

新規制基準は、Sクラスの施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（以下、本書面においてこれらの施設を「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれの安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれることのないよう求めている（設置許可基準規則4条3項，同39条1項1号及び3号並びに設置許可基準規則の解釈（乙68）別記2の6）。債務者は、①設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響，②上位クラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響，③建屋内における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による上位クラス施設への影響，④建屋外における下位クラス施設の損傷，転倒及び落下等による上位クラス施設への影響，の4つの観点から調査，検討等を行い，波及的影響によって，上位クラス施設の安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計を行うべき施設を選定し，基準地震動Ssに対する耐震安全性を確保した。（乙45（5頁，29～30頁））

例えば，上記①の観点から，波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設として選定したタービン建屋が，上位クラス施設である原子炉建屋及び原子炉補助建屋に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。具体的には，基準地震動Ssに対する地震応答解析を行い，タービン建屋と隣接する上位クラス施設の原子炉建屋及び原子炉補助建屋との相対変位がタービン建屋と原子炉建屋及び原子炉補助建屋との離隔を超えて接触すること，つま

り、地震動で隣接する建屋同士が揺れて衝突することによって、原子炉建屋及び原子炉補助建屋の機能が損なわれないことを確認するとともに、タービン建屋が崩壊に至らないことを確認した(乙61)。ちなみに、タービン建屋は、原子炉建屋及び原子炉補助建屋と同じ堅固な基礎地盤に直接支持させており、地盤の不等沈下による波及的影響を及ぼすことはない(基礎地盤の健全性については上記第7の1(3)参照)。

ウ 耐震安全上の余裕

上記(2)で述べたように、本件3号機が、その建設以降も、最新の知見等を踏まえた検討・評価を行い、その結果、設計時よりも大きな地震動に対する耐震安全性の評価を行うことになった場合でも、引き続き耐震安全性を有していることを確認することができるのは、設計及び建設時において耐震安全上の余裕を十分確保するとともに、これを向上させるための対策を講じてきたからである。

以下では、債務者が、本件発電所の耐震安全上の余裕をどのように確保してきたかについて述べる。

(ア) 弾性設計による余裕

債務者は、上記のとおり、本件3号機の建設にあたっては、安全上重要な施設に発生する応力及び変形量が弾性範囲内(荷重が加わって損傷しないだけでなく、変形しても、荷重を除去した後は変形を残さずに元に戻る範囲)に収まるよう本件発電所を設計した(弾性設計)。すなわち、基準地震動S1を超える地震動が発生したとしても、施設に生じる応力が弾性範囲内であれば、変形を残さずに元の形に戻ることができるし、弾性限界を超え、荷重を除去しても元

の形に戻らない塑性領域に入ったとしても、破壊・破断が生じて要求される安全機能を失う（機能維持限界）までにはさらに余裕を有することになる（この余裕の存在は、建設時には基準地震動S2により評価・確認している。）。一般に、原子炉建屋の弾性限界と機能維持限界の間には概ね2倍以上の裕度があるとされている(乙46)など、適切に耐震設計の基準となる地震動を設定し、これに基づく弾性設計を行うことにより、自ずと大きな耐震安全上の余裕を有することになるのである。

(イ) 耐震設計の過程で生まれる余裕

- a 耐震設計を行う過程においても、耐震安全上の余裕が生まれる。評価値を算定する際には、計算結果が保守的となるよう計算条件を設定している。例えば、機器・配管系の耐震安全性評価では、機器・配管系を設置している各階床の揺れ（床応答波）を用いるが(上記イ(イ)b), 評価に用いる床応答波から応答スペクトル(設計用床応答スペクトル)を作成する際には、得られた床応答スペクトルをそのまま用いるわけではなく、周期軸方向に±10%拡幅することにより余裕を与えて設定する(図68, 乙62)。

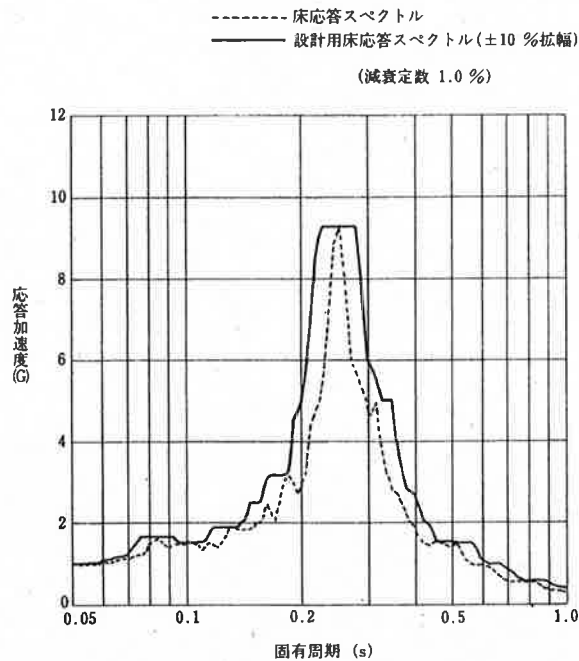


図 6 8 設計用床応答スペクトルの例

また、耐震設計における施設に係る応力を解析するにあたり、モデルに入力する施設の各位置に対する地震力について、地震応答解析において求められた動的地震力の最大値を静的地震力として用いる際には、大きな発生値が算定され、余裕が生じる。これは、実際の地震力は、時々刻々と変化する動的地震力であるのに対し、静的に用いることで構造物にほんの一瞬作用するだけの動的地震力の最大値が変化せず、一定の力で作用し続けると仮定するものであり、このような仮定は安全側の余裕を生じさせる。

b また、耐震設計を行う際、基準地震動等を用いて解析を行い、その解析において算定された評価値を基に設計を行うことになるが、その際、設計上の評価値とこの評価基準値とをぴたりと一致するように設計するのではなく（それ自体困難である。）、評価値

が評価基準値を下回るよう設計する。したがって、評価値と評価基準値との間には必ず差が生じることになる。この差も耐震安全上の余裕となる。例えば、上記表 1 1 によると、評価基準値と評価値との間の倍率が、蒸気発生器（管台）については約 1.5 倍、余熱除去ポンプ（ボルト）については約 8.4 倍、原子炉容器（管台）については約 1.5 倍、原子炉格納容器本体（胴部）については約 1.1 倍などとなっており、各設備の評価値が評価基準値に対して十分に余裕を有していることが確認できる。ちなみに、上記 a 及び下記 c のように、評価値や評価基準値も余裕を持って設定しているため、実際には表 1 1 の数値から読み取れる以上の余裕が存在することになる。

c 耐震設計時の判定の基準となる評価基準値も、機能維持限界値に対して十分余裕を持った値を設定することなどにより余裕を生じさせている。例えば、本件 3 号機の建物・構築物に係る耐震安全性評価において、鉄筋コンクリート造耐震壁の評価基準値は、原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1）に基づき、終局せん断ひずみ（ 4.0×10^{-3} ）に対して、2 倍の余裕を持たせて、より厳しい値となる 2.0×10^{-3} と設定している（上記イ（イ）a，乙 6 3）。

(ウ) 耐震設計以外の設計から生まれる余裕

原子力発電所は、地震動の影響のみではなく、自重、内圧及び熱荷重に加え、事故時の荷重に対する強度設計、放射線防護の観点から行われる遮へい設計、回転機器の振動防止対策等の様々な要素を考慮した上で、そのうちで最も厳しい条件を満足するように余裕を

もった設計を行っている(乙20(8-1-7頁, 8-11-1頁))。これらの設計, 製作及び施工の各段階において, 必要とされる強度を上回るよう材料の強度, 寸法等に余裕を持たせており, 出来上がったものは相応の実力を有している。

そして, 耐震設計において, 地震荷重に, 自重, 内圧及び熱荷重, さらには事故時の荷重を組み合わせ強度設計を行っており(乙20(8-1-7頁, 8-1-111~8-1-114頁)), これによっても耐震上の余裕が生まれる。

(エ) 耐震安全上の余裕

上記(ア)~(ウ)のとおり, 本件3号機においては, さまざまな要因から耐震安全上の余裕, すなわち, ①地震動によって現実に設備等に働く力と評価値との間の余裕(計算条件の余裕), ②評価値と評価基準値との間の余裕, ③評価基準値と機能維持限界値との間の余裕が生じている(図69)。

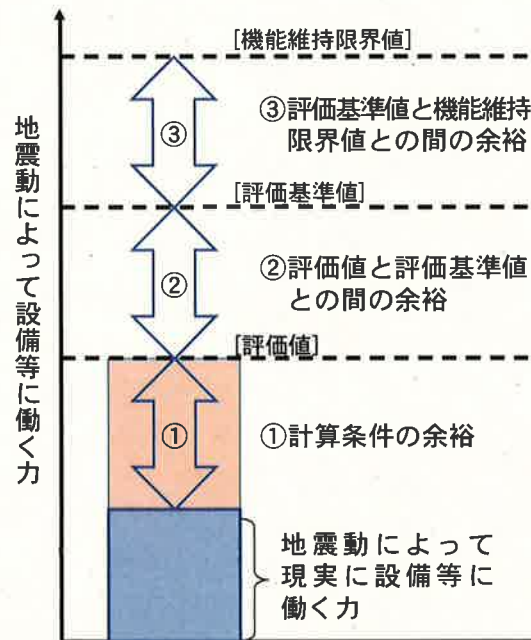


図 6 9 耐震設計上の様々な余裕

(オ) 耐震安全上の余裕に係る評価，実証試験等

原子力発電所が耐震安全上の余裕を有することは，次のとおり，評価，実証試験等によって実証されている。

- a 債務者は，福島第一原子力発電所事故の後，原子力安全・保安院の指示を受け，発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価，いわゆるストレステストを実施した（乙 1 4）。ストレステストでは，当時の基準地震動 S_s （最大加速度 5 7 0 ガル）に対するクリフエッジ（燃料が重大な損傷に至る状態等，事象が進展，急変し状況が大きく変わる境）を求め，本件 3 号機については，1.5 0 倍の裕度を有していることを確認した。

ちなみに，ストレステストの結果は，基準地震動 S_s に対する耐震安全上の余裕が一定程度存在していることを確認するとともに，相対的に耐震安全性が低い機器を抽出するという点で意義の

ある評価であり、原子力発電所の終局的な耐力を測る手段として扱うのは適切ではない。

- b 財団法人原子力発電技術機構（当時）による原子力発電施設耐震信頼性実証試験では、安全上重要な設備につき、実機に近い縮尺模型試験体を試験台に乗せ、地震動を模擬した振動を与えて実際に揺さぶることにより、設備の耐震安全性及び耐震裕度を確認するための試験等が行われた。そして、全ての試験対象施設について、地震時（後）における強度及び機能の維持が実証され、基準地震動 S 2（耐震設計審査指針に基づく基準地震動 S 2 に相当する実証試験用の地震動で、試験結果が厳しくなるよう設定したもの）を超える地震動に対しても十分な耐震安全性の余裕を有することが確認された。例えば、原子炉格納容器は、振動台の性能限界（試験体の重量、寸法により異なる）である 8 8 7 ガルまで加振しても損傷せず（乙 6 4（1 4，1 9 頁））、また、配管は、同約 1 9 0 0 ガルで加振した結果、5 回目の加振でようやく機能喪失に至った。PWR に関する主な試験の結果をに示す。（乙 6 4，乙 6 5）

表 1 3 PWR の設備に係る試験入力波の最大加速度

試験対象	強度実証試験 ^{注2}	限界加振試験 ^{注2}
原子炉格納容器（鋼製） [①1/3.7 ②350 t ③約3800 t] ^{注1}	591ガル	887ガル [1.5倍] ^{注3}
炉内構造物 [①1/1 ②555 t ③約500 t] ^{注1}	729ガル	1094ガル [1.5倍] ^{注3}
一次冷却設備 [①1/2.5 ②525 t ③約1000 t] ^{注1}	1433ガル	2866ガル [2.0倍] ^{注3}
原子炉容器 [①1/1.5 ②700 t ③約850 t] ^{注1}	714ガル	961ガル [1.3倍] ^{注3}
非常用ディーゼル発電機システム ※クランク軸など複数の部分試験	1360ガル	1770ガル [1.3倍] ^{注3}
電算機システム [①1/1 ②81 t ③約300 t] ^{注1}	526ガル	2262ガル [4.3倍] ^{注3}
原子炉停止時冷却系 [①1/1 ②294 t ③約300 t] ^{注1}	1800ガル	2700ガル [1.5倍] ^{注3}
主蒸気系 [①1/2.5 ②190 t ③約200 t] ^{注1}	1940ガル	4850ガル [2.5倍] ^{注3}
原子炉格納容器（プレストレスコンクリート製） [①1/10 ②757 t ③約27000 t] ^{注1}	557ガル	3398ガル [6.1倍] ^{注3} ※機能喪失
制振サポート支持重機器 [①1/2.5 ②550 t ③約600 t] ^{注1}	1824ガル	5290ガル [2.9倍] ^{注3}
配管（一般化モデル） [①1/1 ②200 t ③-] ^{注1}	—	1900ガル ※加振5回目で 機能喪失

注1 []内は、①縮尺、②試験体重量（支持構造物の重量含み）、③実機重量を示す。

注2 記載値は縮尺比や付加質量等に基づく相似則により試算した、実機相当の最大加速度を示す（一般化モデルとした配管のみ実際の試験体入力波）。

・強度実証試験：基準地震動S2 応答波最大加速度

・限界加振試験：振動台性能限界時または試験体機能喪失時における最大加速度

注3 []内は、強度実証試験における基準地震動S2 応答波に対する比率を示す。

- c 2007年新潟県中越沖地震の際には、東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所に基準地震動S2（当時、同発電所で設定していたもの）の約1.2倍～3.8倍の地震動がもたらされたと推計されたが、同発電所の基本的な安全機能（原子炉を「止める」、炉心を「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」）は維持されていた（乙25）。また、IAEAの調査報告書でも、大きな損害が生じなかった要因として「設計プロセスの様々な段階で設計余裕が加えられていることに起因している」と評価された（乙66）。
- d 原子力発電所では、一般建物に要求される静的地震力の3倍の静的地震力を用いてSクラスの施設の耐震設計を行っている（上記イ(ア) b）。そして、こうした静的地震力を用いた耐震設計によっても耐震安全上の余裕が生じる。このことは、一般建物に関する地震被害調査結果を見るとわかる。例えば、1995年兵庫県南部地震後の鉄筋コンクリート造建物に対する全数被害調査結果によれば、原子炉建屋と同じ壁式鉄筋コンクリート造建物に関しては被害率4.5%に過ぎず、その被害も大半が軽微なものであり、大破・中破の被害の原因はほとんどが地盤の変状によるものであった（乙67（516頁））。このように、一般建物であっても、静的地震力で耐震設計を行うことにより、高い耐震安全上の余裕を有しているのであり、その3倍の静的地震力を耐震設計に用いている原子力発電所は、相応の耐震安全上の余裕が生じる。

3 津波に係る安全性

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し難いが、海水面に対して十分余裕のある敷地高さ

を確保して建設し、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、これら最新の知見、調査等の結果を前提としても、本件3号機が津波に係る安全性を有していることを確認するなどしている。

以下では、津波が発生する仕組みについて説明した上で、建設時、平成18年9月の耐震設計審査指針の改訂後、2011年東北地方太平洋沖地震後に分け、債務者が本件3号機において津波に係る安全性を確保してきたことについて述べる。

(1) 津波が発生する仕組み

津波とは、地震発生時の海域活断層のずれ、海底地すべりの発生に伴う海底地形の変形、陸上地すべり及び火山活動による山体崩壊に伴う海中への土砂流入等の要因（波源）によって、海面が変動して波が発生し、その波が沖合いを伝播して海岸へ押し寄せる現象である。

地震による津波については、主に、プレート間地震及び海域で発生する内陸地殻内地震により海底面に地殻変動（隆起及び沈降）が生じることがあり、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（図70）。

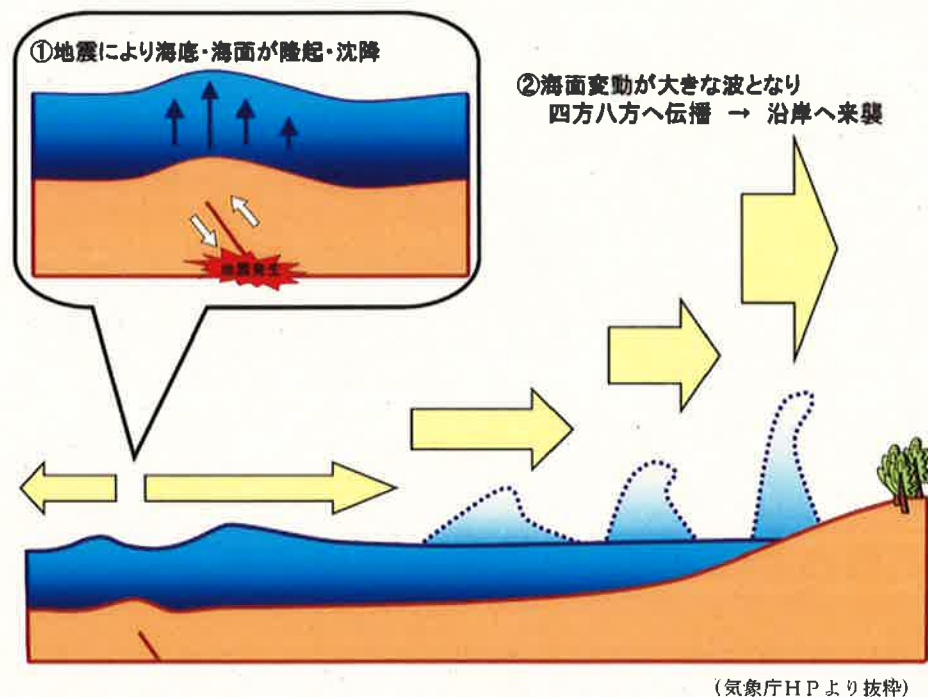


図 7 0 津波発生の仕組み

海岸へ押し寄せる波の態様は、波源の種類・位置・規模、津波の伝播経路にあたる海域の海底地形、海岸線の地形等の影響を受ける。そのため、津波の評価にあたっては、波源の種類・位置・規模や海岸線の地形等、地域によって異なる諸条件を十分に考慮することが重要となる。

(以上、乙15(14～16頁)，乙16(20頁))

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されており、また、プレート間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。

(2) 本件発電所の建設時における津波に係る安全性の確保

債務者は、本件発電所の建設にあたり、本件発電所周辺において過去に発生した津波について、郷土史、古文書等の文献調査を行ったが、本件発電所の敷地に影響を与えるような津波の記録は認められなかった。

そして、本件発電所の敷地が瀬戸内海沿岸に立地していることを踏まえると、本件発電所の敷地において将来における大規模な津波の被害は想定されなかったが、本件発電所の敷地高さをT. P.⁹³+10mとし、海水面に対して十分余裕のある高さを確保した。(乙17(6-3-2頁), 乙18(8-1-14頁), 乙20(8-1-17頁))

(3) 平成18年9月の耐震設計審査指針の改訂を踏まえた津波に係る安全性の確認

平成18年9月に改訂された耐震設計審査指針は、地震随件事象に対する考慮として津波に係る安全性の確認を求めており、債務者は、同改訂を踏まえた耐震安全性の確認を行うとともに、津波に係る安全性の評価を行った(耐震安全性の確認については上記第7の2(2)ウ(ウ)参照)。

まず、南海トラフ沿いのプレート間地震に伴う津波及び敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波を想定し、数値シミュレーション⁹⁴により本件発電所への影響を評価した(なお、敷地前面海域の断層群は、地震に伴って大きな津波を生じる可能性の低い横ずれ断層であるが、敷地と断層との距離等も勘案し、縦ずれとなるすべり成分を加味した津波を想定し、検討を行った。)

数値シミュレーションの結果、敷地前面海域の断層群の地震に伴う津波の影響が最も大きく、最高水位は本件発電所の敷地高さを下回り(すなわち、押し波による水位上昇時も本件発電所敷地が浸水することがない。)、最低水位は海水の取水可能水位を上回る(すなわち、引き波に

⁹³ 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。

⁹⁴ 津波の数値シミュレーションとは、実際の海底と海岸の地形を再現したモデルを作成し、津波の発生源となる領域に波源モデルを設定した上で、地盤の隆起・沈降(海面の押し上げ・引き下げ)を発生させ、波の伝播計算を行うことにより、敷地における津波の高さ等を得る手法である。

よる水位低下時も海水の取水は可能である。)ことから、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。

(4) 2011年東北地方太平洋沖地震発生後の状況を踏まえた本件発電所の津波に係る安全性の確認

福島第一原子力発電所事故が2011年東北地方太平洋沖地震による津波を直接的原因としたものであったことを踏まえ、債務者は、仮に本件発電所の敷地高さを超えるような津波が発生することも想定し、これに対する念のための対策として、建物入口扉への防水シール加工、止水板等の設置などの浸水対策を実施した。また、津波によって海水ポンプが使用できなくなった場合に備えて水中ポンプを配備するなどの対策を行い、その後もより信頼性の高い対策（水密扉等の浸水防止対策等）を追加して実施するなど、津波に係る安全性の向上に取り組んできた。(乙12(4頁))

さらに、新規制基準では、発電所の供用中に極めて稀であるが発生する可能性のある津波として「基準津波」を策定すること、また、津波の起因事象として、地震だけでなく、地すべり、火山現象（噴火、山体崩壊等）等を考慮することとされた。また、津波対策として、安全上重要な機器の設置高さが基準津波による溯上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設を設置すること、必要に応じ水密扉、開口部・貫通部の止水設備等による浸水防止対策を講じることなどを定めている。(乙68(12頁及び133頁以下))

債務者は、新規制基準を踏まえた耐津波安全性の評価を行うこととし、基準津波を策定するとともに、安全上重要な機器について、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないことの確認を行ってきた。

以下では、本件3号機が、新規制基準を踏まえても津波に係る安全性を確保していることについて述べる。

ア 基準津波の策定

債務者は、津波の評価において、文献調査並びに敷地及び敷地周辺の津波堆積物に関する調査により抽出した、過去に本件発電所の敷地に影響を及ぼしたと考えられる既往津波を考慮した上で、敷地に影響を及ぼすと考えられる、海域の活断層による地震及びプレート間地震に伴う津波並びに火山現象、地すべり等の地震以外の事象に起因する津波の選定を行い、数値シミュレーションによる津波水位の算定を行った。また、これらの津波発生要因の組み合わせ（重畳）についても、本件発電所への影響等を検討し、数値シミュレーションによる評価を行った。

そして、評価結果のうち、本件発電所へ最も大きな影響を与える津波を基準津波として策定することとした（図71）。

なお、以下において評価結果として記載している水位変動の値は、水位上昇側は朔望平均満潮位（T.P. + 1.62m）を、水位下降側は朔望平均干潮位（T.P. - 1.69m）を考慮した値を示している⁹⁵。

⁹⁵ 朔望平均満潮位、朔望平均干潮位とは、新月（朔）及び満月（望）の日から前2日、後4日の期間に観測された各月の最高満潮面又は最低干潮面を、それぞれ1年以上にわたって平均した海面の高さのことである。

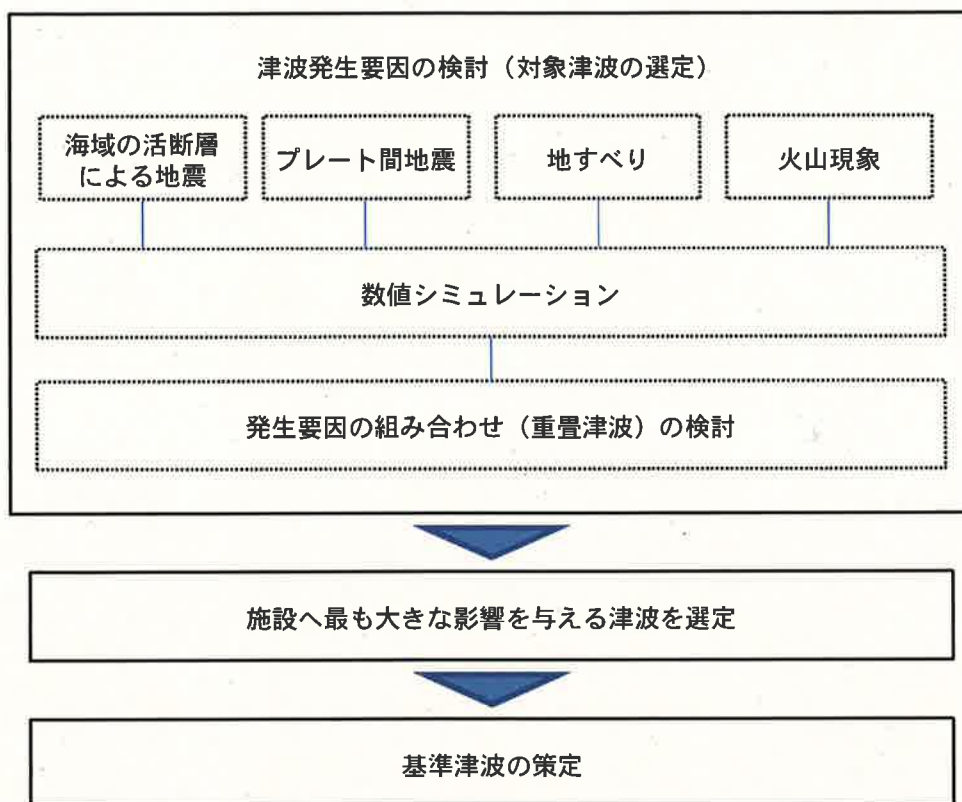


図 7 1 基準津波の策定の流れ

(ア) 既往津波に関する調査

債務者は、本件発電所の敷地に影響を及ぼしたと考えられる既往津波に関し、文献調査及び津波堆積物に関する調査を行ったが、本件発電所の敷地周辺において、瀬戸内海地域を震源とする地震による津波についての被害記録は確認できず、津波堆積物の報告事例もない。太平洋側の南海トラフ沿いのプレート間地震に伴う津波は、その影響が小さいことを確認した（乙 1 1（6-7-1～6-7-5 頁））。

(イ) 津波発生要因の検討（対象津波の選定）と津波評価

上記の調査結果等を踏まえ、津波発生要因ごとの検討を行い、数値シミュレーションによる評価の対象とする津波（対象津波）の選

定を行った。そして、対象津波について、不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施し、本件発電所への影響を評価した。

a 海域の活断層による地震に伴う津波の検討

敷地に最も近い海域の活断層は、敷地前面海域の断層群であり、横ずれの断層である。横ずれ断層は、地震に伴って大きな津波が生じる可能性は低いですが、仮に縦ずれとなるすべり成分を加味して津波を想定した場合には、敷地との距離から見て当該断層群に想定される地震による津波が本件発電所に影響を及ぼす可能性が高いと考えられる。そこで、海域の活断層については当該断層群の地震による津波を対象津波として選定することとした。そして、敷地前面海域の断層群（長さ54 km）は、中央構造線断層帯を構成する活断層であることから、地震動評価と同様、中央構造線断層帯及び別府－万年山断層帯の連動を最大限考慮する（長さ480 km）こととした上で、津波評価に影響する伊予灘から別府湾にかけての海域を横断する、伊予セグメント、敷地前面海域の断層群及び別府－万年山断層帯の3区間（全長約130 km）での連動を考慮した。

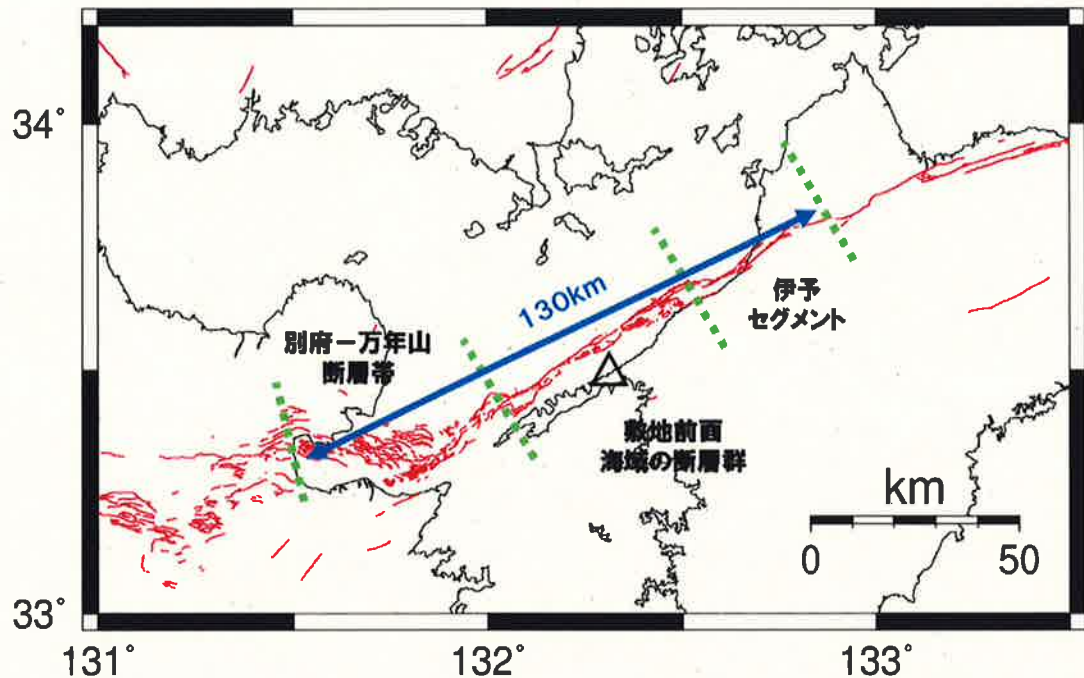


図7 2 敷地前面海域の断層群による地震に伴う
津波の評価において連動を考慮した区間

数値シミュレーションの実施にあたっては、不確かさを考慮し、断層傾斜角、すべり角、すべり量等、計算に必要なデータをそれぞれ複数設定し、さまざまな組み合わせを検討した。その結果、水位上昇は最大でT. P. + 7. 5 6 m（評価地点：本件3号機敷地前面）であり、水位下降はT. P. - 4. 0 8 m（評価地点：本件3号機海水取水口）であった。

（以上、乙11（6-7-12～6-7-16頁，6-7-38～6-7-39頁，6-7-66頁））

b 地すべりに伴う津波の検討

敷地周辺の陸域に点在している地すべりの痕跡は、その多くの形成時期が非常に古いものであり、現在は安定した状態を維持し

ている。したがって、陸域の地すべりによって本件発電所に影響を与えるような津波が生じる可能性は低いが、津波に対する備えに万全を期する観点から、仮に沿岸部の自然斜面で地すべりが発生して岩屑流（地すべり土塊）が海面に突入することで生じる津波の影響を検討することとした。検討の対象とする地すべり地点の選定にあたっては、国立研究開発法人防災科学技術研究所の地すべり地形分布図、空中写真を用いた地形判読によって地すべり地形を抽出し、地表踏査等によって地すべりの認定、地すべり範囲の確認を行った。認定した地すべり地について、その規模、敷地までの距離等を勘案し、計5地点の地すべりに伴う津波を対象津波として選定した（図7-3）。

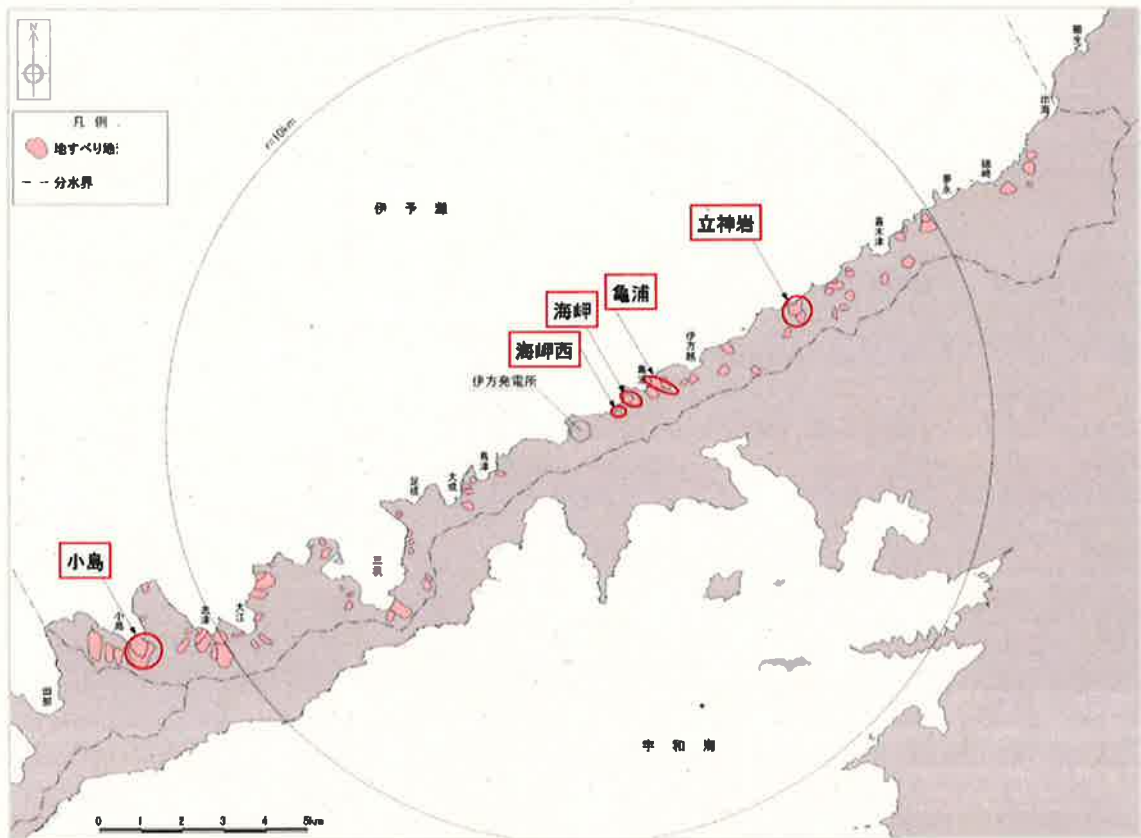


図 7 3 地すべり津波の評価対象とした 5 地点

数値シミュレーションの結果、水位上昇は最大で T. P. + 6. 3 5 m (評価地点：本件 3 号機敷地前面) であり、水位下降は最大で T. P. - 3. 3 6 m (評価地点：本件 3 号機海水取水口) であった。

(以上、乙 1 1 (6-7-21~23 頁, 6-7-43 頁))

c その他要因に伴う津波の検討

プレート間地震に伴う津波として、南海トラフの巨大地震対策にあたり最大クラスの地震を想定した内閣府の「南海トラフの巨大地震モデル検討会」の「南海トラフの巨大地震に伴う津波」を、火山現象に伴う津波として、別府湾沿岸に位置する鶴見岳の山体

崩壊による津波をそれぞれ検討・評価したが、いずれの津波も、敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波及び陸上での地すべりに伴う津波に比べ、影響が小さいことを確認した（乙11（6-7-11～12頁，6-7-16～19頁，6-7-35頁，6-7-42頁））。

(ウ) 重畳津波の検討

上記の津波発生要因は、相互の関連性が低いことから、基本的にはこれらの組み合わせを考慮する必要はないと考えられる（例えば、南海トラフの巨大地震に伴う津波と敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波については、これらの震源域が互いに遠く離れていることなどから関連性は低い。）。

しかしながら、敷地前面海域の断層群の地震によって上記で評価対象とした地すべりより小規模な地すべり又は斜面崩壊が発生する可能性は否定できないことなどから、津波に対する備えに万全を期し、さらなる安全性向上を図る観点から、敷地前面海域の断層群による地震に伴う津波と地すべりに伴う津波（地震に伴う小規模な地すべり又は斜面崩壊はこれに包含される。）をあえて重畳させ、数値シミュレーションによる評価を行った。

数値シミュレーションの実施にあたっては、地震発生後、地すべりが発生するタイミングを調整するなどの不確かさを考慮し、十分に安全側の結果が得られるよう複数の検討ケースで評価を行った。数値シミュレーションの結果、水位上昇は最大でT.P. + 8.12 m（評価地点：本件3号機敷地前面）であり、水位下降は最大でT.P. - 4.60 m（評価地点：本件3号機海水取水口）であった。

(以上, 乙11 (6-7-23~6-7-25頁, 6-7-44~6-7-45頁), 乙13 (37~38頁))

(エ) 基準津波の策定方針

以上の数値シミュレーションによる評価を踏まえ, 本件3号機に最も大きな影響を与える津波を基準津波として策定することとした(乙11 (6-7-25~6-7-27頁, 6-7-46~6-7-47頁, 6-7-49頁))。

表14 基準津波による水位変動の例

	検討ケース	評価地点	水位
水位上昇側	重畳津波	本件3号機 敷地前面	T.P. + 8.12 m [-0.36 m] (注)
水位下降側	重畳津波	本件3号機 海水取水口	T.P. - 4.60 m [+0.34 m] (注)

(注) 水位の欄の [] は, 地殻変動量 (+が隆起, -が沈降)

イ 基準津波による影響の評価

債務者は, 以下で述べるとおり, 基準津波による水位変動について, 最も大きな水位上昇時においても本件発電所の敷地高さを十分に下回っていること, 最も大きな水位低下時においても海水ポンプの取水可能な最低水位を上回っていること(海水の取水が維持できること)など, 基準津波が本件3号機の安全性に影響を及ぼすものではないことを確認した。

(ア) 津波による水位上昇に対する安全性

本件3号機の安全上重要な設備を内包する建屋を設置する敷地の高さT.P.+10mに対し、津波による最高水位は朔望平均満潮位を考慮してもT.P.+8.12mである。敷地高さは、地殻変動による沈降量(約0.3~0.4m)及び高潮等のさらなる潮位の不確かさ(約0.5m)を考慮しても、津波による最高水位を上回っていることから、津波による溯上波が地上部から敷地に到達及び流入することはない。また、取水路、放水路等の経路についても、必要に応じて浸水対策を講じており、地上部以外から津波が流入することもない。(乙11(8-1-189~8-1-194頁, 8-1-196~8-1-197頁), 乙13(44~45頁))

さらに、債務者は、安全上重要な機器を内包する建屋及び区画(原子炉格納容器, 原子炉建屋, 原子炉補助建屋, 海水ポンプエリア等)を浸水防護重点化範囲として設定し、上記の福島第一原子力発電所事故を踏まえた浸水対策などにより、当該範囲を津波の影響等から隔離している。すなわち、浸水防護重点化範囲の境界において、津波による浸水の可能性のある経路及び浸入口を特定し、扉を水密扉とするほか、貫通部の隙間部に仕切板を取り付けるなどの浸水対策をT.P.+14.2mまで講じており、万が一、敷地に津波が浸入する事態が生じたとしても、安全性に影響がないようにしている。

(乙11(8-1-197~8-1-201頁), 乙13(45~49頁))

(イ)津波による水位低下に対する安全性

海水の取水が維持できることについては、海水ポンプの吸込口が位置する海水ピットポンプ室の水位で判断する。海水ピットポンプ

室の水位低下の最も厳しいケースは、朔望平均干潮位を考慮しても T. P. - 3. 26 m であり、地殻変動による隆起量 (約 0.3 m) 及びさらなる潮位の不確かさ (約 0.2 m) を考慮した場合でも海水ポンプの取水機能を保持するために必要な最低水位 T. P. - 4. 10 m を上回っており、海水ポンプの取水機能を維持することができる。

ちなみに、債務者は、海水ピットポンプ室における取水機能を確保するための対策として、海水ピット内に開閉式のゲート (フラップゲート) を有する海水ピット堰を設置し (図 7.4 及び図 7.5 参照)、基準津波により海水ピットポンプ室の水位が最も低下する時間においても海水ポンプの継続運転が可能となるよう対策を講じている

(上記の水位は、この海水ピット堰を考慮に入れた上で算定した数値である。)。海水ピット堰のフラップゲートは、堰内外の水圧差で作動する設計としており、通常運転時及び押し津波到来時には「開」となっているが、引き津波に転じて潮位 (海水ピット堰外の水位) が海水ピット堰内の水位より低下すると「閉」となる。これにより海水ポンプの取水に必要な海水ピット堰内の水位を維持することができる (図 7.6 及び図 7.7 参照)。

(以上、乙 1.1 (8-1-201~8-1-203 頁), 乙 1.3 (49~50 頁), 乙 4.5 (8 頁))

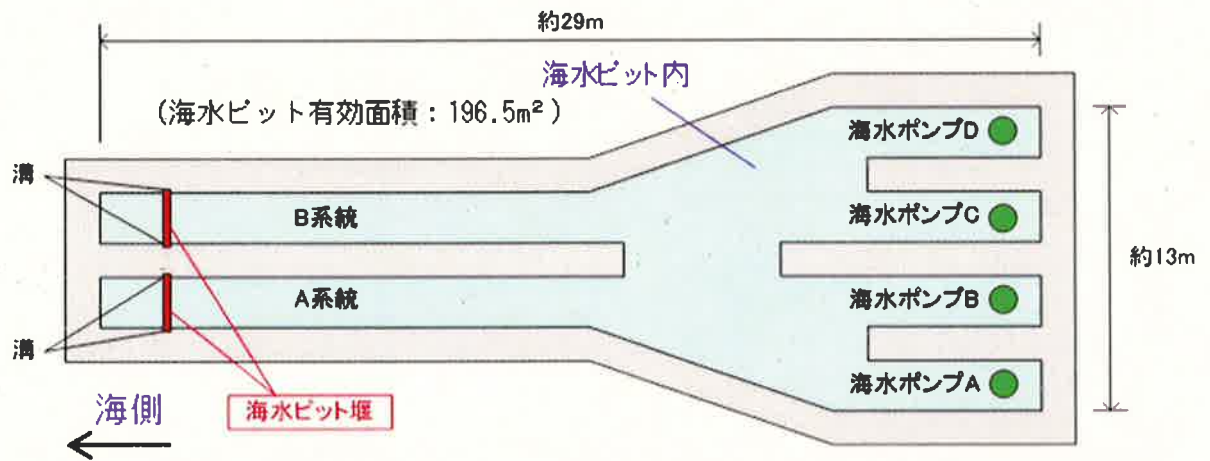


図 7 4 海水ピット平面図及び海水ピット堰の設置場所



図 7 5 海水ピット堰の外観及び仕様

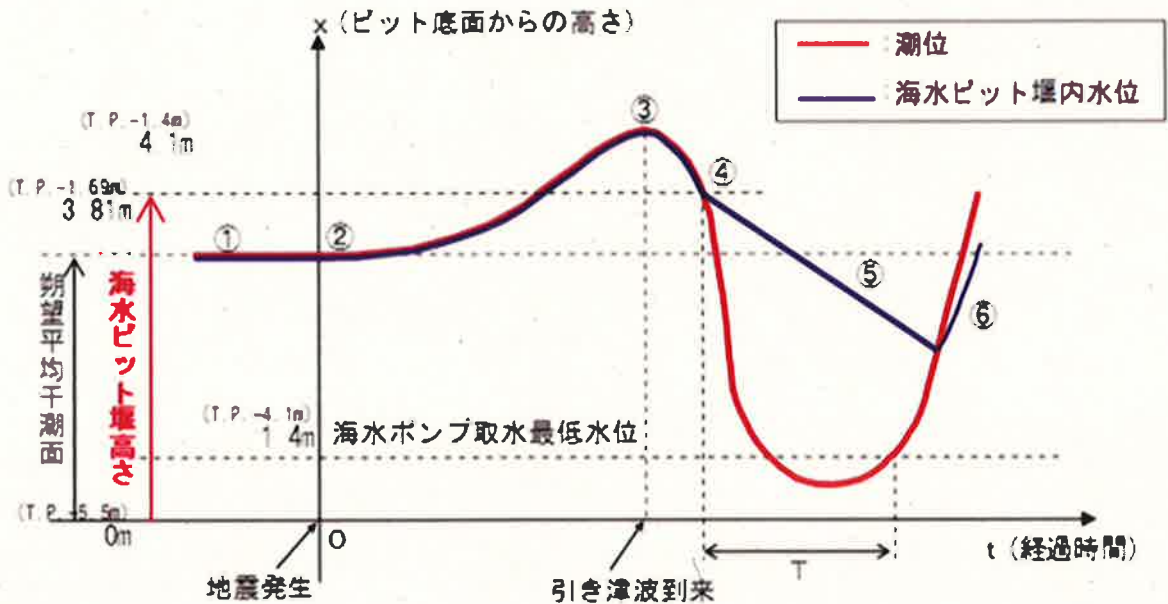


図 7.6 海水ピット堰内の水位変動イメージ (1)

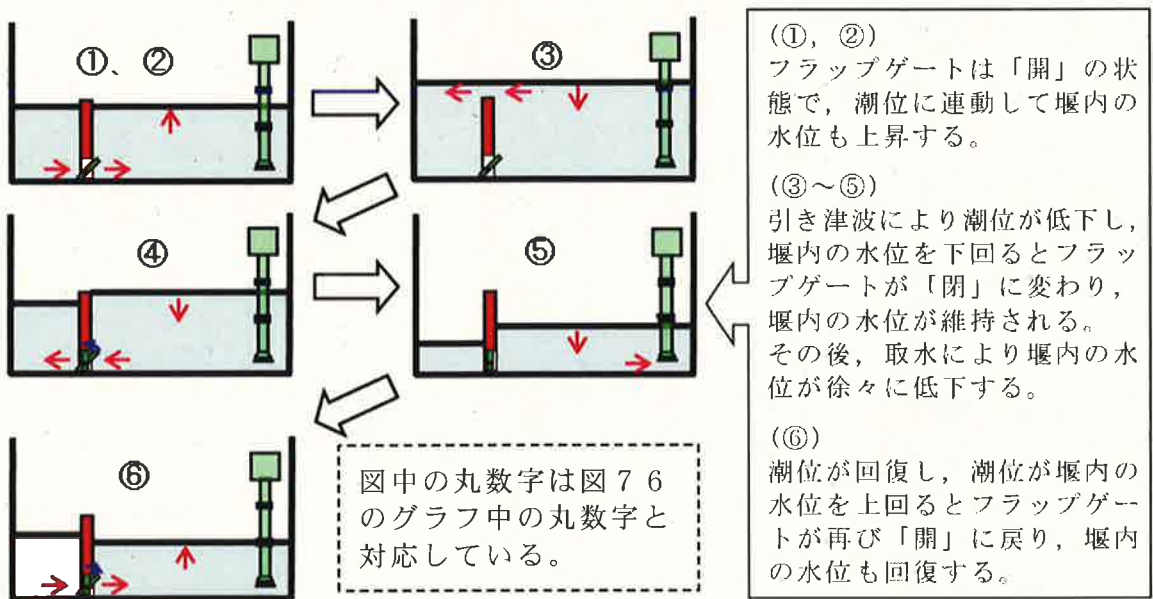


図 7.7 海水ピット堰内の水位変動イメージ (2)

4 小括

以上のように、地盤、地震、津波等の自然的立地条件に係る安全性の確

保においては、詳細な調査を実施し、立地地点の地域的な特性を踏まえながら、地震動評価等を適切に行うことが基礎となる。その上で、安全性を確保するために重要な役割を果たす安全上重要な設備の全てについて、想定される地震動等に対して機能が損なわれないように設計することにより、安全上重要な設備の共通要因故障が防止され、本件発電所の自然的立地条件に係る安全性を確保することができるのである。

第8 平常運転時の被ばく低減対策について

原子力発電所においては、何らの異常がなくとも、その平常運転に伴い、気体状、液体状及び固体状の放射性物質が発生する。そして、このうち気体状及び液体状の放射性物質については、極めて微量ではあるが、外部環境に放出せざるを得ない。こうした平常運転時に放出される放射性物質によって、周辺公衆の生命及び身体が害されること（放射性物質の危険性が顕在化すること）があってはならないことから、債務者は、本件発電所周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについて、ALARA (As Low As Reasonably Achievableの略で、ICRP(国際放射線防護委員会)が示した「すべての被ばくは社会的、経済的要因を考慮に入れながら合理的に達成可能な限り低く抑えるべきである」という放射線防護の基本思想)の考え方に則り、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可能な限り低減するための対策を以下のとおり講じている。

1 平常運転時の放射性物質放出抑制対策

(1) 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）

債務者は、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、まず、ペレットを強固に焼き固めたセラミックとすることで、ガス状あるいは揮発性を有するものも含めて内部に保持することが可能であり、核分裂によって生じた大部分の核分裂生成物を飛散させずにペレット内に閉じ込めている。また、耐食性に優れたジルコニウム基合金製の燃料被覆管内にペレットを密封し、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ている。

この点に関して、債務者は、平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・確認している。また、実際の運転にあたっては、保安規定に従い、定期検査時に燃料の健全性に異常がないことを確認している。

(以上、乙11(8-1-10~8-1-11頁, 8-3-4~8-3-21頁))

イ 一次冷却材の水質管理等(放射化生成物の発生抑制)

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、債務者は、本件3号機について、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い、一次冷却材中に放射化生成物が現れることを抑制している。

(以上、乙11(8-5-2頁, 8-5-131頁, 8-5-133

頁， 8 - 5 - 1 3 5 頁， 8 - 5 - 1 4 1 頁))

ウ 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保

上記ア及びイの対策により，一次冷却材中に放射性物質が現れることが抑制されるものの，それでもなお現れる放射性物質を原子炉（原子炉冷却材圧力バウンダリ）の内部に閉じ込めている。そして，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することで，原子炉（原子炉冷却材圧力バウンダリ）の健全性を確保している。（乙 1 1（8 - 5 - 1 ~ 8 - 5 - 2 頁及び 8 - 5 - 1 2 頁），乙 1 3（1 1 1 頁），乙 4 5（2 0 ~ 2 1 頁））

(2) 放射性廃棄物処理設備による処理・管理

債務者は，平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，液体又は固体）に応じ，放射性廃棄物処理設備において，貯留，放射能の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（この放出量を適切に管理していることは，後述のとおり。）。（乙 1 1（8 - 7 - 1 頁））

放射性気体廃棄物は，化学体積制御設備によって一次冷却材中の核分裂生成ガスを分離・抽出した場合や，一次冷却材を一時的に貯留するタンク等に封入されている窒素ガス（この窒素ガス中には，一次冷却材から揮発するなどした気体状の放射性物質が含まれている。）が余剰となった場合等に発生する。これらの放射性気体廃棄物については，しばらくの間，ガス減衰タンク等に貯留して放射能を減衰させる（例えば放射性物質であるキセノン 1 3 3 を 3 0 日間貯留すれば，放射能は約 1 0 分の 1 以下に減衰する）などした上で，放射性物質の濃度を監視しながら

原子炉補助建屋排気筒から大気中に放出している。（以上、乙11（8-7-2～8-7-5頁，9-4-1～9-4-16頁））

放射性液体廃棄物としては、ホウ素濃度の調整のために抽出した一次冷却材，発電所従事者の衣類等の洗濯排水等がある。これらの放射性液体廃棄物については、蒸発装置，脱塩塔（イオン交換樹脂と放射性液体廃棄物を接触させることで樹脂内に放射性物質を取り込ませる装置）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。（以上，乙11（8-7-6～8-7-13頁，9-4-1～9-4-2頁，9-4-17～9-4-20頁））

放射性固体廃棄物としては，上記の放射性液体廃棄物を処理する過程で発生する蒸発装置の濃縮廃液，脱塩塔のイオン交換樹脂の他，機器の点検や修理の際に一次冷却材に触れるなどして放射性物質が付着した布，紙等の雑固体等がある。債務者は，これらの放射性固体廃棄物について，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。（以上，乙11（8-7-14～8-7-18頁，9-4-1～9-4-2頁，9-4-21～9-4-23頁））

2 本件発電所における放射性物質の放出管理

(1) 本件発電所における放出管理目標値及び線量評価

原子力発電所の平常運転に伴って周辺的一般公衆が受ける放射線量については，実用炉規則⁹⁶及び許容線量告示⁹⁷により線量限度値（年間の実

⁹⁶ 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）

効線量⁹⁸1 mSv) が定められている。また、線量目標値指針⁹⁹においては、ALARAの考え方を踏まえ、より一層厳しい努力目標として線量目標値(年間の実効線量0.05 mSv)が定められている(乙70)。

このうち、線量限度値は、ICRPが1985年パリ会議において、一般公衆に対する線量限度を1 mSv/年とする声明を出したことを踏まえて定められたものである。ICRPはこの声明を出す前提として「しきい値」(これ以下の被ばく線量では放射線障害が生じないという線量のこと)が存在する可能性を認めながらも、保守的に「しきい値」が存在しないものとして、いかに低い線量でも障害が発生するかもしれない、換言すれば、低線量被ばくと障害発生との間に直線関係が成り立つかもしれないという慎重な仮定の上に、長年にわたる放射性物質の使用経験や人間その他の生物の放射線障害に関する知見に照らして、身体的障害及び遺伝的障害の発生する確率が無視し得る程に小さい線量を社会的に容認できる被ばく線量限度として示したものである。(乙70)

債務者は、これらの線量限度値及び線量目標値を踏まえ、本件発電所においては、環境への放射性物質の放出量(本件1～3号機の合計)に関して、表15のとおり、放射性気体廃棄物及びトリチウム以外の放射性液体廃棄物については放出管理目標値を、放射性液体廃棄物中のトリチウムについては放出管理の基準値をそれぞれ保安規定に定めるとともに、それらを下回るよう放出量等を管理することとしている(乙69(6-3～6-4頁))。

⁹⁷ 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成27年原子力規制委員会告示第8号)

⁹⁸ 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、これを示す単位としてSv(シーベルト)が用いられる。

⁹⁹ 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)

表 1 5 放射性物質の放出管理目標値及び放出管理の基準値

(放射性廃棄物中の放射性物質の放出管理目標値)

項 目	放出管理目標値 (本件 1 ~ 3 号機の合計)
放射性気体廃棄物	
希 ガ ス	$1.5 \times 10^{15} \text{ Bq} / \text{年}$
ヨウ素 1 3 1	$8.1 \times 10^{10} \text{ Bq} / \text{年}$
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$1.1 \times 10^{11} \text{ Bq} / \text{年}$

(放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出管理の基準値)

項 目	放出管理の基準値 (本件 1 ~ 3 号機の合計)
ト リ チ ウ ム	$1.2 \times 10^{14} \text{ Bq} / \text{年}$

これらの放出管理目標値及び放出管理の基準値を前提に、線量目標値指針等に基づき算定した本件発電所における線量評価値は、年間の実効線量で 0.011 mSv であり、法令上の規制値である線量限度値 (年間の実効線量 1 mSv) はもとより、努力目標である線量目標値 (年間の実効線量 0.05 mSv) をも大きく下回る (乙 1 1 (9 - 5 - 2 7 頁)) 。

(2) 本件発電所における放射性物質の放出量等の実績

本件発電所における放射性物質の年間放出量の実績 (本件発電所の運転実績がある直近 1 0 年 (平成 1 4 ~ 2 3 年度) の実績) は図 7 8 ~ 図 8 1 のとおりであり、これらは、いずれも保安規定で定められた放出管理目標値及び放出管理の基準値を下回っている。

そして、この実績を踏まえて算定される周辺的一般公衆の受ける線量評価値は、放出管理目標値及び放出管理の基準値を前提に算定した上記線量評価値（年間の実効線量 0.011 mSv ）をさらに下回り、年間の実効線量（平成23年度実績）で 0.001 mSv 未満に抑えられている（この線量評価値は、気体状の放射性物質（放射性ヨウ素）の摂取に伴う内部被ばく及び液体廃棄物中に含まれる放射性物質を取り込んだ海産物を摂取することに伴う内部被ばくによる線量を適切に考慮し、算定したものである。）。

以上に述べた線量評価値と線量限度値及び線量目標値を比較したものが表16であり、本件発電所の平常運転時における放射性物質の放出が極めて低いレベルに保たれていることが分かる。

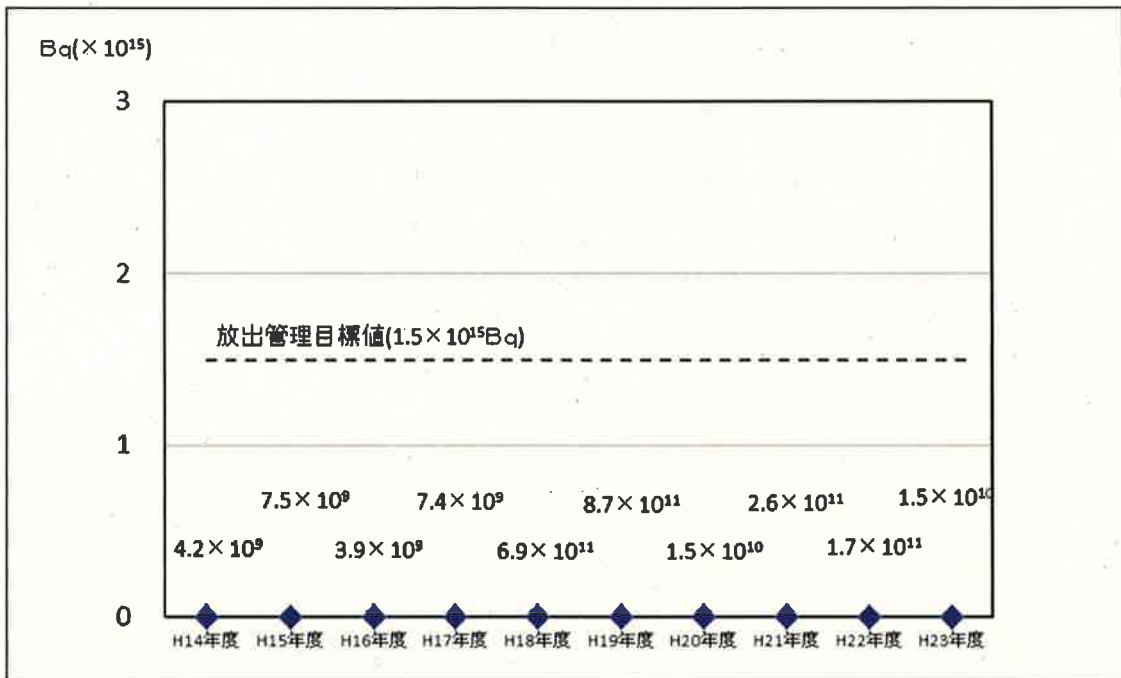


図 7 8 放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出量

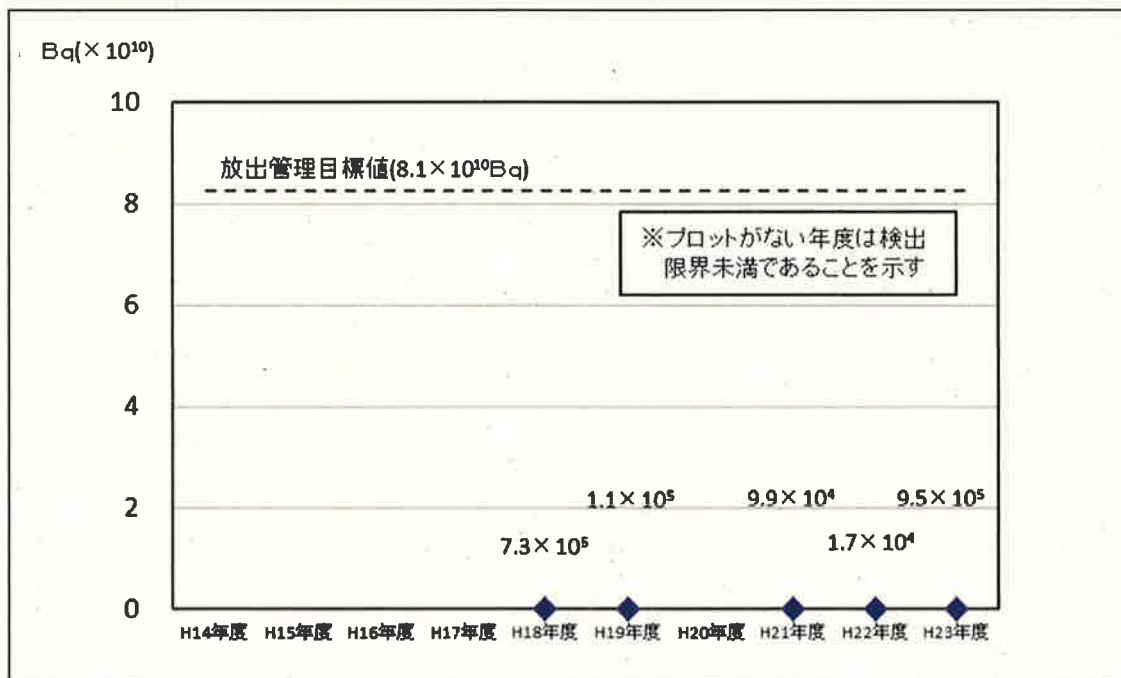


図 7 9 放射性気体廃棄物中の放射性ヨウ素の放出量

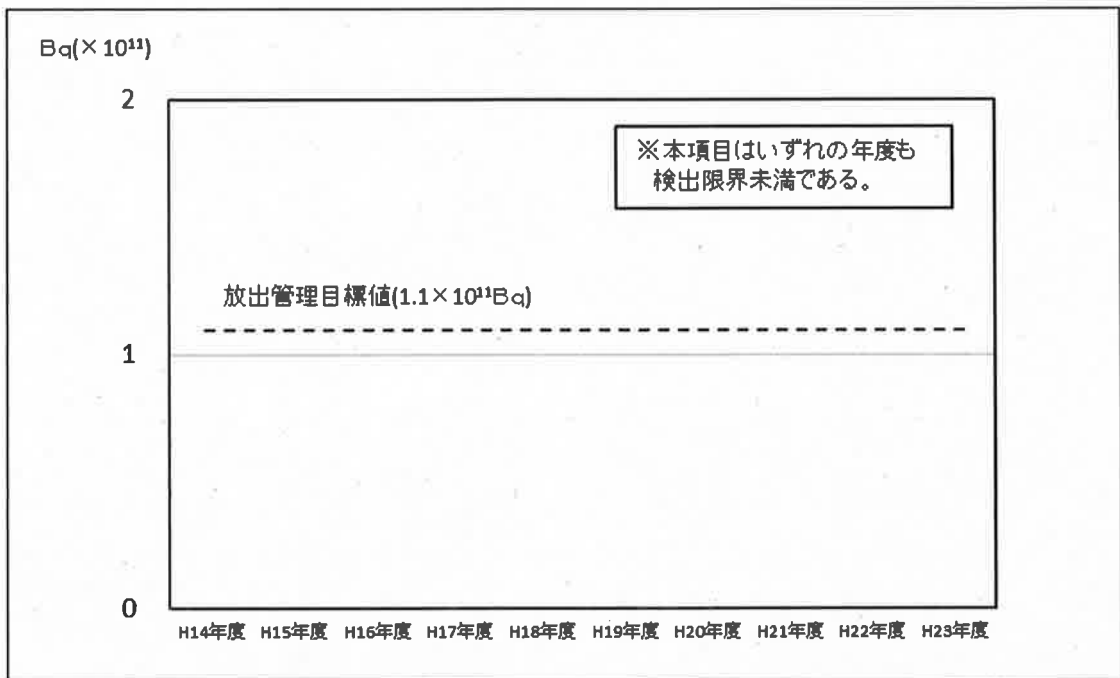


図 8 0 放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウム除く）の放出量

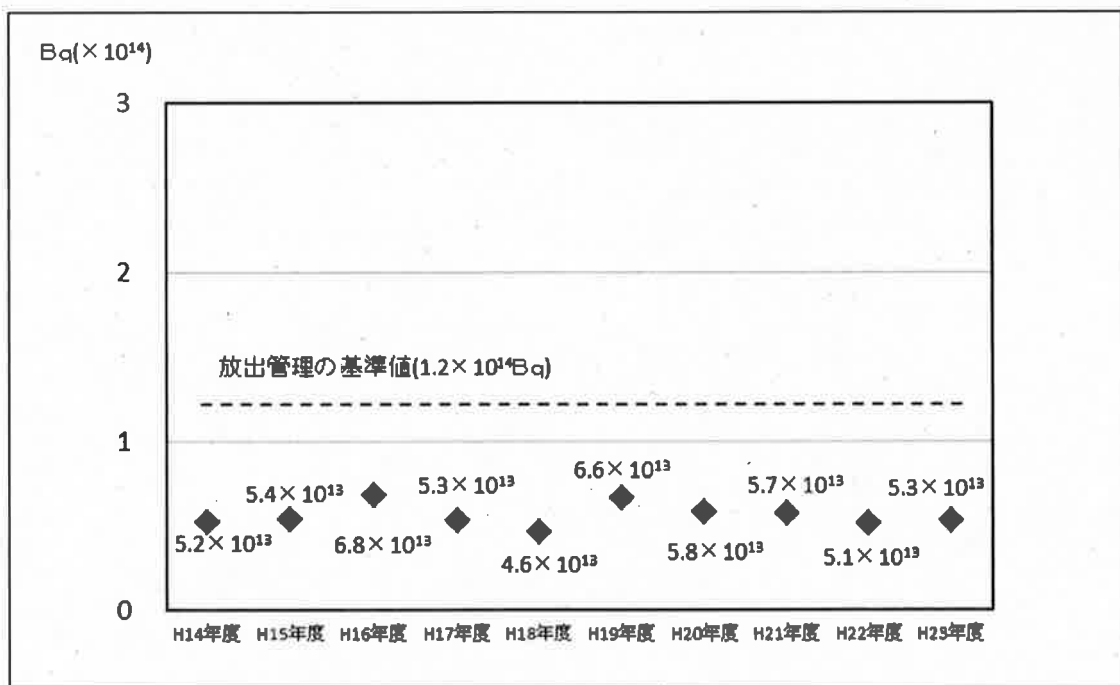


図 8 1 放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出量

表 1 6 線量限度値及び線量目標値と線量評価値の比較

実用炉規則及び許容線量告示により定められた <u>線量限度値</u>	1 m S v / 年
線量目標値指針において努力目標として定められた <u>線量目標値</u>	0. 0 5 m S v / 年
保安規定に定めた放出管理目標値及び放出管理の基準値を前提に算定した <u>線量評価値</u>	0. 0 1 1 m S v / 年
本件発電所における放射性物質の年間放出量の <u>実績から算定した線量評価値</u>	0. 0 0 1 m S v / 年 未満 (平成 2 3 年度実績)

3 本件発電所周辺における放射線調査等の結果

(1) 環境放射線モニタリング調査の概要

債務者は、上記 2 で述べた本件発電所の平常運転時における放射性物質の放出管理に加えて、本件発電所周辺の一般公衆への影響がないことを実際に確認するため、本件発電所周辺にモニタリングステーション及びモニタリングポストを設置するなどして、放射線の分析・測定調査等（以下「環境放射線モニタリング調査」という。）を行っている（乙 1 1（9 - 3 - 1 ~ 9 - 3 - 2 頁））。

環境放射線モニタリング調査は、原子炉等規制法及び地元自治体との安全協定に基づき実施しており、空間放射線及び農作物、海産物等の環境試料中の放射性物質の分析・測定を行っている。また、愛媛県も同様のモニタリング調査を実施しており、債務者による調査結果との照合等

が行われている。

具体的に平成23年度の実施状況を述べると、空間放射線については3か月ごとの積算線量¹⁰⁰を56地点（愛媛県測定：31地点，債務者測定：25地点），線量率¹⁰¹（連続測定）を13地点（愛媛県測定：8地点，債務者測定：5地点（図82））で測定している。

また、環境試料中の放射性物質については、ガンマ線放出核種¹⁰²を183試料（愛媛県分析：133試料，債務者分析：50試料），全ベータ放射能¹⁰³を97試料（愛媛県分析：47試料，債務者分析：50試料）分析している。

¹⁰⁰ ある一定の期間（例えば3か月間）の空間放射線量の積算値

¹⁰¹ 単位時間（例えば1時間）当たりの放射線量のこと。モニタリングステーション，モニタリングポストで測定することができる。単位は1時間当たりであればナノグレイ/時。

¹⁰² ガンマ線放出核種の調査とは，コバルト60，セシウム137，ヨウ素131等，ガンマ線を放出する核種の測定を行う調査である。

¹⁰³ 全ベータ放射能調査とは，環境中のベータ線放出核種の濃度を測定する調査であり，核種の判定はできないが，簡便に測定することができる調査方法である。

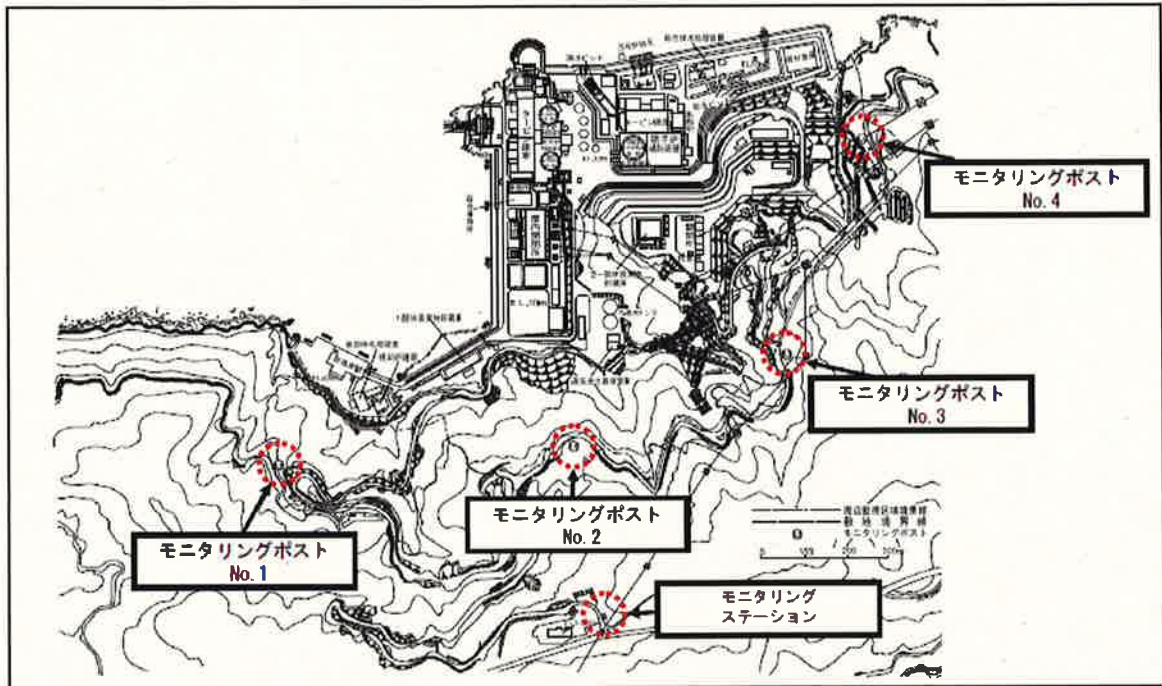


図 8 2 本件発電所敷地周辺の債務者のモニタリングステーション及び
モニタリングポストの設置地点

(2) 環境放射線モニタリング調査結果

債務者が実施した環境放射線モニタリング調査のうち、線量率のモニタリング調査結果は図 8 3～図 8 7 のとおりである。これらは、図 8 2 に示す本件発電所周辺の 5 地点における運転開始前、本件発電所の運転実績がある直近 10 年（平成 14～23 年度）及び運転開始から平成 23 年度まで（通算）の測定結果（それぞれの測定期間中の最大値及び最小値）を示している。図 8 3～図 8 7 のいずれから、本件発電所運転開始前の測定結果に比べて、有意な線量率の増加は認められない。

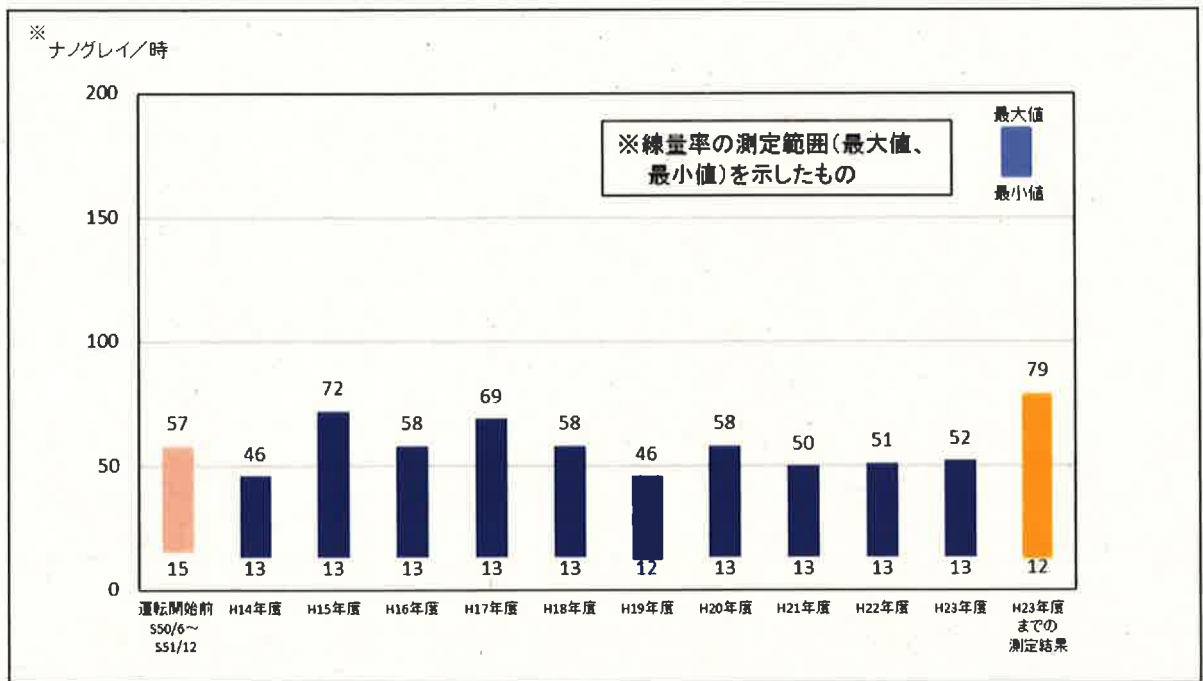


図 8 3 モニタリングステーションにおける線量率の測定結果

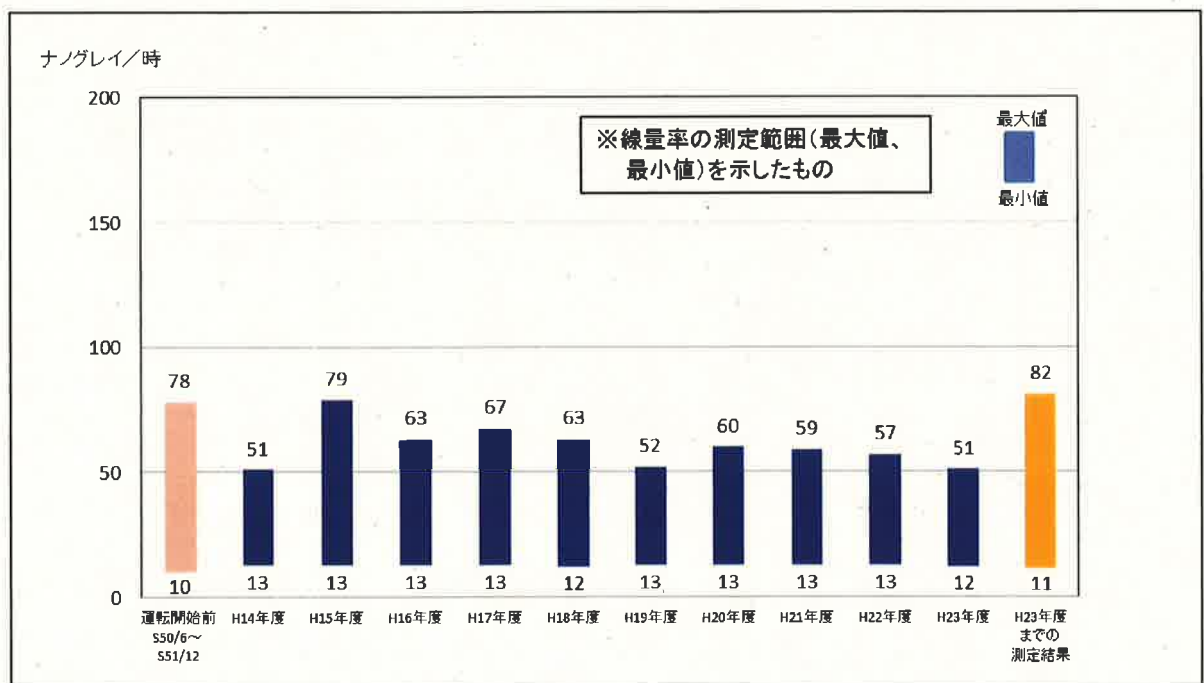


図 8 4 モニタリングポストNo. 1における線量率の測定結果

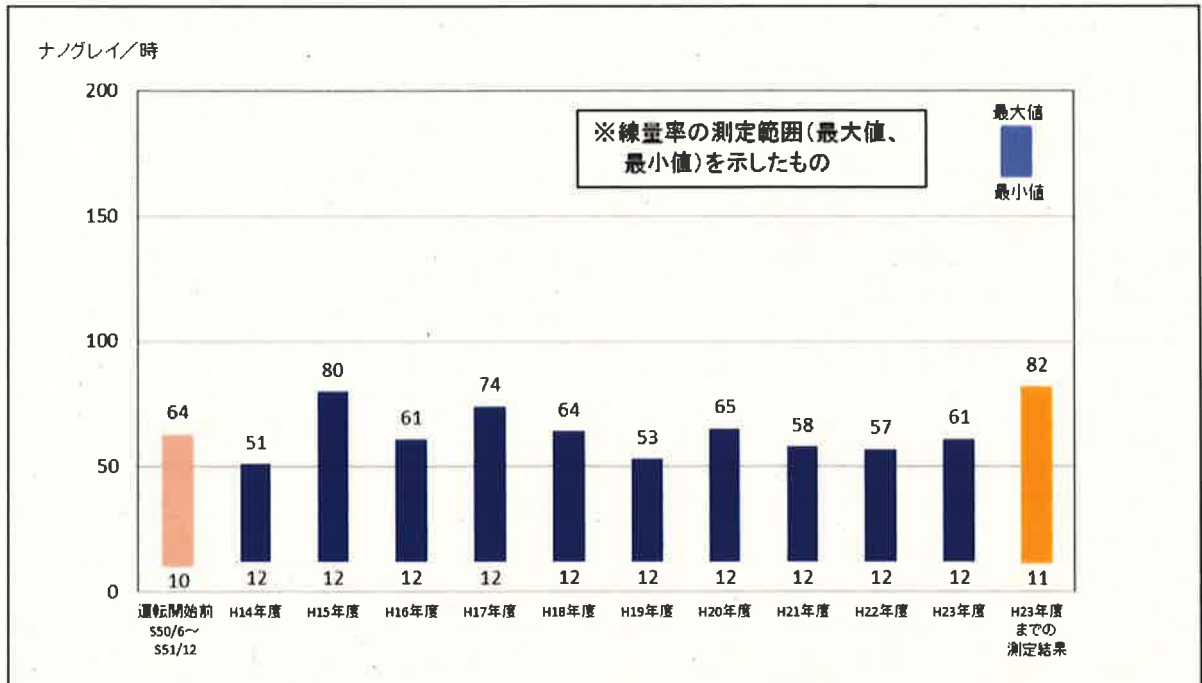


図 8 5 モニタリングポストNo. 2における線量率の測定結果

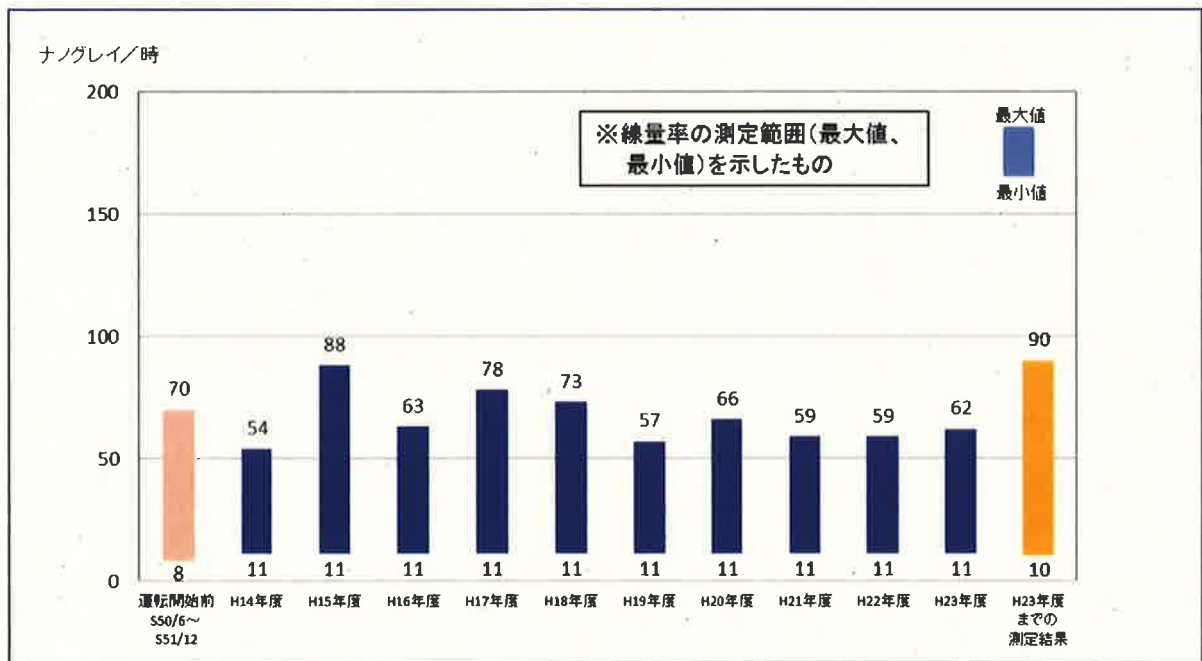


図 8 6 モニタリングポストNo. 3における線量率の測定結果

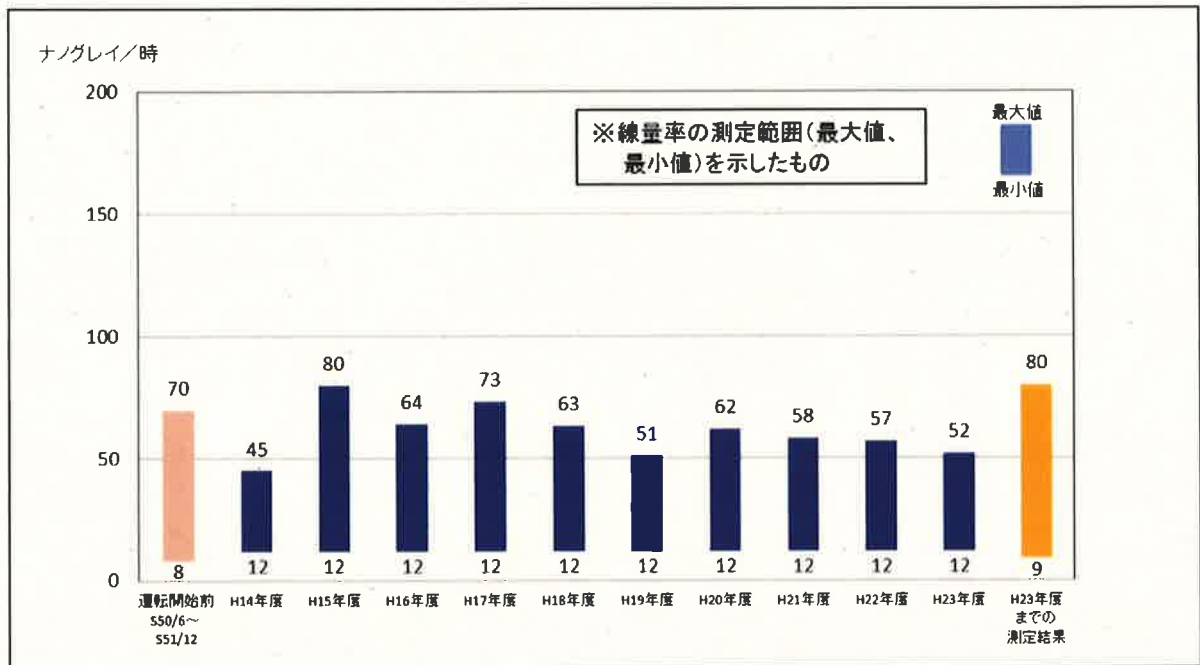


図 8 7 モニタリングポストNo. 4における線量率の測定結果

次に、債務者が実施した環境放射線モニタリング調査のうち、農作物、海産物等の環境試料中の放射性物質の測定結果の一例として、平成23年度に実施した放射性セシウム137の測定結果を図88に示す。この測定結果から、いずれの環境試料中においても放射性セシウム137は検出限界未満、又は極めて低いレベルにとどまっていることを確認した。セシウム137以外の放射性物質についても同様に、放射性物質の測定結果は極めて低いレベルにとどまっていることを確認している。

また、他の年度に実施した環境試料中の放射性物質の測定結果においても同様の結果が得られている。

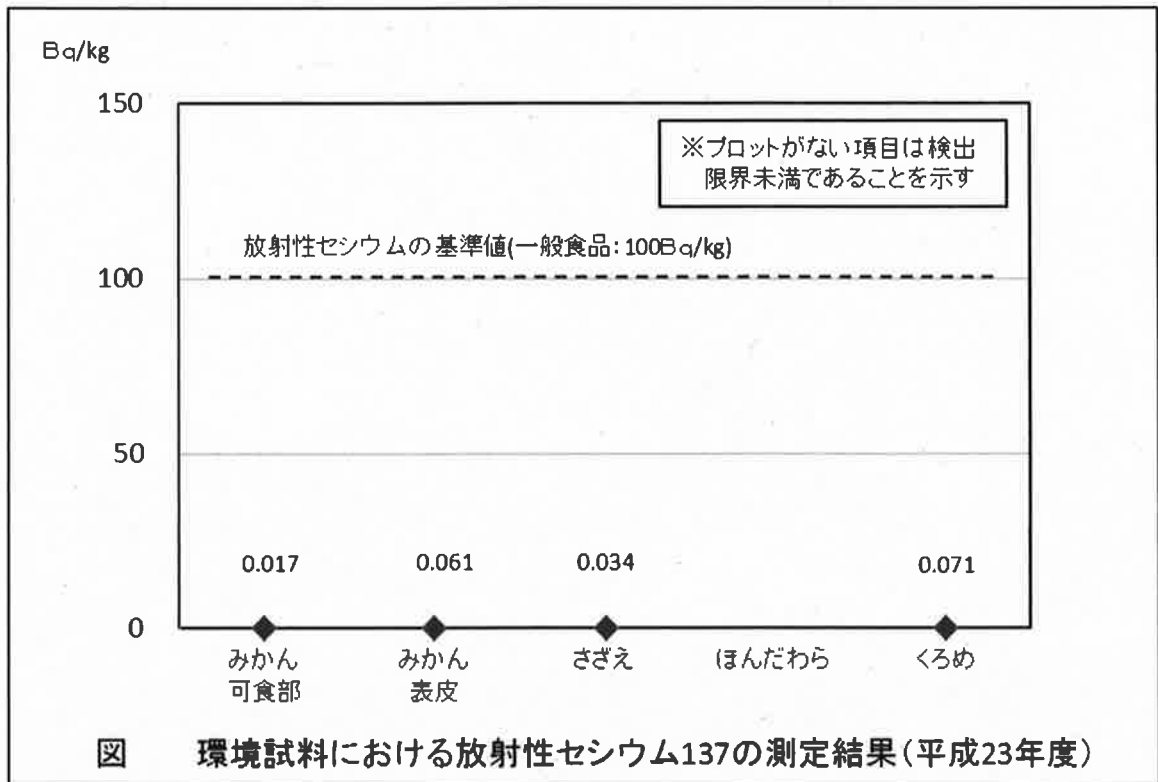


図 8 8 環境試料における放射性セシウム 1 3 7 の測定結果 (平成 2 3 年度)

第 9 事故防止に係る安全確保対策について

原子力発電所において、放射性物質が環境に大量に放出される危険性を顕在化させないためには、何らかの異常が発生した場合であっても、放射性物質を閉じ込める障壁の機能を維持することが必要である。

そこで、債務者は、本件 3 号機において五重の障壁による閉じ込め機能を維持し、異常が発生した場合に、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という事故防止に係る安全確保対策を講じるとともに、この安全確保対策に用いる安全上重要な設備については、その安全機能を喪失しないよう基準地震動 S_s に対する耐震安全性を備えるとともに、多重性又は多様性及び独立性を有する設備とするなど、様々な保守性を確保し高い信頼性を持たせている (乙 1 1 (8-1-7 頁), 乙 4 4 (資

13-1-6頁))。

また、事故防止に係る安全確保対策を講ずるにあたっては、①放射性物質の異常放出につながるような異常が本件3号機に発生すること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、②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、③異常が拡大した場合であっても、放射性物質を環境に大量には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、それぞれの段階について、前段否定の考え方に立った上で、後続のレベルに期待せず当該レベルで異常の発生・拡大を防止するという深層防護の考え方を採用している。

1 異常発生防止対策

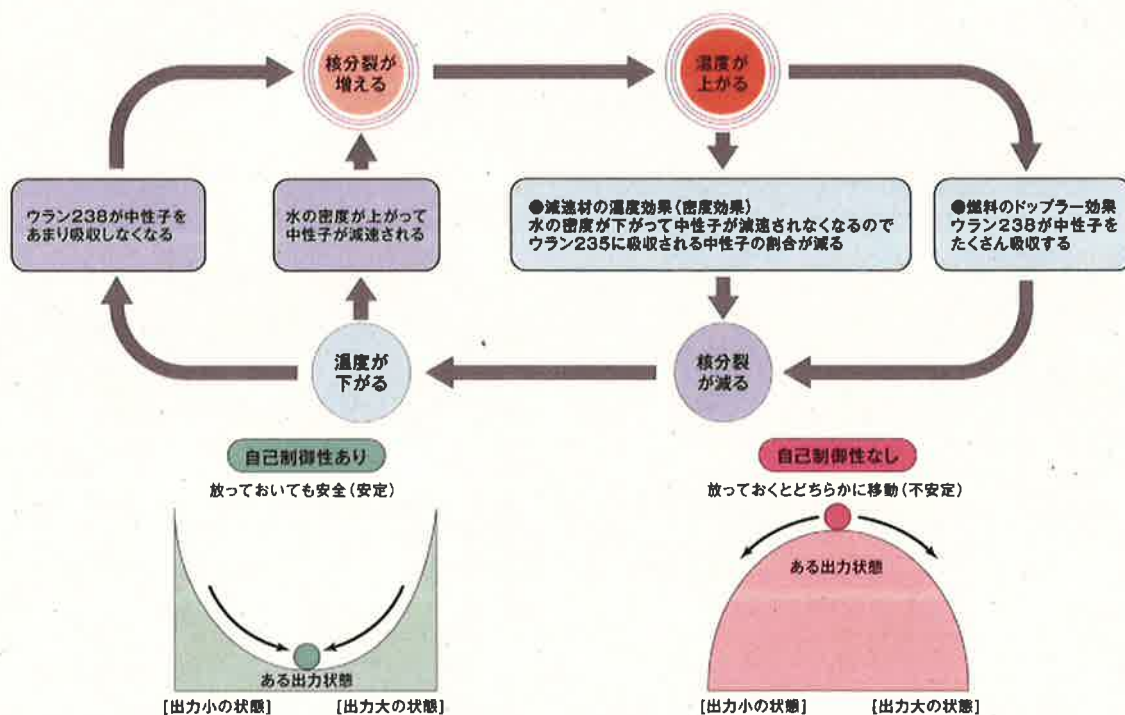
本件3号機において何らかの異常が発生した場合、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ことにより、五重の障壁の健全性を維持して放射性物質の環境への大量の放出を防止するのであるが、原子炉の安定した運転を維持し、そもそも異常が発生すること自体を未然に防止することは、安全上、極めて重要である。このため、債務者は、以下の対策を講じている。

(1) 原子炉の安定した運転を維持するための対策

ア 自己制御性を有する原子炉の採用

債務者は、本件3号機に、何らかの原因で核分裂反応が増加した場合、核分裂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（図89）。具体的には、減速材に水を使

用することによる「減速材の温度効果（密度効果）」¹⁰⁴、原子炉内に装荷する燃料として低濃縮ウランを使用することによる「燃料のドブラー効果」¹⁰⁵等によって、温度が上昇すると自動的に核分裂反応が抑制され、温度が下がると自動的に核分裂反応が促進されることとなり、安定した原子炉の運転が可能である。（乙11（8-1-11頁，8-1-76～8-1-77頁，8-3-45～8-3-46頁））



（（一財）日本原子力文化財団「原子力・エネルギー図面集」より）

図 8 9 原子炉の自己制御性

¹⁰⁴ 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。

¹⁰⁵ 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。これにより、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。

イ 原子炉出力等の安定制御

原子炉の安定した運転を維持するということは、原子炉の出力、圧力等を安定して制御することである。このため、債務者は、本件3号機に、制御棒制御系、加圧器圧力制御系等の設備を設けている。原子炉出力は、制御棒が炉心から引き抜かれた状態で一次冷却材のホウ素濃度を調整することで制御しているが、タービン出力が変化するなど原子炉出力を調整する必要がある場合にも、制御棒制御系によって制御棒を自動で上下駆動させることで、安定的に制御される。一次冷却材の圧力についても、加圧器圧力制御系によって、あらかじめ設定した圧力に維持されるよう自動的に制御される。これらの制御設備の計測設備を中央制御室の制御盤に配置し、運転員が常時これらを集中的に監視、制御している。(乙11(8-6-1頁, 8-6-3~6頁))

ウ 誤作動及び誤操作を防止するシステムの採用

債務者は、本件3号機において、誤作動や誤操作により異常が発生することを防止するため、異常が発生した場合に常に安全側に作動するフェイル・セーフ・システムや、一定の条件が揃わなければ操作しようとしても動かないようなインターロック・システムの仕組みを採用している。

フェイル・セーフ・システムの例としては、本件3号機において電源が失われた場合には、制御棒を原子炉容器の上部で保持する制御棒クラスタ駆動装置の電源も遮断され、その結果制御棒が自重で落下し、炉内に挿入されるという仕組みが挙げられる。

インターロック・システムの例としては、運転員が制御棒を引き抜

く操作をしようとしても、すでに一定以上の出力状態にある場合には、システム上、制御棒を引き抜く操作ができないという仕組みが挙げられる。

(以上、乙11(8-3-32頁, 8-6-9頁等))

(2) 放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保

放射性物質を閉じ込める機能を有する設備は、原子炉の運転に伴い生じる様々な温度、圧力等の条件下においてもその健全性を維持し、放射性物質を閉じ込める機能を十分に果たすものでなければならない。このため、債務者は、放射性物質を閉じ込める機能を有する設備について、熱的影響による焼損及び溶融、機械的影響(圧力上昇等)による破損、化学的影響による腐食等により健全性が失われることのないよう、その設計において十分な余裕を持たせるとともに、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。(乙11(8-5-2~8-5-4頁, 8-5-19頁, 8-5-131~8-5-134頁))

以上のとおり、債務者は、これらの「異常発生防止対策」によって、原子炉の安定した運転を維持し、ペレット、燃料被覆管及び原子炉容器の障壁の中に放射性物質を閉じ込める。

2 異常拡大防止対策

債務者は、本件3号機において、上記1で述べたとおり、異常を発生させないための種々の対策を行っている。しかしながら、それにもかかわらず運転中に何らかの異常が発生した場合には、その異常を拡大させないため、異常の発生を早期に検知するとともに、原子炉を安全に「止める」ための対策を講じている。

(1) 異常の早期検知

債務者は、本件3号機において、何らかの異常が発生した場合、その異常の発生を早期に、かつ確実に検知するため、原子炉計装、プロセス計装¹⁰⁶等を設置している。すなわち、原子炉の状況及び一次冷却材の温度、圧力、流量、水位等の各変化などが示す異常の兆候を、検出器で検知し、中央制御室の制御盤に警報を発することにより、24時間体制で運転状況を監視している運転員は、直ちに原子炉の停止などの適切な対応をとることができる。(以上、乙11(8-6-11~8-6-30頁, 8-6-59頁))

(2) 原子炉の停止

上記(1)で述べた検出器が異常の発生又は異常の兆候を検知した場合には、必要に応じ、運転員が手動で原子炉の停止操作を行い、制御棒を炉心に挿入して原子炉を停止する。

一方、燃料被覆管や原子炉容器の健全性に重大な影響を及ぼすおそれがある異常が発生した場合、すなわち検出器が検知した値があらかじめ定めた設定値を超えるなど異常な状態になった場合には、原子炉保護設備から原子炉トリップ信号が発せられる(表17, 乙11(8-6-51~8-6-61頁, 8-6-133頁))。原子炉トリップ信号が発せられると、自動的に制御棒が挿入され、原子炉を緊急停止させる。

¹⁰⁶ 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。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。

表 1 7 原子炉トリップ信号とその機能，関係する検出器の例

原子炉トリップ信号	機 能	関係する検出器
過出力 ΔT 高	原子炉の過出力による燃料損傷を防止するため (ΔT は原子炉の出力に相当)，一定以上の出力を検出すると原子炉を緊急停止する。	一次冷却材温度検出器，出力領域中性子束検出器
一次冷却材流量低	一次冷却材流量が低下すると原子炉の冷却能力が低下することから，一定量以下の流量を検出すると原子炉を緊急停止する。	一次冷却材流量検出器
蒸気発生器水位低	蒸気発生器の水位が低下すると原子炉の冷却能力が低下することから，一定量以下の水位を検出すると原子炉を緊急停止する。	蒸気発生器水位検出計
原子炉圧力高	一次冷却系の過度の加圧を防止するため，一定以上の加圧器圧力を検出すると原子炉を緊急停止する。	加圧器圧力検出器
地震加速度大 (水平方向/垂直方向)	設定値以上の大きな地震加速度を検出すると原子炉を緊急停止する。	水平方向加速度検出器，垂直方向加速度検出器
手動	運転員が緊急停止する必要があると判断したときに，中央制御盤で手動操作によって緊急停止する。	—

例えば，地震発生時においては，本件発電所の各号機に設置している水平方向加速度検出器又は垂直方向加速度検出器があらかじめ定めた設定値を超過する地震加速度を検知した場合，原子炉保護設備からの原子炉トリップ信号「地震加速度大」により原子炉が緊急停止する。この設

定値は、より安全側に考えて、基準地震動 S_s による最大加速度に対して十分に低いレベルに設定している。本件 3 号機の具体的な地震動の計測場所及び設定値は表 18 のとおりである。なお、本件発電所の運転開始以降、設定値を超過する地震動により原子炉が緊急停止した実績はない。(乙 69 (4-77 頁), 乙 71 (資 13-17-4-51-8 頁))

表 18 地震計の設置場所及び原子炉トリップ信号の設定値

地震計	設置場所	設定値	最大床加速度 (基準地震動 S_s) ※
水平方向 加速度検出器	原子炉補助建屋 地下 2 階床	190 ガル	約 650 ガル
	原子炉建屋 3 階床	390 ガル	約 1300 ガル
垂直方向 加速度検出器	原子炉補助建屋 地下 2 階床	90 ガル	約 460 ガル

※ 基準地震動 S_s が作用した際に、地震計を設置しているフロアの床面に生じる揺れの最大加速度

原子炉が停止すると核分裂反応による熱の発生は止まるが、原子炉の燃料は、核分裂反応が停止した後も崩壊熱等を発しているため、この崩壊熱等を確実に除去できるよう原子炉の冷却手段を確保することが重要となる。通常は、主給水ポンプによって蒸気発生器へ二次冷却材の供給を継続し、一次冷却材の熱を蒸気発生器で二次冷却材へ伝え、二次冷却材の熱を復水器を通じて海中へ放出することで運転停止後の崩壊熱等を除去する。また、仮に通常使用する主給水ポンプ等が故障等により使用できない場合でも原子炉を冷却できるよう、補助給水設備を使用する冷却方法や主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を使用する冷却方法などを確

保しており、これらの設備に、安全上重要な設備として格段の信頼性を持たせている。

(以上、乙11(8-5-161頁, 8-5-163頁, 8-5-175~8-5-176頁))

以上のとおり、債務者は、これらの「異常拡大防止対策」によって、仮に本件3号機において何らかの異常が発生した場合でも、原子炉を「止める」ことで、放射性物質を環境に大量に放出しないよう、確実にペレット、燃料被覆管及び原子炉容器の障壁の中に閉じ込める。

3 放射性物質異常放出防止対策

債務者は、仮に異常が発生し、拡大した場合であっても、放射性物質を環境に大量に放出させないため、原子炉を「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ための対策を講じている。以下、一次冷却材が喪失する事象(L O C A)を例に説明する。

(1) 原子炉の冷却

債務者は、仮に、一次冷却材管が破断するなどして、L O C Aが発生し、一次冷却材が減少し原子炉を冷却する機能が低下した場合であっても、原子炉にホウ酸水を注入して原子炉を冷却し続けることで、燃料の重大な損傷を防止し、放射性物質の環境への大量の放出を防止することができるよう、非常用炉心冷却設備(E C C S)を設けている。E C C Sは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系から成り、それぞれが複数の系統を設けており、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。高圧注入系及び低圧注入系の電動ポンプへは外部電源が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。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、窒素ガスの圧力によって自動的にホウ酸水が注入される仕組みとなっており、電源等の駆動源は必要としない。

また、高圧注入系及び低圧注入系の水源は燃料取替用水タンクであるが、この水位が低くなると、水源を格納容器再循環サンプに切り替え、注水を継続する。

(以上、乙11 (44頁, 8-5-28~8-5-32頁, 10-3-6~10-3-20頁))

(2) 放射性物質の閉じ込め

LOCAのように原子炉容器の外に放射性物質が放出される事態においては、原子炉容器の外側に設けた原子炉格納容器及びコンクリート遮へい壁が放射性物質を閉じ込める障壁となる。

原子炉格納容器は、気密性及び耐圧性に優れた十分な容積を有する炭素鋼製の円筒形容器で、LOCA等が発生した場合においては、圧力障壁となり、放射性物質の放出に対する障壁となる。その外側には、鉄筋コンクリート造のコンクリート遮へい壁を設置しており、放射性物質の放出に対するさらなる障壁となる。原子炉格納容器とコンクリート遮へい壁の間には密閉された円環状空間であるアニュラス部を設け、二重格納の機能を持たせている。(乙11 (8-9-1~8-9-9頁))

一方、LOCA等が発生した場合、一次冷却材管等から放射性物質を含む一次冷却材が高温、高圧の水蒸気となって放出され、原子炉格納容器内の圧力が上昇する。そこで、債務者は、原子炉格納容器を圧力・温度の上昇から守り、閉じ込める機能を維持するため、原子炉格納容器内に原子炉格納容器スプレイ設備を設けており、圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備が自動でホウ酸水をスプレイし、水蒸気を

凝縮させて圧力を下げることで、原子炉格納容器の健全性を保つことができる（乙11（8-9-11～8-9-16頁））。

さらに、上記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とともに、アニュラス空気再循環設備¹⁰⁷（ヨウ素除去効率95%以上、粒子除去効率99%以上）により、原子炉格納容器からアニュラス部にわずかに漏えいした空気に含まれる放射性物質の外部への放出を十分に低減する（乙11（8-9-17～8-9-23頁））。

以上のとおり、債務者は、仮に何らかの異常が発生・拡大し、一部の放射性物質が原子炉容器の障壁の外に流出した場合においても、「放射性物質異常放出防止対策」により、原子炉を「冷やす」ことによって炉心の著しい損傷を防ぎ（大部分の核分裂生成物はペレット、燃料被覆管及び原子炉容器内に保持される。）、原子炉格納容器及びコンクリート遮へい壁によって放射性物質を「閉じ込める」ことで、放射性物質が環境に大量に放出されないよう確実に閉じ込めることとしている。

第10 福島第一原子力発電所事故後の安全確保対策について

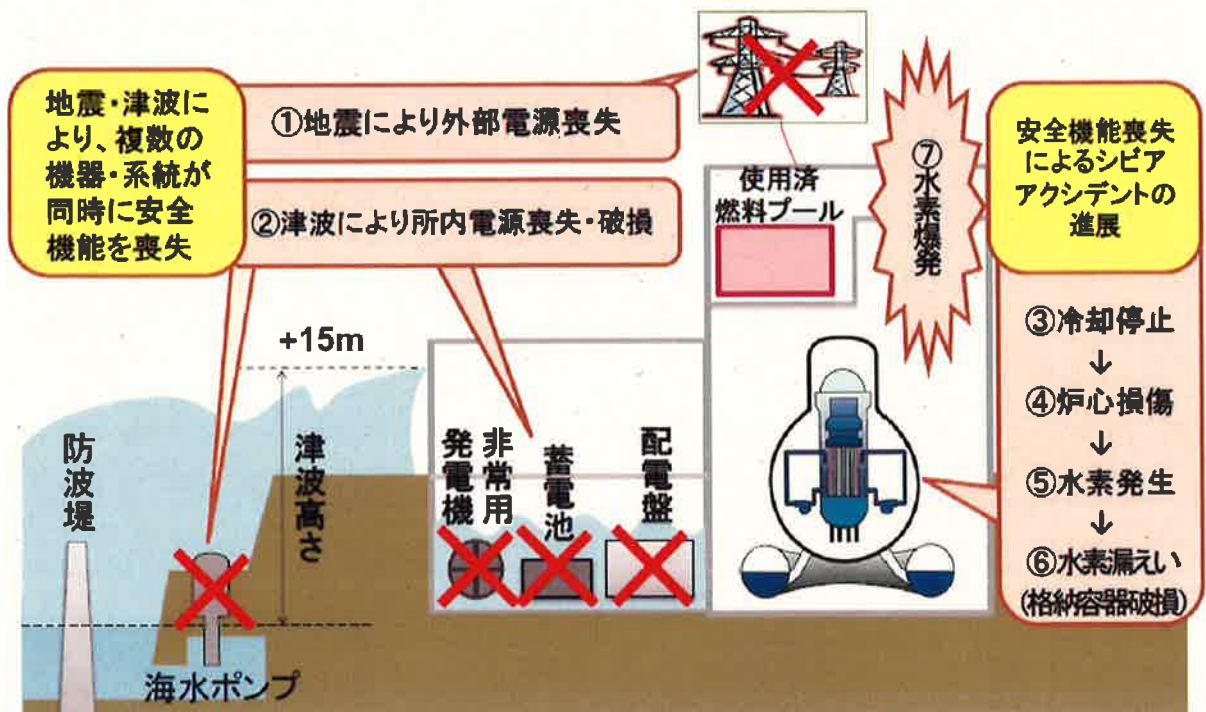
債務者は、上記のとおり、地震、津波等の自然的立地条件に対する十分な安全性を確保し、平常運転時の被ばく低減対策を講じ、さらには深層防護の考え方に基づく安全確保対策を講じている。そして、本件3号機の建設以降も、最新の知見、技術等の獲得に努め、必要に応じて本件3号機の安全対策にも反映させるなど、その有効性を絶えず評価・確認してきた。したがって、本件3号機において放射性物質が持つ危険性が顕在化するような事態が発生することはまず考えられないが、債務者は、本件3号機の

¹⁰⁷ ECCS及び原子炉格納容器スプレイ設備が作動する際には、自動的にアニュラス空気再循環設備が作動し、アニュラス部を負圧に保ちながらアニュラス部の空気を浄化再循環することで、原子炉格納容器の貫通部などからわずかにアニュラス部に漏れ出た放射性物質の外部への放出を低減する。

安全確保に万全を期する観点から、福島第一原子力発電所事故の発生を踏まえ、安全確保対策の強化を行っている。

1 福島第一原子力発電所事故の概要

福島第一原子力発電所事故では、東北地方太平洋沖地震による地震動を検知して直ちに原子炉は停止した。その際、①地震により外部電源を失ったため、代わりに非常用ディーゼル発電機が作動して交流動力電源を供給し、原子炉の冷却をしていた。しかしながら、②その後襲来した津波によって、非常用ディーゼル発電機が停止し、同時に原子炉の熱を海に逃すための海水ポンプも破損した。さらに、原子炉の冷却にかかわる注水、減圧等に必要な直流電源を損傷・喪失した結果、③事故防止に係る安全確保対策による冷却に失敗し、④炉心の著しい損傷に至り、⑤⑥⑦最終的には、原子炉格納容器及び原子炉建屋も破損し、放射性物質の閉じ込めに失敗し、放射性物質を環境に大量に放出することとなった。（図90（本文中の丸囲い数字は、図90中の番号に符合させている。））（乙72，乙73）



(原子力規制委員会HPより)

図90 福島第一原子力発電所事故の概要

2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた規制要求の強化

福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子力規制委員会が発足し、原子炉等規制法が改正されたのに伴い、関連する原子力規制委員会規則等（新規制基準）が定められた。以下、新規制基準の制定経緯及びその概要について述べる。

(1) 新規制基準の制定経緯

平成24年6月20日、原子力規制委員会設置法（以下「設置法」という。）が成立し、同法附則15条ないし18条に基づき、原子炉等規制法の改正・施行が順次行われた。

新たに発足した原子力規制委員会は、国家行政組織法3条2項に基づく、いわゆる3条委員会として高度の独立性が保障され（設置法2条）、

原子炉に関する規制をはじめ原子力利用における安全の確保を図るために必要な施策の策定・実施を一元的に司り（設置法1条及び4条），その運営にあたっては，情報の公開を徹底する（設置法25条）こととされた。

また，原子力利用における安全確保について，設置法は，「事故の発生を常に想定し，その防止に最善かつ最大の努力をしなければならない」という認識に立って，確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図る」（設置法1条）と規定しているところ，同委員会の組織理念において，「原子力規制委員会は，・・・原子力の安全管理を立て直し，真の安全文化を確立すべく，設置された。原子力にかかわる者は・・・常に世界最高水準の安全を目指さなければならない」とされた（乙74）。

そして，原子力規制委員会の発足を受け，同委員会の下に「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」，「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム」等が置かれ，新規制基準の検討が行われた。各チームの会合には，原子力規制委員会担当委員，多様な学問分野の外部専門家をはじめ，原子力規制庁及び旧独立行政法人原子力安全基盤機構の職員らが出席し，それぞれ約8か月間，回数にして12回から23回にわたり会合が開かれ，議論が重ねられた。なお，外部専門家については，「原子力規制委員会が，電気事業者等に対する原子力安全規制等に関する決定を行うに当たり，参考として，外部有識者から意見を聴くにあたっての透明性・中立性を確保するための要件等について」（乙75））に基づき，透明性・中立性を確保するため，電気事業者等との関係について自己申告を行うことが求めら

れ、申告内容は同委員会のウェブサイト上で公開された。また、新規制基準の検討にあたっては、意見公募手続（パブリックコメント）が2度にわたって行われ、原子力規制委員会規則等に加え、同委員会の内規（審査基準に関する内規、規制基準に関連する内規及び許認可等の手続に関連する内規）についても、同手続の対象とされた。

(2) 新規制基準の概要

原子炉等規制法は、上記(1)で述べた改正により、同法1条に、「原子力施設において重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常な水準で当該原子力施設を設置する工場又は事業所の外へ放出されることその他の核原料物質、核燃料物質及び原子炉による災害を防止し」、「原子炉の設置及び運転等に関し、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行う」等の文言が明記された。また、原子力規制委員会が、設置許可基準に係る規則を定めること（原子炉等規制法43条の3の6第1項4号）、当該基準に適合していない場合には、発電用原子炉の設置者に対して、使用停止等の処分を行うことができる旨規定すること（原子炉等規制法43条の3の2第1項。いわゆる「バックフィット制度」）、40年の運転期間の制限の原則を設けること（原子炉等規制法43条の3の32）などの改正が行われた。

原子力発電所における安全確保に関し、新規制基準では、より保守的な考慮を行うことなどにより結果として地震及び津波への備えが強化された（図91の「A」）ほか、設計上考慮すべき事象の想定が追加・強化された（同「B」）。また、万一重大事故等が発生した場合においても、放射性物質が環境に大量に放出されるような事態に進展しないようにするための対策（同「C」）を改めて求めるなど、福島第一原子力発

電所事故により得られた知見を反映した諸対策が規定された。

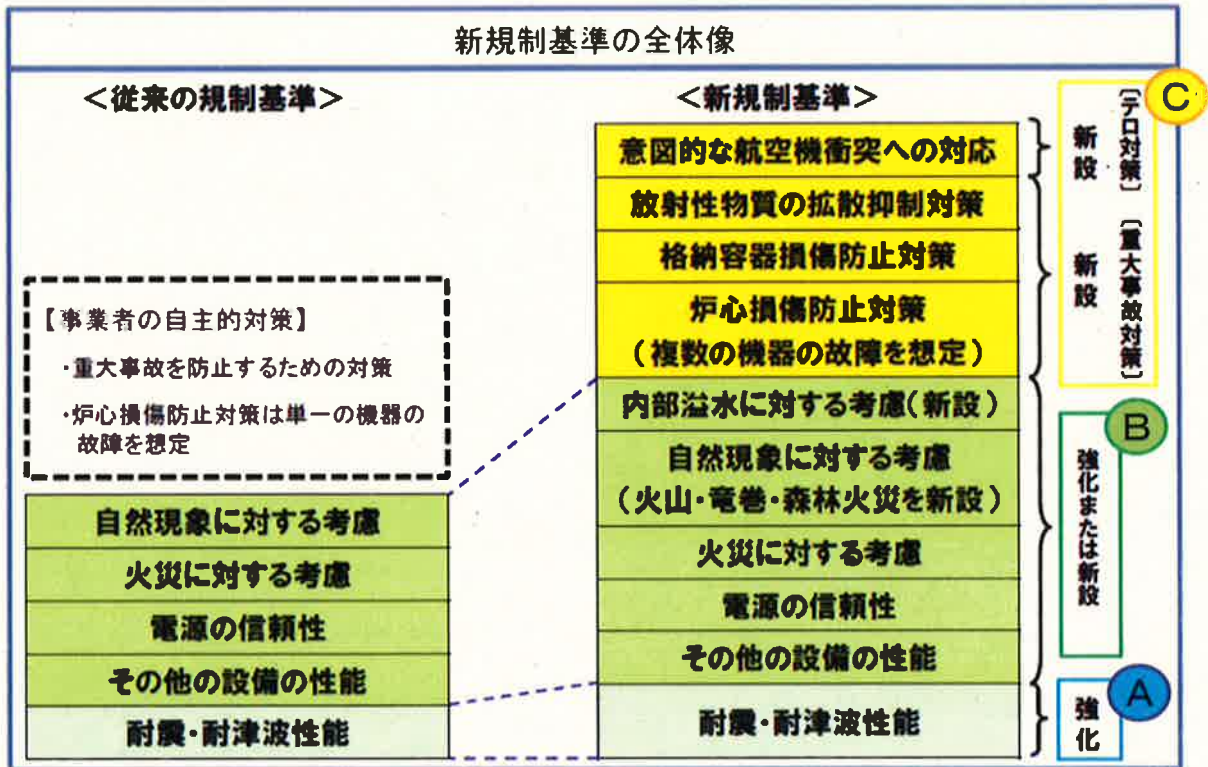


図 9 1 従来の規制基準と新規制基準との比較

3 安全確保対策の強化

福島第一原子力発電所事故における教訓は、津波について適切に把握できていなかった結果、原子炉を「止める」機能を除き、安全上重要な機能がいずれも喪失し、炉心の著しい損傷に至る事態を食い止めることができず、多重の障壁の機能も維持できなかったことである。

本件 3 号機については、これまでに述べてきたとおり、事故防止に係る安全確保対策を講じ、事故発生時においても五重の障壁により、確実に放射性物質を閉じ込め、放射性物質を環境へ大量に放出する事態を防止することができるが、債務者は、福島第一原子力発電所事故の教訓、新規制基

準が制定されたことを踏まえ、本件3号機の安全性をさらに向上させる観点から、事故防止の安全確保対策を強化するとともに、万が一、事故防止の安全確保対策が奏功せず、炉心が著しい損傷に至るおそれのある事象、さらに炉心が著しい損傷に至る事象が発生した場合においても、本件3号機の安全性を確保することができるよう安全確保対策を強化した。

(1) 事故防止に係る安全確保対策の強化

ア 自然的立地条件に対する対策の強化

債務者は、本件3号機に係る自然的立地条件を十分に把握し、その特性を踏まえた設計及び建設を行い、建設以降も随時、最新の知見に基づいた評価・検討を実施し、安全上重要な設備が、自然的立地条件によってその安全機能を失うことがないことを確認してきた。これに対し、福島第一原子力発電所事故では、津波について適切に把握できていなかったことが直接的な原因となったことを踏まえ、債務者は、地震、津波等の自然的立地条件に対して、より余裕を持たせた評価を行い、併せて、安全上重要な設備が安全性を確保していることの確認を行った（詳細については、上記第7で述べたとおりである。）。

イ 火災、溢水等に対する対策の強化

さらに、自然的立地条件以外にも安全上重要な設備の安全機能を失う共通要因となり得る事象である火災や溢水に対する対策も強化している。

(ア) 火災に対する対策については、内部火災への対策として、安全機能を有する設備のケーブルの難燃性について確認するなど、火災の発生を防止する対策を行うとともに、安全上重要な設備を設置している区域には、異なる種類の火災感知器の追加設置や自動

消火設備の増設等，火災の感知及び消火のための対策を実施している。さらに，火災の影響軽減対策として，安全上重要な設備やそのケーブルに対して，隔離，耐火隔壁等による分離を行うことで延焼防止を図っている。また，外部火災については，森林火災による本件3号機への延焼を防止するため，敷地境界付近に防火帯（約35m以上）を新たに確保している。（乙13（72～73頁，83～95頁），乙45（11～15頁））

- (イ) 溢水対策については，火災消火のための放水，地震等による容器，配管等の破損で生じた溢水又は蒸気により，多重性又は多様性を有する安全上重要な設備が同時に安全機能を喪失しないよう，当該設備を別区画でそれぞれ没水しない高さに設置するとともに，水密扉の設置や配管貫通部の止水措置等の浸水防止対策を実施している（乙13（95～104頁），乙45（15～18頁））。

ウ 電源設備の強化

福島第一原子力発電所事故では，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喪失したことが事故の大きな要因となったことから，電源設備を強化している。

例えば，外部電源として本件3号機に接続する電線路について，送電可能な回線として500kV送電線1ルート2回線及び本件3号機を受電専用回線として187kV送電線2ルート4回線の合計3ルート6回線を設置し，500kV送電線は約7.3km離れた変電所に連系し，187kV送電線は約2.7km離れた変電所に連系することで独立性を持たせるとともに，地すべり等の共通要因で電力の供給が全て同時に停止しないよう，鉄塔基礎の安定性を確保するとともに電線路

を同一の送電鉄塔に架線しないこととした（1・2号機への送電回線も含めれば全部で7回線が設置されており、さらには、送電線よりも迅速な復旧が可能な配電線も敷設している。）。また、非常用ディーゼル発電機及びその付属設備を、1台で必要な容量のものを各々別の場所に2台備えるとともに、外部からの支援なしにそれぞれ7日間以上（従来は3.5日）にわたって給電できるよう、燃料を敷地内の燃料油貯油槽及び重油タンクに貯蔵することとした。

（以上、乙13（112～116頁）、乙45（23～25頁））

(2) さらなる安全確保対策について

上記の事故防止に係る安全確保対策の強化を踏まえると、本件3号機において、安全上重要な設備がその機能を喪失し、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」ことに失敗して放射性物質が環境に大量に放出される具体的な可能性はない。

しかしながら、福島第一原子力発電所事故により放射性物質が大量に放出される事態が発生したこと、同事故を踏まえて関係法令の制定・改正がなされたことなどを踏まえ、債務者は、本件3号機について、万が一、事故防止に係る安全確保対策が奏功しない場合においても、放射性物質の持つ危険性が顕在化することのないよう、炉心の著しい損傷を防止するための対策（すなわち、従来の原子炉を「止める」「冷やす」機能を強化する対策）、万が一炉心が著しい損傷に至る場合であっても原子炉格納容器の破損を防止するための対策（すなわち、従来の放射性物質を「閉じ込める」機能を強化する対策）等を講じている。

ア 原子炉の停止及び冷却

債務者は、安全上重要な設備がその安全機能を喪失した場合であっ

て、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象を抽出し、そのような事象が発生したとしても炉心の損傷を防止することができる対策を講じるとともに、その対策の有効性を確認している。以下では、原子炉を「止める」機能にかかわる事象として制御棒の挿入に失敗して原子炉の停止機能が喪失する事象、原子炉を「冷やす」機能にかかわる事象として全交流動力電源が喪失する事象における炉心の著しい損傷を防止するための対策の概略をそれぞれ説明する。

(ア) 原子炉の停止

a 原子炉の自動停止機能が喪失する事象の特徴

原子炉の自動停止機能が喪失する事象としては、「主給水流量喪失」のような運転時の異常な過渡変化が発生し、原子炉の緊急停止が必要な状況で、制御棒の自動挿入による原子炉停止に失敗する事象が想定される。「主給水流量喪失」，「負荷の喪失¹⁰⁸」といった、一次冷却系を加圧する事象が起因事象の場合には、何らの対策も講じなければ、原子炉が高出力で維持され、蒸気発生器による除熱も低下するため、一次冷却系の温度及び圧力が上昇して、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確保されず、また、加圧器安全弁等からの一次冷却材の漏えいが継続することにより、炉心損傷に至る可能性がある。

したがって、原子炉の自動停止機能が喪失する事象においては、原子炉の特性である自己制御性(上記第9の1(1)ア)を利用して、減速材の温度効果により原子炉出力の抑制を図るとともに、蒸気

¹⁰⁸ 出力運転中に外部送電系、蒸気タービンの故障等により、蒸気タービンへの蒸気流量が急減し、二次冷却系の冷却能力が低下する事象

発生器による除熱を確保し，一次冷却系の過圧を防止することにより，炉心損傷を防止する。そして，長期的には炉心へホウ酸水を注入することにより未臨界を確保し，最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い，除熱をすることにより炉心の損傷を防止する必要がある。

b 原子炉の自動停止機能が喪失する事象における炉心損傷の防止

原子炉の自動停止機能が喪失する事象に対して，炉心が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするため，債務者は，主蒸気ライン隔離，補助給水ポンプ等を自動作動させる多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）を整備した。また，長期的な安定停止のための対策として，未臨界を確保するためにホウ酸水を緊急注入する手順を整備するとともに，炉心を冷却するために余熱除去系等により冷却する手順を整備した。

これらの対策により，原子炉の自動停止機能が喪失する事象は，次のとおり進展し，炉心の損傷は防止される。すなわち，起因事象発生後，原子炉の自動停止機能が喪失することにより，蒸気発生器の水位が低下するが，A T W S 緩和設備が原子炉の自動停止機能喪失を検知することにより，自動的に主蒸気ラインを隔離するため，トリップ失敗直後の原子炉出力に見合った蒸気発生器からの除熱が抑えられ，一時的に一次冷却系の温度が上昇して，減速材の温度効果により原子炉出力を抑制する。その後，自動起動した補助給水ポンプによって，蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を用いた冷却を行うことができるため，一次冷却系の圧力が過度に上昇することはない。また，A T W S 緩和設備により原子炉出力を

抑制した後は、化学体積制御設備を用いた炉心へのホウ酸水の注入により未臨界を確保するとともに、長期的には、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定的に原子炉を停止した状態を保つことができる。

そして、債務者は、これらの対策の有効性評価を行い、解析の結果、例えば「主給水流量喪失」の場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高値で約18.5 MPa [g a g e]¹⁰⁹（有効性を確認するための評価項目として設定した事項は「20.59 MPa [g a g e]を下回ること」）にとどまるなど、原子炉の自動停止機能が喪失する事象に係る炉心損傷防止対策が有効であることを確認している。

（以上、乙11（10-7-1-90～10-7-1-114頁）
及び乙13（153～160頁）参照）

（イ）原子炉の冷却

a 全交流動力電源が喪失する事象の特徴

全交流動力電源が喪失する事象としては、原子炉の出力運転中に外部電源が喪失した場合に、安全上重要な設備である非常用ディーゼル発電機からの電力供給が喪失する事象が想定される。このケースでは、交流動力を駆動源とする電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水、高圧注入ポンプ及び低圧の余熱除去ポンプによる炉心注水等ができなくなる。また、海水ポンプが使用できなくなることにより原子炉補機冷却機能が喪失し、その結果、一次冷却材ポンプのシール部から一次冷却材の漏えいが発生する

¹⁰⁹ MP a [g a g e]（メガパスカルゲージ）とは、大気圧を差し引いた圧力の単位である。

と、一次冷却材の保有水量が減少する。そして、これに対して何らの対策も講じなければ、炉心を冷却することができなくなり、炉心損傷に至る可能性がある。

したがって、全交流動力電源が喪失する事象においては、電源回復のための措置を講じることを第一としつつ、早期に炉心を冷却し、減圧する措置を講じるとともに、一次冷却材の漏えい量が多い場合にはこれを確保するための炉心注水を行うことにより、炉心の損傷を防止する必要がある。

b 全交流動力電源が喪失する事象における炉心損傷の防止

全交流動力電源が喪失する事象が発生した場合においても、炉心の損傷に至らないようにするため、債務者は、必要な機器への電力供給を回復するための代替電源設備として空冷式非常用発電装置を設置するとともに、タービン動補助給水ポンプによる二次系の冷却手段及び充てんポンプ（自己冷却式）による炉心注水手段を整備している（ちなみに、通常の充てんポンプは、稼働時にポンプモータ部を原子炉補機冷却系から供給される水によって冷却する必要があるため、原子炉補機冷却機能が喪失している場合には使用ができなくなる。この点、自己冷却式の充てんポンプは、ポンプの吐水口側からポンプモータ部に配管を接続することにより、自ら供給した冷却材によってモータ部を冷却することができるため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合でも使用が可能である。）。

これらの対策により、全交流動力電源が喪失する事象は、次のとおり進展し、炉心の損傷は防止される。すなわち、全交流動力

電源が喪失することにより、原子炉は自動停止する（これはフェイル・セーフ・システムを採用している結果である。）。原子炉の停止とほぼ同時に、動力源として電力を必要としないタービン動補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器二次側（蒸気発生器の伝熱管の外側（熱を受け取る側））への給水を行い、主蒸気逃がし弁から大気に原子炉の熱を放出することにより原子炉の冷却を行う。また、一次冷却材ポンプのシール部から一次冷却材が漏えいした場合には、漏えい規模に応じて一次冷却材の保有水量が減少するとともに、一次冷却系の圧力が低下するため、蓄圧注入系が作動する。上記の対応と並行して代替電源により交流動力電源を回復する作業を行い、充てんポンプ（自己冷却式）の起動準備を行う。そして、電源回復後に蓄圧注入系による注水を停止した後は、充てんポンプ（自己冷却式）による炉心注水を行うことによって、一次冷却材の保有水量を確保することができる（ちなみに、充てんポンプ（自己冷却式）の使用ができない場合には、代替格納容器スプレイポンプにより冷却水を炉心に直接注入することができる。代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイポンプが作動しない場合にこれを代替して原子炉格納容器へ注水を行うものであるが、系統構成を変更することにより、炉心への注水が可能となるようにしている。）。

そして、債務者は、これらの対策の有効性評価を行い、解析の結果、一次冷却材ポンプから一次冷却材が漏えいした場合でも、炉心の冠水状態を維持することが可能であり、燃料被覆管温度は事故初期値の温度である約380℃（有効性を確認するための評

価項目として設定した事項は「1200℃以下」)にとどまるなど、全交流動力電源が喪失する事象に係る炉心損傷防止対策が有効であることを確認している。

(以上、乙11(10-7-1-25~10-7-1-58頁)及びC103(138~145頁)参照)

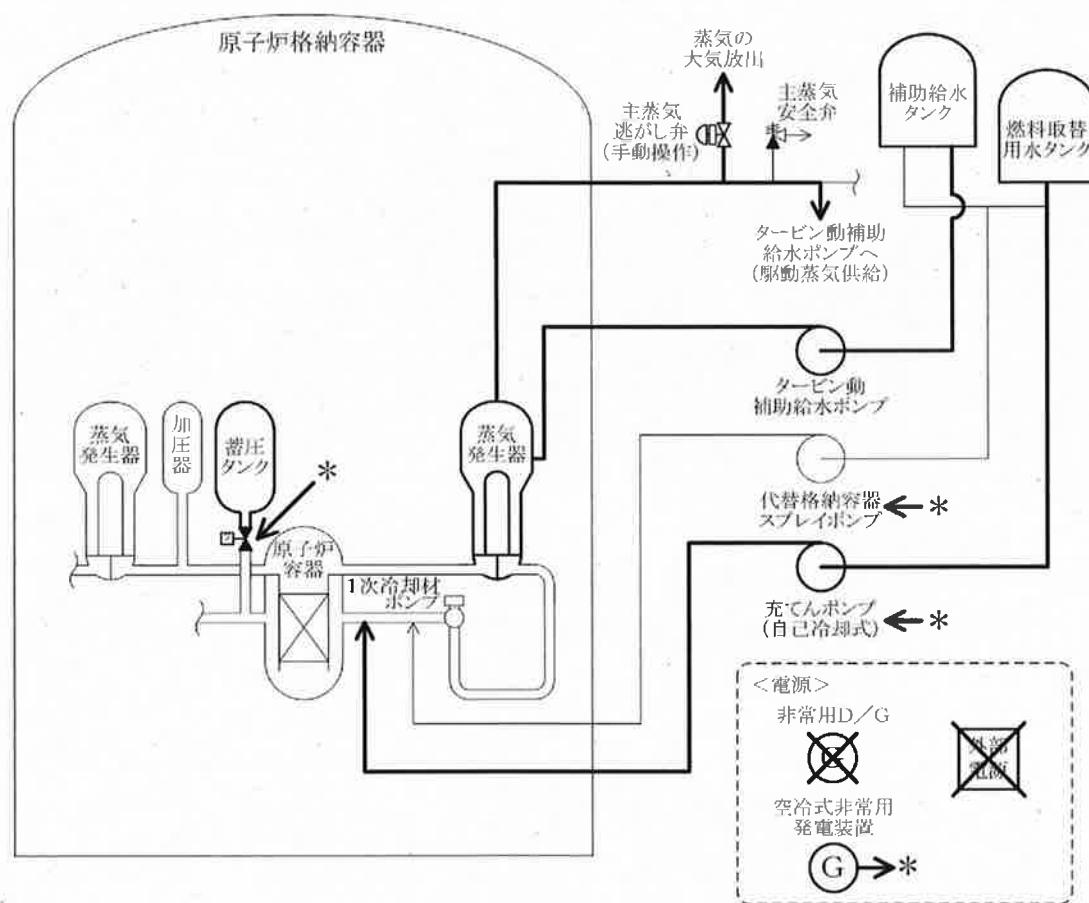


図92 全交流動力電源喪失事象が発生した場合の炉心損傷防止対策の概要

c 全交流動力電源が喪失する事象以外の炉心が損傷に至る可能性がある事象における炉心の冷却

全交流動力電源が喪失する事象以外で、炉心が損傷に至る可能

性のある事象の例としては、中小L O C A（例えば、直径数十センチ程度の配管の亀裂が原因となるようなもの）発生時にE C C Sの高圧注入機能が喪失する事象、大L O C A（例えば、一次冷却材管の両端破断（ギロチン破断）が原因となるようなもの）発生時にE C C Sの再循環機能¹¹⁰が喪失する事象、過渡事象発生時に二次冷却系からの除熱機能が喪失する事象等があるが、炉心の冷却機能を強化したことによって、上述のような事象においても炉心の著しい損傷を防止することができる。例えば、中小L O C A発生時にE C C Sの高圧注入機能が喪失する事象においては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による二次系冷却によって、原子炉を減圧させ、その後低圧の余熱除去ポンプにより炉心へ注水を行うことができる（乙11（10-7-1-115～10-7-1-143頁）、乙13（160～164頁））。また、大L O C A発生時にE C C Sの再循環機能が喪失する事象、すなわち、大L O C A時の対応操作として、通常、燃料取替用水タンクを水源とするE C C Sによる炉心への注水後に、長期の炉心冷却のために格納容器再循環サンプを水源とするE C C S再循環運転への切替えを行うが、これに失敗する事象を想定した場合においても、格納容器スプレイポンプと低圧の余熱除去系ポンプの系統を接続する配管を設けており、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心冷却等が可能である（乙11（10-7-1-144～172頁）、乙13（164

¹¹⁰ 原子炉格納容器内の再循環サンプに溜まった冷却水を再循環して炉心に注入することで継続的に炉心冷却を行う機能

～170頁))。

イ 放射性物質の閉じ込め

債務者は、炉心損傷防止対策が奏功せず、炉心の著しい損傷が生じるに至ったと仮定した場合であって、原子炉格納容器が破損に至る可能性がある現象を引き起こすと想定される事象を抽出し、そのような事象が発生したとしても原子炉格納容器の破損を防止することができる対策を講じるとともに、その対策の有効性を確認している。以下では、一例として原子炉格納容器内の雰囲気（原子炉格納容器内の空間を占める空気、水蒸気等が混合したもの）の圧力の過剰な上昇による原子炉格納容器破損（原子炉格納容器過圧破損）防止対策の概略を説明する。

(ア) 原子炉格納容器過圧破損に至る可能性のある事象の特徴

原子炉格納容器過圧破損に至る可能性のある事象としては、原子炉の出力運転中に、LOCA、全交流動力電源喪失等が発生し、かつ、ECCS及び原子炉格納容器スプレイ設備等の安全上重要な設備の安全機能が喪失する事象が想定される。その結果、炉心が著しく損傷し、原子炉格納容器内へ流出した高温の一次冷却材、溶融炉心の熱で発生した水蒸気等により、何らの対策も講じなければ、原子炉格納容器圧力が過剰に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、原子炉格納容器過圧破損を防止するためには、原子炉格納容器の雰囲気を冷却及び除熱することにより、圧力の上昇を抑制する必要がある。

(イ) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

上記のケースにおいても、原子炉格納容器過圧破損に至らないよ

うにするため、債務者は、格納容器スプレイポンプが作動しない場合でも原子炉格納容器内へ注水できるよう代替格納容器スプレイポンプを設置するとともに、通常時において原子炉格納容器内の機器及び配管類からの放熱を除去するために設けた格納容器再循環装置（乙11の8-8-32頁及び8-8-62～63頁参照）のうちの格納容器再循環ユニットを用いて原子炉格納容器雰囲気を除熱し、減圧する手段を確保している。ちなみに、格納容器再循環ユニットは、冷却水と原子炉格納容器内の空気の熱交換を行う装置であるが、除熱された空気が下部へ移動することで原子炉格納容器内に自然対流が発生するため、ファンが作動しなくても、つまり電力の供給がなくても、連続した除熱が可能である。そして、冷却に用いる原子炉補機冷却水が全交流動力電源喪失などにより使用できない場合を考慮し、ディーゼル駆動式の中型ポンプ車により、格納容器再循環ユニットに冷却水として海水を供給することを可能としている。

これらの対策により、炉心の著しい損傷に至った場合にも、原子炉格納容器の破損は防止できる。すなわち、ECCSや原子炉格納容器スプレイポンプが機能せず、炉心の著しい損傷に至った場合には、代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器への注水を行う。注水した冷却水は原子炉格納容器下部へ流入して溜まり、原子炉容器を貫通し原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。熔融炉心の熱を奪った冷却水は水蒸気となり原子炉格納容器の圧力を上昇させる。この水蒸気は、格納容器再循環ユニットにおいて冷却水と熱交換を行い、冷却水が吸収した熱は原子炉格納容器外へ放出される。こうして原子炉格納容器内の水蒸気が冷却され、

凝縮することで原子炉格納容器内の圧力は低下する(凝縮した水は、再び原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心を冷却する。)。そしてこの循環は、格納容器内の雰囲気自然対流することで継続的に行うことができるため、長期的に格納容器過圧破損を防止することが可能である。(ちなみに、全交流動力電源喪失時には、代替電源設備の起動を行い、この電力により代替格納容器スプレイポンプを作動させるが、万が一、代替電源が確保できなかった場合でも、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により、海水を格納容器内にスプレイすることも可能である。)

債務者は、これらの対策について、厳しい結果となるよう全交流動力電源喪失(とこれに伴う原子炉補機冷却機能の喪失)をも考慮して有効性評価を行い、解析の結果、原子炉格納容器内の圧力は最高で0.335MPa [g a g e] (有効性を確認するための評価項目として設定した事項は「0.566MPa [g a g e] を下回ること」)にとどまるなど、本件3号機における「原子炉格納容器過圧破損」の防止対策が有効であることを確認している。

(以上、乙11(10-7-2-2~10-7-2-41頁)及び乙13(178~185頁)参照)

なお、上記対策によっても、万が一、原子炉格納容器の破損に至った場合には、その影響を緩和するため、大型放水砲及び大型ポンプ車により原子炉格納容器に放水を行うなど、発電所敷地外への放射性物質の拡散の軽減を図ることとしており、そのための手順の整備、体制の整備等を行っている(乙11(8-9-104~8-9-116頁)、乙13(363~368頁)参照)。

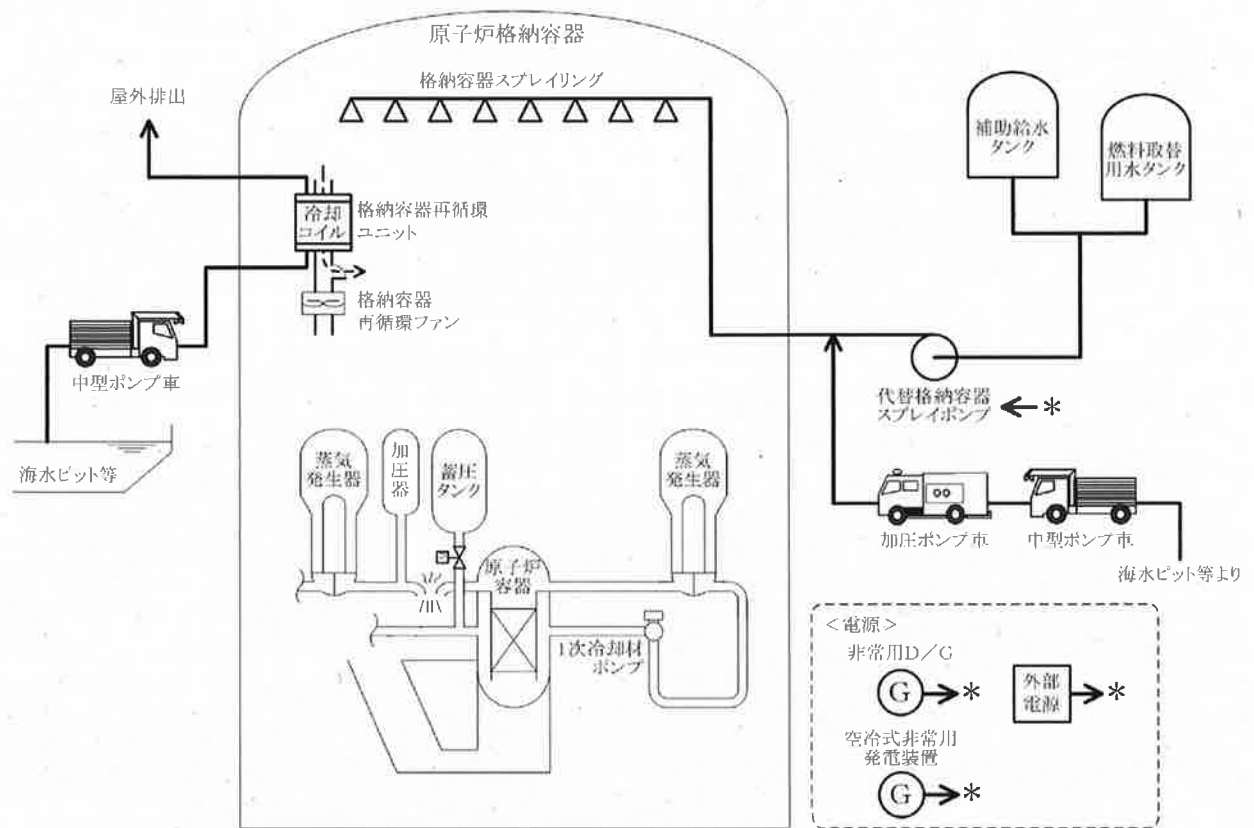


図 9 3 原子炉格納容器の過圧破損を防止する対策の概要

(ウ) 原子炉格納容器過圧破損以外の原子炉格納容器が破損に至る可能性がある現象に対する原子炉格納容器による放射性物質の閉じ込め

原子炉格納容器過圧破損以外で、原子炉格納容器の破損に至る可能性のある現象としては、原子炉格納容器内の温度が過剰に上昇する現象、炉心の損傷等により発生した水素が激しく燃焼する現象、熔融炉心によって原子炉格納容器床のコンクリートが浸食される現象などが考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止する機能を強化したことによって、上記の現象を引き起こす事象においても原子

炉格納容器の破損に至ることはなく、放射性物質を閉じ込めることが可能である。例えば、原子炉格納容器内の温度が過剰に上昇する事象については、原子炉格納容器過圧破損の防止と同様に、熔融炉心への注水を行うとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の雰囲気を除熱する対策を講じることとしている。また、炉心の損傷等により発生した水素が激しく燃焼する事象については、そもそもPWRの原子炉格納容器の自由体積（原子炉格納容器内に設置された設備等の体積を除く自由空間の体積）は非常に大きいため、原子炉格納容器の健全性を脅かすような水素爆轟（衝撃波を伴いながら水素が激しく燃焼する現象）に至るほど水素濃度が上昇しないという特徴を有しているが、静的触媒式水素再結合装置¹¹¹を設置するとともに、さらに、電気式水素燃焼装置（イグナイタ）¹¹²を設置して水素濃度の低減を図っており、水素燃焼により、原子炉格納容器の破損に至ることはない。

（以上、乙11（10-7-2-42～10-7-2-172頁）
及び乙13（185～213頁）参照）

第11 本件3号機の安全確保対策に係る実効性確保及び国の確認について

1 安全確保対策の実効性確保

債務者は、本件3号機の安全確保対策を実効性あるものとするため、保安規定に従い、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。これらの業務を行うにあたっては、保安規定に定めた品質保証活動計画に基づく品質保証活動を実施することにより、本件3号機

¹¹¹ 触媒（白金、パラジウム）により、水素と酸素を反応させ水にすることで、格納容器内の水素濃度を低減する装置

¹¹² 電気ヒータを加熱させ水素を燃焼させることで、格納容器内の水素濃度を低減する装置

の安全性を維持し、さらなる向上に努めている。

(1) 保安管理体制

債務者は、本件3号機の平常運転時はもちろんのこと、非常時においても適切に対応できるよう保安管理体制を確立している。具体的には、社長が本件発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムの構築及び実施並びにその有効性の継続的な改善を統括し、本件発電所の現地組織においては、発電所長が保安に関する業務を統括する。発電所長のもと、品質保証部長、品質保証課長、保安管理課長等が品質保証に係る業務を遂行する。また、本店に原子力発電安全委員会を、発電所に伊方発電所安全運営委員会をそれぞれ設置し、保安に関する事項の審議を行う。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。（乙69（3-1～3-12頁））

(2) 運転管理

本件3号機の運転管理にあたっては、保安規定に定める運転上の留意事項、運転上の制限、異常時の措置等を順守する。運転員については、必要な知識を有することはもちろんのこと、運転責任者である当直長は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任する。安全上重要な機器等の設備は、所定の機能を発揮できるように管理している。また、原子炉の起動及び停止、電気出力上昇、降下等の運転操作は、中央制御室における状態監視に加え、必要に応じ現場において設備・機器の状態を正しく把握しつつ行う。また、平常運転時においても、定期的な作動試験により、平常時には稼働することがない非常用の系統・機器が必要なときにその機能を発揮できることを確認するとともに、日常的な巡視点検等を行う。（乙69（4-1～4-375頁））

(3) 保守管理

保守管理計画に基づき保全プログラムを策定し、点検計画や補修、取替え及び改造に係る計画等を定め、計画的な保全活動を実施している。そして、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善に努めている。（乙69（8-1～8-7頁、添付6））

(4) 保安教育

毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う発電所員への保安教育実施計画を作成し、これに基づく保安教育を実施している。具体的には、関係法令や保安規定の順守に関する事項、放射線管理に関する事項、運転管理（運転操作、巡視点検、異常時対応等に関する事項）、運転訓練（シミュレータによる運転訓練）等を実施している。また、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員について、入所時に安全上必要な教育（放射性物質で汚染された物の取り扱い、放射線管理、関係法令・保安規定の順守等に関する事項）が実施されていることなどの確認を行う。（乙13（8頁）、乙69（10-1～10-10頁））

(5) 品質保証

品質保証計画を定め、安全性を達成・維持・向上させるため、一般社団法人日本電気協会の「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111）」に従った品質マネジメントシステムに、実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則を踏まえた、本件発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し

(Plan), 実施し (Do), 評価確認し (Check), 継続的に改善する (Act), いわゆるPDCAサイクルによる品質保証活動を行っている (乙13 (6~8頁), 乙69 (2-1~2-19頁))。

2 安全確保対策の国による確認

これまでに述べたとおり, 債務者は, 本件3号機の設計段階だけでなく, 建設以降も最新の知見を踏まえながら, 本件3号機の安全性を確保してきた。そして, 債務者が講じた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, 国の確認を受けている。すでに述べたとおり, 福島第一原子力発電所事故が発生したことを踏まえ, 原子炉等規制法が改正されるとともに, これを補う原子力規制委員会規則等 (新規制基準) が制定されたことから, 債務者は, まずは本件3号機が改正後の原子炉等規制法及び新規制基準に適合することを確認し, 国による確認を受けている。もっとも, このことは本件3号機における安全確保対策が, 新規制基準の範囲にとどまることを示すものではなく, 本件3号機においては, 本件発電所の自然的立地条件などを踏まえた多岐にわたる安全確保対策を講じ, さらに安全性を高めるための対策も講じている。

(1) 原子力発電所に係る規制の概要

ア 原子炉等規制法による規制の概要

原子炉等規制法では, 原子力発電所に係る規制の枠組みが, 概要, 以下のように定められている (なお, これらの規制の枠組みについては, 原子炉等規制法の改正前後を通じて特段変更はない。)

すなわち, 発電用原子炉を設置しようとする者は, まず, ①原子力規制委員会の原子炉設置許可を受けることを要するとされている (原子炉等規制法43条の3の5及び43条の3の6)。次に, 工事に着

手するためには、②工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならないとされている(原子炉等規制法43条の3の9)。そして、発電用原子炉の運転を開始するためには、③原子力規制委員会の使用前検査を受け、これに合格しなければならないほか(原子炉等規制法43条の3の11)、④保安規定を定め、原子力規制委員会の認可を受けなければならないとされている(原子炉等規制法43条の3の24)。さらに、運転開始後においても、⑤一定の時期ごとに、原子力規制委員会が行う施設定期検査を受けなければならないとされている(原子炉等規制法43条の3の15)。

また、発電用原子炉設置許可を受けた者が、原子炉等規制法43条の3の5第2項2号から5号まで又は8号から10号までに掲げる事項を変更しようとするときは、⑥原子力規制委員会の設置変更許可(原子炉等規制法43条の3の8)を受けた上、必要により、工事計画認可、使用前検査及び保安規定変更認可を受けなければならないとされている(それぞれ原子炉等規制法43条の3の9、43条の3の11及び43条の3の24)。

なお、これら原子炉等規制法の改正については、設置法附則により経過措置が設けられており、例えば、従前の国の機関が改正原子炉等規制法の施行前にした許可、認可その他の処分又は通知その他の行為は、施行後は、設置法による改正後のそれぞれの法律の相当規定に基づいて、相当の国の機関がした許可、認可その他の処分又は通知その他の行為とみなすとされている。

イ 新規制基準による規制の概要

原子炉等規制法の改正を受けて、原子力規制委員会規則等が制定又

は改正され、原子炉設置許可から使用前検査に至る規制の具体的な内容が定められている。以下、概要を説明する。

まず、原子炉設置許可（上記①）については、原子炉等規制法43条の3の6第1項各号に適合することが求められるところ（なお、原子炉設置変更許可（上記⑥）についても、原子炉等規制法43条の3の8第2項において同条の規定が準用されている。）、同項4号において、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」と規定されている。この「原子力規制委員会規則」として、設置許可基準規則が定められており、その解釈として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「設置許可基準規則解釈」という。）（乙68）が定められている。

次に、工事計画の認可（上記②）については、原子炉等規制法43条の3の9第3項各号に適合することが求められるところ、同項2号において、「発電用原子炉施設が第43条の3の14の技術上の基準に適合するものであること」が工事計画認可の要件の一つとされている。この「技術上の基準」として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）が定められており、その解釈として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「技術基準規則解釈」という。）（乙76）が定められている。

また、使用前検査（上記③）については、原子炉等規制法43条の

3の11第2項各号に適合することが求められるところ、同項2号において、「第43条の3の14の技術上の基準に適合するものであること」が使用前検査の合格要件の一つとされている。この「技術上の基準」として、技術基準規則が定められており、その解釈として、技術基準規則解釈が定められている。

(2) 本件3号機の安全確保対策に係る国の確認

債務者は、上記で述べた福島第一原子力発電所事故後の安全確保対策を踏まえ、平成25年7月8日に本件3号機に係る原子炉設置変更許可、工事計画認可及び保安規定変更認可に係る各申請を原子力規制委員会に対して行った。そして、原子炉設置変更許可申請については、平成27年5月21日から平成27年6月19日までの間、原子力規制委員会が作成した本件3号機の審査書案に対する科学的・技術的意見の公募手続（パブリックコメント）が実施された上で、平成27年7月15日に開催された平成27年度第19回原子力規制委員会において、「四国電力株式会社伊方発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号原子炉施設の変更）に関する審査書」の案が付議、了承され、債務者の申請に対する同委員会の許可処分がなされた（乙13、乙77）。また、工事計画認可及び保安規定変更認可に係る各申請については、原子炉設置変更許可申請に係る審査と並行し、同申請の許可後も引き続き、審査が進められ、工事計画については平成28年3月23日に、保安規定の変更については、平成28年4月19日に、それぞれ原子力規制委員会の認可処分がなされた（乙45、乙78、乙79）。上記許認可申請に係る審査は、その終了までに、原子力規制委員会において78回に及ぶ審査会合、事務局による約600回に及ぶヒアリングがそれぞれ行われている。

なお、本件3号機については、工事計画の認可処分がなされたことを踏まえ、本件3号機で実施した安全対策工事が認可を受けた工事計画のとおりであることなどを確認する検査（使用前検査）を受検するための申請を原子力規制委員会へ行っており、現在、同検査が行われているところである。

第12 原子力防災対策について

1 原子力災害対策特別措置法に基づく原子力防災

債務者は、ここまで述べてきたとおり、本件3号機において放射性物質のもつ危険性を顕在化させないために十分な対策を講じているところであるが、これに加え、従来から、国及び地方公共団体等と連携して、万が一、放射性物質を環境へ大量に放出する事態が発生するような場合にも備え、原子力防災の措置をも講じてきた。

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。債務者においても、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きた。

2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力防災対策

そして，福島第一原子力発電所事故以降，同事故の経験と教訓を踏まえた新たな原子力防災対策の枠組みが構築された。すなわち，平成24年9月6日，防災に関する国の方針を取りまとめた「防災基本計画」が改正されるとともに，平成24年10月31日，原子力規制委員会により，原子力災害対策に係る専門的・技術的事項を取りまとめた「原子力災害対策指針」が策定され，この両者をいわば「車の両輪」として，原子力事業者，国，地方公共団体等による原子力災害対策を円滑に実施するための枠組みが設定された。

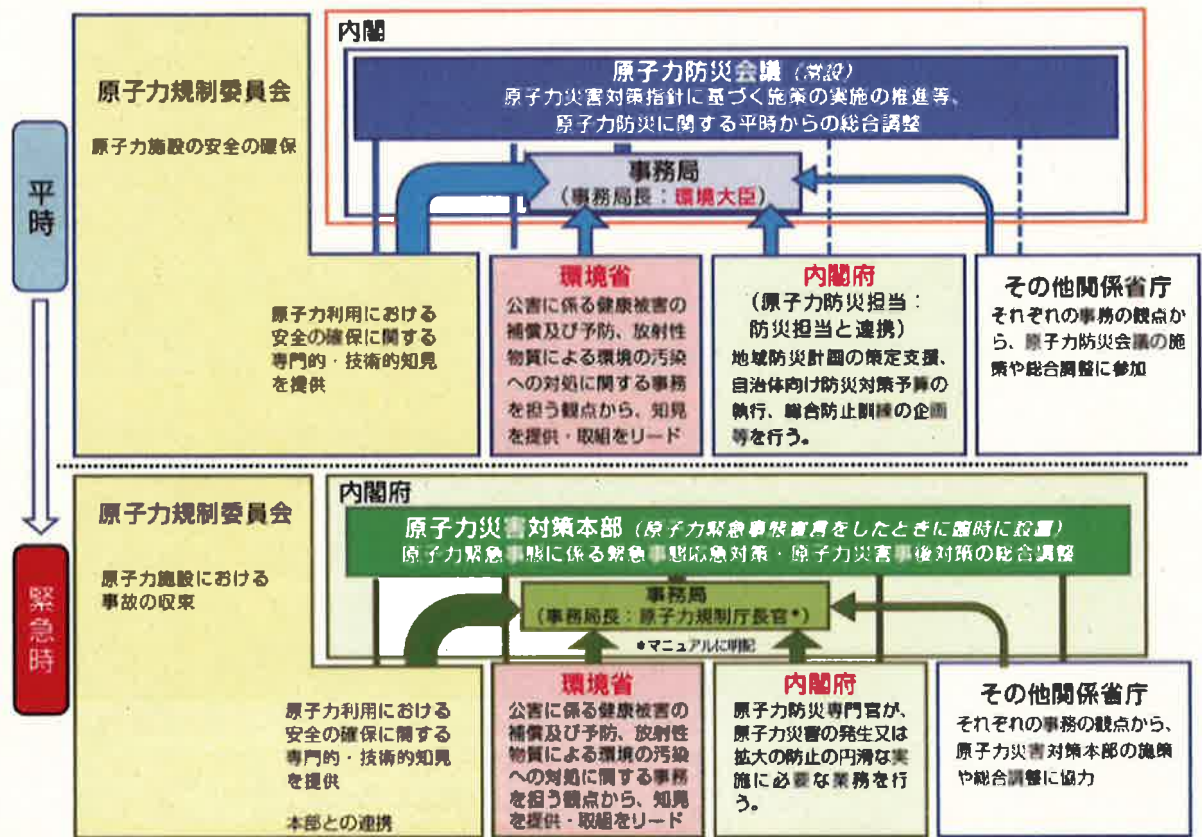


図9-4 国の原子力防災体制

この制度枠組みのもとで、国、地方公共団体及び原子力事業者である債務者は、仮に原子力災害が生じた場合にも住民等の被ばく防護措置に向けた役割を適切に果たすべく、防災組織の構築、情報連絡体制の整備、資機材の確保、計画等の策定等の準備を行っており、緊急事態発生時においては、連携して原子力防災対策を実施し、住民等に対する防護措置を行うこととしている。例えば、国においては、内閣総理大臣を議長とする原子力防災会議が新設され、地方公共団体においては、住民の避難計画の策定を含む「地域防災計画（原子力災害対策編）」の改正が行われ、債務者においては、原子力防災に対する備えをより一層強化する観点から、原子力事業者防災業務計画の改正（原子力災害発生時の通報先の拡充、防災体制の強

化等)を行うなどした。

3 伊方地域の緊急時対応

住民の避難計画をはじめとする原子力防災対策を取りまとめた、伊方地域における緊急時対応に係る計画(乙80)については、平成27年8月26日に開催された第1回伊方地域原子力防災協議会においてその内容が具体的かつ合理的であることが確認され、平成27年10月6日に開催された第5回原子力防災会議において報告・了承された(乙81,乙82)。そして、平成27年11月8～9日の2日間にわたって、伊方地域において平成27年度の原子力総合防災訓練が実施され、その実効性の検証が行われた(乙83)が、その結果を踏まえて今後さらなる内容の改善や充実が図られることになる。

第13 まとめ

以上詳述したとおり、本件3号機の安全性は十分に確保されており、債権者らの人格権を侵害するおそれがないことは明らかであるから、本件仮処分申立ては却下されるべきである。

申立ての理由に対する認否

債権者らの主張は、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、本件仮処分申立てにおいて特に重要ではないと思われる部分については、債務者として、大まかにみれば首肯できなくはないと考えて認めた部分があることを予めお断りしておく。

第1 「第1 はじめに」について

1 「1 福島原発事故の教訓」について

概ね認めるが、地震が福島第一原子力発電所事故の原因であるとする点は否認する。

地震動による福島第一原子力発電所の安全上重要な設備の損傷は認められていない（乙72，73及び84）。

2 「2 原発再稼働の動きが加速していること」について
概ね認める。

3 「3 本申立の目的」について
債権者らの思いの表明であり、認否の限りでない。

第2 「第2 当事者」について

1 「1 債権者ら」について
不知。

2 「2 債務者」について
一部否認する。

債務者は、現時点では、すでに一般電気事業者ではない。その他、正確には前記「債務者の主張」第3の1で述べたとおりである。

第3 「第3 伊方原発の概要と原子力発電の仕組み」について
概ね認める。

第4 「第4 被保全権利」について

第1段落は、認める。第2及び3段落は、否認ないし争う。

前記「債務者の主張」第6～第10で述べたとおり本件3号機の安全が確保されていることに加えて、本件仮処分を申し立てた債権者らが、本件3号機から約100km以上も離れた地点に居住しており、本件3号機の過酷事故をあえて仮定しても、その健康の維持に悪影響を及ぼす程度の量の放射線に被ばくする危険性は著しく小さいと考えられること（実際、福島第一原子力

発電所事故の際にも100km以上離れた地点に避難指示等が出されたことはない(乙85)。)も合わせ考えれば、債権者らの人格権が侵害される事態は考えられない。

第5 「第5 司法判断の在り方について」について

争う。

本件仮処分申立てにおける判断の枠組み等に関する債務者の考えについては、前記「債務者の主張」第2で述べたとおりである。

第6 「第6 伊方原発における過酷事故発生の蓋然性」について

1 「1 軽水型原子炉の危険性」について

概ね認めるが、本件3号機を含む軽水型原子炉における熱設計が「綱渡りの」であるなどとする点は否認する。

前記「債務者の主張」第9で述べたとおり、軽水炉の安全設計は深層防護の考え方に基づくものであり、また、安全上重要な設備について多重性又は多様性及び独立性が確保されているものであり、決して「綱渡りの」なものではない。さらに本件3号機においては、前記「債務者の主張」第10で述べたとおり、福島第一原子力発電所事故を踏まえた対策も講じているため、十分に安全が確保されている。

2 「2 伊方原発における過酷事故の蓋然性」について

(1) 「(1) はじめに」について

認否の限りでない。

(2) 「(2) 地震」について

ア 「ア 伊方原発の立地の危険性」について

南海トラフによる地震や中央構造線断層帯による地震が発生した場合に本件3号機の安全が損なわれる危険性があると認める点については否認し、

その余は概ね認める。

債務者は、前記「債務者の主張」第7の2(3)イで述べたとおり、南海トラフによる地震に関して、あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震として、過去最大規模の宝永地震（M8.6）や中央防災会議（2003）の想定南海地震モデル（M8.6）を上回る想定で作成された「南海トラフの巨大地震モデル検討会」による南海トラフの巨大地震（陸側ケース）（M9.0）が発生することを前提として、さらに安全側の評価となるよう、当該モデルで設定された強震動生成域に加え、敷地直下にも強震動生成域を追加配置する不確かさの考慮を行った上で地震動評価を行い、南海トラフの地震による地震動により本件3号機の安全性が損なわれないことを確認している。また、中央構造線断層帯による地震に関しては、中央構造線断層帯が480km連動して活動することを前提に、さらに安全側の評価となるよう各種の不確かさを考慮した上で地震動評価を行い、中央構造線断層帯による地震に伴う地震動により本件3号機の安全性が損なわれないことを確認している。

イ 「イ 過去に大地震に見舞われていること」について

愛媛県内において過去に発生した地震に関し、地震調査研究推進本部のウェブサイトには債権者らが引用する記載があることは認めるが、前記「債務者の主張」第7の2(3)イで述べたとおり、債務者は地震カタログ等の文献や地震調査研究推進本部等の国の機関による知見を踏まえて敷地周辺における地震発生状況を適切に把握するとともに、文献調査、地形調査、地表地質調査、海域地質調査、地球物理学的調査等による入念な調査に基づき敷地周辺の活断層の分布を把握した上で、

敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を選定し、地震動評価を行っている（当然ながら、債権者らが引用する地震調査研究推進本部の知見についても把握している。）。

ウ 「ウ 伊方原発における基準地震動が過小であること」について

(ア) 第1及び2段落について

債務者が策定した本件発電所の基準地震動 S_s が過小であるとする点は否認し、その余は概ね認める。

確かに、柏崎刈羽原子力発電所、浜岡原子力発電所及び女川原子力発電所の基準地震動 S_s （それぞれ複数の基準地震動 S_s が策定されている。）のうち最大加速度が最も大きいものは、それぞれ2300ガル、2000ガル、1,000ガルとなっているが、これらの最大加速度と本件発電所の基準地震動 S_s の最大加速度との違いは、以下に述べるとおり、それぞれの原子力発電所における地域特性の違いが反映されているものであり、単純にその数値の大小を比較すべきものではない。

a 原子力発電所の敷地周辺の地震発生環境の違い

そもそも原子力発電所が立地する地点ごとに、敷地周辺の地震発生環境（どのような地震が発生する地域であるか）は全く異なる。したがって、当然ながら、基準地震動 S_s を策定するにあたって考慮する地震の震源特性（地震の規模、地震発生様式等）も異なったものとなる。例えば、本件発電所では、地震発生様式として内陸地殻内地震に分類される中央構造線断層帯による地震の影響が大きいと想定されるが、太平洋側に立地する浜岡原子力発電所や女川原子力発電所では、プレート間地震や海洋プレート内

地震（海側の地震）の影響が大きいと想定される（内陸の地震よりも海側の地震の方が、最大加速度の値に影響する短周期レベルが大きい傾向にある（後記図106参照）。）。また、同じ内陸地殻内地震でも、中央構造線断層帯による地震が横ずれ断層型の地震であるのに対し、柏崎刈羽原子力発電所に大きな地震動をもたらした新潟県中越沖地震は逆断層型の地震であり、柏崎刈羽原子力発電所においては基準地震動 S_s の策定にあたって逆断層型の地震を想定することになる（横ずれ断層型よりも逆断層型の方が、短周期レベルが大きい傾向にある（後記図105参照）。）。

b 原子力発電所の敷地の地下構造の違い

柏崎刈羽原子力発電所と浜岡原子力発電所における基準地震動 S_s の最大加速度は、それぞれ2300ガル、2000ガルとなっており、他の原子力発電所と比べて特に大きなものになっている。この要因としては、以下に述べるとおり、それぞれの原子力発電所において敷地の地下構造に起因する地震動の増幅が生じることが挙げられる。

(a) 柏崎刈羽原子力発電所の敷地の地下構造に起因する地震動の増幅について

平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震の際、柏崎刈羽原子力発電所において、当時の基準地震動を大きく上回る地震動が観測されたことを受け、東京電力株式会社は、その要因の分析を行った。その結果、地下深部地盤の不整形性の影響及び発電所敷地下にある古い褶曲構造の影響によりそれぞれ地震動が2倍程度（合わせて4倍程度）増幅するなど、敷地の

地下構造に起因する地震動の増幅が確認されたとしている。東京電力株式会社による分析結果については、後記エで改めて詳述する。

(b) 浜岡原子力発電所の敷地の地下構造に起因する地震動の増幅について

平成21年8月11日に発生した駿河湾の地震において、浜岡原子力発電所5号機の観測記録が同発電所の他号機に比べて大きかったことを受け、中部電力株式会社は、その要因の分析を行った。その結果、「5号機の揺れの増幅の主要因は、同号機周辺の地下浅部に分布する低速度層であること」、「低速度層は5号機周辺以外には分布していないこと」及び「地震観測記録において5号機周辺の増幅がみられるのは駿河湾の地震の到来方向の地震に限られ、かつ5号機周辺以外の観測点では顕著な増幅がみられないこと」を確認したとしている(乙86)。

この地震動の増幅は、浜岡原子力発電所5号機周辺の地下浅部に分布する低速度層による地震波の屈曲により地震波が干渉して増幅する「フォーカシング現象」と呼ばれる現象が生じることによるものと考えられており、敷地の地下構造に起因して地震動の増幅が生じたことを示している(図95)。

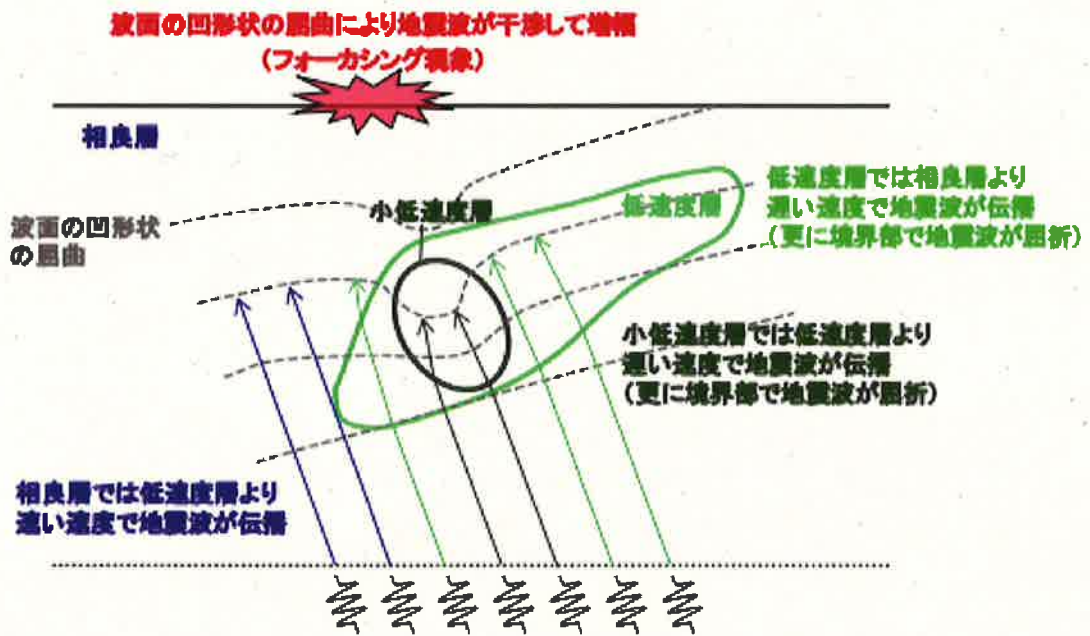


図 9 5 浜岡原子力発電所 5 号機の地震動の増幅メカニズム
(中部電力株式会社の平成 2 6 年 8 月 1 日審査会合資料から抜粋)

ちなみに、中部電力株式会社は、地震動の増幅をもたらす低速度層の影響を受けない観測点に係る基準地震動 S_s も策定しており、その最大加速度は 1 2 0 0 ガルとなっていることから、5 号機周辺の地下浅部に分布する低速度層により最大加速度が 1. 5 倍以上に増幅されているといえる。

(c) 本件発電所の地下構造について

前記「債務者の主張」第 7 の 2 (3)イ (ウ) で述べたとおり、債務者は、1 9 7 5 年から実施している地震観測 (強震及び微小地震) により、地震の発生地域を敷地北方、東方、南方及び西方の 4 領域に分けて検討したところ、浜岡原子力発電所 5 号機で見られたような、地震波の到来方向によって増幅特性が異な

る傾向はないことを確認している。また、建設時に行ったボーリング調査に加え、平成22年からは先駆的取組みとして深度2000mまでの深部ボーリング調査を行うなど徹底した地下構造の調査を実施した結果、本件発電所の地下構造については、地震動の特異な増幅の要因となる低速度域及び褶曲構造は認められず、地下の地盤の速度構造（地震波の速度分布）は、乱れがなく、均質であることを確認している。したがって、本件発電所については、柏崎刈羽原子力発電所や浜岡原子力発電所に見られたような敷地地下構造に起因する地震動の増幅が生じることはない。

c 原子力発電所の解放基盤表面の違い

地震波は、硬い地盤から軟らかい地盤に伝わる際に振幅が大きくなる性質を持っている（前記「債務者の主張」第7の2(1)オ参照）。このため、解放基盤表面として設定される地盤が硬い地盤であるほど地震動の増幅が少なくなり、その結果、基準地震動Ssの最大加速度も小さなものになる。地盤の硬さは、一般的にS波の速度で表されるところ、前記「債務者の主張」第7の1(3)で述べたとおり、本件発電所の解放基盤表面は、S波速度が2600m/秒という極めて硬い地盤に設定されている。この2600m/秒というS波速度の値は、柏崎刈羽原子力発電所及び浜岡原子力発電所の解放基盤表面のS波速度（柏崎刈羽原子力発電所が700m/秒、浜岡原子力発電所が740m/秒）と比べて格段に大きく、また、本件発電所と同様に硬い地盤に設置されている女川原子力発電所の解放基盤表面のS波速度（1500m/秒）

と比べてもかなり大きな値である（なお、全国の原子力発電所の解放基盤表面の中で、本件発電所の解放基盤表面のS波速度が最も大きい。）。本件発電所の解放基盤表面として設定している地盤が極めて硬く、地震動の増幅をあまり生じさせないものであることについては、2014年3月14日に発生した伊予灘の地震（M6.2）においても確認されている。すなわち、同地震では、本件発電所の近傍に位置するK-NE T¹¹³八幡浜観測点で約260ガルの地表最大加速度を観測するなど本件発電所の周辺で大きな地震観測記録が得られたのに対し、本件発電所内の深部ボーリング孔を利用した地震観測地点（前記「債務者の主張」第7の2(3)イ(ウ) b参照）のうち深度5m地点の観測点における水平方向の最大加速度は約60ガルと小さく、しかも、深度2000m地点の約50ガルと比較して顕著な増幅は認められなかった（図96）。これは、K-NE T八幡浜観測点の地盤が本件発電所内の地震観測地点（深度5m地点）よりも軟らかい（本件発電所内の地震観測地点（深度5m地点）におけるS波速度が600m/秒程度¹¹⁴であるのに対し、K-NE T八幡浜観測点の地盤のS波速度は170m/秒程度であった）ことなどが反映されたものであると考えられる。

¹¹³ 国立研究開発法人防災科学技術研究所（防災科研）が運用する、全国を約20km間隔で均質に覆う1000箇所以上の強震観測施設からなる強震観測網。政府の地震調査研究推進本部が推進している「地震に関する基盤的調査観測計画」の一環として、同じく防災科研が整備した「KiK-net」とともに、全国の強震記録を観測、記録している。

¹¹⁴ 原子炉建屋を設置している岩盤は、表層地盤を削るなどしているため深部地震観測地点（深度5m地点）よりもさらに硬い岩盤（S波速度2600m/秒）である。

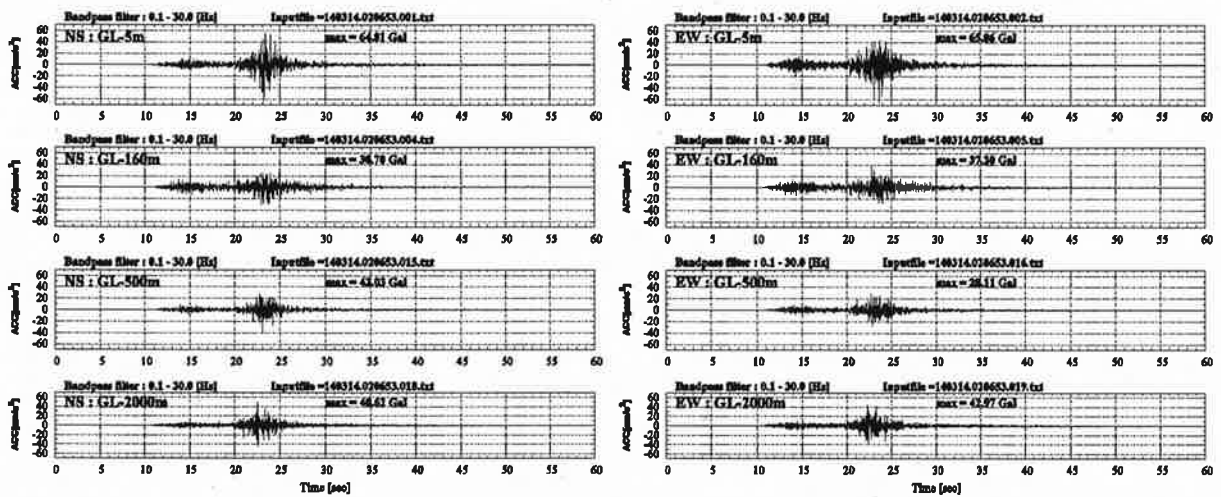


図 9.6 2014年3月14日伊予灘地震の地震観測記録

(西坂ほか(2014)¹¹⁵より抜粋)

d まとめ

以上のとおり、原子力発電所における基準地震動 S_s の大きさ（あるいは最大加速度の大きさ）については、敷地周辺の地震発生環境、敷地の地下構造及び解放基盤表面として設定する地盤の硬さによって大きく影響を受ける。そして、柏崎刈羽原子力発電所、浜岡原子力発電所及び女川原子力発電所における基準地震動 S_s の最大加速度が本件発電所と比べて大きいのは、これらが影響したものと考えられるのである。（表 1.9 参照）

¹¹⁵ 「2014年3月14日伊予灘地震の大深度地震観測記録に基づくQ値逆解析（速報）」西坂直樹・鈴木俊輔・大西耕造・石川慶彦・松崎伸一・長井千明・安藤賢一・佐藤浩章，日本地震学会講演予稿集，2014年度秋季大会，S16-P22，235. 2014

表 1 9 原子力発電所の基準地震動 S s の最大加速度と地域特性

発電所	地震発生環境	敷地の地下構造	解放基盤表面 S波速度(m/秒)	最大加速度 (ガル)
柏崎刈羽	逆断層型 内陸の地震	・深部地盤の不整形性 (2倍程度増幅) ・古い褶曲構造 (2倍程度増幅)	700	2300
浜岡	海側の地震	・地下浅部の低速度層 (1.5倍以上増幅)	740	2000
女川	海側の地震	・特異な増幅なし	1500	1000
伊方	横ずれ断層型 内陸の地震	・特異な増幅なし	2600	650

(イ) 第3及び4段落について

石橋教授、瀨瀬教授の新聞インタビュー記事があること及びその内容として債権者らが挙げるような趣旨の記載がなされていることは、概ね認める。

しかしながら、両教授とも、本件発電所について具体的に地震動評価を行ったわけではないようであり、本件発電所の基準地震動 S s が過小であるとする根拠は、敷地前面に中央構造線断層帯があること及び南海トラフによる巨大地震の震源域の北西端にあることしか示されていない。債務者がこれらの地震に伴う地震動について適切に考慮した上で基準地震動 S s を策定していることはすでに前記「債務者の主張」第7の2(3)イで述べたとおりである。

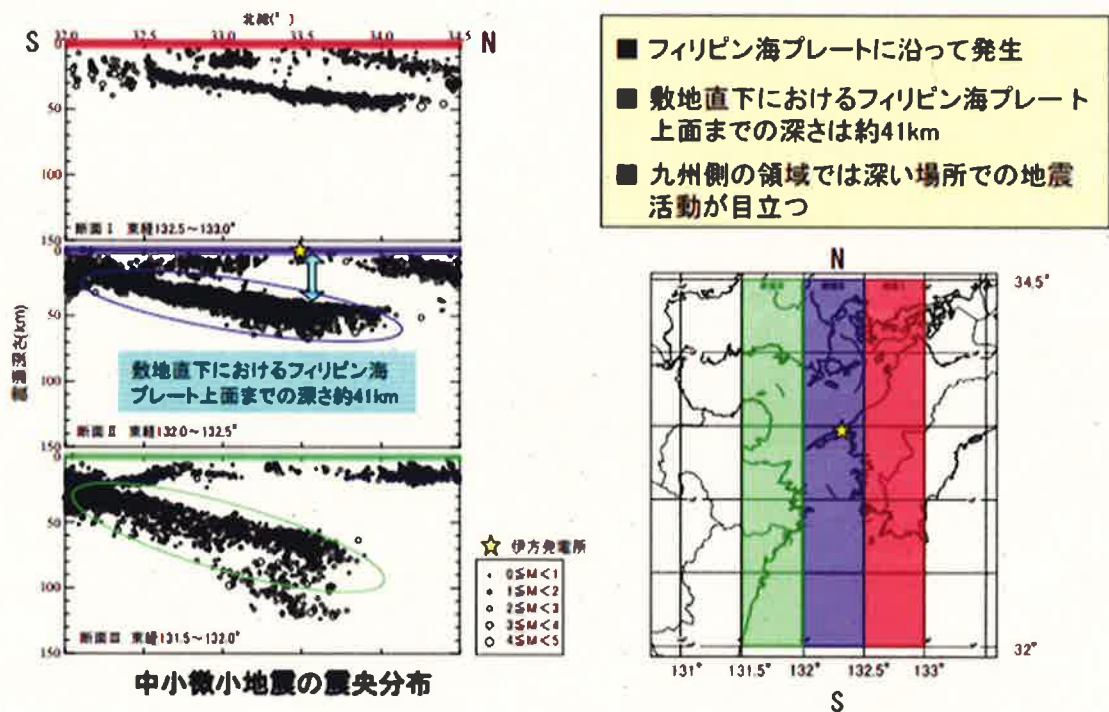
なお、「54キロから480キロ延ばして、これだけ(基準地震動が570ガルから最大650ガル)しか変わらないのは違和感がある。」との瀨瀬教授のコメントが記載されているが、敷地への地震動

の影響に関しては、中央構造線断層帯の中でも敷地前面海域の断層群（54 km）による影響が支配的であり、連動する距離が長くなったとしても、敷地に最も影響を与えるのは、結局のところ、敷地前面海域の断層群であるため、480 kmという極めて広範囲の連動を想定しても、54 kmモデルの評価と比べて、それほど地震動のレベルは変わらない（前記「債務者の主張」第7の2(3)イ(エ) a（不確かさの考慮）参照）。これは、断層長さが長くなり、震源断層面が大きくなるとしても、地震動は距離とともに減衰するため、地震動の評価地点（例えば本件発電所）との距離が遠い断層面からの地震動の影響は極めて小さいものとなり、結果として評価地点における地震動の強さは一定程度で飽和するからである。地震動が距離とともに減衰する特性は、特に原子力発電所にとって重要な短周期地震動で顕著である。

また、両教授とも南海トラフによる地震の震源域にあることを危険視するが、プレート間地震である南海トラフの巨大地震を引き起こす原因となるフィリピン海プレートは、図26に示すとおり、陸側のプレートの下に沈み込んでいる。図97は、本件発電所の敷地周辺の小規模な地震活動に関して南北方向断面（図の右側に赤、青、緑で示された領域がそれぞれ左側の赤、青、緑の断面図に対応している。）での発生分布を示したものであり、フィリピン海プレートが陸側のプレートの下に沈み込んでいる様子を確認することができる。そして、図に青色で示された本件発電所を含む断面の分布を見ると、本件発電所の敷地直下ではフィリピン海プレート上面から地表までの距離が約41 kmであることが分かる。このように、南海トラフに

よる地震の震源となるプレート上面から本件発電所までの距離が長くなることで地震動が減衰し、最大クラスの地震である南海トラフの巨大地震を敷地直下に想定しても、本件発電所に到達する地震動はあまり大きなものにならないのである。

【鉛直分布(NS方向断面)】



(債務者の平成25年8月28日審査会合資料から抜粋)

図9-7 本件発電所敷地周辺の小規模な地震記録(南北方向断面)

エ 「エ 我が国の原発は想定を超える地震動に見舞われてきたこと」
 について

債権者らが挙げる①～⑤の事例において、それぞれの原子力発電所に到来した地震動が、基準地震動(後述するとおり、必ずしも「基準地震動S_s」ではない。)を一部周期帯で超えるなどしたことは認め

るが、債権者らの挙げる観測記録、当時の基準地震動に関する記載は正確でない。また、①～⑤の事例が存在することをもって、本件発電所の基準地震動 S_s によっては安全性が担保されないとする債権者らの主張は否認する。すなわち、①～⑤の5つの事例については、当該地点に固有の地域特性による影響が大きい事例であったり、そもそも「基準地震動 S_s 」を超過した事例ではなかったりと、必ずしも他の原子力発電所における基準地震動 S_s の信頼性とは直接に結びつかない要素が多々存在する。

以下、まずはこれらの5つの事例の概要を説明した上で、これらの事例が本件発電所の基準地震動 S_s の信頼性を否定する根拠とならないことを説明する。

(ア) 5つの事例について

① 宮城県沖地震

(概要)

平成17年8月16日に発生した宮城県沖地震は、宮城県沖のプレート境界を震源とするM7.2のプレート間地震であり、震源深さは約42kmであった。また、東北電力株式会社女川原子力発電所までの震央距離は約73km、震源距離は約84kmであった。

女川原子力発電所1号機・2号機・3号機について、地震後の点検の結果、安全上問題となる被害は確認されなかった。

東北電力株式会社は、本地震による岩盤中の観測記録から解析的に上部地盤の影響を取り除いた解放基盤表面における地震動（以下「はぎとり波」という。）の応答スペクトルが、一部

の周期において基準地震動 S 2（最大加速度 375ガル）を超えていることを確認している（図 9 8）。（ただし、はぎとり波の最大加速度は 375ガルを超えていない。）

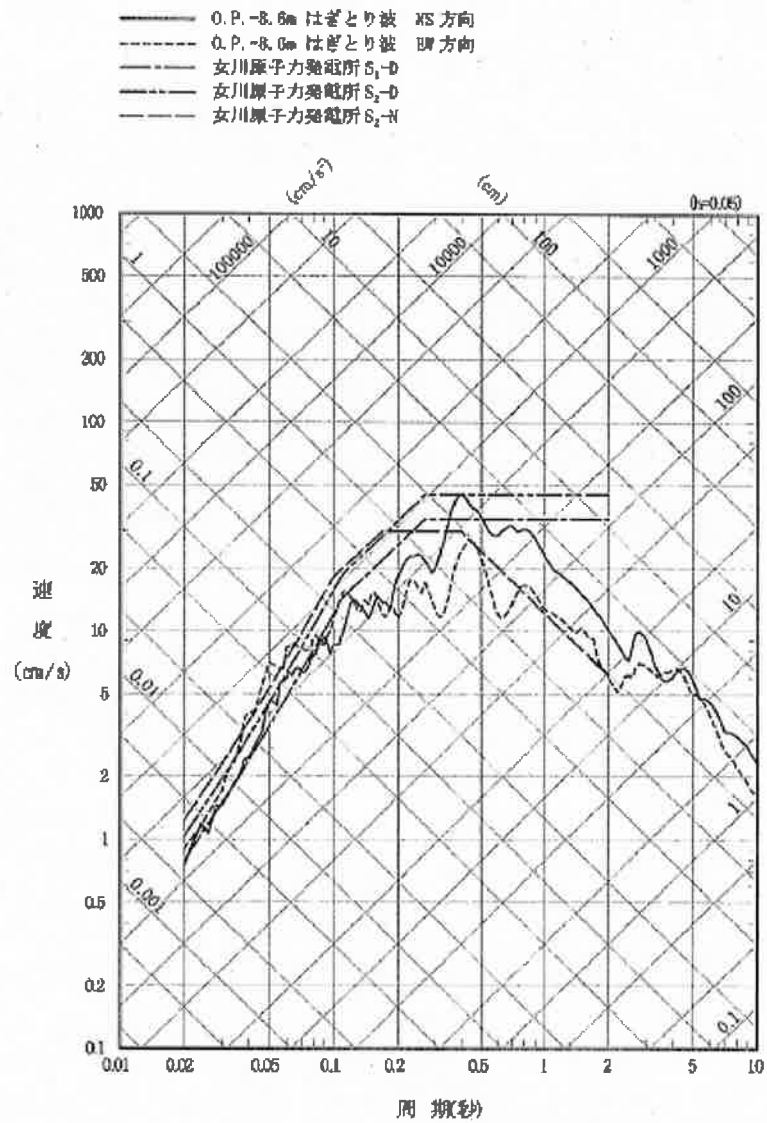


図 9 8 宮城県沖地震の際の女川原子力発電所におけるはぎとり波と基準地震動の応答スペクトルの比較

(基準地震動超過の要因)

東北電力株式会社は、このはぎとり波の応答スペクトルが、一部の周期で女川原子力発電所の基準地震動S2を超えることとなった要因について、「今回の地震では、短周期成分の卓越が顕著である傾向が認められ、これは宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられる。」と結論付けている(乙24)。また、このような宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性については、最新の知見(乙87)においても同様の傾向が見られる(図99)。

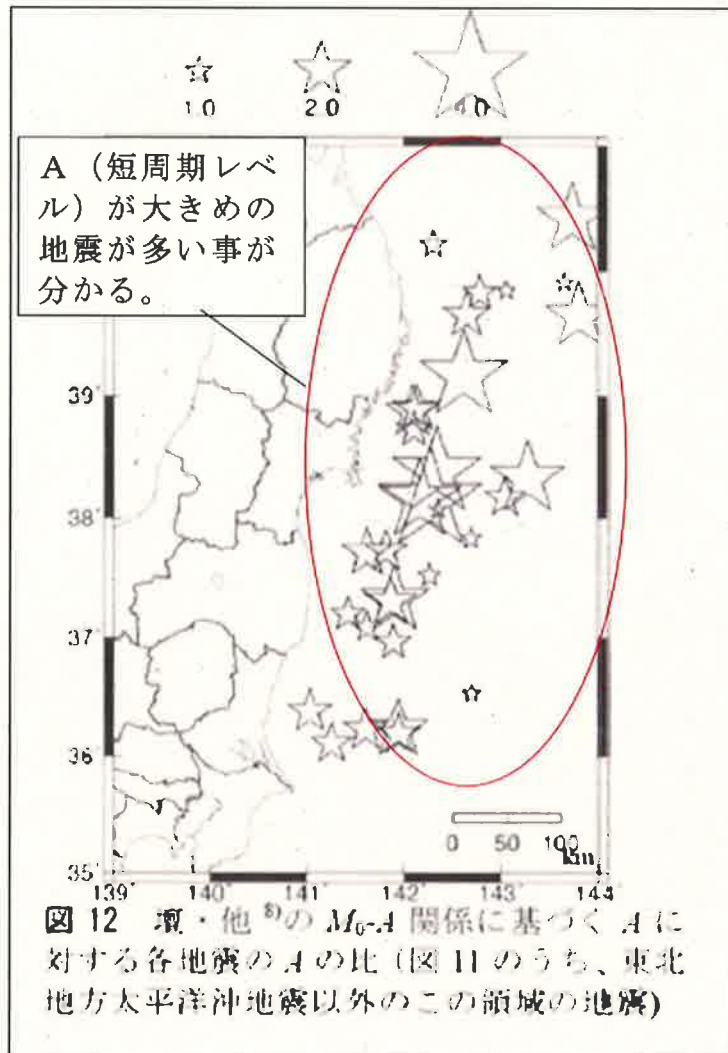


図 9 9 東北地方のプレート間地震の短周期レベルの地域特性(乙 8 7 に加筆)

なお、東北電力株式会社は、本地震による知見を踏まえ、「安全確認地震動」¹¹⁶を策定し、安全上重要な設備について、耐震安全性は十分確保されることを確認し、平成 1 8 年 9 月の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の評価(いわゆる「耐震バックチェック」)においては、上記の安全確認地震動を基準地震動 S_s の 1 つ ($S_s - D$) とし、

¹¹⁶ 東北電力株式会社が 2005 年宮城県沖地震を踏まえた耐震安全性検討を実施した際に策定した地震動。後に基準地震動 S_s の一つとして採用された。

安全上重要な設備について耐震安全性を確認している(乙27)。

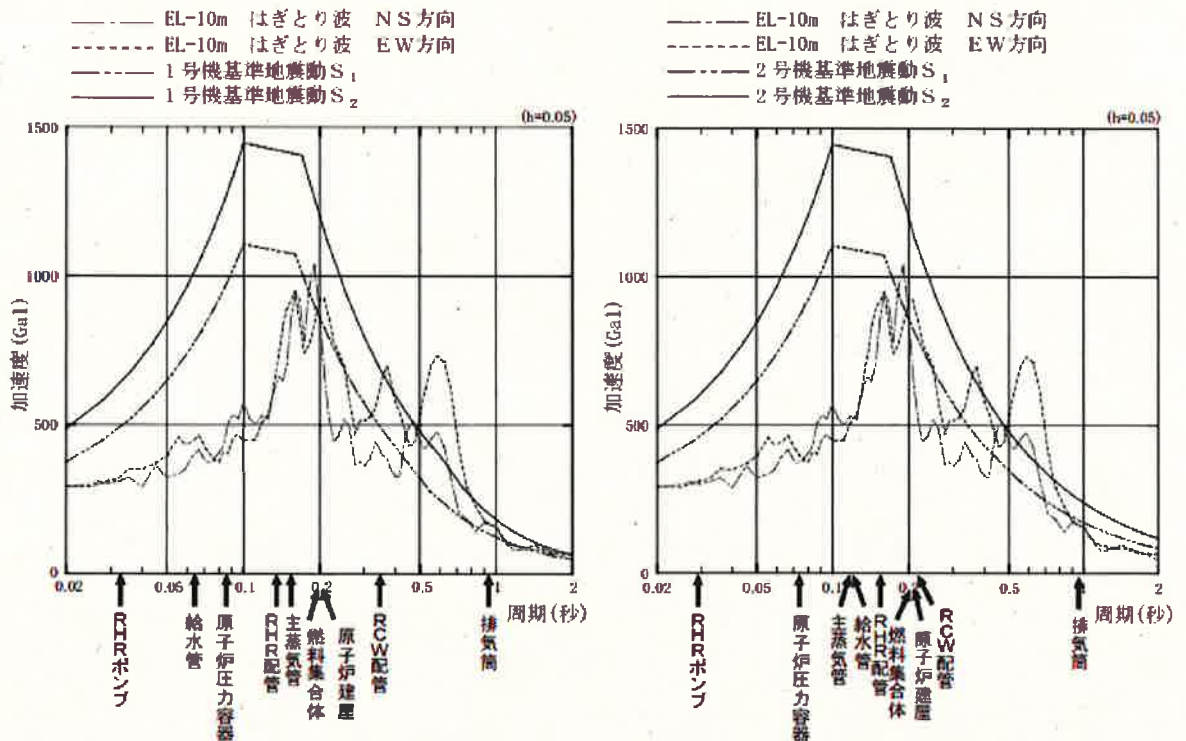
② 能登半島地震

(概要)

平成19年3月25日に発生した能登半島地震は、M6.9の内陸地殻内地震であり、震源深さは約11kmであった。また、北陸電力株式会社志賀原子力発電所までの震央距離は約18km、震源距離は約21kmであった。

志賀原子力発電所1号機・2号機について、地震後の施設の巡視・点検の結果、安全上問題となる被害は確認されなかった。

北陸電力株式会社は、本地震によるはぎとり波の応答スペクトルが基準地震動S2（最大加速度490ガル）を長周期側の一部の周期において超えている部分があったが、安全上重要な設備のほとんどは剛構造としているため、これらの固有周期は短周期側に集中しており、基準地震動S2を超過した周期には、安全上重要な設備がないことを確認している(図100。なお、はぎとり波の最大加速度は490ガルを超えていない。)



注: ↑ は主な施設の固有周期を示す。(表4.2.1, 表4.2.2および表4.2.3参照)

1号機基準地震動との比較

2号機基準地震動との比較

EL-10m はぎとり波の加速度応答スペクトル

(平成19年4月19日北陸電力株式会社 報道発表資料からの抜粋)

図100 能登半島地震の際の志賀原子力発電所におけるはぎとり波と基準地震動の応答スペクトルの比較

(基準地震動超過の要因)

北陸電力株式会社は、能登半島沖地震で得られた観測記録を基に、断層モデルによるシミュレーション解析等を実施し、観測記録に周期0.6秒付近で大きなピークが出たことについての要因及び本地震の地域特性等について検討を行っている。その結果、周期0.6秒のピークについては、敷地地盤の増幅特性によるものであることを確認している(乙26)。

なお、北陸電力株式会社は、これらの知見について、耐震バックチェックにおける基準地震動 S_s の策定において適切に反映している。

③ 新潟県中越沖地震

(概要)

平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震は、M6.8の内陸地殻内地震であり、震源深さは約17kmであった。また、東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所までの震央距離は約16km、震源距離は約23kmであった。

この地震では、同発電所における当初設計時の想定を大きく上回る地震動が観測され、周辺設備を中心に広範な影響があったものの、同発電所の基本的な安全機能は維持された。IAEAの調査報告書によると、「安全に関連する構造、システム及び機器は大地震であったにも関わらず、予想より非常に良い状態であり、目に見える損害はなかった。この理由として、設計プロセスの様々な段階で設計余裕が加えられていることに起因していると考えられる」とされている(乙66)。

(基準地震動超過の要因)

東京電力株式会社は、新潟県中越沖地震の際、柏崎刈羽原子力発電所各号機の原子炉建屋基礎版上で観測された記録に基づき断層モデルによるシミュレーション解析等により、当初設計の最大応答加速度を大きく超えた要因について分析を行った。その結果、以下の要因が挙げられた(乙25)。

a 新潟県中越沖地震は、同じ地震規模の地震と比べ大きめの

地震動を与える地震であったこと

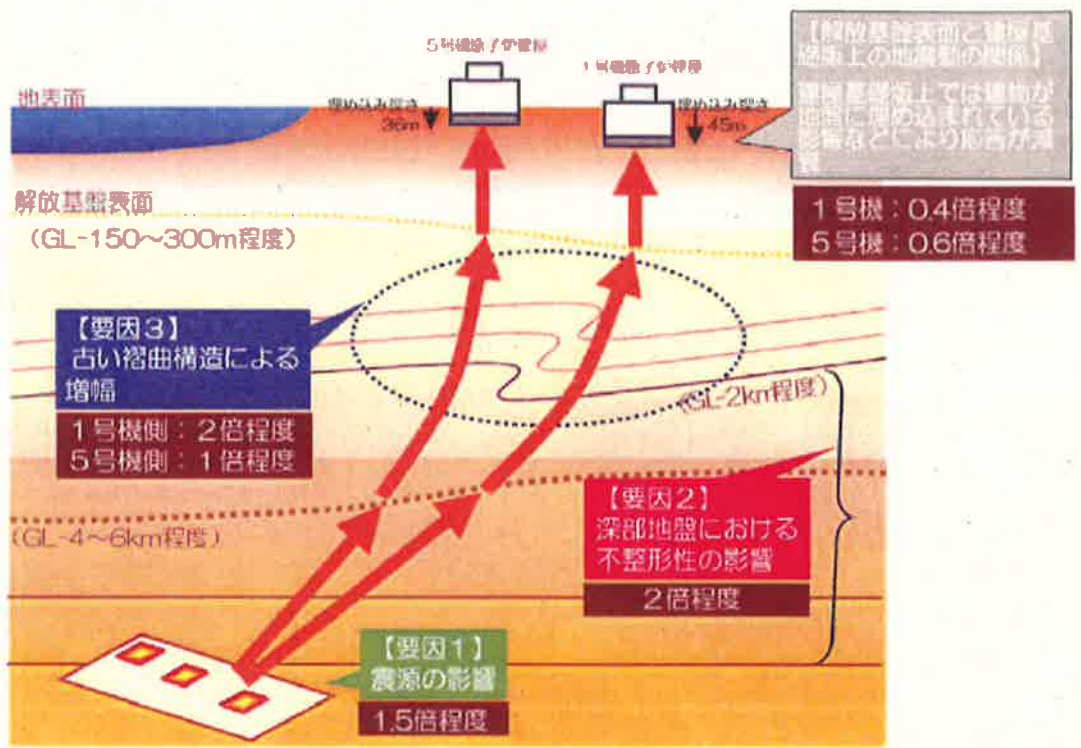
東京電力株式会社による観測記録を用いたシミュレーションによる震源モデルや既往の知見を基に、経験的に得られている地震規模と地震動の大きさの関係と比較した結果、新潟県中越沖地震は、逆断層型の地震であり、通常より強い揺れ（1.5倍程度）を生じさせる地震であったことが分かった。

b 地下深部地盤の不整形性の影響で地震動が増幅したこと

柏崎刈羽原子力発電所の地下の深部地盤の地震波の伝わり方を評価した結果、敷地地下深部における堆積層の厚さと傾きの影響（不整形性の影響）により2倍程度増幅する傾向が見られた。

c 発電所敷地下にある古い褶曲構造のために地震動が増幅したこと

本地震で得られた観測記録や本地震発生以前の地震で得られた観測記録から、海域の地震については、1号機の方が5号機に比べて大きい傾向であった。この傾向について、発電所敷地下の古い褶曲構造を反映した解析を実施した結果、観測記録の傾向と同様に1号機側が5号機側より増幅することが確認された。



地震動が大きくなった要因の概念図

図101 新潟県中越沖地震における柏崎刈羽原子力発電所の地震観測記録の増幅の要因（概念図）（乙25から抜粋）

東京電力株式会社は、これらの知見を適切に反映して、柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動 S_s を策定した。また、原子力安全・保安院（当時）は、これらの東京電力株式会社の分析を踏まえ、各原子力事業者に対して、原子力発電所の耐震安全性評価において本地震の反映すべき知見を通知した（乙88）。

④及び⑤ 東北地方太平洋沖地震

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震は、北米プレートとその下に沈み込む太平洋プレートの境界部（日

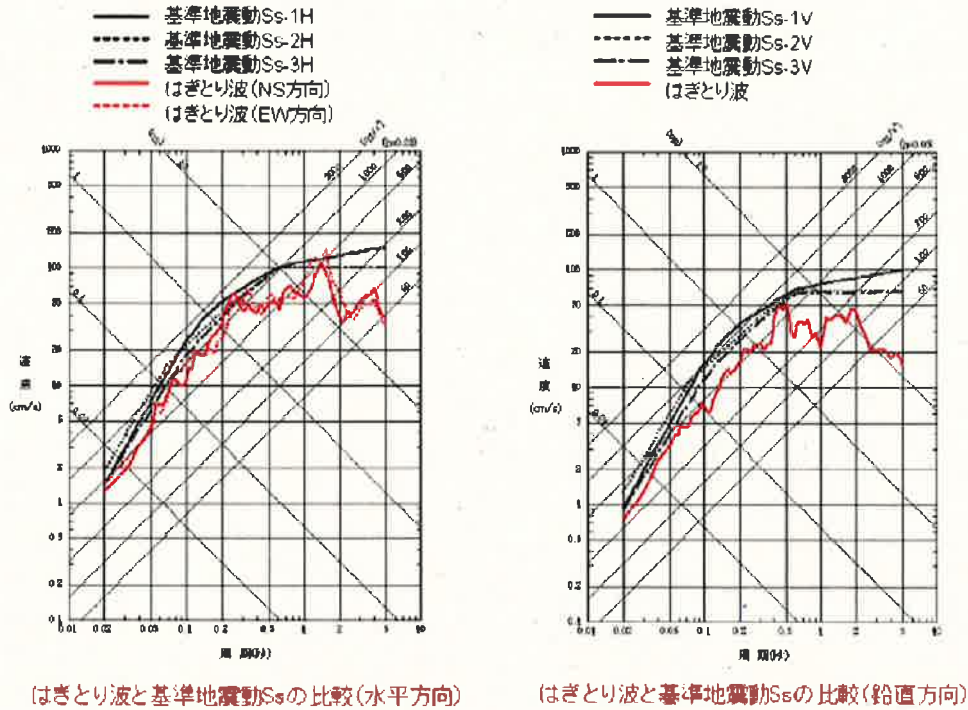
本海溝付近) で発生したM9.0のプレート間地震であり、震源深さは約24kmであった。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所までの震央距離は約178km、震源距離は約180km、東京電力株式会社福島第二原子力発電所までの震央距離は約183km、震源距離は約185km、東北電力株式会社女川原子力発電所までの震央距離は約123km、震源距離は約125kmであった。

この地震は、宮城県沖の震源位置でプレート境界の破壊が始まり、北側は岩手県沖まで、南側は茨城県沖まで、南北約400km、東西約200kmにわたり、地震調査研究推進本部が震源として想定していた複数の領域について、極めて短時間のうちにそれらが連動した破壊が起こった連動型地震であったと推定されている。

東京電力株式会社は、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の解放基盤表面の深度に最も近い地中観測記録のはざとり波の応答スペクトルは、一部の周期で基準地震動Ss(最大加速度600ガル)を上回っているが、大きく上回るものではないことを確認している(図102及び図103)。

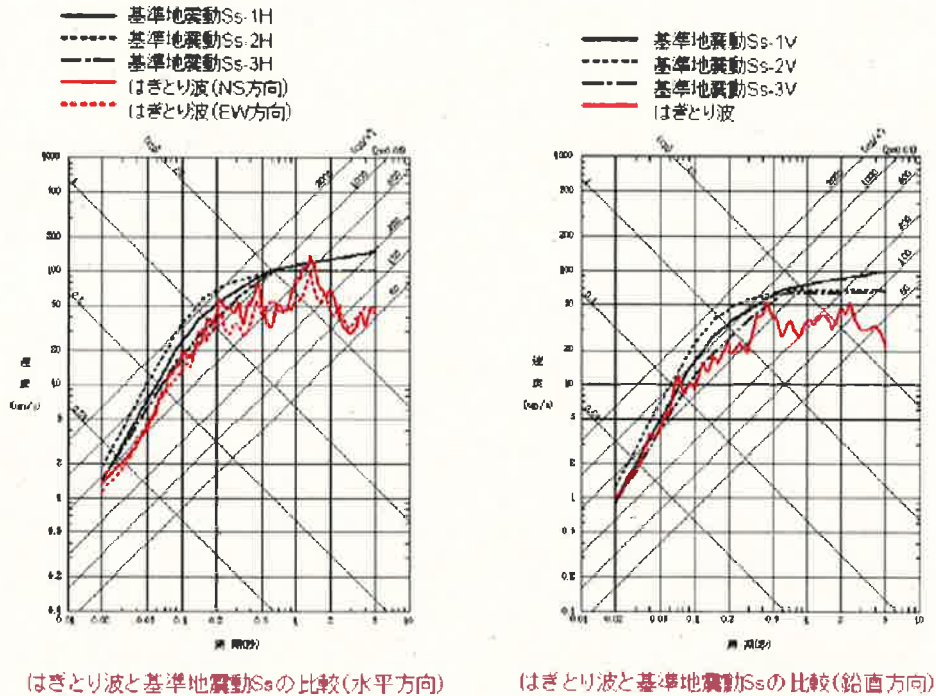
自由地盤系北地点 はぎとり波の推定(擬似速度応答スペクトル)



図IV.1-10 自由地盤系北地点 はぎとり波の推定(福島第一)

図102 東北地方太平洋沖地震の際の福島第一原子力発電所における
はぎとり波と基準地震動Ss

自由地盤系 はぎとり波の推定(擬似速度応答スペクトル)



図IV.1-11 自由地盤系 はぎとり波の推定 (福島第二)

図103 東北地方太平洋沖地震の際の福島第二原子力発電所における
はぎとり波と基準地震動Ss

(図102及び図103は平成24年2月6日開催の地震・津波に関する
 意見聴取会(第11回)の資料からの抜粋)

また、東京電力株式会社は、東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析を実施した結果、今回の地震に対して、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価の計算値は、全て評価基準値以下であることから、これらの設備

の機能に地震の影響はないことを確認したとしている(乙89)。

次に、東北電力株式会社は、女川原子力発電所の解放基盤表面の深度に最も近い地中観測記録のはぎとり波の応答スペクトルは、一部の周期で基準地震動 S_s (最大加速度580ガル) を上回っていたが、全体としては概ね同等のレベルであったことを確認している(図104, 乙30)。

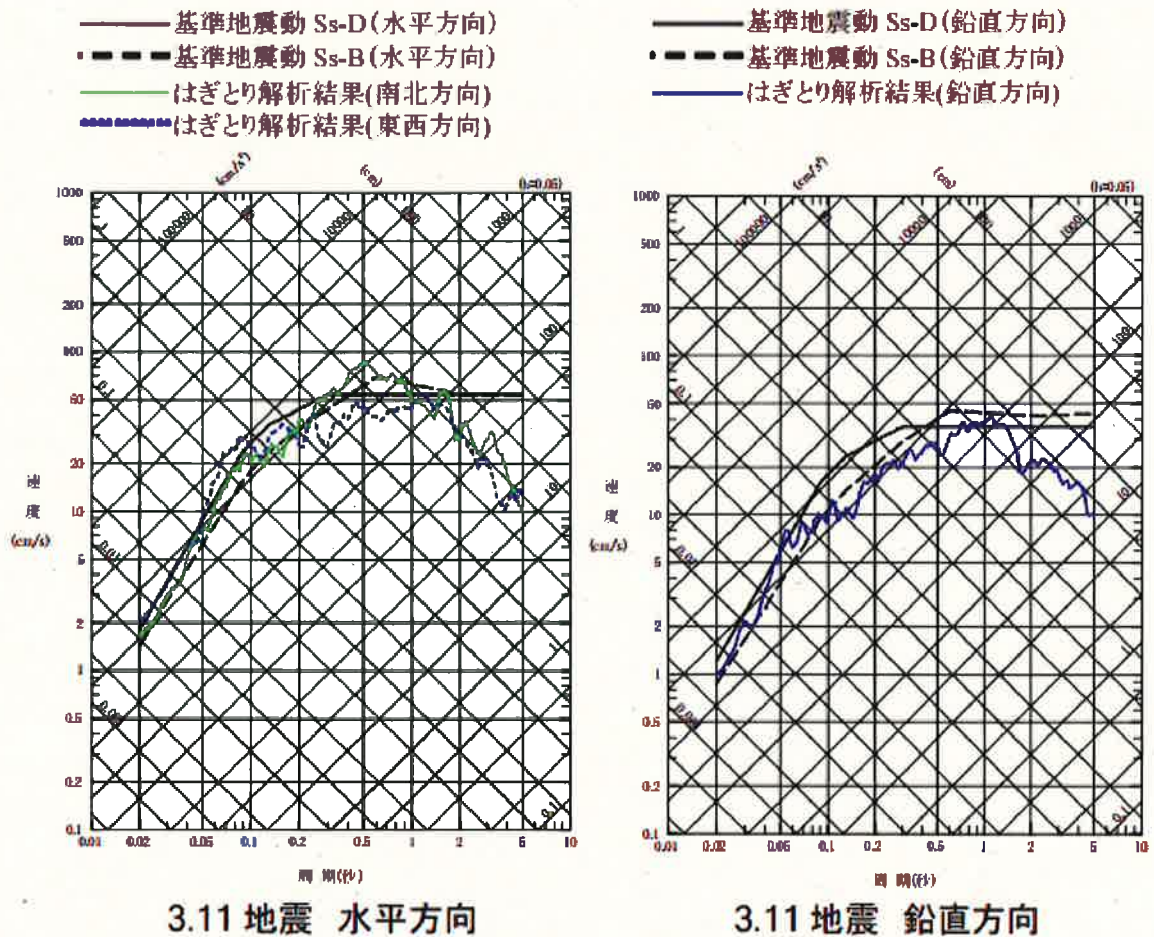


図104 東北地方太平洋沖地震の際の女川原子力発電所におけるはぎとり波と基準地震動 S_s (乙30からの抜粋)

そして、東北電力株式会社は、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づく原子炉建屋の解析結果を踏まえ、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」機能を有する安全上重要な設備の地震時における機能を概略評価し、各設備の応力発生値は、機能維持の評価基準値を下回っていることを確認したとしている（乙29）。

(イ) 5つの事例のうち当該地点に固有の地域特性による影響が見られる事例（事例①②③④⑤）

前記「債務者の主張」第7の2(1)オで述べたとおり、地震動の想定にあたっては、「震源特性」、「伝播特性」及び「増幅特性」という、地震動を決定する3つの特性を把握することが不可欠である。事例①ないし⑤は、いずれも、これらの特性に関して当該地点に固有の地域特性による影響が見られるものである。

まず、いずれの事例においても、地震時に得られた観測記録の分析から、震源特性を決める重要なパラメータである短周期レベルについて、全国的な平均よりも大きなものであったという地域特性が見られる。例えば、上記のとおり、宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性として短周期成分の卓越が顕著である傾向が認められており、①宮城県沖地震、④及び⑤東北地方太平洋沖地震はこれに該当する。そして、③新潟県中越沖地震は、逆断層型の地震であり、通常より強い揺れ（1.5倍程度）を生じさせる震源特性を有していたことが分かっている。

また、③新潟県中越沖地震の際、柏崎刈羽原子力発電所において地震動の増幅が生じた要因の一つとして、深部地盤の不整形性の影

響により2倍程度増幅する傾向が確認されている。これは、伝播特性に係る地域特性である。

さらに、②能登半島地震の際の周期0.6秒のピークは敷地地盤の増幅特性によるものとされ、③新潟県中越沖地震においても、発電所敷地下の古い褶曲構造による増幅特性が確認されている。これらはいずれも地盤の増幅特性という地域特性による影響である。

以上のように、事例①～⑤の5つの事例はいずれも基準地震動を超過したことに關して当該地点に固有の地域特性による影響が見られる事例であった。

これらの地域特性について、債務者は、前記「債務者の主張」第7の2(3)イ(ウ)で述べたとおり、深部ボーリング調査や微小地震観測等の結果から、本件発電所の地盤において褶曲構造等による特異な「増幅特性」がないことを確認している。

また、前記「債務者の主張」第7の2(3)イ(エ)a(不確かさの考慮)で述べたとおり、債務者は、「震源特性」に係る様々な不確かさを適切に考慮している。例えば、強震動に直接影響を与える短周期レベルについて、本件発電所に最も影響を与える地震である中央構造線断層帯による地震は、一般に短周期レベルが励起しやすい傾向にある逆断層型の地震ではなく、横ずれ断層型の地震であることから、短周期レベルが大きくなることは考えにくい(図105, 乙90)ものの、債務者は、保守的に考えて、短周期レベルと相関関係のある応力降下量を基本震源モデルの1.5倍又は20MPaとする不確かさを考慮している(乙11(6-5-32頁))。このようなことから、「震源特性」により本件発電所の基準地震動 S_s を超過

する地震動が発生することは考えられない。

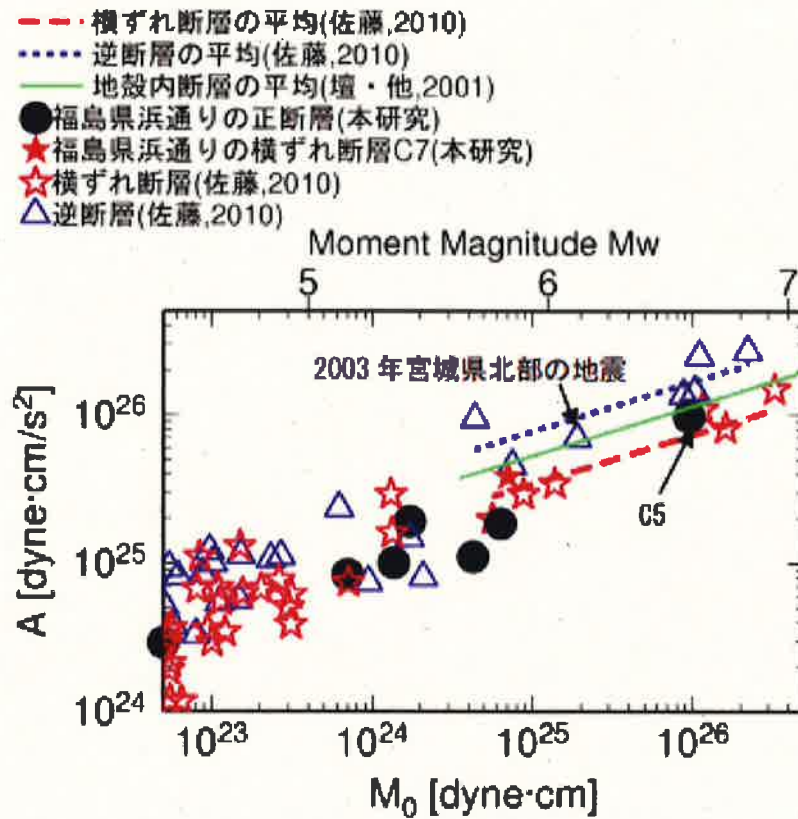


図105 A（短周期レベル）に係る横ずれ断層と逆断層との比較
（乙90から抜粋）

さらに、前記「債務者の主張」第7の2(3)イ(エ) a（不確かさの考慮）で述べたとおり、債務者は、「伝播特性」について、地震による破壊が伝播する速度（破壊伝播速度）の不確かさを勘案し、地震波が重なり合って敷地に到達することになる（すなわち保守的な評価となる）ように破壊伝播速度を設定して評価を行っており、「伝播特性」により本件発電所の基準地震動 S_s を超過する地震動が発生することも考えられない（乙11（6-5-32頁））。

(ウ) 5つの事例のうち地震発生様式がプレート間地震である事例（事例①④⑤）

前記「債務者の主張」第7の2(1)エで述べたとおり、地震の発生様式としては「内陸地殻内地震」、「海洋プレート内地震」及び「プレート間地震」の3種類があるところ、事例①、④及び⑤は、プレート間地震に分類されるものであり、事例②及び③は内陸地殻内地震に分類されるものである。

プレート間地震と内陸地殻内地震では、発生する地震の規模や発生頻度が異なる。一般に、プレート間地震の方が発生する地震の規模が大きく、その発生頻度も高い（乙91）。また、それぞれの地震の発生メカニズムの違いから、地震の震源特性に違いが生じる。例えば、短周期レベルについて、同じ規模の地震の場合、内陸地殻内地震とプレート間地震では、プレート間地震の方が内陸地殻内地震よりも大きくなる傾向にある（乙87、図106参照）。

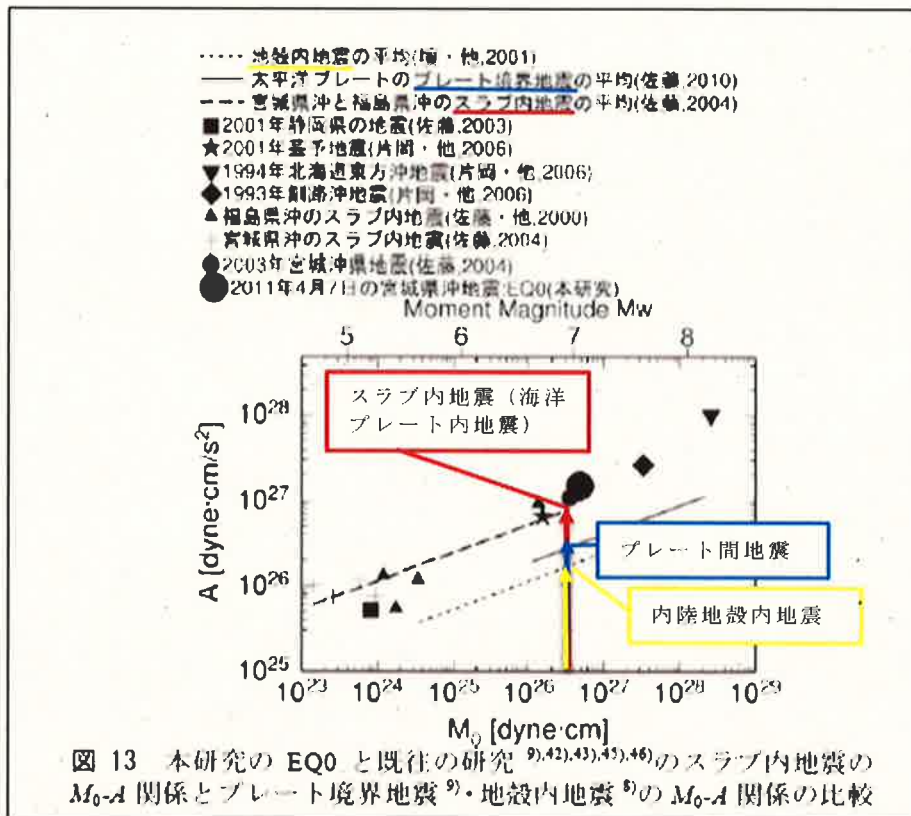


図 106 地震発生様式毎の M₀ (地震モーメント) と A (短周期レベル) の関係の比較 (乙 87 に加筆)

内陸地殻内地震とプレート間地震には、このような違いがあることから、設置許可基準規則解釈等でも別異に取り扱われており (乙 68 (別記 2 の 5 二)), それぞれの基準地震動 S_s の策定方法 (震源パラメータの設定, 及びその震源から生じる地震が原子力発電所敷地にもたらす地震動の評価) は異なっている。例えば、プレート間地震 (及び海洋プレート内地震) については、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス背景の類似性を考慮した上で震源領域を設定することなどが求められている (乙 68 (別記 2 の 5 二③))。

本件発電所に最も影響を与える中央構造線断層帯による地震は内陸地殻内地震であることから、地震発生様式の異なるプレート間地震に係る事例である①、④及び⑤の事例は、本件発電所における基準地震動 S_s の信頼性を否定する根拠となるものではない。

(エ) 5つの事例のうち「基準地震動 S_s 」を超過したものではない事例（事例①②③）

5つの事例のうち、事例①ないし③において超過したとされる基準地震動は、平成18年に改訂される前の耐震設計審査指針による「基準地震動 S_1 」又は「基準地震動 S_2 」であり、「基準地震動 S_s 」ではない。

前記「債務者の主張」第7の2(2)ウ(イ)で述べたとおり、「基準地震動 S_s 」は、震源として考慮する活断層の活動時期の範囲が拡張されていたり、「断層モデルを用いた手法」の全面的採用等により地震動評価の方法も高度化されていたりするなど、「基準地震動 S_1 」又は「基準地震動 S_2 」とは異なるものであり、その結果、策定された地震動の大きさ（あるいは最大加速度の大きさ）もこれらとは異なる。そして、事例①ないし③において発生した地震動は、平成18年に改訂された後の耐震設計審査指針に照らして策定された各原子力発電所の「基準地震動 S_s 」を超えるものではない。要するに、事例①ないし③は、「基準地震動 S_s 」を超過した事例ではないのであり、これら事例の存在は、「基準地震動 S_s 」の信頼性を否定する根拠となるものではない。

また、②及び③の事例については、各原子力発電所において基準地震動 S_s の策定が進められている中で発生した事例であり、基準

地震動 S_s の策定には、これらの事例から得られた知見が反映されている。すなわち、本件3号機を含む各原子力発電所の基準地震動 S_s は②及び③の事例を踏まえ、そこから得られた知見を踏まえて策定されたものであり、事例②及び③は、その点においても基準地震動 S_s の信頼性を揺るがすものではない。

(オ) 基準地震動の超過が直ちに原子力発電所の安全性を損なうものではないことについて

事例③を除き、はぎとり波の応答スペクトルが、各々の原子力発電所の基準地震動の応答スペクトルを超過したのは、一部の周期においてのみである。そして、極めて大規模な地震であった東北地方太平洋沖地震に係る事例④及び⑤における、各々の原子力発電所の基準地震動 S_s に対する超過の程度は、概ね同程度と評価されている。実際、これら5つの事例のいずれにおいても、地震動によって原子力発電所の安全上重要な設備の健全性に特段の問題は生じていない。

基準地震動を大きく超過した事例③について、東京電力株式会社による点検の結果、柏崎刈羽原子力発電所の安全上重要な設備の健全性に特段の問題は確認されていないし、上記のとおり、IAEAの調査報告書においても問題は報告されていない。

また、放射性物質を大量に放出する事故に至った事例④の福島第一原子力発電所に関しても、地震動による安全上重要な設備の損傷は認められていない。

このように、基準地震動を超える地震動が到来しても、とりわけ③新潟県中越沖地震では大幅に基準地震動を超える地震動が到来し

たにもかかわらず、安全上重要な設備の健全性に特段の問題が生じなかったのは、原子力発電所の安全上重要な設備が十分な安全余裕を有しているためである。これは、I A E Aの調査報告書でも述べられているとおり、原子力発電所の設計においては、十分な安全余裕を確保すべく、幾重にも安全余裕を重ねて設計が行われていることによるものである。そして、本件3号機においても、前記「債務者の主張」第7の2(4)ウで述べたとおり、債務者は、安全上重要な設備について、設計及び建設時において耐震安全上の余裕を十分確保するとともに、これを向上させるための対策を講じてきた。したがって、仮に基準地震動 S_s を超過する地震動が本件3号機に到来したとしても、直ちに本件3号機の安全性が損なわれるわけではない。

(3) 「(3) 津波」について

本件3号機について想定を超える津波による危険があるとする点是否認する。その余は概ね認めるが、福島第一原子力発電所における東京電力株式会社の津波の予測の詳細は不知。

まず、福島第一原子力発電所事故の原因となった津波を引き起こした2011年東北地方太平洋沖地震はプレート間地震であるのに対し、本件3号機に最も影響を与える中央構造線断層帯による地震は内陸地殻内地震である。一般に、プレート間地震は内陸地殻内地震よりも大きな津波を生じさせることが知られており、福島第一原子力発電所に大きな津波が到来したからといって、本件3号機にも同様の津波が到来しうると考えるのは誤りである。そして、本件3号機においては、前記「債務者の主張」第7の3で述べたとおり、適切に自然的立地条件を把握した上

で、十分な保守性を確保して基準津波を策定しており、これを超える津波が生じることはまず考えられない。そして、債務者は、適切に策定した基準津波に基づき本件3号機における水位上昇を評価し、本件3号機敷地に津波が流入することはないことを確認するとともに、万が一、敷地に津波が流入する事態が生じたとしても、安全性に影響がないよう扉を水密扉とするなどの対策を講じている。

(4) 「(4) 土砂災害」について

土砂災害による過酷事故が発生する可能性があるとする点は否認し、その余は概ね認める。

前記「債務者の主張」第7の1(4)で述べたとおり、債務者は、本件3号機の周辺斜面の安定性を確認しており、地すべり等により本件3号機の安全性が損なわれることはない。

(5) 「(5) 過酷事故の原因となる人為的災害」について

旅客機が突入するなどして大規模な火災が発生した場合に消火活動が行える可能性は低いなどとする点は否認し、その余は概ね認める。

新規制基準では、故意による大型航空機衝突等によりプラントが大規模に損壊した状況における消火活動の実施や、炉心、原子炉格納容器の損傷を緩和するための対策が求められており（重大事故等防止技術的能力基準2.1）、債務者はこれらの対策を適切に講じている（乙11（10-5-36～10-5-102頁）、乙13（422～427頁））。

(6) 「(6) 二次的に発生する事故」について

否認する。債権者らが挙げる事象は、それがたとえ発生しても放射性物質を環境に大量に放出するに至ることなく収束させることができる事象、あるいは、本件3号機において発生することが考えられない事象で

ある。

第7 「第7 新規制基準と審査方法」について

1 「1 はじめに」について

第1及び2段落については、新規制基準の制定経緯等は概ね認めるが、前記「債務者の主張」第10で述べたとおり、新規制基準においては、福島第一原子力発電所事故により得られた知見を反映して安全対策の強化が図られている。

第3段落については、伊方発電所原子炉設置許可処分取消請求事件に関する最高裁判決の判示内容は認めるが、乙92において、「原子炉の安全性についても・・・どのような重大かつ致命的な人為ミスが重なっても、また、どのような異常事態・・・が生じても、原子炉内の放射性物質が外部の環境に放出されることは絶対にないといった達成不可能なレベルの高度の安全性をいうものではないであろう。」（乙92（418頁））とされているとおり、同最高裁判決は、少なくとも内在するレベルの危険性を理由に原子力発電所の安全性を否定するものではなく、また、理論的ないし抽象的、潜在的なレベルの危険性が少しでもあれば原子力発電所の運転を許さないとするものでもない。

2 「2 設計基準対象施設」について

審査の基準や原子力規制委員会による審査の妥当性に疑問を呈する点及び過酷事故につながる危険のある事故等の隠蔽を疑う点は否認ないし争い、その余は概ね認める。

前記「債務者の主張」第7及び第9で述べたとおり、債務者は設計基準対象施設について、共通要因故障の発生を確実に防止できることを確認した上で、さらに偶発的な故障の発生を仮定しても安全機能が維持できるよ

う、多重性又は多様性及び独立性を有する設備とするなどして高い信頼性を確保しており、本件3号機において重大事故等に至る具体的危険性はない。そして、このことは、原子力規制委員会による審査において適切に確認を受けている。

また、本件発電所においては、立地自治体である愛媛県及び伊方町との間の安全協定に基づき、本件発電所の安全性に直接関わらない事象についても全て通報連絡してきており、これまでに過酷事故につながるような危険性を有する事故が発生したことはない。

3 「3 重大事故等対処施設」について

(1) 「(1) 重大事故等対処施設の耐震性、耐津波性等」について

重大事故等対処施設が設計基準対象施設と同時に損傷することになるため重大事故等対処施設の機能を果たせないとする点は否認し、その余は概ね認める。

前記「債務者の主張」第7の2(4)イ(エ) aで述べたとおり、債務者は、重大事故等対処設備が、環境条件、地震、津波その他の自然現象等による共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能等と同時にその機能が損なわれることのないよう、可能な限り、多様性、独立性及び位置的分散を考慮して適切な措置を講じている(乙11(8-1-589~8-1-613頁)、乙13(274~278頁))。

(2) 「(2) 可搬型設備」について

混乱と瓦礫の中で適切に可搬型設備を操作して効果的に稼働させることができるか疑わしいとする点は否認し、その余は概ね認める。

債務者は、新規制基準においては、対応の柔軟性や耐震性の点で有利な可搬型設備を用いて重大事故等に対応することを基本として考えられ

ていること（乙93（4～5頁））を踏まえ、ポンプ車、電源車、弁操作の窒素ボンベといった可搬型重大事故等対処設備を配備し、それらについて、車両型設備、ボンベ設備等の転倒評価、構造強度評価等の評価を実施し、基準地震動Ssによって重大事故等に対処するための機能を損なわないことを確認している（乙59、乙60）。そして、債務者は、重大事故等が発生した場合の対応について、手順書や体制、設備等を整備し、事故時の混乱の中でも迅速かつ適切に対応できるよう、様々な訓練を繰り返し行っている（乙11（10-5-11～10-5-35頁））。

(3) 「(3) 水蒸気爆発」について

溶融炉心が水張りした原子炉下部キャビティ¹¹⁷に落下した場合に水蒸気爆発が生じる危険があるとする点は否認し、その余は概ね認める。

これまでに実施された各種実験の結果等を踏まえると、債権者らの主張するような危険はないと考えられる。この点については、原子力規制委員会においても、慎重に審査がなされた上で、水蒸気爆発の生じる危険性が極めて低いことが確認されている（乙13（201～202頁））。

(4) 「(4) その他」について

ア 「ア」について

否認する。

債務者は、前記「債務者の主張」第10の3(2)イ(ウ)で述べたとおり、炉心の著しい損傷が発生した場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する観点から、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタを用いて水素濃度を低減させることにより水素爆発による原

¹¹⁷ 原子炉容器下部の空間で、原子炉容器が破損した場合、溶融炉心はここに流出する。

子炉格納容器の破損を防止する手段を整備するとともに、原子炉格納容器内の水素濃度を監視するために格納容器内水素濃度計測装置等を設置している（乙11（8-1-664～8-1-666頁）、乙13（344～351頁））。

また、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備を用いた対策の有効性評価においては、原子炉格納容器内の水素発生量の算定について、原子力規制委員会の定める「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に、「原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応する¹¹⁸」ことを想定するよう定められていることを踏まえ、解析から得られる反応割合は75%を大きく下回るもの（約30%）であったが、これを多めに補正して全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することとした上で、さらに不確かさの考慮として、「熔融炉心・コンクリート相互作用」（MCCI）¹¹⁹に伴う水素の発生も合わせて考慮した評価を行ったとしても、原子炉格納容器内の水素濃度を13%未満に抑えることが可能であり、本件3号機において水素爆発が発生することはないことを確認している（乙11（10-7-2-121～10-7-2-149頁）、乙13（202～208頁））。

イ 「イ」について

新規制基準がテロ対策を要求していることは認めるが、債務者によるテロ対策が不十分などとする点は否認する。

¹¹⁸ 燃料被覆管が高温になると、被覆管中のジルコニウムが冷却材（水）と反応し、水素が発生する。

¹¹⁹ 熔融炉心が原子炉容器底部を貫通し、格納容器下部のコンクリート部に接触した場合に生じる可能性のある現象

債務者は、新規制基準が、発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることなどを防止するための設備を設けなければならないこと（設置許可基準規則7条）、可搬型重大事故等対処設備について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること（設置許可基準規則43条3項5号）などを要求していることを踏まえ、出入管理を適切に実施できるよう体制を整備し、サイバーテロへの対策等を講じるとともに、可搬型重大事故等対処設備の位置的分散を図るなどしている（乙11（8-1-484～8-1-485頁及び8-1-595～8-1-598頁）、乙13（82～83頁及び276～278頁））。なお、我が国の法制上、テロリズムを含む犯罪の予防及び鎮圧は警察の責務とされており（警察法2条1項）、原子力災害対策特別措置法も、3条において、原子力災害の発生の防止に関し事業者に万全の措置を講ずる責務を課す一方で、4条の2において、国は、テロリズムその他の犯罪行為による原子力災害の発生も想定し、これに伴う被害の最小化を図る観点から、警備体制の強化、原子力事業所における深層防護の徹底、被害の状況に応じた対応策の整備その他原子力災害の防止に関し万全の措置を講ずる責務を有すると規定している。このような原子力利用に関する法令の規定からすれば、原子力発電所を含む原子炉施設のテロリズムその他の犯罪行為に対する安全性の確保については、国の責務であることを基本としつつ、施設の構造及び設備並びに重大

事故等対策の観点からの規制を通じて事業者にも一定の責務を課しているものと考えられ、設置許可基準規則の定めはこれが具体化されたものであるといえる。

4 「4 審査方法」について

(1) 「(1) 実力値および計算の厳密化」について

新規制基準に基づき策定した基準地震動 S_s が安全を保障するものではないとする点、基準地震動 S_s を踏まえた耐震評価及び耐震補強が適正に行われていないとする点は否認し、その余は概ね認める。

前記「債務者の主張」第7の2(3)及び(4)で述べたとおり、債務者は、新規制基準に基づき基準地震動 S_s を適切に策定した上で、本件3号機の耐震安全性を確保している。そして、耐震安全性評価を行うにあたって債務者は、評価手法や許容限界の設定の妥当性等を確認するなどして保守的に評価を行った上で、本件3号機の耐震安全性を確認している(乙94(5頁))、乙13(21~29頁))。また、前記「債務者の主張」第7の2(4)ウで述べたとおり、債務者は、本件3号機の設置以降、都度、最新の知見を踏まえて適切な耐震安全上の余裕を確保してきたところであり、今般の基準地震動 S_s に対しても、適切に安全余裕を確保するべく耐震補強工事を実施している(乙57)。

(2) 「(2) クロスチェック」について

原子力規制委員会の審査方法の具体的詳細については知らないが、原子力規制委員会は、本件3号機の審査書案に対する科学的・技術的意見の公募手続(パブリックコメント)で寄せられた「別コードによるクロスチェック解析がなされていない。」との意見に対し、「申請者が実施した解析の妥当性に関しては、シビアアクシデントの解析には、比較的

大きな避けられない不確かさを伴うことを踏まえ、以下の点を確認しています。①炉心損傷後を含めた事象進展に係る重要現象の解析モデルが説明されていること。②国際的に利用されている代表的なコードであり、豊富な適用実績があること。③他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算により、一定の信頼性が確認されていること。④規制委員会が抽出した不確かさ要因を踏まえて、感度解析による不確かさ評価を行っていること。なお、MAAPコードに対しては、規制委員会は、MELCORによる解析を実施しており、MAAP解析結果と同様の傾向であることを確認しています。以上をもって、申請者が実施した解析は妥当であるとの結論に達しています。」（乙95（別紙1の80頁）伊方3パブコメ）と回答している。

(3) 「(3) 政治的影響」について

根拠のない危惧感の表明であり、認否の限りでない。

第8 「第8 伊方原発で過酷事故が発生した場合の債権者らの被害」について

1 「1 被曝による被害」について

(1) 「(1) 福島第一原発事故における放射性物質の拡散状況」について

知らないし否認する。なお、水蒸気爆発の可能性については、上記第7の3(3)のとおりである。

(2) 「(2) 伊方原発で過酷事故が発生した場合に予想される放射能汚染」について

本件3号機から約100km離れた地点に居住する債権者らが本件3号機の事故により健康被害等の影響を受ける可能性が高いとする点は否認し、その余は、「伊方原発で過酷事故が発生した場合」との仮定の上で、

概ね認める。なお、本件3号機においては、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、過酷事故に至った場合に大気及び海洋への放射性物質の放出を緩和するための対策(乙11(8-1-675~8-1-678頁), 乙13(363~368頁))を適切に講じている。水蒸気爆発の可能性については、上記第7の3(3)のとおりである。

(3) 「(3) 放射性物質の人体に対する影響」について

本件3号機から約100km離れた地点に居住する債権者らが本件3号機の事故により健康被害等の影響を受ける可能性が高いとする点是否認し、その余は、「過酷事故により伊方原発から放射性物質が放出された場合」との仮定の上で、概ね認める。なお、放射線によりDNAに傷が付いた場合でも、人間にはある程度の傷を修復する機能が備わっていると考えられている(乙2(46頁))。

2 「2 被曝以外の様々な要因による被害」について

知らないし否認する。なお、そもそも、本件3号機の安全が確保されていることはこれまで述べてきたとおりである。

第9 「第9 保全の必要性」について

争う。

上記第4で述べたとおり、本件仮処分を申し立てた債権者らの人格権が侵害されることはないため、保全の必要性も認められない。

第10 「第10 担保は不要であること」について

争う。

以上