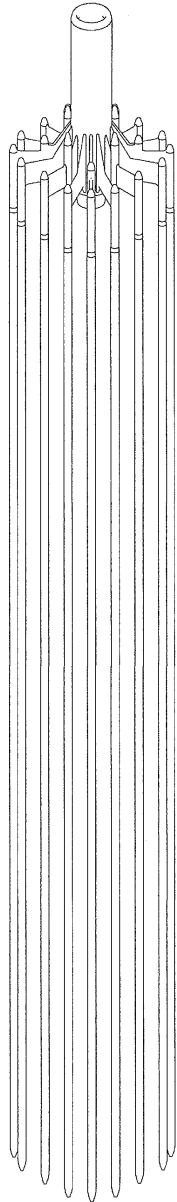


別図2 原子炉の構造 (本件1号炉の例)

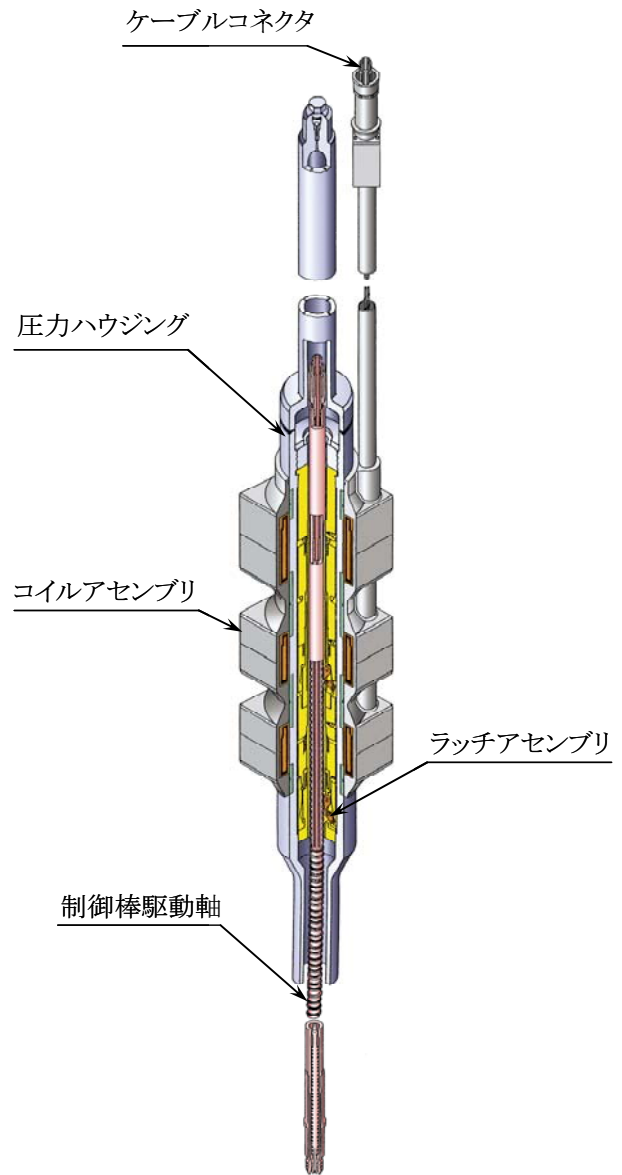


別図3 制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置の構造

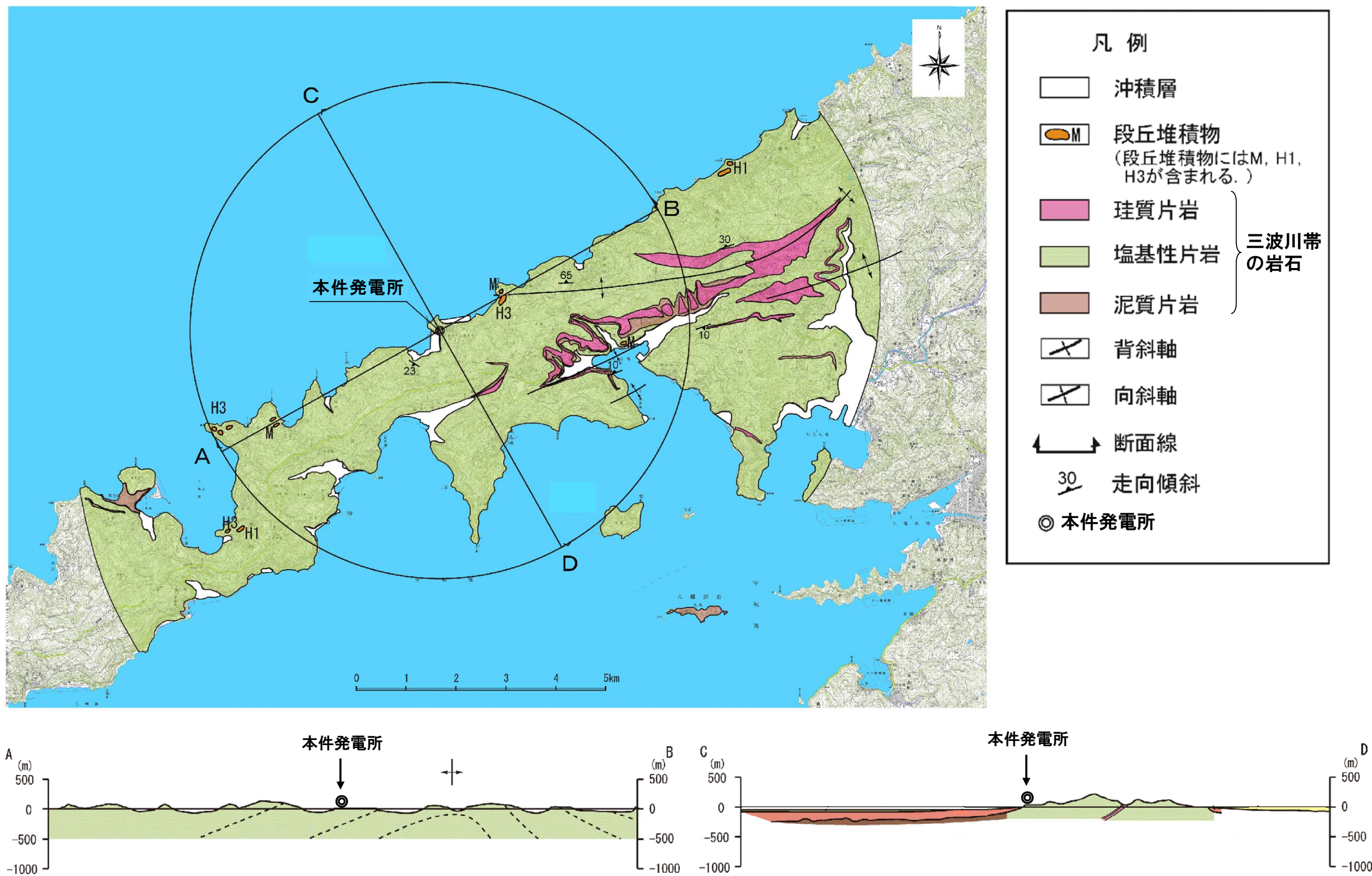
<制御棒クラスタ>



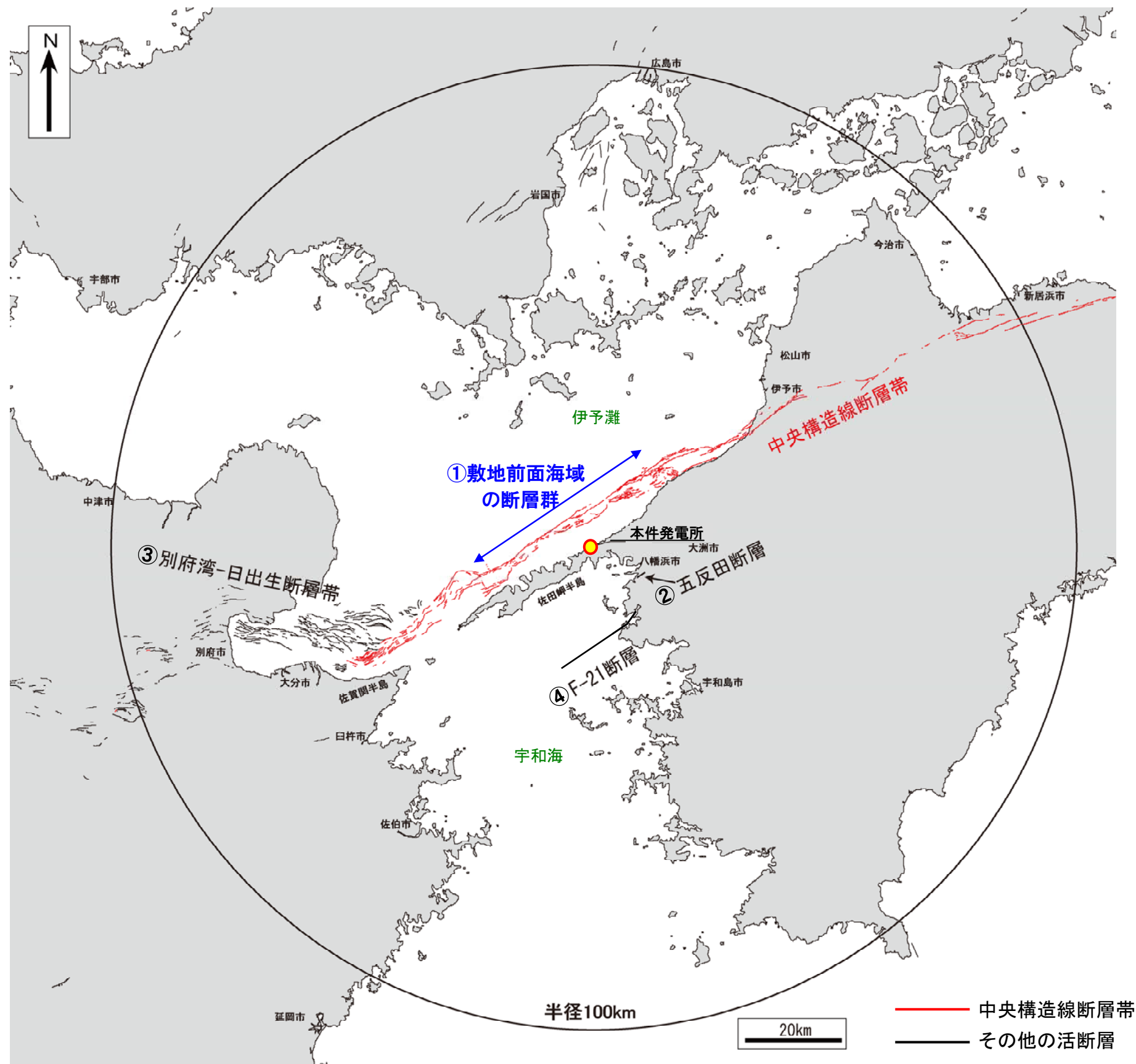
<制御棒クラスタ駆動装置>



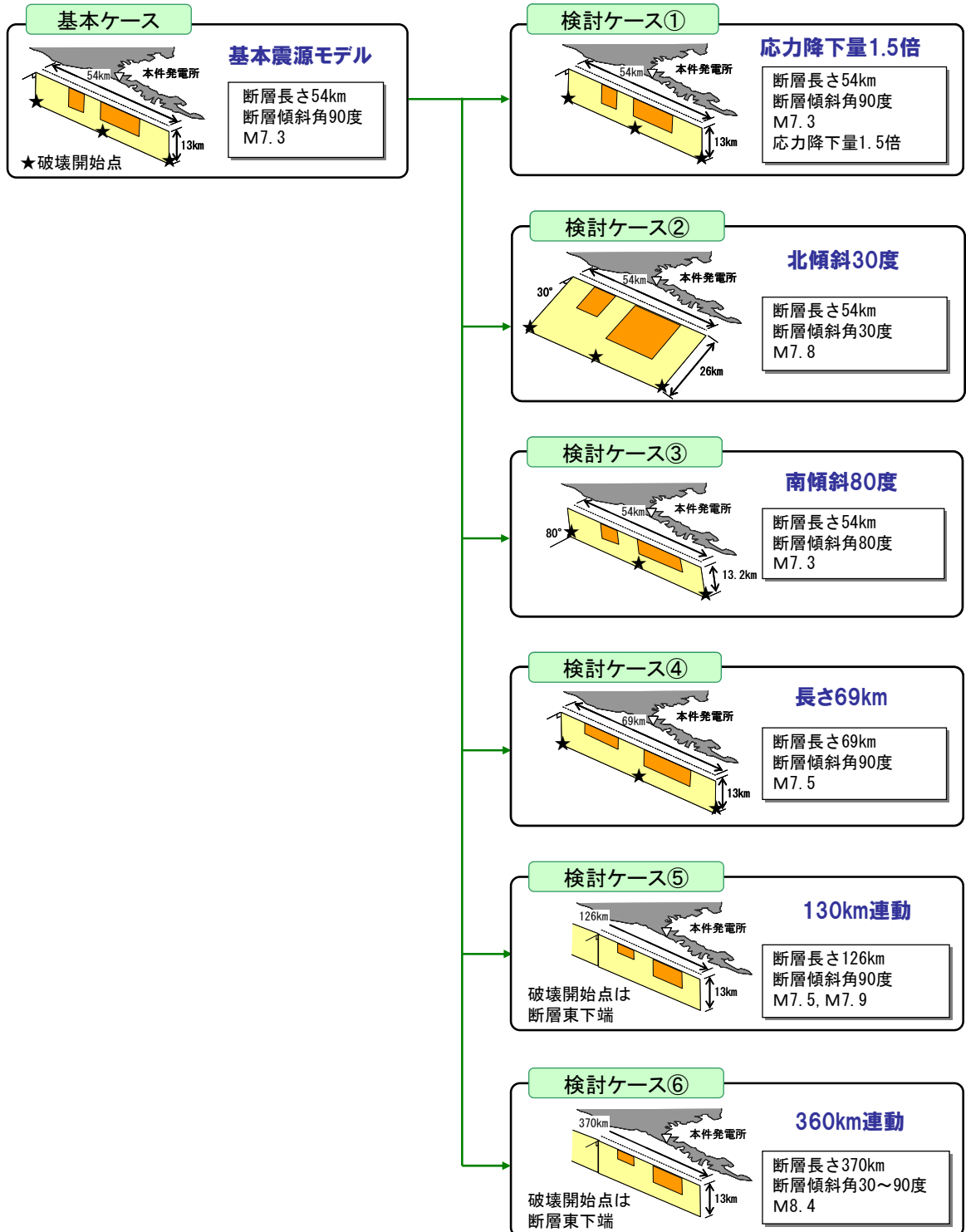
別図4 本件発電所敷地周辺地域の地質



別図5 本件発電所敷地周辺の活断層

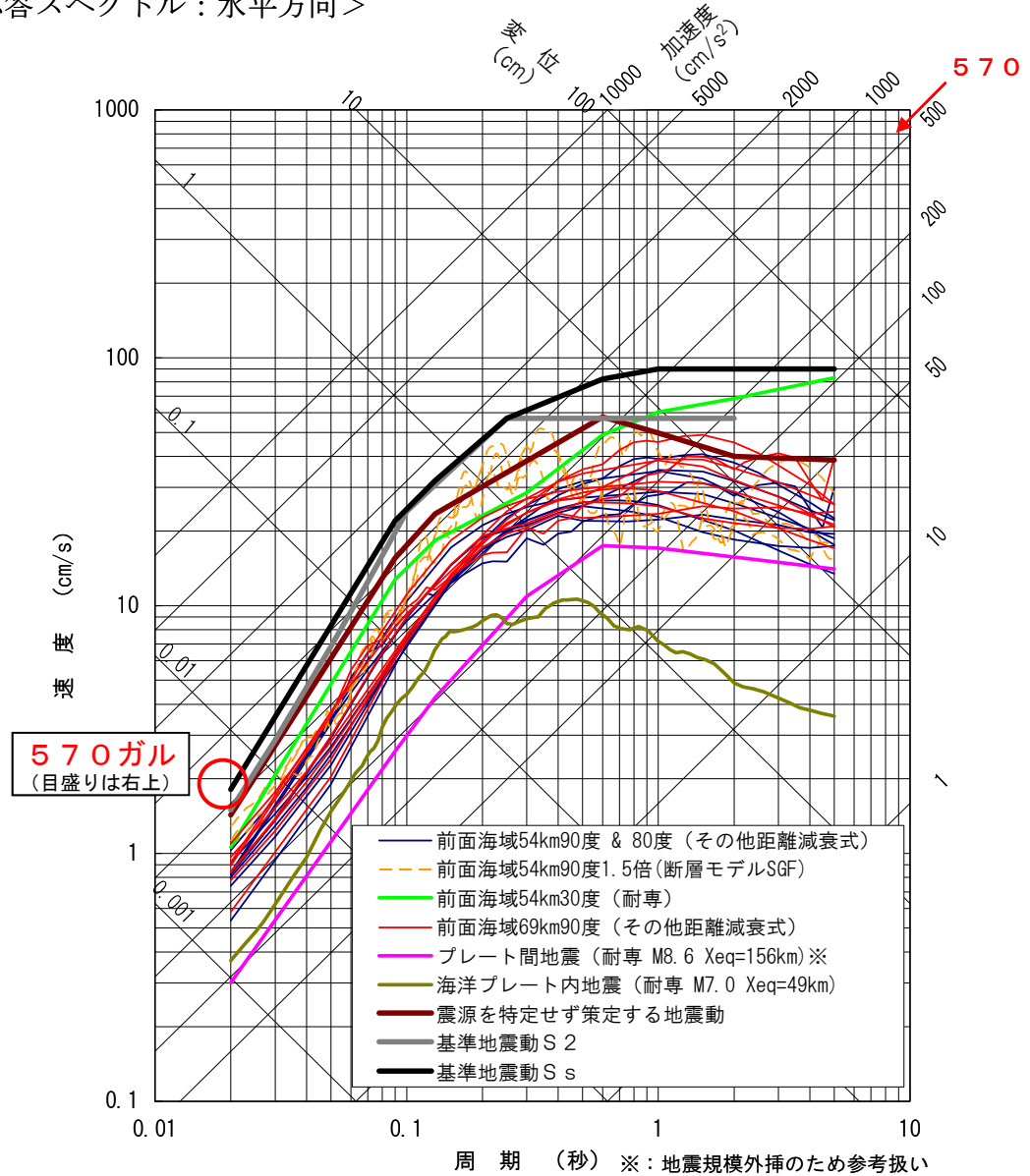


別図6 敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震の地震動評価における検討ケース

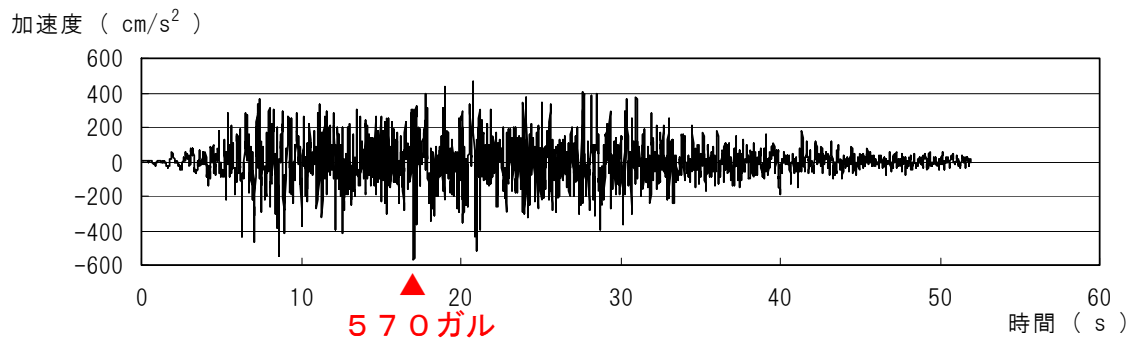


別図7 基準地震動 S s の策定

<応答スペクトル：水平方向>



<基準地震動 S s の時刻歴波形：水平方向>



平成23年（ワ）第1291号

原告 須藤昭男 外299名

被告 四国電力株式会社

平成24年5月7日

別冊 用語解説

目 次

(英数)	1
2001年芸予地震	1
2007年新潟県中越沖地震	1
690系ニッケル基合金	1
M (マグニチュード)	1
MOX燃料	1
MPa (メガパスカル)	2
MPa [gage] (メガパスカルゲージ)	2
mSv (ミリシーベルト)	2
P波, S波	2
Sクラス	2
T. P.	3
(あ行)	3
安芸・伊予の地震	3
アニュラス部	3
安全余裕検討用地震動	4
安全率	4
一次冷却材圧力バウンダリ	5
一次冷却材喪失事故 (LOCA)	5
伊予西部の地震	5
インターロック・システム	5
運転時の異常な過渡変化	5
Sクラス	6
応答スペクトル	6

応答スペクトルに基づく地震動評価	6
応力降下量	7
応力腐食割れ	7
音波探査	7
（か行）	7
加圧熱衝撃（PTS）	7
外部電源	8
解放基盤表面	8
化学体積制御設備	8
核分裂生成ガス	8
核分裂生成物	8
活断層	9
ガル	9
監視試験片	9
岩石の強度試験	9
基準地震動 S_2	9
基礎岩盤	10
空中写真，空中写真の判読	10
屈折法探査	10
原子力安全委員会	11
原子力安全・保安院	11
原子炉格納容器バウンダリ	11
原子炉トリップ遮断器	11
減速材	11
減肉	12
広域応力場	12

剛構造	12
洪積層（こうせきそう）	12
高燃焼度ウラン燃料	12
国内脆化予測法	13
固有周期	13
（さ行）	13
最高使用圧力	13
最小限界熱流束比（さいしょうげんかいねつりゅうそくひ）	14
最大応答せん断ひずみ	14
最大加速度	14
三波川帯（さんばがわたい）	14
試掘横坑（しくつおうこう）	15
時刻歴波形	15
地震基盤	15
地震探査	15
地震調査研究推進本部地震調査委員会	16
地震力	16
地すべり	16
実効線量	16
ジョグ	17
ジルコニウム基合金	17
じん性	17
新生代第三紀	17
ステンレス鋼	18
制御材	18
脆性	18

脆性遷移温度	18
せん断波速度	19
線量限度値	19
線量評価値	19
線量目標値	19
想定南海地震	20
(た行)	20
耐震壁	20
多重性, 多様性, 独立性	20
断層	21
断層の傾斜角	21
断層モデル	21
断層モデルを用いた手法による地震動評価	22
地質境界	22
地質図	22
地耐力	23
地表地質調査	23
地表踏査 (ちひょうとうさ)	23
中央防災会議	23
中性子, 高速中性子, 熱中性子	24
超音波探傷試験	24
低合金鋼	24
T. P.	24
電源開発基本計画	25
電源開発調整審議会	25
同定	25

東北地方太平洋沖地震	25
土佐その他南海・東海・西海諸道の地震	25
トレンチ調査	26
（な行）	26
南海トラフ	26
2001年芸予地震	26
2007年新潟県中越沖地震	26
燃料エンタルピー	26
濃尾地震	26
（は行）	27
破碎帯	27
反射法地震探査	27
反応度停止余裕	27
P波，S波	27
被害地震	27
非常用ディーゼル発電機	28
評価基準値	28
表層地盤	28
負圧	28
フェイル・セーフ・システム	28
不等沈下	29
プルサーマル	29
平板載荷試験	29
変位量分布	29
変動地形学的な観点（からの調査）	29
片理	30

ボイド係数	30
放射性物質 (放射能, 放射線)	30
ボーリング調査	31
(ま行)	31
M (マグニチュード)	31
mSv (ミリシーベルト)	31
MPa (メガパスカル)	31
MPa [gage] (メガパスカルゲージ)	31
MOX燃料	31
(や行)	32
山津波	32
(ら行)	32
緑色片岩	32
690系ニッケル基合金	32

(英数)

2001年芸予地震

2001年芸予地震とは、2001（平成13）年3月24日、安芸灘付近で発生したM6.7の地震をいう。震央は、北緯34.1度、東経132.7度。

2007年新潟県中越沖地震

2007年新潟県中越沖地震とは、2007（平成19）年7月16日、新潟県上中越沖で発生したM6.8の地震をいう。震央は、北緯37.6度、東経138.6度。

690系ニッケル基合金

690系ニッケル基合金とは、ニッケル、クロム及び鉄を主成分とした合金をいい、機械的強度及び耐食性に優れているという特長がある。なお、690系ニッケル基合金は、600系ニッケル基合金と呼ばれる合金に改良（クロムの含有量を多くする）を加えたものであり、より優れた耐食性を有している。

M（マグニチュード）

M（マグニチュード）とは、地震の規模の大きさを数字で示したものであり、地震の際に放出されるエネルギーを対数で表現したものをいう。なお、マグニチュードと地震の際に放出されるエネルギーの間には一定の関係があり、このエネルギーは、マグニチュードの値が1増すごとに約30倍になる。

MOX燃料

MOX燃料とは、ウラン・プルトニウム混合酸化物（Mixed Oxide）燃料のことをいう。通常のウラン燃料は核分裂しやすいウラン235の濃度が約3～5%（その他は核分裂しにくいウラン238等）のウランを用いるのに対し、MOX

燃料は、ウラン235の濃度が約0.2%~0.4%と低いウランにプルトニウム（核分裂しやすいプルトニウム239等の濃度が約60%~80%のもの）を13%以下の割合で混合したウラン・プルトニウム混合酸化物を用いる。

MP a (メガパスカル)

MP a (メガパスカル) は、国際単位系 (S I) における圧力及び応力の単位である。1 MP a は、10.2 kg f (キログラム重) / cm² である。

MP a [gage] (メガパスカルゲージ)

MP a [gage] (メガパスカルゲージ) は、大気圧を差し引いた圧力の単位である。

m S v (ミリシーベルト)

m S v (ミリシーベルト) は、実効線量 (16頁参照) 等を示す単位である。

P波, S波

地盤中では、縦波（波の進行方向と振動方向が同じ波、疎密波とも呼ばれる。）と横波（波の進行方向と振動方向が直角をなす波、せん断波とも呼ばれる。）との2種類の弾性波が伝わるが、地震学では、このうち縦波をP波 (Primary wave)、横波をS波 (Secondary wave) と呼ぶ。

地震動を感じる時、一般的には、まずP波によりガタガタと小刻みに縦に揺れた後、S波によりユサユサと横方向に揺れる。これは、P波がS波よりも速く伝わる（約1.7倍）ためである。

Sクラス

Sクラスとは、自ら放射性物質を内蔵しているか、又は内蔵している施設に直

接関係しており，その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって，その影響の大きいものをいう。

本件原子炉施設においては，原子炉容器，使用済燃料ピット，制御棒クラスタ，制御棒クラスタ駆動装置，原子炉格納容器，原子炉格納容器スプレイ設備等がSクラスにあたる。

T. P.

T. P.とは，T o k y o P e i lの略で，東京湾平均海面をいい，日本全国の標高の基準となる高さとして用いられている。平均海面とは，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，T. P.（東京湾平均海面）は，霊岸島水位観測所（現在の東京都中央区新川）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をもとに定められている。

（あ行）

安芸・伊予の地震

安芸・伊予の地震とは，1649年3月17日（慶安2年2月5日）に，安芸・伊予地方で発生した地震をいう。震央は，北緯33.7度，東経132.5度であり，地震規模は，地震発生様式の特徴を考慮した最新の検討結果によれば，M6.9であるとされている。

アニュラス部

アニュラス部とは，原子炉格納容器の円筒部とこれを取り巻く遮へい壁との間に設けられた環状の閉空間をいう。

原子炉格納容器には、配管等が貫通している部分があり、原子炉格納容器内に放射性物質が漏洩した場合、この貫通部から放射性物質が外部へ漏洩するおそれがある。このため、アニュラス部が、放射性物質が直接外部へ漏洩することを防止する目的で設けられている。

安全余裕検討用地震動

安全余裕検討用地震動とは、昭和53年に耐震設計審査指針（旧耐震指針）が策定される以前（本件1・2号炉の建設時も該当する。）の段階で、公衆の災害を防止する上で緊要な施設（原子炉格納容器及び原子炉停止設備）が災害防止上必要とされる安全機能を確保し得ることを確認するために設定された地震動である。

安全余裕検討用地震動は、設計地震動（旧耐震指針が策定される以前において、原子炉施設の耐震設計に際し、動的解析^{*}を施すために設定された地震動）の1.5倍に設定されていた。

* 動的解析とは、地震動に対して、時々刻々、建物及び構造物の各部が受ける力又は変形を検討するために、地盤並びに建物及び構造物を解析用のモデルに置き換え、設計用の地震動を入力して計算し、建物及び構造物の各部が受ける力及び揺れの大きさを求める解析をいう。

安全率

基礎岩盤のすべりに対する安全率とは、すべりに抵抗する力とすべりを起こさせる力の比をいう。つまり、すべりを抑える力とすべらそうとする力の比であり、抑える力をすべらそうとする力で除して算出する。一般的に安全率の数値が大きいほど、すべりに対する抵抗性が高い、すなわち、安全であると評価できる。安全率が1.0以上であれば問題ないが、原子炉建屋の基礎岩盤については、その重要性等から、通常、すべりに対する安全率の基準値として、1.5が用いられる。

一次冷却材圧力バウンダリ

一次冷却材圧力バウンダリとは、原子炉の通常運転時に、一次冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態において圧力障壁を形成するものであって、それが破壊すると一次冷却材喪失となる範囲の施設をいう（安全設計審査指針より）。

一次冷却材喪失事故（LOCA）

一次冷却材喪失事故（LOCA）とは、原子炉の出力運転中に、一次冷却材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等により、一次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事故をいう（安全評価審査指針より）。

伊予西部の地震

伊予西部の地震とは、1854年12月26日（安政元年11月7日）に、伊予西部・豊後地方で発生した地震をいう。震央は、北緯33.3度、東経132.0度であり、地震規模は、地震発生様式の特徴を考慮した最新の検討結果によれば、M7.0であるとされている。

インターロック・システム

インターロック・システムとは、運転員による機器の誤操作を防止するため、あらかじめ定められた手順と異なる操作をした場合又は機器の作動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思想に基づいて設計されたシステムをいう。

運転時の異常な過渡変化

運転時の異常な過渡変化とは、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期

間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらの類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生じる異常な事態に至る事象をいう（安全評価審査指針より）。

Sクラス

（英数）欄（2頁）を参照

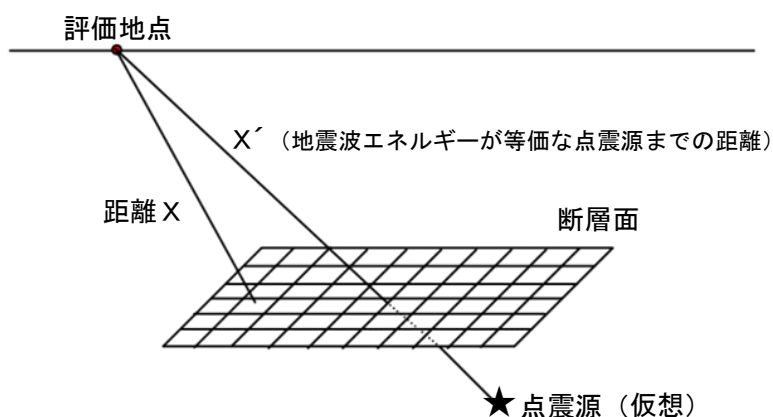
応答スペクトル

応答スペクトルとは、地震波が、様々な固有周期（13頁参照）をもつ構築物及び機器・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）をとって描いたものをいう。

応答スペクトルのうち、加速度の応答値をとったものを加速度応答スペクトルと呼び、この加速度応答スペクトルを作成することにより、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が把握できる。

応答スペクトルに基づく地震動評価

応答スペクトルに基づく地震動評価とは、実際は広がりをもった断層面から放出される地震波をある1つの震源から放出されるものと仮想して（点震源）、地震の規模、評価地点までの距離等から地震動の応答スペクトル（上記参照）を評価する地震動の評価手法のことをいう。



応力降下量

応力降下量とは、震源断層面上における地震発生直前の^{*}応力と地震発生直後の応力との差をいう。地震は、岩盤に蓄積されていた応力が、震源断層面がずれるエネルギーとなって解放されるものであるため、応力降下量とは、言い換えれば、地震により解放されたエネルギーを示している。

* 応力とは、物体に外力が作用したとき、これに抵抗する方向で物体内部に生ずる力をいう。

応力腐食割れ

応力腐食割れとは、応力（上記*参照）と電気化学的な局部腐食作用によって金属材料に割れが生じる現象をいう。材料の性質、材料に加わる力及び材料の使用環境の3つが特定の条件となったときに発生する。

音波探査

音波探査とは、海面付近の水中から、海底に向けて音波を発し、海底、堆積層、基盤岩等の地層からの反射音波を観測して、海底下の地質構造を調査する探査方法をいう。具体的には、船で発振器及び受振器を曳航し、発振器から出た音波が海底下の地層の境界等で反射し、戻ってきたものを検知することにより、地層の重なり及び連続性を調査する。

(か行)

加圧熱衝撃（PTS）

加圧熱衝撃（PTS=Pressurized Thermal Shock）とは、加圧された原子炉容器が何らかの原因によって急激に冷却され、原子炉容器内外間の温度差により高い引張応力が原子炉容器内面に発生する事象をいう。

中性子照射脆化により，脆性遷移温度が上昇した原子炉容器において，加圧熱衝撃が生じ，かつ，き裂等が原子炉容器に存在していた場合には，き裂が進展して原子炉容器が損傷するおそれがあるとされている。

外部電源

外部電源とは，発電所外の電力系統（発電，変電，送電及び配電を統合したシステム）から発電所内の機器に供給される電源をいう。

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，基盤面上の表層や構造物がないものとして仮想的に設定する自由表面であって，著しい高低差がなく，ほぼ水平で相当な広がりをもって想定される基盤の表面をいう（耐震設計審査指針より）。

なお，本件発電所における基準地震動の策定にあたっては，敷地標高を考慮して，標高10メートルを解放基盤表面として設定している。

化学体積制御設備

化学体積制御設備とは，一次冷却設備中の冷却材保有量の維持，ホウ酸濃度の調整，一次冷却材の浄化・水質調整等のために，一次冷却設備に接続して設けられた系統設備をいう。

核分裂生成ガス

核分裂生成ガスとは，核分裂生成物（下記参照）のうち，気体状のものをいう。

核分裂生成物

核分裂生成物とは，ウラン235等が核分裂した際にできる全く別の物質（分

裂片)をいい、その大部分は放射性物質である。

活断層

活断層とは、最近の地質年代に繰り返し活動し、将来も活動する可能性のある断層をいう。

本件原子炉の耐震安全性については、活断層を評価する際の判断基準の一つとして、活断層のうち、「更新世後期（後記「新生代第三紀」の解説（17頁）参照）以降（約12～13万年前以降）の断層活動が否定できないもの」を今後も繰り返し活動する可能性が高いものとして検討の対象としている。

ガル

ガルとは、加速度の単位をいう。1センチメートル毎秒毎秒（ $1\text{ cm}/\text{s}^2$ ）＝1ガルであり、重力加速度は980ガルである。

監視試験片

監視試験片とは、実際の運転条件下での原子炉容器の材料特性の変化を計画的に調査し、評価するための試験片をいう。原子炉容器と同じ材料で作られており、建設時に原子炉容器内部に複数個挿入する。

岩石の強度試験

岩石の強度試験とは、基礎岩盤の強度を明らかにするために、ボーリング孔から採取した試料等を用いて、岩石の圧縮強度、せん断強度、引張強度等を求める試験をいう。

基準地震動 S_2

基準地震動 S_2 とは、平成18年9月に改訂される前の耐震設計審査指針（旧耐

震指針)に基づき、原子炉施設の耐震設計に用いるために策定する地震動の一つをいう。この基準地震動 S_2 は、設計用限界地震によってもたらされる地震動として策定している。

設計用限界地震とは、旧耐震指針において、「地震学的見地に立脚し設計用最強地震を上回る地震について、過去の地震の発生状況、敷地周辺の活断層の性質及び地震地体構造（注：地震規模、震源深さ、発生頻度等、地震の発生の仕方に共通の性質をもっている、ある広がりをもった一定の地域の地質構造）に基づき工学的見地からの検討を加え、最も影響の大きいものを想定する」とされている。

* 設計用最強地震とは、旧耐震指針において、「歴史的資料から過去において敷地又はその近傍に影響を与えたと考えられる地震が再び起こり、敷地及びその周辺に同様の影響を与えるおそれのある地震及び近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震のうちから最も影響の大きいものを想定する」とされている。

基礎岩盤

基礎岩盤とは、基盤（表層地盤（28頁参照）の下部に存在する岩盤）のうち、特に構築物を支持するものをいう。

空中写真、空中写真の判読

空中写真とは、一定の高度から地上を撮影した写真をいう。

空中写真の判読とは、空中写真を実体鏡と呼ばれる器具を用いて観察することにより、変動地形学的な観点（29頁参照）から、活断層地形の可能性のある地形を抽出・分析する調査をいう。

屈折法探査

屈折法探査とは、地震探査（15頁参照）の一つであり、地震波の屈折を使用

した地盤の調査手法のことをいう。

原子力安全委員会

原子力安全委員会とは、「原子力基本法」及び「原子力委員会及び原子力安全委員会設置法」に基づき内閣府に設置されている機関であり、原子力の研究、開発及び利用に関する事項のうち、安全の確保に関する事項について企画、審議し、決定する権限を有している。

原子力安全・保安院

原子力安全・保安院とは、原子力その他のエネルギーに係る安全及び産業保安の確保を図るため、経済産業省設置法に基づき経済産業省の外局である資源エネルギー庁に置かれた特別の機関である。

原子炉格納容器バウンダリ

原子炉格納容器バウンダリとは、一次冷却材喪失等の想定事象に対して、圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設をいう（安全設計審査指針より）。

原子炉トリップ遮断器

原子炉トリップ遮断器とは、制御棒クラスタ駆動装置用の電源を制御棒クラスタ駆動装置に接続するための機器をいう。原子炉の緊急停止時等に、この遮断器を開放することにより、制御棒クラスタ駆動装置への電源が遮断され、制御棒クラスタは自重で原子炉内に挿入される。

減速材

減速材とは、中性子と衝突して、中性子の速度を核分裂に適した速度に減速さ

せるために用いられる物質をいう。減速材には、軽水（普通の水）、重水、黒鉛、ベリリウム等がある。本件原子炉では、減速材として軽水を使用している。

減肉

減肉とは、配管等で使われている金属材料等の厚み在使用とともに減少することをいう。

広域応力場

広域応力場とは、プレートの運動に伴って地球の表面のある程度広い領域に作用している力の状態のことをいう。これは、地震を起こす力となる。

我が国のようなプレートの沈み込み帯では、海洋プレートの沈み込みの方向と角度が応力場を変化させると考えられている。

剛構造

剛構造とは、構造物の剛性（荷重が作用した場合の変形に対する抵抗の度合い）が相対的に高く、地震等による外力を受けた場合に、変形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は剛構造である。これに対して、外力を受けた場合に変形しやすい構造（例えば、超高層ビル）を柔構造という。

洪積層（こうせきそう）

洪積層とは、第四紀の初め（約260万年前）から近年最も海の陸地化が進んだ時期（約1.8万年前）までの年代（洪積世）に形成された地層及び岩体のことをいう。

高燃焼度ウラン燃料

高燃焼度ウラン燃料とは、従来のウラン燃料に比べ、燃料に含まれるウラン濃縮度を高めるなどし、より長く使用できるようにした燃料のことをいう。我が国では、PWRへの高燃焼度ウラン燃料の導入が2段階に分けて進められ、本件発電所においても、第1段階として濃縮度を3.4wt%から4.1wt%に高め、48000MWd/t^{*}の燃焼度まで使用できるようにした燃料（高燃焼度ウラン燃料ステップ1）を平成4年から採用し、第2段階として濃縮度を4.8wt%とし、55000MWd/tの燃焼度まで使用できるようにした燃料（高燃焼度ウラン燃料ステップ2）を平成16年から採用した。

* MWd/tは、燃料1t当たりの累積発熱量を示す単位。1tの燃料が、1MWの熱量を1日出し続けた場合の発熱量が1MWd/tとなる。

国内脆化予測法

国内脆化予測法とは、社団法人日本電気協会が定めた「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201）」に示された、中性子照射量、材料の化学成分、照射温度等をもとに照射脆化度合いを予測する評価手法をいう。

固有周期

構造物は固有に揺れやすい周期をもっており、この周期を固有周期という。構造物は、地震等の外力を受けたときに、その固有周期の違いによって、それぞれ異なった揺れ方をする。

（さ行）

最高使用圧力

最高使用圧力とは、機器等の設計における条件として定めるものであり、機器等がその主たる性能を果たすべき通常運転状態において受ける圧力に余裕をもたせた値を設定する。機器等の受ける圧力が、最高使用圧力を超えた場合であって

も、直ちに機器等が損壊するものではない。

最小限界熱流束比（さいしょうげんかいねつりゅうそくひ）

限界熱流束（燃料被覆管が焼損しやすくなる状態を発生させる熱流束（燃料被覆管から一次冷却材に伝達される単位時間・単位面積当たりの熱量））を実際の原子炉内で予想される熱流束で除した値を限界熱流束比という。

最小限界熱流束比とは、炉心内で最も熱的に厳しい燃料棒の限界熱流束比の値をいう。最小限界熱流束比が許容限界値以上であれば、燃料が支障なく冷却でき、燃料被覆管は健全性を維持できると判断される。

最大応答せん断ひずみ

最大応答せん断ひずみとは、地震応答解析により求めた地震力によって生じるせん断ひずみの値のうち、最大のものをいう。

せん断ひずみとは、せん断力（物体内部でずれを生じさせる力）によって変形を生じる際のひずみの割合をいう。例えば、耐震壁のせん断ひずみは、せん断変形の長さを耐震壁の高さで除すことで求められる。

最大加速度

最大加速度とは、地震によって地盤が振動する速度の単位時間当たりの変化の割合（加速度）のうち、最も大きなものをいう。

三波川帯（さんぱがわたい）

三波川帯とは、関東山地にはじまり、西南日本の中央構造線の外側に接して、中部地方の天竜川地域から紀伊半島及び四国を経て九州佐賀関半島まで延長約700キロメートル余にわたって分布する結晶片岩（変成岩）地域をいう。変成岩とは、堆積岩、火成岩及び変成岩に分類される岩石のうちで、高い温度及び圧力

によって、元の岩石とは異なった鉱物へと変成してできた岩石のことをいう。

試掘横坑（しくつおうこう）

試掘横坑とは、基礎岩盤を直接確認したり、岩盤試験を実施したりするために、掘削する坑道のことをいう。試掘横坑内での調査により、基礎岩盤の地質及びその分布並びに岩盤の特性等を詳細に把握することができる。

時刻歴波形

時刻歴波形とは、地震動を時間軸で表現し、時々刻々と変化する揺れの様子を表したものである。横軸に時間を、縦軸に加速度や速度等をとって図化する。答弁書別図7に時刻歴波形の一例を示している。地震動を時間軸ではなく、周期軸で表現したものとして、応答スペクトル（6頁参照）がある。

地震基盤

地震基盤とは、そこより深い部分では地震波が岩盤中を伝わる速度が急激に変化しない岩盤の境界（そのS波速度は概ね3 km/秒と考えられている。）のことをいう。この境界以深においては、地震動の特性はあまり変化しないとされている。

地震探査

地震探査とは、地震波（弾性波）の性質を利用して地質構造を把握する調査で、地球物理学的調査（自然又は人工に発生させた物理現象を用い、地下の地質構造等を間接的に把握する調査）の一つである。弾性波探査ともいう。

具体的には、地盤を伝播する地震波の速度は地盤の硬さ等によって異なるという性質及び地震波が地層の境界を通過する際には、光と同じように、反射、屈折、回折等の現象を起こすという性質を利用して、火薬の爆破等によって地中及び地表で人工地震を発生させ、地表に設置した地震計で振動をとらえ、これによって

判明した弾性波の伝播状況から、地下の地層構成及び構造を調べる。

地震調査研究推進本部地震調査委員会

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（平成13年1月の省庁再編により、現在は文部科学省に移管）内に設置した政府の特別の機関である。同本部は、本部長（文部科学大臣）及び本部員（関係府省の事務次官等）から構成され、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及び地震調査委員会が設置されている。

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、（独）産業技術総合研究所、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。

地震力

地震力とは、地震により構築物に作用する力をいい、水平方向に作用する地震力を水平地震力、鉛直方向に作用する地震力を鉛直地震力という。

地すべり

地すべりとは、斜面を構成する物質が重力等により、斜面下方へ移動する現象の総称である。

実効線量

実効線量とは、放射線の人体に与える影響の度合いを定量的に定義したものをいい、^{*}等価線量に、全身に対する人体の組織及び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乗じて得た値（等価線量×組織荷重係数）を、関連するすべての人体の組織及び臓器について合計して算出したものである。

なお、これを示す単位としてSvが用いられる。

* 等価線量とは、人体に与えられる放射線のエネルギー量に、放射線の種類の違いを考慮した係数（放射線荷重係数）を乗じて求めるものである。

ジョグ

ジョグとは、断層形状が分岐したり、屈曲したりする不均質部のことをいう。断層破壊の停止域となりやすく、断層破壊の末端を示唆する地質構造といえる。ここからは、強い揺れはほとんど発生しないと考えられている。

ジルコニウム基合金

ジルコニウムとは、原子番号40の元素（記号はZr）で、銀白色の硬い金属である。高温において機械的性質が良く、耐久性が強いという性質を有している。ジルコニウム基合金とは、燃料被覆管に要求される性能を満たすよう、ジルコニウムにスズ等の成分を加えることにより、高温水に対する耐食性と機械的強度を向上させる目的で開発された金属材料をいう。

じん性

じん性とは、物体が外力を受けた場合に、脆性的な破壊に対して示す抵抗力（粘り強さ）のことをいう。じん性が高ければ高いほど、材料が外力によって破壊されにくくなる。

新生代第三紀

新生代第三紀とは、地質年代（地質に関する年代）で、約6550万年前から約260万年前の時代をいう。

なお、地質年代は、古い順に、古生代、中生代及び新生代の3つに大別され、このうち新生代（約6550万年前から現在まで）は、下表のとおり、古第三紀、

新第三紀及び第四紀の3つに区分され、さらに、新第三紀は中新世及び鮮新世に区分され、第四紀は、更新世及び完新世に区分される。

(単位：百万年)

代	紀	世	
新生代	第四紀	完新世	現在 0.01以前 2.6以前 5.3以前 23以前 65.5以前
		更新世	
	新第三紀	鮮新世	
		中新世	
	古第三紀	漸新世	
		始新世	
		暁新世	

ステンレス鋼

ステンレス鋼とは、耐食性を向上させる目的で、鉄に、クロム又はクロム及びニッケルを含有させた金属材料をいう。一般には、クロム含有量が約11%以上の鋼をステンレス鋼という。

制御材

制御材とは、核分裂を制御するための物質であり、熱中性子を吸収しやすい物質が使用される。制御材には、一次冷却材に混ぜて用いるホウ素及び制御棒として用いるインジウム、カドミウム等がある。

脆性

脆性とは、脆さのことであり、外力による変形を起こさないうちに、又はわずかな変形を起こしただけで、破壊されてしまう性質をいう。

脆性遷移温度

脆性遷移温度とは、脆性を帯びるようになる温度をいう。

せん断波速度

地盤及び岩盤中では、縦波（波の進行方向と振動方向が同じ波、疎密波とも呼ばれる。）及び横波（波の進行方向と振動方向が直角をなす波、せん断波とも呼ばれる。）との2種類の弾性波が伝わる。このうち、横波（せん断波）の伝播する速度をせん断波速度という。また、地震学では、縦波をP波、横波をS波と呼ぶことから、せん断波速度はS波速度とも呼ばれる。

一般に、せん断波速度が概ね700m/秒以上であれば、硬い岩盤であるとされているが、本件原子炉施設の基礎岩盤である緑色片岩はこの約4倍の2600m/秒であり、特に堅固な岩盤といえる。

線量限度値

線量限度値とは、法令上の規制値として定められている線量限度の値をいう。

線量限度値は、厳しい考え方に立った国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告値をもとに定められており、「この限度以下であれば、放射線による障害は、発生するとしてもその可能性は極めて小さく社会的に容認し得る程度のもの」と考えられている。

線量評価値

線量評価値とは、「線量目標値指針」及び「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき評価、算定された値をいう。

なお、線量目標値指針では、「線量の評価は、施設周辺の集落における食生活の態様等が標準的である人を対象として現実的と考えられる計算方法及びパラメータにより行うものとする」とされており、本件発電所における線量評価値もこれに則って評価、算定している。

線量目標値

線量目標値とは、線量目標値指針に定められている施設周辺の公衆の受ける線量についての目標値である。

なお、線量目標値指針において、「線量目標値は、周辺公衆の受ける線量を低く保つための努力目標値であり、これを達成できないことをもって、安全上の支障があると解すべきものではない」旨が示されている。

想定南海地震

想定南海地震とは、中央防災会議（23頁参照）が平成15年12月16日に策定した「東南海、南海地震等に関する専門調査会（第16回）、東南海、南海地震に関する報告書」における想定被害地震（M8.6）をいう。

なお、内閣府の南海トラフの巨大地震モデル検討会は、平成23年12月27日に、南海地震が東海地震、東南海地震他と連動して発生し、最大M9.0規模（暫定値）の地震が発生する可能性も指摘している。

（た行）

耐震壁

耐震壁とは、構築物の壁体のうち、主として地震力等の水平荷重に対して、有効に応力を分担する壁体をいう。

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設備（系統又は機器）が2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設備（系統又は機器）が2つ以上あることをいう。

独立性とは、2つ以上の設備（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。

断層

断層とは、岩盤又は地盤に生じるせん断破壊のことである。このせん断破壊面（断層面）を境に、両側の地盤に相対的な変位が生じる。

断層の傾斜角

断層の傾斜角とは、断層面を地表面（水平面）まで延長したときに、この2つの面がなす角度のことであり、断層面と水平面とが平行な場合を 0° とし、断層面が鉛直な場合 90° となる。

断層モデル

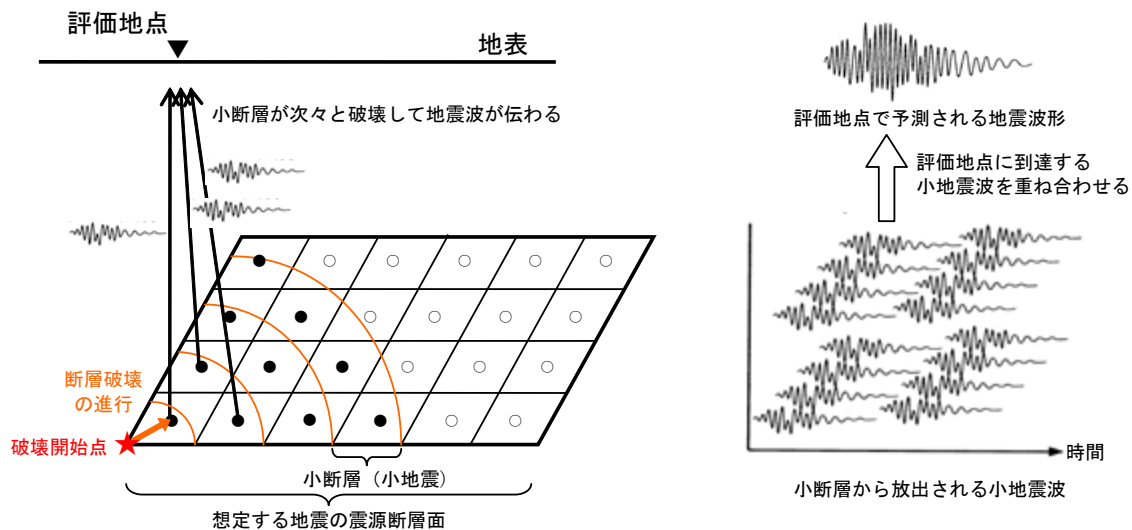
断層モデルとは、将来発生すると思われる地震時の強震動の予測等の計算モデルに用いるために、震源断層面（地震は、岩盤の破壊面（断層）が面状にずれ破壊を起こすことにより生じるが、このずれ破壊の領域のことを震源断層面という。）をモデル化したものをいう。

断層モデルを用いれば、震源断層面の断層の形状及び破壊形式を考慮して、強震動を計算することができる。

断層モデルを用いた手法による地震動評価

断層モデルを用いた手法による地震動評価とは、地震の原因となる断層を断層モデルとしてモデル化し、岩盤の破壊する現象をシミュレートすることにより、地震動を推定しようとする手法による地震動の評価をいう。この手法は、評価地点が震源に近い場合に、特に有効な手法である。

具体的には、下図のように、地震の震源断層面を細分化した各要素から放出される小地震の地震波形を合成することで、評価地点の地震波形を計算する。このような計算手法から、「波形合成法」とも呼ばれる。



地質境界

地質境界とは、形成過程の異なる地質同士の境のことをいう。これは、地質学上の物質境界を指すものであり、地質境界断層として認定されたからといって、地震を発生させる可能性のある活断層であるというものではない。

地質図

地質図とは、地形表面に分布する各種の岩体を、その種類、年代、岩相（岩石・岩盤の見え方）等によって区分し、それらの分布、累重関係、断層、褶曲等の地質構造を表現した図をいう。通常、岩石の分布を色又は模様で示している。

地耐力

地耐力とは、荷重の作用に対する地盤の抵抗力の総称であり、支持力、せん断抵抗力及び変形に対する抵抗力に分かれる。

岩盤に荷重を加えていくと最終的には岩盤は破壊するが、支持力とは、岩盤破壊時における最大荷重をいい、岩盤の強度を示している。

岩盤上に設置された構造物は、地震時の揺れによって、岩盤との接触面で岩盤を破壊して横方向に滑り出そうとするが、構造物のこのような現象に対して、構造物を支える岩盤は、岩盤自身のもっている強度により抵抗しようとする。この抵抗力がせん断抵抗力である。せん断抵抗力は、すべり抵抗力とも呼ばれる。

基礎岩盤は、構造物からの荷重等により、変形（沈下）するが、この変形（沈下）の度合いを変形に対する抵抗力という。

地表地質調査

地表地質調査とは、地表踏査（下記参照）を行った上で、試料採取、分析、年代測定等を行って、地層分布、年代、地質構造等を確認又は推定する調査手法をいう。必要に応じてトレンチ調査、ボーリング調査等を適切に組み合わせる。

地表踏査（ちひょうとうさ）

地表踏査とは、地質関係文献等の調査及び変動地形学的な観点からの調査（29頁参照）の結果をもとに、野外の崖、道路法面等に見られる露頭に現れている地層等の観察を行うことである。なお、露頭とは、岩石、地層、鉱床等の新鮮な部分が、自然に又は人工的に地表に現れている部分のことである。

中央防災会議

中央防災会議とは、災害対策基本法により設置されている会議体であり、内閣

総理大臣を会長とし、防災担当大臣、防災担当大臣以外の国務大臣、指定公共機関の代表者及び学識経験者から構成されている。

同会議では、大規模な地震が発生した際の対応を検討するため、想定南海地震等について、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。

中性子，高速中性子，熱中性子

中性子とは、陽子とともに原子核を構成している粒子をいい、電氣的には中性である。

高速中性子とは、核分裂によって発生し、大きな運動エネルギーをもつ速度の速い中性子である。

高速中性子が減速材等の原子核と衝突を繰り返すと徐々に運動エネルギーを失い、速度も遅くなる。十分に遅くなった中性子は、熱中性子と呼ばれる。

超音波探傷試験

超音波探傷試験（UT :Ultrasonic Testing）とは、機器の溶接部等の欠陥検出における非破壊試験法の一つであり、溶接部等に入射した超音波が内部を伝搬し、欠陥に当たって跳ね返ってくる反響を電気信号に変換し観察することにより、欠陥の有無、形態、形状及び寸法を調べる方法である。

低合金鋼

低合金鋼とは、鉄に各種の合金元素を数%以下加えた金属材料をいう。合金元素を適量加えることで機械的強度が増し、耐食性も向上する。

T. P.

（英数）欄（3頁）を参照

電源開発基本計画

電源開発基本計画とは、旧電源開発促進法に基づく電源開発に係る国の計画をいい、国土の総合的な開発、利用及び保全、電力需要その他電源開発の円滑な実施を図るために必要な事項を考慮して、内閣総理大臣が電源開発調整審議会に諮問して策定することとなっていた計画をいう。

電源開発調整審議会

電源開発調整審議会とは、旧電源開発促進法に基づき、電源開発基本計画等の電源開発に伴う諸事項を調査審議するための機関として総理府に設置されていた審議会をいう。

同定

同定とは、一般的には、あるものの帰属先を、既存の分類に従って特定することであるが、断層の長さの同定とは、地質・地質構造等の情報をもとに、一体として取り扱うべき活断層の区間（長さ）を特定することをいう。

東北地方太平洋沖地震

東北地方太平洋地震とは、2011（平成23）年3月11日、三陸沖で発生したマグニチュード9.0の地震をいう。震央位置は、北緯38度6.2分、東経142度51.6分。

土佐その他南海・東海・西海諸道の地震

土佐その他南海・東海・西海諸道の地震とは、684年11月29日（天武13年10月14日）に南海トラフで発生したM8と1/4の地震をいう。土佐その他の南海・東海・西海地方で大きな揺れが生じた。

トレンチ調査

トレンチ調査とは、断層等を横切るように溝（= t r e n c h（トレンチ））を掘削して、その壁面及び底面の地質を観察し、断層周辺の地層の変形、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。

（な行）

南海トラフ

南海トラフとは、西南日本の南側の海底にある帯状の深みをいう。このトラフの北端は駿河トラフ、南端は琉球海溝に続いている。

2001年芸予地震

（英数）欄（1頁）を参照

2007年新潟県中越沖地震

（英数）欄（1頁）を参照

燃料エンタルピ

燃料エンタルピとは、燃料ペレットの保有熱量のことをいう。安全評価のうち、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」等の評価において、燃料エンタルピの評価を行うことで、燃料棒損傷の状況を確認する。

濃尾地震

濃尾地震とは、1891（明治24）年10月28日、岐阜県西部で発生したM8.0の地震をいう。震央は、北緯35.6度、東経136.6度。

(は行)

破碎帯

破碎帯とは、岩盤の一部が何らかの力により破碎された結果、不規則な割れ目や裂けた岩盤が、ある幅をもって、ある方向に帯状に連なっているものをいう。大きな断層は、その規模に応じて幅、破碎の程度等は様々であるが、一般に破碎帯を伴う。破碎帯は、砕けた岩盤が固まらず、そのままの状態にあることから、健全な岩盤に比べて、脆くて崩れやすい。

反射法地震探査

反射法地震探査とは、地震探査（15頁参照）の一つであり、地震波の反射を使用した調査手法のことをいう。

反応度停止余裕

反応度停止余裕とは、原子炉の停止能力を示す指標、つまり、制御棒によって原子炉を未臨界にする能力にどの程度の余裕があるかを示す指標である。

P波，S波

(英数) 欄 (2頁) を参照

被害地震

基準地震動 S_s の策定における被害地震とは、過去に発生した地震のうち、地震動により家屋等に被害を伴った地震のことをいう。

被害地震に関しては、我が国における古くからの地震被害に関する記録を収集、編集した史料及び主な被害地震の震央位置、地震規模等の地震諸元をとりまとめた地震資料が数多く存在する。

非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機とは、外部電源喪失時に原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し、さらに事故時には、工学的安全施設を作動させるための電力を供給する設備をいう。

評価基準値

評価基準値とは、耐震性等を確認する際の基準となる値をいい、最大応答せん断ひずみ等の評価値がこの値以下であれば、安全であることが確認される。

表層地盤

表層地盤とは、著しい風化を受けておらず、堅くて丈夫な基盤より上方にあり、比較的軟質の地層によって構成される地盤をいう。

負圧

負圧とは、一般に、容器内の内部の圧力が外部（大気圧）よりも低い状態をいう。放射性物質は、他の一般的な物質同様、圧力が高い方から低い方へ流れるため、本件原子炉施設においては、アニュラス部を負圧に保つことで、一次冷却材喪失事故（LOCA）時等に原子炉格納容器からアニュラス部に漏洩した放射性物質が直接外部に漏洩することを防止する。

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、及び装置の制御電源が喪失するという事態等が生じた場合に、装置が常に安全側に働くという思想に基づいて設計されたシステムをいう。

不等沈下

不等沈下とは、構造物直下の地盤条件によって、構造物の基礎底面の沈下が一様とならず、場所的に異なった沈下量を示すことをいう。不等沈下の結果、構造物が傾くなどの影響が生じることもある。不等沈下により、構造物が傾いた例としては、ピサの斜塔が有名である。

プルサーマル

プルサーマルとは、軽水炉においてMOX燃料（1頁参照）を使用することをいう。原子力発電所から出る使用済燃料には、再利用可能なウラン及びプルトニウムが含まれていることから、これを再処理して取り出し、再び燃料として利用することにより、資源を有効活用することができる。

平板載荷試験

平板載荷試験とは、岩盤の荷重に対する支持力を測定する試験をいう。単に荷重を加える静的ジャッキ試験及び振動をも加える動的ジャッキ試験があり、ジャッキ試験と総称することもある。

変位量分布

断層がずれることにより地震波が発生するが、この断層面のずれの量のことを変位量という。この変位量は断層面内で一様ではなく、大きいところもあり、小さいところもある。変位量分布とは、地表に現れている変位量の大小の分布状況を示したものである。

変動地形学的な観点（からの調査）

変動地形学的な観点（からの調査）とは、変動地形の可能性のあるものを抽出し、その要因となる活断層等を想定する調査をいう。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等に起因する痕跡の累積効果である特徴的な地形であり、地形の切断、褶曲（しゅうきょく）、撓曲（とうきょく、地中のある断層がずれたことで、上にある地層が撓む（たわむ）現象）、傾動等として確認される。

片理

岩石が、地下深部において長い間、圧力、温度等の作用（これを「変成作用」という。）を受けた場合には、鉱物が再結晶し、鉱物の配列に方向性が生じる。

片理とは、この方向性を有する組織をいい、その面を片理面という。なお、片理の発達のない黒色片岩は、片理面に沿ってはく離しやすくなる性質があるとされている。

ボイド係数

ボイド係数とは、冷却材中の蒸気泡（ボイド）の増加に対する核分裂反応の変化（反応度の変化）の割合を示すもので、軽水炉では、負となるように設計している。

冷却材中のボイドが増えると、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、熱中性子が減少して、核分裂反応が抑制される（ボイド効果）。

放射性物質（放射能、放射線）

放射性物質とは、放射能を有する物質をいう。

放射能とは、原子核が別の原子核に壊変（崩壊）し、アルファ（ α ）線、ベータ（ β ）線、ガンマ（ γ ）線等の放射線を出す能力をいい、その強さは、ベクレルで表される。

放射線には、物質を透過したり、他の原子及び分子を電離したりする性質があり、 α 線はヘリウムの原子核で、物質を透過する力は弱く、 β 線は原子核から飛

び出す電子で、物質を透過する力は α 線より強く、 γ 線より弱い。 γ 線は、原子核から出る電磁波で、物質を通り抜ける力は強く、原子力発電所ではコンクリート等で γ 線を遮へいしている。

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を掘削するとともに、地盤を構成する岩石等を棒状のコアとして連続的に採取し、これを観察して地質の状況を調査することをいう。

(ま行)

M (マグニチュード)

(英数) 欄 (1 頁) を参照

mSv (ミリシーベルト)

(英数) 欄 (2 頁) を参照

MP a (メガパスカル)

(英数) 欄 (2 頁) を参照

MP a [gage] (メガパスカルゲージ)

(英数) 欄 (2 頁) を参照

MOX燃料

(英数) 欄 (1 頁) を参照

(や行)

山津波

山津波とは、土石流（降雨に伴う山崩れで、土及び砂が濁流に混じって流れる現象）の俗称であり、地すべりの一種である。

（ら行）

緑色片岩

片理（30頁参照）のある広域変成岩を結晶片岩という。

緑色片岩とは、結晶片岩のうち、海底火山活動に伴う岩石（塩基性岩）が地下深部で変成作用を受けたものをいう。なお、結晶片岩のうち、粘土及び泥が堆積してできた堆積岩が変成作用を受けたものを黒色片岩という。

690系ニッケル基合金

（英数）欄（1頁）を参照