

令和3年（ヨ）第449号

債権者 石地優 外8名

債務者 関西電力株式会社

答 弁 書

令和3年9月17日

大阪地方裁判所第1民事部 御中

〒530-0005

大阪市北区中之島3丁目2番4号

中之島フェスティバルタワー・ウエスト11階

きっかわ法律事務所（送達場所）

電 話 06-6201-2970

FAX 06-6201-2980

債務者代理人 弁護士 小 原 正

敏



弁護士 田 中

宏



弁護士 西 出 智

幸



弁護士 神 原

浩



弁護士 原 井 大 介



弁護士 森 拓 也



弁護士 辰 田 淳



弁護士 畑 井 雅 史



弁護士 坂 井 俊 介



〒100-0006

東京都千代田区有楽町1丁目7番1号

有楽町電気ビルヂング北館9階 三宅法律事務所

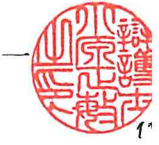
債務者代理人 弁護士 谷 健 太 郎



〒530-8270

大阪市北区中之島3丁目6番16号 関西電力株式会社

債務者代理人 弁護士 持 田 陽



弁護士 中 室



目 次

申立ての趣旨に対する答弁	11
債務者の主張	11
第1章 はじめに	11
第1 序	11
第2 本書面の構成	11
第2章 本件発電所	14
第1 本件発電所の概要	14
第3章 原子力発電の必要性	17
第1 我が国のエネルギー供給体制の現状	17
第2 原子力発電の特長	17
1 供給安定性	17
2 環境性	18
3 経済性	19
第3 原子力発電所の停止による影響	20
第4 本件発電所の必要性	20
1 令和2年12月から令和3年1月にかけての関西エリアの電力需給ひっ迫 の状況	21
(1) 本件発電所が運転していなかった令和2年12月から令和3年1月にか けて、電力の需給がひっ迫していたこと	21
(2) バランスの取れた電源構成の構築の重要性	23
(3) 需給のひっ迫による影響	24
(4) 小括	26
第4章 「具体的危険性」の判断枠組み及び主張疎明責任	27
第1 人格権に基づく差止請求の要件としての「具体的危険性」	27

第2	「具体的危険性」の判断枠組み	28
第3	主張立証（疎明）責任の所在	33
第5章	原子力発電の仕組みと本件発電所の構造等	38
第1	原子力発電の仕組み	38
1	原子力発電の仕組み	38
(1)	原子力発電と火力発電	38
(2)	核分裂の原理	39
(3)	核分裂のコントロール	40
2	原子炉の種類	41
第2	本件発電所の構造等	43
1	1次冷却設備	43
(1)	原子炉	44
(2)	加圧器	47
(3)	蒸気発生器	48
(4)	1次冷却材ポンプ	48
(5)	1次冷却材管	48
2	2次冷却設備	48
3	電気施設	49
(1)	常用電源設備（発電機，外部電源）	50
(2)	非常用電源設備（非常用ディーゼル発電機）	51
4	原子炉停止の際に原子炉内の熱を除去する設備	51
(1)	主給水設備及び補助給水設備	52
(2)	余熱除去設備	53
5	工学的安全施設	55
(1)	非常用炉心冷却設備（ECCS）	55
(2)	原子炉格納施設	56

(3) 原子炉格納容器スプレ設備	57
(4) アニュラス空気再循環設備	57
6 使用済燃料ピット	58
第6章 原子炉等規制法による規制の概要	60
第1 段階的安全規制	60
第2 高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度	62
1 高経年化対策制度	62
2 運転期間延長認可制度	64
第3 新規制基準の具体的内容	64
1 段階的安全規制に関する規則	65
(1) 原子炉設置（変更）許可に係る規則	65
(2) 設計及び工事計画（変更）認可に係る規則	66
(3) 使用前事業者検査等に係る規則	67
(4) 保安規定（変更）認可に係る規則	67
(5) 定期事業者検査に係る規則	67
(6) 原子力規制検査に係る規則	68
(7) 安全性向上評価に係る規則	68
2 高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度に関する規則	69
第4 新規制基準と本件発電所の安全対策	69
1 設置許可基準規則との関係	69
2 高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度との関係	71
第7章 本件発電所の安全確保対策	72
第1 安全確保対策の概要	72
第2 自然的立地条件に係る安全確保対策	73
1 はじめに	73
2 地震に関する基本的事項	74

(1) 「地震」と「地震動」	74
(2) 地震発生様式による地震の分類	75
(3) 地震（特に内陸地殻内地震）の発生のメカニズム	77
(4) 地震動と時刻歴波形	79
(5) 基準地震動と応答スペクトル	82
3 地震に対する安全確保対策	83
(1) 本件発電所における地震に対する安全性の確保について	83
(2) 基準地震動の策定	84
(3) 「安全上重要な設備」の耐震安全性評価	93
(4) 小括	95
4 地盤の安定性	96
(1) 地震に伴う地盤の変位（ずれ）によって、「安全上重要な設備」の機能が失われることはないこと	96
(2) 基礎地盤が安定していること	102
(3) 地震発生に伴う地殻変動や周辺地盤の変状等によって、「安全上重要な設備」の安全機能が失われないこと	104
(4) 本件発電所の周辺斜面の安定性	105
(5) 小括	106
5 その他	106
第3 事故防止に係る安全確保対策	106
1 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）	108
(1) 自己制御性を有する原子炉の採用	108
(2) 余裕のある安全設計	109
(3) 原子炉出力，1次冷却材圧力等の監視，制御	110
(4) 誤動作や誤操作による影響を防止する設計	110
2 異常の拡大及び事故への発展を防止するための対策（異常拡大防止対策）	

.....	111
(1) 異常の早期検知が可能な設計	111
(2) 原子炉を安全に「止める」設計	112
(3) 原子炉停止後の冷却手段の確保	112
3 周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止する対策（放射性物質異常放 出防止対策）	113
(1) 原子炉を「冷やす」設計	114
(2) 放射性物質を「閉じ込める」設計	115
第4 安全性維持・向上のための継続的活動	116
第5 小括	118
第8章 福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全確保対策の強化及びより一層の 安全性向上対策の充実	120
第1 福島第一原子力発電所事故を契機とした新規制基準の制定について....	120
第2 本件発電所における安全確保対策の強化	122
1 自然的立地条件に係る安全確保対策の強化	122
2 事故防止に係る安全確保対策の確認及び強化	124
3 小括	124
第3 より一層の安全性向上対策の充実	124
1 福島第一原子力発電所事故後における設備の充実	126
(1) 電源設備の充実（空冷式非常用発電装置，電源車等）	127
(2) 最終的な除熱機能の充実	129
(3) 使用済燃料ピットの冷却機能の充実	135
(4) 原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能の充実	136
2 より一層の安全性向上対策の内容	137
(1) 炉心の著しい損傷を防止する対策	137
(2) 原子炉格納容器の破損を防止する対策	144

(3) 使用済燃料ピット内の燃料体の著しい損傷を防止する対策	146
(4) 運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止する対策	148
第4 テロリズムへの対策の強化	149
第9章 新規制基準の制定経緯と本件発電所の新規制基準への適合性	150
第1 福島第一原子力発電所事故の発生と原子力規制行政の変化	150
1 福島第一原子力発電所事故の概要	150
2 事故原因に関する調査・分析	152
3 原子力規制行政の変化	155
第2 原子力安全規制の強化（新規制基準の制定）と従来の規制からの変更点	157
1 新規制基準の制定に至る経緯	157
(1) 検討チームの設置	157
(2) 基準検討チームにおける検討	158
(3) 地震・津波検討チームにおける検討	158
(4) 新規制基準の制定	162
2 従来の規制からの変更点	163
第3 本件発電所の新規制基準適合性審査	164
第4 小括	168
第5 債権者らの主張に対する反論	168
1 本件発電所の新規制基準への適合性	168
2 火山についての原子力規制委員会の審査	170
(1) 債務者による原子炉設置変更許可申請に至るまでの経緯	170
(2) 原子炉設置変更許可申請	175
(3) 当該設置変更許可申請に対する新規制基準適合性審査について	176
(4) 令和3年1月26日付及び2月26日付の原子炉設置変更許可申請の補正書の提出について	178
(5) 原子炉設置変更許可に至るまでの経緯及び審査結果の概要	178

(6) 債権者らの主張に対する反論	179
第10章 結語	182

申立ての趣旨に対する答弁

- 1 債権者らの申立てを却下する
 - 2 申立費用は債権者らの負担とする
- との裁判を求める。

債務者の主張

第1章 はじめに

第1 序

債権者らは、2021年6月21日付「老朽美浜3号機運転禁止仮処分申立書」（以下、単に「仮処分申立書」という）において、人格権を被保全権利として、美浜発電所3号機（以下、「本件発電所」という）の運転禁止仮処分命令を申し立てている（以下、「本件申立て」という）。

しかし、本件発電所の安全性は十分に確保されており、本件発電所の運転によって債権者らの人格権を侵害する「具体的危険性」はないことから、本件申立ては却下を免れない。

第2 本書面の構成

- 1 債権者らは、本件の争点は、①「地震によって重大事故が発生する危険性【第7章（深層防護第1層～3層）】」と、②「避難計画の不備【第8章（深層防護第5層）】」の2点であるとする。そして、①の争点を判断するにあたって、「本件原発が運転開始後44年を超えた老朽原発であり、・・・そうでない原発に比べ、事故発生及び拡大のリスクが格段に大きいこと【第4章、第5章、準備書面（1）】を十分に考慮いただきたい」とする（仮処分申立書99頁）。

このうち、上記①の争点を的確に把握するためには、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「原子炉等規制法」という）に基づく規制基準を踏まえ、債務者が本件発電所においてどのような安全対策を講じ

ているのか、この安全対策の中で、地震に対する安全性や地盤の安定性の確保、高経年化対策等はどのように位置付けられているのか、さらにその中で、①の争点はどのように位置付けられるのかといった事項に対する理解が必要である。

そこで、本書面では、①の争点に対応して、まず、本件発電所における安全対策について概観し、安全性が十分確保されていることを述べるとともに、同対策において、地震に対する安全性や地盤の安定性の確保、高経年化対策等がどのように位置付けられるかを明らかにする。

なお、①の争点に対応して、本書面とともに提出する主張書面の概要は、次のとおりである。

- ・主張書面（１）：地震に対する安全確保対策に関する主張

- ・主張書面（２）：地盤の安定性に関する主張及びこれに関する債権者らの主張に対する反論

なお、地震に対する安全確保対策に関する債権者らの主張に対する反論、並びに高経年化対策に関する主張及びこれに関する債権者らの主張に対する反論については、追って提出する主張書面で明らかにする予定である。

また、②の争点については、債務者の令和３年９月１７日付主張書面（３）で詳細な主張を行うとともに、必要に応じて、債権者らの個別の主張に対して反論する。

２ 本書面の構成は、次のとおりである。すなわち、まず、本件発電所における安全対策を述べる前提として、第２章では、本件発電所の概要等について、第３章では、原子力発電（本件発電所）の必要性について、それぞれ述べる。

次に、第４章では、本件仮処分における「具体的危険性」の判断枠組みについて、民事裁判の一般原則に従い、債権者らが人格権侵害の「具体的危険性」の主張疎明責任を負うべきであることを述べる。そして、「具体的危険性」の有無の判断にあたっては、原子力規制委員会の判断が尊重されるべきであり、福

島第一原子力発電所事故を契機として安全規制が強化された新規制基準に適合していると同委員会が判断した原子力発電所については、人格権侵害の「具体的危険性」がないものとして運転が認められるべきであることを述べる。

そして、第5章では、本件発電所の安全性について述べる上での基本的事項（原子力発電の仕組みと本件発電所の構造等）について述べる。

その上で、第6章ないし第8章では、新規制基準を踏まえた本件発電所における安全対策について述べる。具体的には、

- ・第6章では、新規制基準を含む原子炉等規制法による規制の体系や概要を述べる。
- ・第7章では、安全対策に関する新規制基準を踏まえた安全確保対策（自然的立地条件に係る安全確保対策及び事故防止に係る安全確保対策）により、本件発電所の安全性が確保され、債権者らの人格権の侵害が生じるような放射性物質の異常放出等が生じる危険性がないことを明らかにする。
- ・第8章では、第7章で述べた本件発電所の安全確保対策に関して、新規制基準の施行を受けて強化された内容に焦点を当てて説明を加え、その上で、こうした安全確保対策が奏功しない事態をあえて想定した、より一層の安全性向上対策について、その内容が強化・充実された部分を中心に述べる。
- ・続いて、第9章では、福島第一原子力発電所事故の概要や同事故を踏まえた原子力安全規制の強化について述べた上で、本件発電所の新規制基準への適合性審査の状況について述べ、第7章及び第8章で述べた本件発電所における安全対策の新規制基準への適合性が原子力規制委員会により確認され、本件発電所の安全性が十分に確保されていることについて述べる。

第2章 本件発電所

第1 本件発電所の概要

債務者は、福井県三方郡美浜町丹生66号川坂山5番地3に、本件発電所を設置している（図表1，図表2）。本件発電所の電気出力，原子炉設置変更許可¹年月日及び営業運転開始年月日は、次のとおりであり，加圧水型原子炉（PWR）²を使用する原子力発電所である。

電気出力 （万 kW）	原子炉設置変更 許可年月日	営業運転開始年月日
82.6	昭和47年3月13日	昭和51年12月1日

第2 本件発電所の設置の経緯等

本件発電所の設置に先立ち，美浜発電所1号機は昭和45年11月28日から，同2号機は昭和47年7月25日から，それぞれ営業運転を開始したところ，債務者は，昭和46年4月には，福井県及び美浜町に対して本件発電所の増設について協力を要請し，同年5月に福井県は増設を了解した。

本件発電所について，内閣総理大臣は，昭和46年6月30日の第55回電源開発調整審議会での承認を経て，電源開発基本計画に組み込んだ。昭和46年7月12日には，債務者が通商産業大臣に原子炉設置変更（3号炉増設）許可申請を行い，これに対して，昭和47年3月13日，通商産業大臣が原子炉設置変更（3号炉増設）許可処分を行った。

その後，債務者は，昭和47年7月31日に，本件発電所の建設工事に着手した。そして，本件発電所3号機は昭和51年12月1日から，営業運転を開始している。

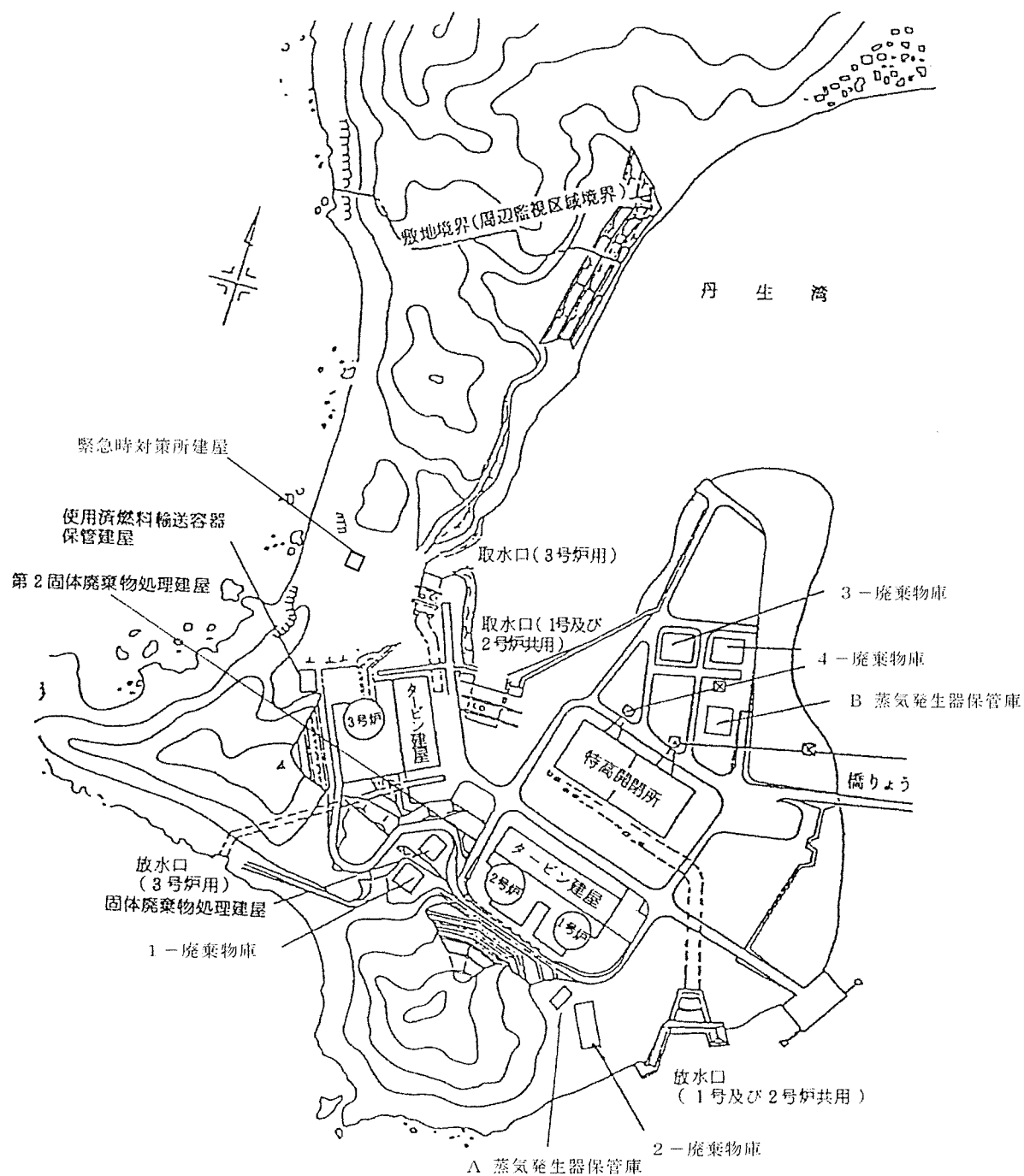
¹ 本件発電所は，美浜発電所1号機及び2号機に増設されたものであるため，原子炉の設置に必要な許可は，原子炉設置許可ではなく，原子炉設置変更許可となる。

² 下記第5章第1の2を参照。

美浜発電所



【図表 1 本件発電所敷地付近地図】



【図表2 本件発電所全体配置図】

第3章 原子力発電の必要性

第1 我が国のエネルギー供給体制の現状

我が国が更なる発展を遂げていくためには、安定的で社会の負担の少ないエネルギー供給を実現する体制が求められており、そのためには、安定供給を第一とし、地球環境に配慮しつつ、経済的に電気を供給することが重要となる。

この点、原子力発電は、以下に述べるとおり、「供給安定性」「環境性」「経済性」のいずれの点においても優れた電源である。政府が、福島第一原子力発電所事故をはじめとする国内外の環境の変化を踏まえて、新たなエネルギー政策の方向性を示すものとして平成30年7月に閣議決定した「エネルギー基本計画」(乙1)では、エネルギー政策の基本的視点として3E(供給安定性、環境性、経済性)+S(安全性)の原則を示した上で(12~13頁)、原子力発電については、3E+Sの観点から、長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する「重要なベースロード電源」と位置付けており(19頁)、本件発電所もこのようなベースロード電源として位置付けられる。なお、現在、エネルギー基本計画の見直し案が示されているが、既存の原子力発電所の活用に係る位置付けは変わっていない。

第2 原子力発電の特長

1 供給安定性

現在、我が国のエネルギー自給率は約12%とOECD36か国中、2番目に低い水準にあり、資源小国である我が国にとって、エネルギーの安定供給に必要なエネルギー資源の安定確保は重要課題の一つとなっている。一方で、世界のエネルギー需要は、中国、インド等のアジアを中心とした新興国に牽引された世界経済の成長に伴って急増しており、今後エネルギー資源獲得競争は、さらに激化すると予想される。このような状況を踏まえると、これまでも増し

て、エネルギー資源の安定確保が重要となる。この点、エネルギー資源の約 4 割を占める石油については、そのほとんどを中東地域からの輸入に依存しているのに対して、原子力発電の燃料となるウランは、政情の安定したカナダやオーストラリア等の国々に分散して存在することから、供給の安定性に優れている。また、エネルギー資源の約 2 割を占める天然ガスについては、わが国においては、輸入・貯蔵のために液化されるが、液化天然ガス（LNG）は気化しやすく、石油のように備蓄を保持し続けることが困難であるのに対して、ウランは少量で膨大なエネルギーを生み出すこと及び燃料を装荷すると 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など、原子力発電はエネルギーの安定供給に資する発電方法である。

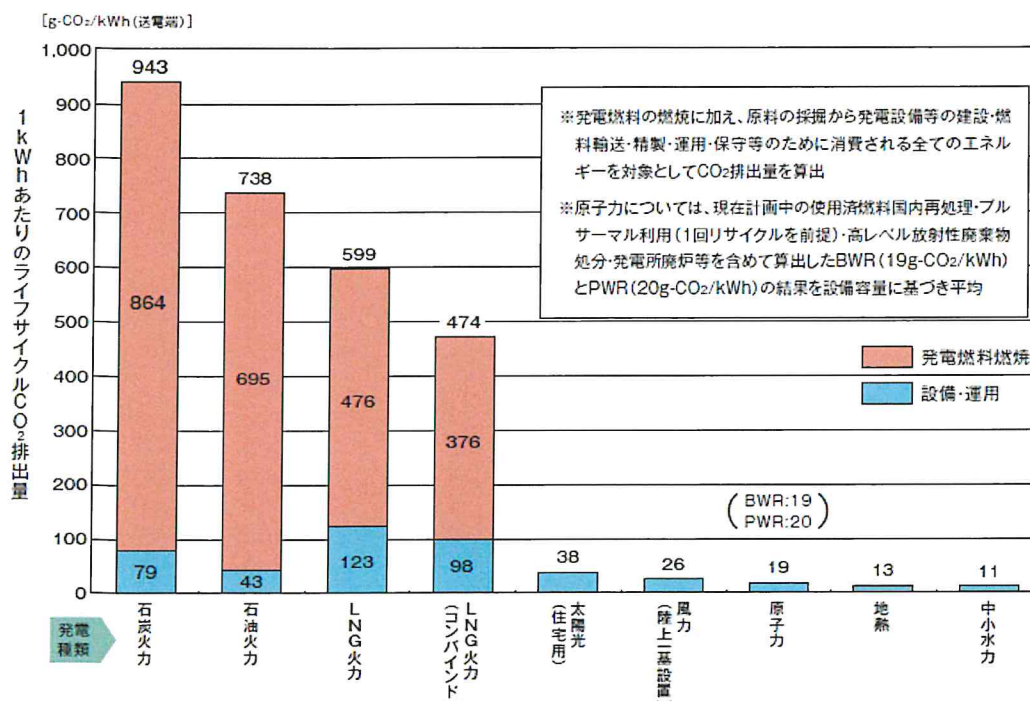
2 環境性

地球温暖化の原因は、石油、石炭等の化石燃料の燃焼により発生する二酸化炭素等の温室効果ガスであると考えられており、温室効果ガスの排出量削減が強く求められている。

この点、原子力発電は、大規模発電を実現しつつも、発電過程で二酸化炭素を排出しない発電方法であり、温室効果ガス排出量を削減しつつ、持続可能な成長を実現することのできる発電方法である。また、発電過程のみならず、発電所の建設や原料の採掘、輸送等を含めたライフサイクル全体で評価しても、原子力発電の 1kWh 当たりの二酸化炭素排出量は、化石燃料を用いた場合より明らかに小さいものとなっている（図表 3）。

なお、太陽光発電や風力発電といった再生可能エネルギー発電も発電過程で二酸化炭素を排出しない発電方法であるが、その出力が気象条件に左右されることなどから、少なくとも現時点において、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ない。

各種電源別のライフサイクルCO₂排出量



【図表3 電源別のライフサイクルCO₂排出量³⁾】

3 経済性

エネルギーについては従来から経済性を重視した供給が求められてきたが、近年、我が国の産業の国際競争力維持、強化の観点から、エネルギーコストの低減及び経済性の向上がより強く求められている。

この点、原子力発電が火力発電等と比べ1kWh当たりの発電コストが遜色ない水準であることは、令和3年9月に取りまとめられた基本政策分科会に対する発電コスト検証に関する報告(乙2)において確認されている。また、原子力発電は発電コストに占める燃料費の割合が小さいため、発電コストが燃料等の価格変動に左右されにくいという優位性もある。

³⁾ 一般財団法人日本原子力文化財団ウェブサイト「原子力・エネルギー図面集」(<https://www.ene100.jp/zumen>) 2-1-9 頁より。

さらには、我が国は、原子力発電を含めたエネルギー供給源の多様性を確保することにより、化石燃料の調達において資源保有国に対し一定の交渉力を保持することが可能となっている。

第3 原子力発電所の停止による影響

平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震（以下、「東北地方太平洋沖地震」という）以降、原子力発電所の稼働率が低下したことに伴い、発電電力量の減少分を補うために火力発電の焼き増しが行われており、我が国のエネルギー供給体制は、現状では火力発電に大きく依存している。具体的には、東北地方太平洋沖地震発生以前の平成22年度においては、我が国の発電電力量の電源別構成比のうち火力発電の割合は約6割であったところ、令和2年度においては約8割にまで著しく上昇している。

このように火力発電に大きく依存する状態が続けば、中東地域の政情が不安定となった場合やLNGの生産・輸送トラブルが発生した場合⁴等に我が国のエネルギー供給体制は甚大な影響を受ける可能性があるだけでなく、二酸化炭素排出量の大幅な増加、化石燃料輸入量の増加による発電コストの増大が大きな問題となる。

第4 本件発電所の必要性

債務者は、供給安定性、環境性、経済性を総合勘案し、バランスの取れた電源構成の構築、すなわち、原子力、火力、水力等の各電源のそれぞれの特性を生かした効率のよい運用に努めてきているところ、万が一本件発電所が計画外で停止することになれば、供給安定性、環境性及び経済性の面で大きな影響が生じることになる。本件発電所は、債務者管内の電力供給において重要な役割

⁴ 資源エネルギー庁「今冬の電力需給逼迫に係る検証について」（乙3）では、LNGスポット価格高騰の要因（供給サイド）として、LNG供給設備におけるトラブル等を指摘している（29～30頁）。

を担っており、関西地域における市民生活、経済活動等、社会全般を支える電力の安定供給のために必要不可欠である。

バランスの取れた電源構成の構築，すなわち，原子力，火力，水力等の各電源のそれぞれの特性を生かした効率のよい運用が重要であることは，令和 2 年 12 月から令和 3 年 1 月にかけての関西エリアの電力需給ひっ迫の状況から再認識されることとなったといえる。以下詳述する。

1 令和 2 年 12 月から令和 3 年 1 月にかけての関西エリアの電力需給ひっ迫の状況

(1) 本件発電所が運転していなかった令和 2 年 12 月から令和 3 年 1 月にかけて，電力の需給がひっ迫していたこと

ア 令和 2 年 12 月下旬以降，全国的に厳しい寒さが続き，例年に比べて，電力需要が大きく増加した。令和 3 年 1 月 8 日には，西日本を中心に最大需要が 10 年に一度程度と想定される規模を上回ることとなった。他方で，供給面では，火力発電所のトラブルや渇水による水力発電所の利用率低下が発生したほか，悪天候により太陽光発電等の発電量が低下する日も少なかった。

こうした中で，電力各社においては，日ごろ稼動していない高経年化火力を含めたあらゆる発電所をフル稼動させるなど，供給力の確保に全力を尽くす⁵とともに，電力広域的運営推進機関と連携しながら，需給ひっ迫エリアへの広域的な電力の融通を行うなどの対応をとり，電力の安定供給確保に最大限の対策を講じた。

もっとも，天候不順や厳しい寒さが続くと予想されたこと，高経年化火

⁵ 例えば，電源開発株式会社は，石炭を砕く設備が故障したことが原因で停止中であった松島火力発電所 2 号機を，令和 3 年 1 月 14 日に緊急稼動させた（同発電所の発電設備そのものは動かせる状態であったため，石炭ではなく重油を燃料に使って発電した）。

力発電所の稼働に伴いトラブルが発生するリスクや、火力発電の発電量の増加に伴いLNG等の燃料の在庫が少なくなるリスクが高まっていたことから、電気事業連合会は、令和3年1月10日及び12日の2回、節電要請を行うに至った（乙4、「電力の需給状況と節電へのご協力のお願いについて」、乙5、「電力の需給状況と節電へのご協力のお願いについて（続報）」）。

イ 特に、関西エリアにおいては、令和2年12月中旬から気温が大きく低下し、需要が高まっている状況の中で、原子力発電所の定期検査の延長や火力発電所のトラブル、渇水、悪天候による太陽光発電等の発電量の低下等、複数の要因が重なり、電力需給がひっ迫した（令和2年12月15日、令和3年1月9日、同月12日には、電力使用率（供給力に対する需要の割合）が99%にまで達した）。

そこで、債務者及び関西電力送配電株式会社は、火力・水力の増出力運転、自家発電保有事業者への増発依頼等を行った（乙6、「電力の需給状況と節電へのご協力のお願いについて」、乙7、「電力の需給状況と節電へのご協力のお願いについて（第2報）」）。

それに加えて、関西電力送配電株式会社は電力広域的運営推進機関を通じて応援融通（他電力からの電力の融通）を受け、電力の安定供給に努め、令和2年12月15日から令和3年1月15日までの間に、合計94回、他社から需給状況改善のために電力の供給を受けることとなった（乙8、「今冬の電力需給ひっ迫時の広域機関の対応」）。

このように、令和2年12月から令和3年1月にかけて、特に関西エリアにおいては、いつ需要が供給を上回るようになったとしても不思議ではない状況にあった。

(2) バランスの取れた電源構成の構築の重要性

ア 令和 2 年 12 月から令和 3 年 1 月にかけての電力需給のひっ迫については、需要に対して発電量が決定的に不足していることが特徴であった。

そして、上記(1)で述べたとおり、この発電量不足は、原子力発電所の定期検査の延長や火力発電所のトラブル、渇水、悪天候による太陽光発電等の発電量の低下、LNG等の燃料が不足したことなど、複数の要因が重なって生じたものであった。

もっとも、その後、令和 3 年 1 月 17 日以降については、関西エリアの供給力の約 4%にあたる大飯発電所 4 号機が運転を再開したことにより、電力の安定供給が確保されることとなった(乙 3, 34 頁)。

イ 電源には、気象条件に左右されやすいもの(水力、風力、太陽光等)とそうでないもの(原子力等)、燃料等を海外から輸送しなければならないもの(火力発電のLNG等)とそうでないもの(水力、風力、太陽光等)など、様々な特性がある。

このような電源の様々な特性を把握した上で、バランスよく電源を組み合わせることによって初めて、電力の安定的な供給が可能になる(例えば、渇水や悪天候によって水力発電や太陽光発電に期待できない場合であっても、原子力発電所が稼動していれば、電力の安定的な供給が直ちに脅かされることはない)。

令和 2 年 12 月から令和 3 年 1 月にかけての電力需給のひっ迫は、バランスの取れた電源構成の構築の重要性を再認識させるものであった。

仮に、本件発電所の運転が計画外で停止した場合には、電源のバランスが崩れることとなり、ひいては令和 2 年 12 月から令和 3 年 1 月と同様の電力需給のひっ迫が生じ、市民生活に重大な影響が生じることも十分に考えられるところである(下記(3))。

(3) 需給のひっ迫による影響

ア 電気料金への影響等

令和 2 年 12 月から令和 3 年 1 月にかけて、電力の需給がひっ迫したことに伴い、電力会社間で電力を取引する卸電力市場の 1kWh 当たりの指標価格は、令和 3 年 1 月 12 日に 150 円を超えるなど急騰した（令和 2 年 12 月上旬は、平均 5～6 円であった）。

電力の小売り自由化で参入した新電力（電力自由化によって、電力市場に参入した小売事業者）の中には、発電所を持たない事業者や、自ら発電する電力では足りない分を、卸電力市場で調達して販売する事業者もある。

このような事業者の中には、卸電力市場における価格の高騰により、経営に大きな影響を受けたものもいた⁶。また、事業者が、高騰する価格分を一般消費者に転嫁したことにより電気料金が高騰し、市民生活に影響が及ぶということも散見された。

今後、仮に本件発電所を運転できない状態となれば、令和 2 年 12 月から令和 3 年 1 月と同様に、電力の需給がひっ迫し、卸電力市場における価格の高騰が生じる可能性がある。そのような場合、事業者の経営に大きな影響が生じるだけでなく、事業者が高騰した価格分を一般消費者に転嫁することとなれば、市民生活に影響が及ぶことも想定される。

イ 停電のおそれ

（ア）一般に、電力の需要が供給（発電）を上回る場合は周波数が下がる。

需要と供給の関係により、周波数は時々刻々と変化しているが、発電機を制御することにより、周波数は適正範囲内になるようにされている

（関西エリアでは、 $60\text{Hz} \pm 0.1\text{Hz}$ から 0.2Hz で制御されている）。

⁶ 例えば、株式会社 F-Power は、昨冬の価格高騰を契機として、令和 3 年 3 月 24 日、東京地方裁判所に会社更生手続開始の申立てを行った。

もっとも、需要が供給を大きく上回るなどの事態が生じ、周波数が一定以上低下すると、発電機が自らの機器保護等のために自動的に運転を停止することになる。そうすると、供給が更に減少するため、更に周波数が下がる。そして、これらが連鎖すると、最終的に全ての発電機が停止して、大規模な停電に至る。

例えば、北海道胆振東部地震の際には、ブラックアウト（全域停電）が生じたが、このブラックアウトは、地震により苫東厚真火力発電所（2号機、4号機）が停止し、これに伴い、周波数が減少して、その他の発電所も停止したという機序で発生したものである。北海道胆振東部地震の際のブラックアウトは、地震がきっかけでもたらされたが、地震等の災害が発生しなくとも、何らかの原因で電力の需要が供給を大きく上回るなどの事態が生じた場合には、最悪の場合、停電が発生することになる（乙9、「日本初の“ブラックアウト”，その時一体何が起きたのか」）。

そして、一旦、ブラックアウトが生じると、その後の復旧過程では少しずつ発電機を起動させていかなければならず、例えば、北海道胆振東部地震の際には、全面復旧まで45時間程度を要したとされている（乙10、「平成30年北海道胆振東部地震に伴う大規模停電に関する検証委員会最終報告（概要）」20頁）。

（イ）関西エリアにおいて、令和2年12月から令和3年1月にかけては、電力の需給がひっ迫していたのであり、需要が供給を上回って停電が発生するという事態も否定できないような状況であった。

また、今後、仮に本件発電所を運転できない状態となれば、令和2年12月から令和3年1月と同様に、電力の需給がひっ迫し、ひいては需要が供給を上回って停電が発生することも否定できない。

仮に（広域）停電が発生した場合、交通、通信、医療、企業の生産活動等、市民生活に甚大な影響を及ぼすことは明らかである。

電力広域的運営推進機関や関西電力送配電株式会社は、（広域）停電に至らないように、万が一の備えとして計画停電（部分的な停電）について検討しているが（乙 11, 「万一の際の備えとしての計画停電の考え方について」, 乙 12, 「万が一の備えとしての計画停電の準備について」）, 計画停電（部分的な停電）の場合であっても、程度の差はあれ、交通、通信、医療、企業の生産活動等、市民生活に重大な影響を及ぼすことは疑いがない。

（４）小括

上記（１）～（３）で述べたとおり、令和２年１２月から令和３年１月にかけて、電力需給のひっ迫により、一部では電気料金の高騰がもたらされ、また、電力の需要が供給を上回った場合には、停電に至る可能性も否定できなかった。

仮に本件発電所が運転できなくなると、バランスの取れた電源構成が崩れ、ひいては電力需給のひっ迫や電力の需要が供給を上回ること、それにより電気料金の高騰や停電に至ることが十分想定され、市民生活に大きな影響が生じるおそれがある。

このような事態を招かないためにも、本件発電所の運転を確保することが必要である。

第4章 「具体的危険性」の判断枠組み及び主張疎明責任

第1 人格権に基づく差止請求の要件としての「具体的危険性」

- 1 本件において、債権者らは、本件発電所の運転禁止を求めており、この請求の法的根拠として人格権（に基づく妨害予防請求権）を主張している（仮処分申立書1頁）。しかし、人格権は、直接これを定めた明文の規定はなく、その要件や効果が自明のものではない。仮に、極めて広範囲の人格的利益を全て人格権の内容とした場合には、その概念内容は抽象的であり、権利の外延が不明確なものとなり、その効果も不明瞭とならざるを得ない。したがって、人格権に基づく差止請求を検討する場合には、その法的解釈は厳格になされなければならない。

そして、人格権に基づく妨害予防請求は、相手方が本来行使できる権利や自由を直接制約しようとするものであるから、これが認められるためには、一般的には、①人格権侵害による被害の危険が切迫し、②その侵害により回復し難い重大な損害が生じることが明らかであって、③その損害が相手方（侵害者）の被る不利益よりもはるかに大きな場合で、④他に代替手段がなく、差止めが唯一最終の手段であること、を要する（大阪地裁平成5年12月24日判決・判例時報1480号17頁〔25頁〕）。

これらの要件のうち、①人格権侵害による被害の危険の切迫性の要件は、他の②～④の要件の前提となるものであるが、将来発生するか否か不確実な侵害の予測に基づいて相手方の権利行使を制約するものであるから、単に抽象的・潜在的に危険性が存在するというのでは足りず、人格権侵害による被害が生じる「具体的危険性」が存在することが必要である。

このことは、上記の大阪地裁判決のほか、以下のとおり、従来の原子力発電所の運転に係る裁判例はもとより、福島第一原子力発電所事故の後に示された裁判例においても等しく示されている。

・名古屋高裁金沢支部平成10年9月9日判決・判例時報1656号37頁

- ・ 仙台高裁平成 11 年 3 月 31 日判決・判例時報 1680 号 46 頁
- ・ 名古屋高裁金沢支部平成 21 年 3 月 18 日判決・判例時報 2045 号 3 頁
- ・ 福井地裁平成 27 年 12 月 24 日決定・判例時報 2290 号 29 頁
- ・ 福岡高裁宮崎支部平成 28 年 4 月 6 日決定・判例時報 2290 号 90 頁
- ・ 大阪高裁平成 29 年 3 月 28 日決定・判例時報 2334 号 4 頁（乙 13）
- ・ 大阪地裁平成 30 年 3 月 30 日決定・判例時報 2388 号 46 頁
- ・ 名古屋高裁金沢支部平成 30 年 7 月 4 日判決・判例時報 2413・2414 号 71 頁（乙 14）
- ・ 広島高裁平成 30 年 9 月 25 日決定・公刊物未登載（裁判所ウェブサイト）
- ・ 高松高裁平成 30 年 11 月 15 日決定・判例時報 2393・2394 号 383 頁
- ・ 大阪地裁平成 31 年 3 月 28 日決定・判例タイムズ 1465 号 192 頁
- ・ 大阪高裁令和 2 年 1 月 30 日決定・公刊物未登載（裁判所ウェブサイト）
- ・ 佐賀地裁令和 3 年 3 月 12 日判決・公刊物未登載
- ・ 大阪地裁令和 3 年 3 月 17 日決定・公刊物未登載（裁判所ウェブサイト）
- ・ 広島高裁令和 3 年 3 月 18 日決定・公刊物未登載（乙 15）

第2 「具体的危険性」の判断枠組み

- 1 原子力発電における「具体的危険性」の有無の判断は、原子力発電に内在する危険が顕在化しないように適切に管理できているか否かという観点から行われるべきである。

およそ科学技術を利用した現代文明の利器は全て、その効用の反面に、多かれ少なかれ危険発生の可能性を内包している。社会はこの危険を人為的に管理して人類の利用に役立ててきたのであり、科学技術の利用に際しては、危険が内在していること自体は当然の前提として、その内在する危険が顕在化しないように適切に管理できるかが問題とされてきた。（乙 16, 「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」 6～7 頁）

原子力発電に関しても、科学技術を利用する点において他と異なることなく、原子力発電に危険が内在すること自体が問題とされるのではなく、原子力発電に内在する危険が顕在化しないよう適切に管理できているかどうかの問題とされるべきである。そして、裁判においては、このような観点から、内在する危険が適切に管理できているかどうか、「具体的危険性」の有無として判断されるべきである。これに対し、抽象的・潜在的な危険性の存在のみをもって原子力発電の利用を否定することは、現代社会における科学技術の利用そのものを否定することになり、妥当ではない。

また、上記で述べた科学技術の利用に関する基本的な考え方は、行政法規の規定にも具体化されている。原子炉等規制法では、発電用原子炉を設置しようとする者に対し、重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を求めるなど、原子力発電に一定の危険が内在することを前提として、そのような危険が具体的なものとして顕在化しないよう管理していくことが念頭に置かれた枠組みが設けられている。抽象的・潜在的な危険性の存在のみをもって原子力発電所の運転を否定することは、このような原子炉等規制法の枠組みを否定することになり、適切ではない。

上記については、福島第一原子力発電所事故後に示された裁判例でも次のとおり示されている。

- ①「一般に、科学技術の分野においては、絶対的に災害発生の危険がないという『絶対的安全性』を達成することはできないと考えられており、科学技術を利用した設備、機器等は、何らかの程度において人の生命、身体、健康、財産等を侵害する危険を伴っているが、その危険性を、当該設備等の品質や安全性についての規制等により一定程度以下に管理し、管理された危険性の程度が社会通念上容認できる水準以下にとどまると考えられる場合に、いわば『相対的安全性』が認められるものとして、その利用が許容されている。原子力発電所についても同様であり、どのような異常事態が発生しても、原

子炉の放射線物質が外部の環境に放出されることが絶対にないという『絶対的安全性』を要求するのは相当ではない。しかし、・・・原子力発電所に求められる安全性の程度は、他の設備、機器等に比べて格段に高度なものでなければならないのであり、原子力発電所は、放射線物質による被害発生危険性が社会通念上無視し得る程度にまで管理されていると認められる場合に、安全性が認められる施設として運転が許されると解するのが相当である」

（大阪高裁平成 29 年 3 月 28 日決定，乙 13，86～87 頁）

- ②「・・・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の外へ放出されることなどの災害を防止し、公共の安全を図るために、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等の発生も想定した必要な規制を行い、もって国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として、原子炉等規制法が制定されている（同法 1 条）。すなわち、我が国の法制度は、原子力発電を国民生活等にとって一律に有害危険なものとして禁止することをしておらず、原子力発電所で重大な事故が生じた場合に放射性物質が異常に放出される危険性や、放射性廃棄物の生成・保管・再処理等に関する危険性に配慮しつつも、これらの危険に適切に対処すべく管理・統制がされていれば、原子力発電を行うことを認めているのである」（名古屋高裁金沢支部平成 30 年 7 月 4 日判決，乙 14，59 頁）

- 2 また、原子力発電は、その安全性を確保するために高度な科学的、専門技術的知見が用いられていることから、「具体的危険性」の有無を判断するに際しても、こうした科学的、専門技術的知見が考慮されるべきである。そして、福島第一原子力発電所事故の教訓と反省を踏まえ、高い専門性と独立性を持った原子力規制委員会が設置され、原子炉等規制法が、同委員会に対して、原子力発電所の安全性を確保するための安全基準の策定とその適合性の判断を一義的に委ねていることを考慮すれば、「具体的危険性」の有無の判断において、同委

員会の判断は尊重されるべきである。以下詳述する。

(1) 福島第一原子力発電所事故の発生を受けて、原子力規制行政に対する信頼回復とその機能回復を図るということを目的とした原子力規制行政の見直しが行われ、原子力規制委員会設置法（以下、「設置法」という）により、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として（同法 1 条）、原子力規制委員会が設置された。同委員会は、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（設置法 2 条）、高度の独立性が保障され、また、その委員長及び委員については、人格が高潔で原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから、両議院の同意を得て、内閣総理大臣が任命し（設置法 7 条 1 項）、原子力に関する事業を行う者やその役員ないし従業員等は欠格事由とされる（同条 7 項 3 号、4 号）など、高度の専門的知見に基づいて中立公正な立場から独立して職権を行使する体制（設置法 1 条、5 条）が整備されている。

(2) そして、原子炉等規制法は、その目的において「核燃料物質及び原子炉による災害を防止し、・・・公共の安全を図る」ことを掲げ（同法 1 条）、発電用原子炉の設置許可の基準の 1 つとして、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が・・・発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」（同法 43 条の 3 の 6 第 1 項 4 号）等と定めて、原子力発電所の安全性を確保するための安全基準の策定とその適合性の判断を原子力規制委員会に委ねている。

これは、発電用原子炉施設の安全性に関する審査の特質を考慮したものと解されている。すなわち、発電用原子炉施設の安全性に関する審査は、当該発電用原子炉施設そのものの工学的安全性、平常時及び事故時における周辺住民及び周辺環境への放射線の影響等を、当該発電所の地形、地質、気象等の自然的条件等との関連において、多角的、総合的見地から検討するもので

あり、さらに、将来の予測に係る事項も含まれていることから、審査の基礎となる基準の策定及び基準への適合性の審査においては、原子力工学はもとより、多方面にわたる極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見に基づく総合的判断が必要とされる。このような審査の特質を考慮し、原子炉等規制法は、原子力利用における安全の確保に関する各専門分野の学識経験者等を擁する原子力規制委員会の科学的、専門技術的知見に基づく合理的な判断に委ねているのである。（乙 16， 5～6 頁）

（3）また、上記のとおり、科学技術を利用した現代文明の利器は全て、その効用の反面、多かれ少なかれ危険発生の可能性を内包している以上、原子力規制委員会による上記の判断にあたっては、この潜在的な危険をいかに適切に管理できるかが問われることになる。そして、これを安全性の具体的な水準として捉えようとするならば、原子力規制委員会が、潜在する危険性の水準、管理可能性について社会がどの程度の危険までを容認するかなどの事情を見定めた判断を、最新の科学技術的水準に従った専門技術的裁量に基づいて行うよりほかなく、原子炉設置許可等に係る審査につき、このような判断が一義的には原子力規制委員会に委ねられているとすることが法の趣旨であるとも解されている（乙 16， 7～8 頁）。

（4）そうだとすると、独立性・専門性が確保された原子力規制委員会が、多方面にわたる極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見に基づく総合的判断として行ったこのような判断は、原子力発電所の安全性が争点となる民事裁判においても尊重されるべきである。すなわち、原子力規制委員会において福島第一原子力発電所事故を踏まえて制定された新規制基準への適合性が確認されたことは、原子力発電所の安全性が科学的、専門技術的知見を踏まえた総合的判断によって裏付けられたということを意味する極めて重要な事実として考慮され、このような原子力発電所については、「具体的危険性」がないものとして、その運転が認められるべきである。

3 この点に関して、名古屋高裁金沢支部平成 30 年 7 月 4 日判決は、原子力発電所の安全性に関する具体的審査基準の制定及び申請に係る原子力発電所の当該基準への適合性について、高度の専門的知識と高い独立性を持った原子力規制委員会の合理的な判断に委ねたものと解するのが相当であるとの判断を示している（乙 14, 61 頁）

また、大阪高裁平成 29 年 3 月 28 日決定では、原子力発電所について、放射性物質による被害発生の危険性が社会通念上無視し得る程度にまで管理されていると認められる場合に、安全性が認められる施設として運転が許されると解するのが相当であるとした上で、原子力規制委員会が策定した安全性の基準は、こうした原子力発電所に求められる安全性を具体化したものであり、原子力規制委員会が自ら策定した基準に適合するものとして安全性を認めた原子力発電所は、その安全性を具備するものとして運転が許されるとの判断を示しているところである（乙 13, 86～89 頁）。

第 3 主張立証（疎明）責任の所在

1 債権者らが人格権に基づき本件発電所の運転禁止を求める以上、本件発電所の運転に伴い、いかなる機序でどのような人格権の侵害の「具体的危険性」が生じ、これにより、いずれの債権者にどのような被害が生じるのかが具体的に明らかにされなければならない。

そして、本件が民事裁判である以上、民事裁判における主張立証（疎明）責任の一般原則に従い、上記請求が認められるための要件については、債権者らにおいて、その主張疎明責任を負担すべきである。

原子力発電所に関する裁判においても、この理を変更すべき理由はなく、従来の原子力発電所の運転差止訴訟においても、そのような変更をした最高裁判所判例がないのはもちろんのこと、主張立証責任の所在そのものを転換した裁判例は存在しない。

2（１）ところで、債権者らは、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（最一小判平成４年１０月２９日・民集４６巻７号１１７４頁。以下、「伊方最高裁判決」という）について、主張立証責任は事実上転換された旨主張する（仮処分申立書１００頁）。その上で、複数の裁判例を引用して、「・・・裁判所は、住民が人格権侵害を根拠に危険施設の運転等の差止めや行政処分の取消し等を求めた裁判において、行政訴訟において民事訴訟においても、当事者の実質的公平を確保すべく、立証事項を適切に定め、立証責任を適切に分配してきた。本件においても、同様の配慮がなされなければならない」旨主張する（仮処分申立書１００～１０４頁）。

しかし、伊方最高裁判決は行政訴訟であり、原子炉設置許可処分の取消訴訟において被告行政庁の判断に不合理な点があるか否かという観点から審理判断がなされたものである。これに対し、本件は民事裁判であって、原子力発電所の運転に伴う人格権侵害の「具体的危険性」の有無が審理判断の対象となる。したがって、伊方最高裁判決における主張立証責任に関する判示が本件のような民事裁判に妥当するといえるか疑問である。

この点に関して、広島高裁令和３年３月１８日決定は、行政訴訟である伊方最高裁判決の「審理判断基準を本件（仮処分事件：引用者注）の判断に直ちに持ち込むことは相当でないと考える。したがって、当裁判所としては、現在の科学的知見からして、本件原子炉の運転期間中に本件原子炉の安全性に影響を及ぼす大規模自然災害の発生する可能性が具体的に高く、これによって債権者の生命、身体又は健康が侵害される具体的危険があると認められなければ、本件原子炉の運転差止めを命じるという法的判断はできないというべきであり、この疎明責任は、民事保全事件の原則のとおり、債権者らが負うべきである」と判示している（乙１５，１４１～１４２頁）。

（２）上記（１）で述べた点は措くとしても、伊方最高裁判決は、「当該原子炉施設の安全審査に関する資料をすべて被告行政庁の側が保持していることなど

の点を考慮すると、被告行政庁の側において、まず、その依拠した前記の具体的審査基準並びに調査審議及び判断の過程等、被告行政庁の判断に不合理な点のないことを相当の根拠、資料に基づき主張、立証する必要がある、被告行政庁が右主張、立証を尽くさない場合には、被告行政庁がした右判断に不合理な点があることが事実上推認されるものというべきである」と判示している（下線は引用者による）。この「主張、立証する必要」とは、「主張立証責任」とは明確に区別されるものであり、訴訟の進行状況につれて裁判所の心証が不利に傾くことにより、事実上主張立証が必要となるということにすぎない。主張立証責任が転換されていないことは、その主張立証ができない場合の効果として、「事実上推認される」と判示されていることから明らかである。これが同判決の主張立証責任に関する判示内容についての一般的な理解である。

伊方最高裁判決は、上記引用の判決文の前の部分において、「原子炉設置許可処分についての右取消訴訟においては、右処分が前記のような性質を有することにかんがみると、被告行政庁がした右判断に不合理な点があることの主張、立証責任は、本来、原告が負うべきものと解される」と明快に判示しており、最高裁調査官による最高裁判所判例解説（乙 17）も、客観的主張立証責任の所在としては同判決は上記のとおり判示しているとして、主張立証責任が原告にある旨を説いているのである（乙 17、424～425 頁）。

したがって、本件では、債権者らが、具体的危険性があることについて主張、疎明を行わなければならない、かかる主張、疎明ができない場合に債権者らの請求が却下されるべきことは当然である。

（3）なお、本件において、仮に上記の伊方最高裁判決における判断枠組みが適用されるとしても、その場合の「主張、立証する必要」の内容は、同判決とは異なる。

すなわち、新規制基準に適合する原子炉施設を設計、建設し、運転するのは原子力事業者であるから、原子炉施設の新規制基準への適合性については、住

民らと原子力事業者との間で証拠の偏在があるといい得るかもしれない。

もつとも、新規制基準の合理性や原子力規制委員会（行政庁）の審査及び判断の合理性に関しては、債務者は、自ら基準を定立しそれに基づいて審査を行う行政庁ではなく、行政庁の審査を受ける事業者にすぎない。そのため、新規制基準そのものの合理性や原子力規制委員会（行政庁）の審査及び判断の合理性については、民事裁判の当事者である住民らと原子力事業者との間に実質的公平を害するほど証拠が偏在しているとは考え難い。なお、新規制基準適合性審査会合を含む原子力規制委員会の会合やその資料等は公開されている（第9章第1ないし第3参照）。

以上に鑑みれば、本件において、仮に事業者たる債務者が一定の主張疎明をすべきであるとしても、その主張疎明すべき事項は、「本件発電所が、原子力規制委員会が策定した安全性の基準に適合すること」に限られるべきであり、新規制基準の（不）合理性や、原子力規制委員会がした審査及び判断の（不）合理性は債権者らが主張疎明しなければならないというべきである。

ア この点に関して、大阪高裁平成29年3月28日決定は、「まず、抗告人（事業者：引用者注）において、本件各原子力発電所が原子力規制委員会の定めた安全性の基準（新規制基準：引用者注）に適合することを、相当の根拠、資料に基づいて主張立証すべきであり、この主張立証が十分尽くされないときは、本件各原子力発電所が原子炉等規制法の求める安全性を欠き、相手方の生命、身体及び健康を侵害する具体的危険のあることが事実上推認されると解される。一方、抗告人において本件各原子力発電所が安全性の基準に適合することの主張立証を尽くしたと認められるときは、相手方において、原子力規制委員会の策定した安全性の基準自体が現在の科学的・技術的知見に照らして合理性を欠き、又は、本件各原子力発電所が安全性の基準に適合するとした原子力規制委員会の審査及び判断が合理性を欠くことにより、本件各原子力発電所が安全性を欠くことを主張立証する必要があるというべ

きである」と判示している（乙 13, 90 頁。なお、大阪高裁令和 2 年 1 月 30 日決定も同旨）。

イ また、福岡高裁平成 28 年 6 月 27 日判決・公刊物未登載（乙 18）は、『本件各安全審査における審査指針等の定める安全上の基準・・・が満たされていることが確認された場合には、被控訴人（事業者：引用者注）は、本件訴訟の争点に関し、玄海原発 3 号機の安全性に欠ける点がないことについて、相当の根拠を示し、かつ必要な資料を提出した上での主張立証を尽くしたことになる』とした原判決の判示は相当」と判示している（乙 18, 10 頁）。

ウ 上記のとおり、仮に債務者が一定の主張疎明をしなければならないとしても、債務者としては、本件発電所が新規制基準に適合していることについて主張疎明すれば足りるというべきである。

もっとも、上記の考え方に関わらず、債務者としては、本件仮処分において、本件発電所の安全性について積極的に主張疎明を行う。

第5章 原子力発電の仕組みと本件発電所の構造等

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は、この放射性物質の持つ危険性を顕在化させないこと、すなわち、人々に放射線による悪影響を及ぼさないことを基本としており、債務者は、放射性物質の持つ危険性を顕在化させないために様々な安全確保対策を講じている。

以下では、本件発電所の安全確保対策について述べる上での基本的事項として、第1で原子力発電の仕組みについて、第2で本件発電所の構造等について述べる。

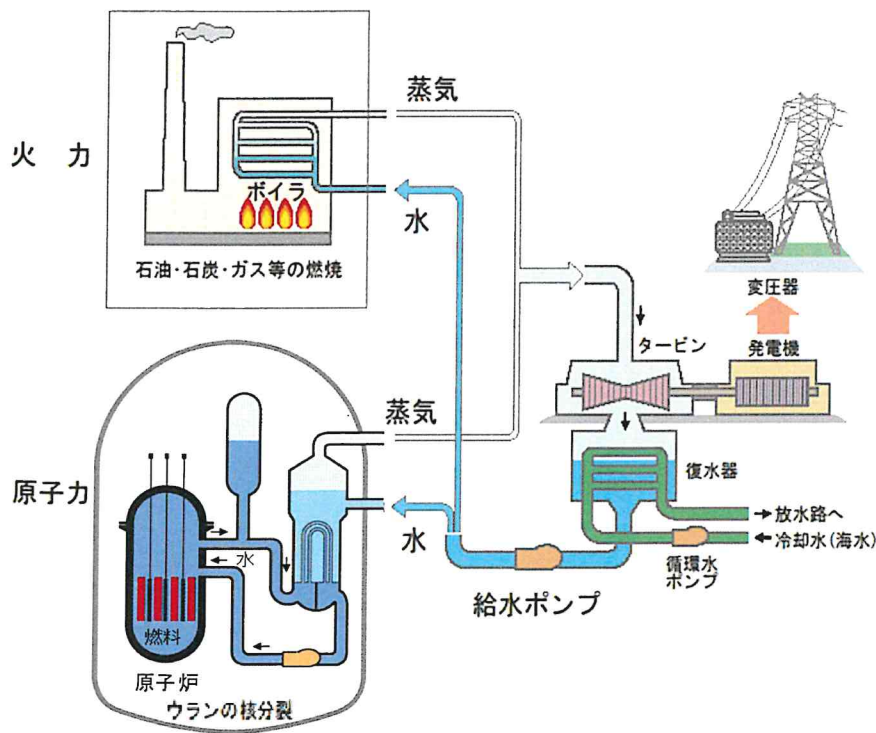
第1 原子力発電の仕組み

1 原子力発電の仕組み

(1) 原子力発電と火力発電

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、石油、石炭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（図表4）。



【図表 4 原子力発電と火力発電の比較】

(2) 核分裂の原理

原子力発電は、原子炉においてウラン 235⁷等を核分裂させることにより熱エネルギーを発生させ、発電を行っている。以下では、その核分裂の原理を述べる。

全ての物質は、原子から成り立っており、原子は原子核（陽子と中性子⁸の集合体）と電子から構成されている。重い原子核の中には、分裂して軽い原子核に変化しやすい傾向を有しているものがあり、例えばウラン 235 の原子核が中性子を吸収すると、原子核は不安定な状態となり、分裂して2ないし3個の異なる原子核（核分裂生成物⁹）に分かれる。これを核分裂とい

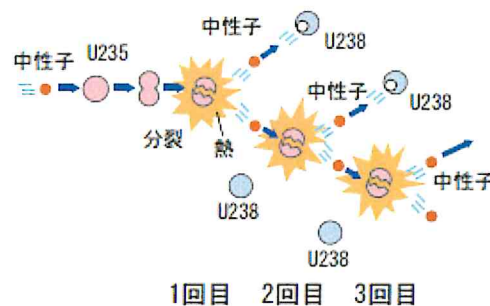
⁷ ウラン 235 とは、原子核の中の陽子数と中性子数の合計が 235 個であるウランをいう。

⁸ 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、電気的には中性である。

⁹ 核分裂生成物とは、核分裂により生み出される物質をいい、その一例として、放射性物質であるセシウム 137、ヨウ素 131 等がある。

い、核分裂が起きると、大きなエネルギーを発生するとともに、核分裂生成物に加え、2ないし3個の中性子を生じる。この中性子の一部が他のウラン 235 等の原子核に吸収されて次の核分裂を起こし、連鎖的に核分裂が維持される現象を核分裂連鎖反応という（図表 5）。

なお、核分裂を起こす物質としては、ウラン、プルトニウム等がよく知られているが、ウラン鉱石から取り出した状態のウラン（天然ウラン）には、核分裂しやすい性質を有するウラン 235 が約 0.7%しか含まれておらず、残りの約 99.3%は核分裂しにくい性質を有するウラン 238 である。本件発電所を含め、わが国の商業用原子力発電所では、ウラン 235 の比率を 3~5%程度に高めた低濃縮ウランを燃料として使用している。



【図表 5 核分裂連鎖反応の仕組み】

（3）核分裂のコントロール

ウラン 235 等の原子核が中性子を吸収して核分裂する確率は、中性子の速度が遅い場合に大きくなる（速度の遅い中性子を「熱中性子」という）。このため、本件発電所が採用している原子炉のように熱中性子を利用して核分裂連鎖反応を行わせる種類の原子炉では、核分裂を継続させるために、減速材¹⁰を用いて核分裂時に放出された高速中性子（速度の速い中性子）の

¹⁰ 減速材とは、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。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すことで、高速中性子の速度が減少し、熱中性子となる。

速度を熱中性子の速度まで減速させている。

また、核分裂連鎖反応を制御するためには、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、中性子を吸収しやすい性質を持つ制御材を用いて中性子の数を調整している。

2 原子炉の種類

原子炉には、減速材及び冷却材¹¹の組合せによっていくつかの種類があり、そのうち減速材及び冷却材の両者の役割を果たすものとして軽水¹²（普通の水）を用いるものを軽水型原子炉（以下、「軽水炉」という）という。

軽水炉は、大きく分けると、沸騰水型原子炉（以下、「BWR」という）と加圧水型原子炉（以下、「PWR」という）の2種類がある。

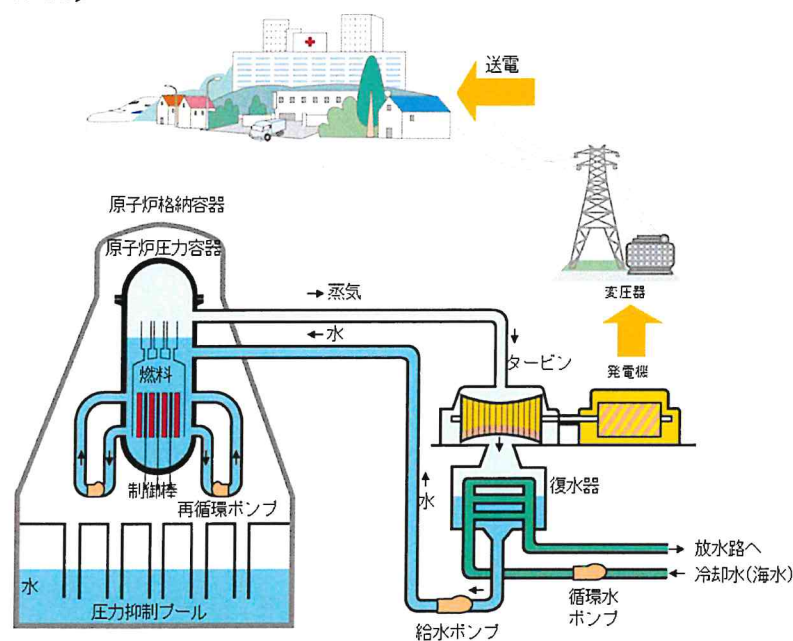
BWRは、原子炉内で冷却材を沸騰させ、そこで発生した蒸気を直接タービンに送って発電する。PWRは、1次冷却設備を流れる高圧の1次冷却材を原子炉で高温水とし、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器において、高温水の持つ熱エネルギーを、2次冷却設備を流れている2次冷却材に伝えて蒸気を発生させ、この蒸気をタービンに送って発電する（図表6）。

本発電所では、上記第2章第1で述べたとおり、PWRを採用している。なお、福島第一原子力発電所は沸騰水型原子炉（BWR）を採用しており、本発電所とはプラントの型式が異なる。

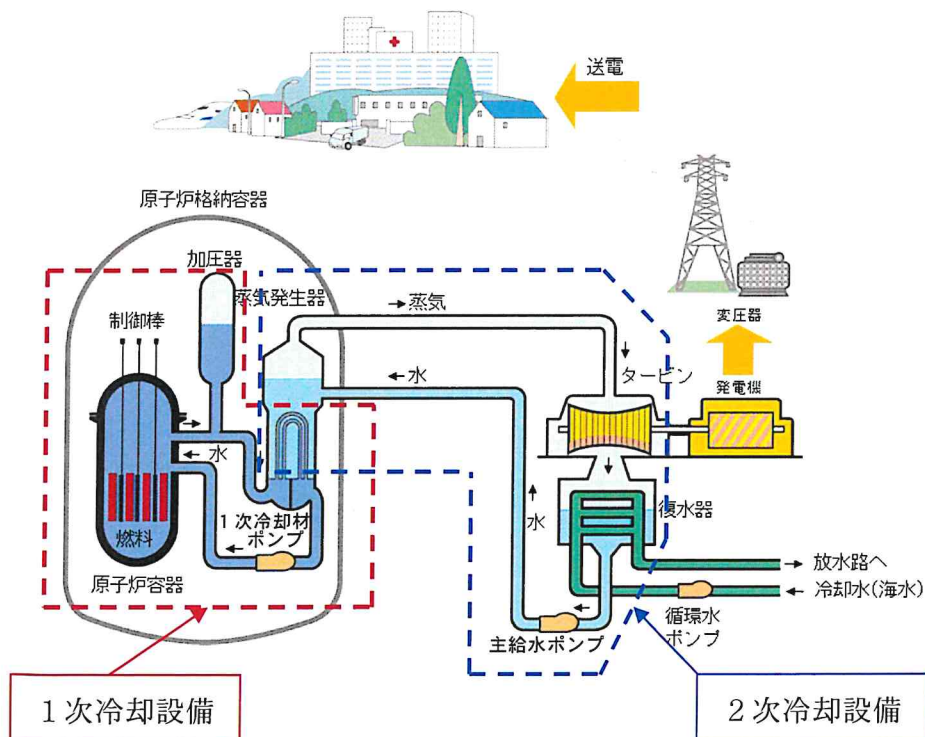
¹¹ 冷却材とは、核分裂によって発生した熱エネルギーを運ぶ媒体をいう。

¹² 軽水とは、原子核が陽子1個のみで構成される水素原子2個と酸素原子1個からなる水をいい、普通の水のことである。特に重水と区別する場合に軽水と呼んでいる。なお、重水とは、原子核が陽子1個と中性子1個から構成される水素原子2個と酸素原子1個からなる水のことである。

<BWR>



<PWR>



【図表 6 沸騰水型原子炉（BWR）と加圧水型原子炉（PWR）】

第2 本件発電所の構造等

本件発電所には、第1で述べた仕組みで発電を行うために必要な様々な設備が設けられている。これに加えて、本件発電所の安全性を確保するために必要な設備も数多く設けられている。

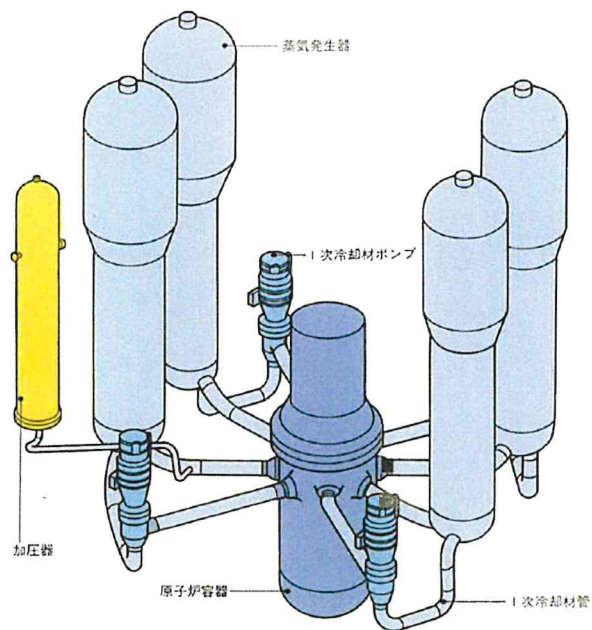
本件発電所の主な設備としては、燃料から取り出した熱エネルギーを2次冷却材に伝達する「1次冷却設備」(原子炉・蒸気発生器・1次冷却材管等)、蒸気発生器で蒸気となった2次冷却材でタービンを回転させるための「2次冷却設備」、電気を供給するための「電気施設」、「原子炉停止の際に原子炉内の熱を除去するための設備」等があり、これに加えて、緊急時の安全性を確保するための「工学的安全施設」等が設けられている。また、使用済燃料を貯蔵する設備として「使用済燃料ピット」を備えている。

以下では、本件発電所を構成する主要な設備や施設について具体的に述べる。

1 1次冷却設備

1次冷却設備は、原子炉、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材管等から構成されており(図表7)、原子炉内で生じたウラン235等の核分裂による熱エネルギーで1次冷却材を高温水とした上で、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器内において2次冷却材に熱を伝えて蒸気にする機能を果たしている(図表6)。なお、蒸気発生器内で温度が下がった1次冷却材は、1次冷却材ポンプで再び原子炉に戻される。

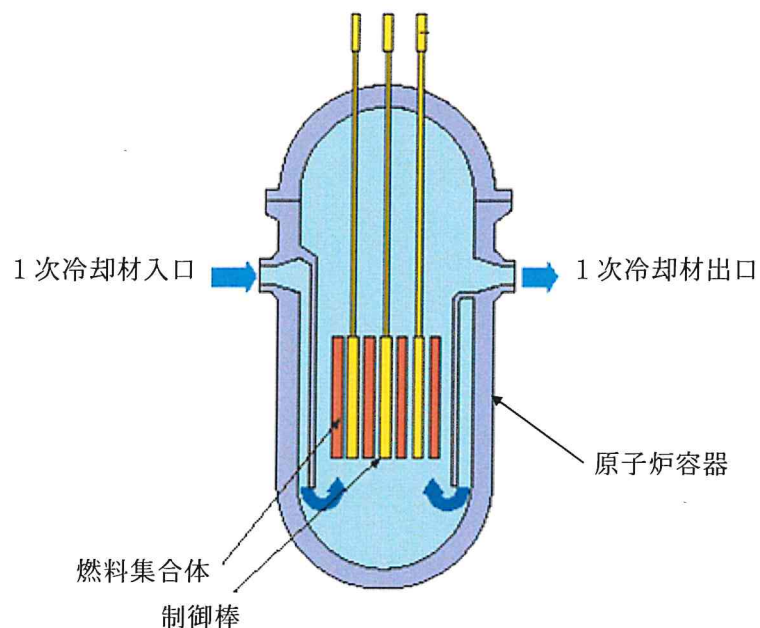
また、原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプは、1次冷却材管によって接続されて回路を形成している。本件発電所は、この回路を1つの原子炉容器を中心に3組有している(図表7は、回路を4組有している1次冷却設備である)。



【図表 7 1次冷却設備】

(1) 原子炉

原子炉は、原子炉容器、燃料集合体、制御材、1次冷却材等から構成されており、核分裂連鎖反応を制御しながら安定的に持続させ、それにより発生する熱エネルギーを安全かつ有効に取り出す設備である（図表8）。



【図表 8 原子炉】

ア 原子炉容器

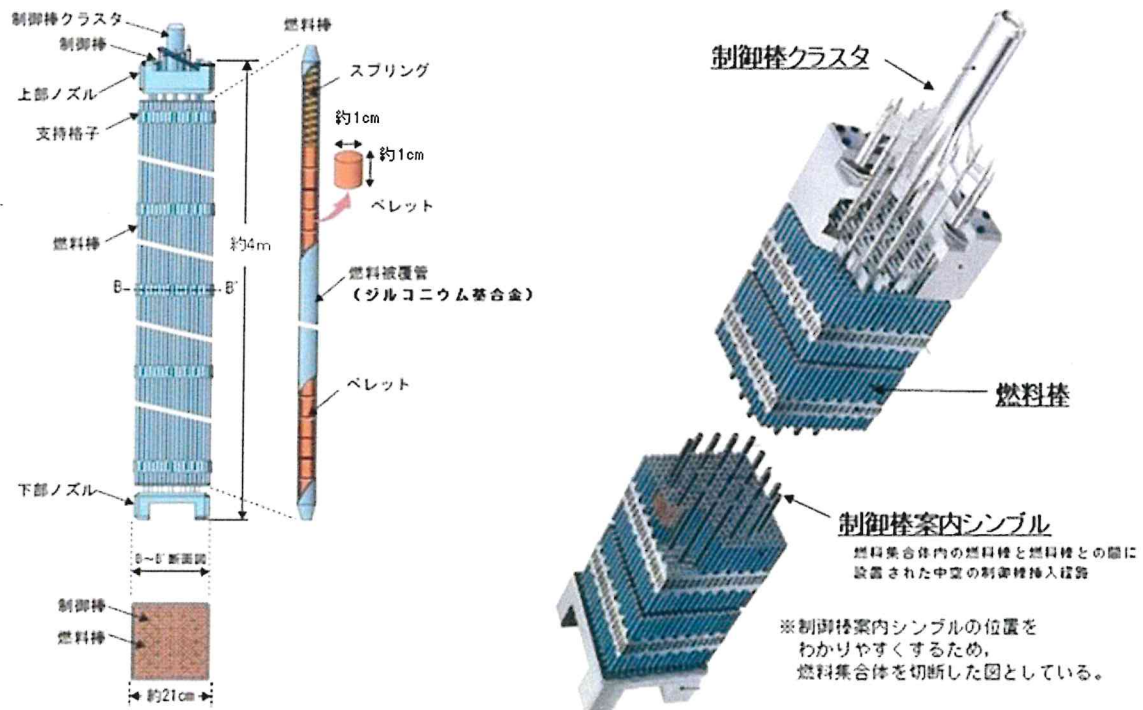
原子炉容器は、縦置き円筒型の容器であり、その内部に1次冷却材を満たし、その中に燃料集合体と制御棒等を配置している。なお、原子炉容器内の燃料集合体が存在する部分を「炉心」という。(乙 19,「美浜発電所発電用原子炉設置許可申請書(3号炉完本)」添付書類八、8-3-26～8-3-28頁)

イ 燃料集合体

燃料集合体は、燃料被覆管の中にペレットを詰めた燃料棒を束ねたものである。

低濃縮ウラン燃料のペレットは、ウランと酸素の化合物である二酸化ウランを小さな円柱形に焼き固めたものである。本件発電所の場合、直径及び高さが約1cmのペレットを、長さ約4mの燃料被覆管の中に縦に積み重ね、密封溶接して燃料棒とし、この燃料棒を204本束ねた燃料集合体を

157 体、炉心に装荷している（図表 9）。（乙 19，添付書類八，8-3-3～8-3-15 頁，8-3-60～8-3-63 頁）



【図表 9 燃料集合体（制御棒クラスタを含む）】

ウ 制御材（制御棒及びほう素）

原子炉において核分裂連鎖反応を安定的に持続させ制御するためには、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、制御材はこの調整に用いられる。本件発電所では、制御材として制御棒及びほう素を用いている。（乙 19，添付書類八，8-6-1～8-6-3 頁）

（ア）制御棒（制御棒クラスタ）

制御棒には、中性子を吸収しやすい性質を有する合金が用いられて

いる。本件発電所では、一定数の制御棒を束ねて制御棒クラスタ¹³（図表 9。以下、単に「制御棒」という）とし、この制御棒を、原子炉容器の上部にある制御棒駆動装置により、炉心に出し入れできるように配置している。

本件発電所の通常運転時には、制御棒駆動装置により、制御棒を炉心からほぼ全部引き抜いた状態で保持しているが、緊急時には、自重で炉心に落下することで、すみやかに原子炉を自動で停止できる仕組みとなっている。

（乙 19，添付書類八，8-3-16～8-3-19 頁，8-6-1～8-6-2 頁）

（イ）ほう素

ほう素（ほう酸）も、中性子を吸収しやすい性質を有している。ほう素（ほう酸）を 1 次冷却材に添加し、その濃度を調整することによって中性子の数を調整し、核分裂連鎖反応を制御することができる。（乙 19，添付書類八，8-6-3 頁）

エ 1 次冷却材

1 次冷却材は、核分裂により生じた熱エネルギーを吸収して高温水となり、蒸気発生器に導かれた上で、その熱エネルギーを 2 次冷却材に伝達している。（乙 19，添付書類八，8-3-1 頁）

（2）加圧器

加圧器は、原子炉で高温（約 300℃）になった 1 次冷却材が沸騰しないよう高い圧力をかけ、かつ、1 次冷却材の熱膨張及び収縮による圧力変動を調

¹³ 本件発電所では 20 本の制御棒を束ねた制御棒クラスタを 48 体設置している。

整し、1次冷却材の圧力を一定に制御するための設備であり、1次冷却材管に接続されている。(乙 19, 添付書類八, 8-5-7～8-5-8 頁)

(3) 蒸気発生器

蒸気発生器は、1次冷却材の熱エネルギーを2次冷却材に伝えるための熱交換器である。蒸気発生器の内部にある伝熱管内を流れている1次冷却材が、伝熱管の外側の2次冷却材を熱し、2次冷却材が蒸気となってタービンに導かれる。(乙 19, 添付書類八, 8-5-3～8-5-5 頁)

(4) 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプは、1次冷却材を循環させるための設備であり、蒸気発生器の1次冷却材出口側に設置される。蒸気発生器において2次冷却材に熱エネルギーを伝え終えた1次冷却材は、このポンプにより再び原子炉に送られる。(乙 19, 添付書類八, 8-5-5～8-5-6 頁)

(5) 1次冷却材管

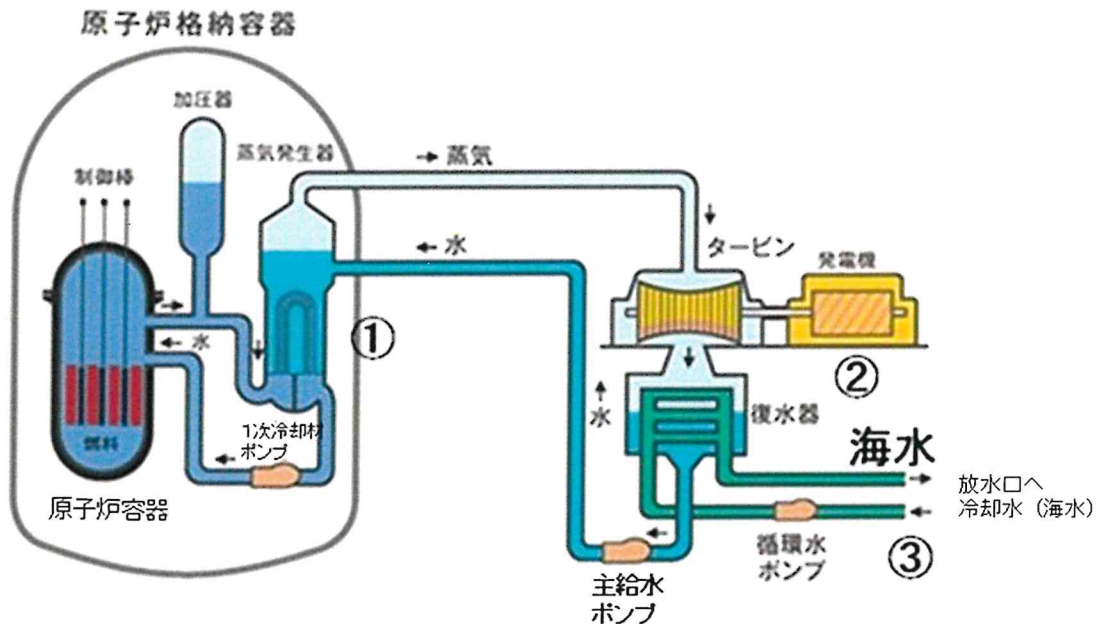
1次冷却材管は、1次冷却材が通るステンレス鋼製配管である。原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプを相互に連絡し、回路を形成している。(乙 19, 添付書類八, 8-5-1 頁)

2 2次冷却設備

2次冷却設備は、タービン、復水器、主給水ポンプ及びそれらを接続する配管(主蒸気管等)等から構成されている(図表6)。2次冷却設備では、蒸気発生器で蒸気となった2次冷却材をタービンに導き、蒸気力でタービンを回転させて発電する。また、タービンを回転させた蒸気を復水器において海水で冷却して水に戻し、主給水ポンプ等で再び蒸気発生器に送っている。復水器

で蒸気から熱を伝えられた海水は、放水口から海に放出される。(図表 1 0)

なお、2 次冷却材は、放射性物質を含む 1 次冷却材とは隔離されているため、放射性物質を含んでいない。



- ①原子炉内の核分裂エネルギーによって熱せられた 1 次冷却材 (水) が、蒸気発生器で 2 次冷却材 (水) に熱を伝える
- ② 2 次冷却材 (水) が蒸気発生器の中で沸騰して蒸気になり、タービンを回した (発電した) 後に、復水器で海水に熱を伝えて再び水に戻る
- ③復水器で熱を伝えられた海水は、放水口から海に放出される

【図表 1 0 通常運転時の除熱の仕組み】

3 電気施設

電気施設については、常用電源設備として発電機及び外部電源を備えるとともに、常用電源を喪失した場合の非常用電源設備として、非常用ディーゼル発電機を備えている。

(1) 常用電源設備（発電機，外部電源）

ア 発電機

発電機は，タービンの回転エネルギーをもとに電気を発生させる設備であり，発生した電気は，変圧器を通じて原子力発電所外の送電線に送られるほか，原子力発電所内の各設備にも供給される。（乙 19，添付書類八，8-10-24，8-10-28 頁）

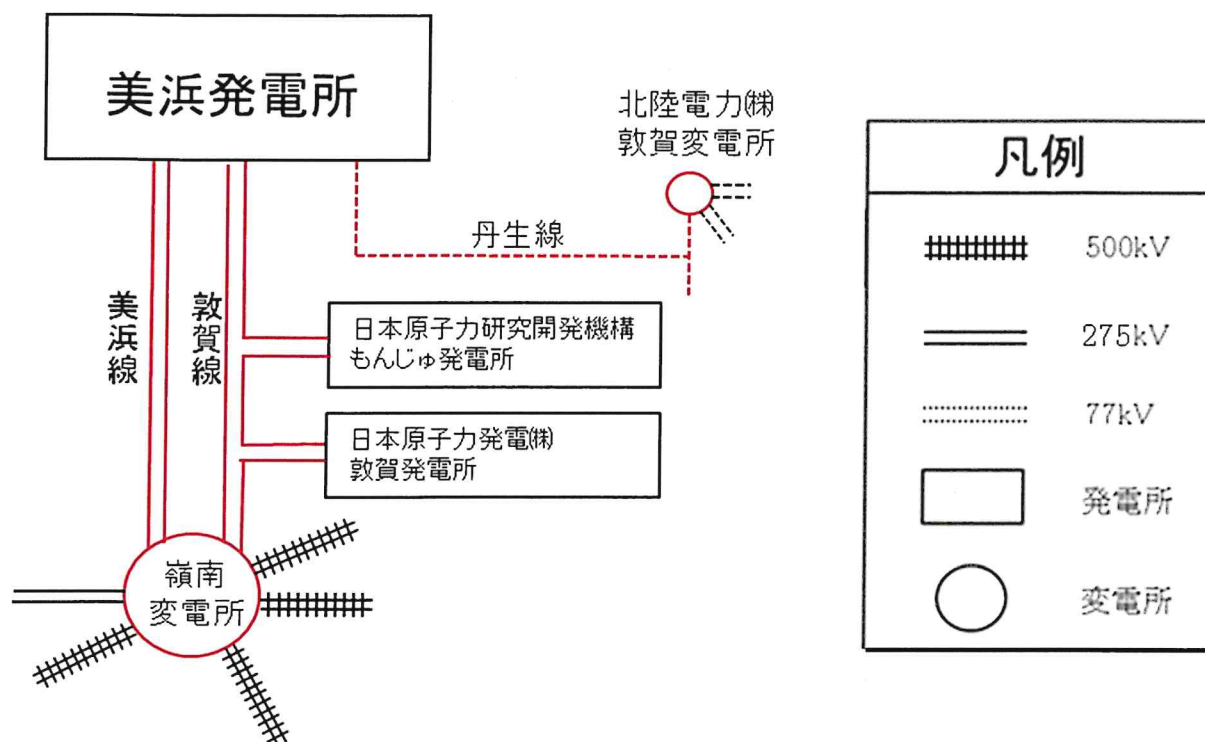
イ 外部電源

原子力発電所は，複数の変圧器を通じて発電所外の送電線につながっており，これにより発電所外から電力の供給を受けることができる。この発電所外から供給される電源を「外部電源」という。発電所内の機器を作動させるために必要な電力は，発電所内の発電機又は外部電源から供給され，発電機が停止している場合には，外部電源から供給される。

本件発電所に接続する送電線については，複数のルートを設定し，異なる変電所に接続することで独立性¹⁴を持たせるとともに，地すべり等で電力の供給が全て同時に停止しないよう，異なるルートの送電線を同一の送電鉄塔に架設しないようにするなどしている。

具体的には，送電及び受電が可能な 275kV（キロボルト）送電線を美浜線及び敦賀線の 2 ルートで 4 回線，受電専用の 77kV 送電線を丹生線の 1 ルートで 1 回線，合計で 3 ルート 5 回線を確保している。また，275kV 送電線は約 20km 離れた嶺南変電所に，77kV 送電線は約 19km 離れた北陸電力敦賀変電所に連系することで各々独立性を持たせるとともに，美浜線，敦賀線及び丹生線を各々異なる送電鉄塔に架設するなどしている。（図表 1 1，乙 19，添付書類八，8-10-24～8-10-26 頁）

¹⁴ 脚注 47 を参照。



【図表 1 1 外部電源の送電線路図】

(2) 非常用電源設備（非常用ディーゼル発電機）

非常用の電源設備である非常用ディーゼル発電機は、原子力発電所の発電機が停止し、かつ外部電源を喪失した場合に、原子炉を安全に停止した状態で維持するために必要な電力を供給し、後述の工学的安全施設を作動させるための電力も供給する。

本件発電所では、1台で必要な電力を供給できる容量を持つ非常用ディーゼル発電機を2台備え、それぞれ独立した区画に分離して設置している（乙 19、添付書類八、8-1-481～8-1-482 頁、8-10-1、8-10-4～8-10-5 頁）。

4 原子炉停止の際に原子炉内の熱を除去する設備

原子炉が停止し、核分裂連鎖反応が止まった後も、燃料集合体に内包される放射性物質の発熱は継続するため、原子炉停止後も冷却手段を確保する必要がある。原子炉停止作業開始後の冷却手段について述べると、まず、原子炉を

停止する初期段階では主給水設備（主給水設備が機能喪失した場合等は補助給水設備）により冷却する。そして、1次冷却材の圧力及び温度が所定のレベルまで低下した段階で余熱除去設備による冷却に切り替えて原子炉内の残留熱¹⁵を除去する。

（1）主給水設備及び補助給水設備

ア 主給水設備

原子炉停止の際は、まず2次冷却設備の主給水ポンプ等で蒸気発生器への給水を継続することにより、蒸気発生器で1次冷却材の熱を2次冷却材に伝えて原子炉内の熱（残留熱を含む）を除去する。なお、熱を伝えられて蒸気となった2次冷却材は、復水器において海水に熱を伝えて（海水で冷却されて）水に戻り、熱を伝えられた海水は、放水口から海に放出される。（乙19、添付書類八、8-5-107～8-5-108頁）

イ 補助給水設備（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ）

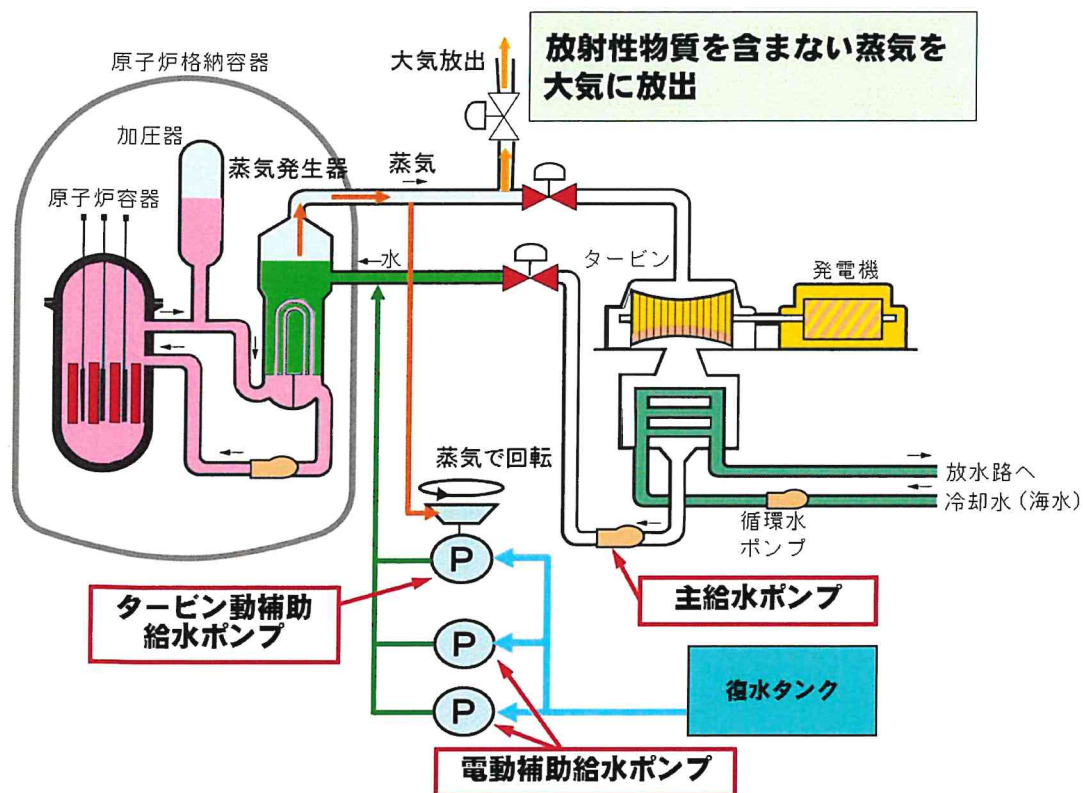
主給水ポンプ等による給水機能が故障その他何らかの原因で失われた場合等には、補助給水設備を用いて、復水タンク（補助給水設備用の貯水槽）を水源として蒸気発生器への給水を維持する。

補助給水設備には、電動機により駆動する電動補助給水ポンプと、動力源として電力を必要とせず蒸気タービンにより駆動するタービン動補助給水ポンプを設けている。本件発電所では、それぞれ電動補助給水ポンプが2台、タービン動補助給水ポンプが1台設置されている。電動補助給水ポンプの電動機は、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電力の供給を受ける。タービン動補助給水ポンプは、動力源とし

¹⁵ 残留熱とは、核分裂により原子炉内で発生した核分裂生成物等の崩壊に伴い発生する熱のことで、原子炉停止後も引き続き発生し続ける。「崩壊熱」ともいう。

て電力を必要とせず，2次冷却設備である主蒸気管から分岐して取り出した蒸気の力で駆動する。(図表12)(乙19, 添付書類八, 8-5-107, 8-5-112 頁)

なお，補助給水設備によって蒸気発生器に送られ，1次冷却材の熱を伝えられて蒸気となった2次冷却材（前述のとおり放射性物質を含まない）は，これを主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁から大気へ直接放出することによって熱を排出する設計としている。主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は設定圧力に達すると自動的に作動する（主蒸気逃がし弁は手動で開閉することも可能である）。(乙19, 添付書類八, 8-5-109～8-5-111 頁)

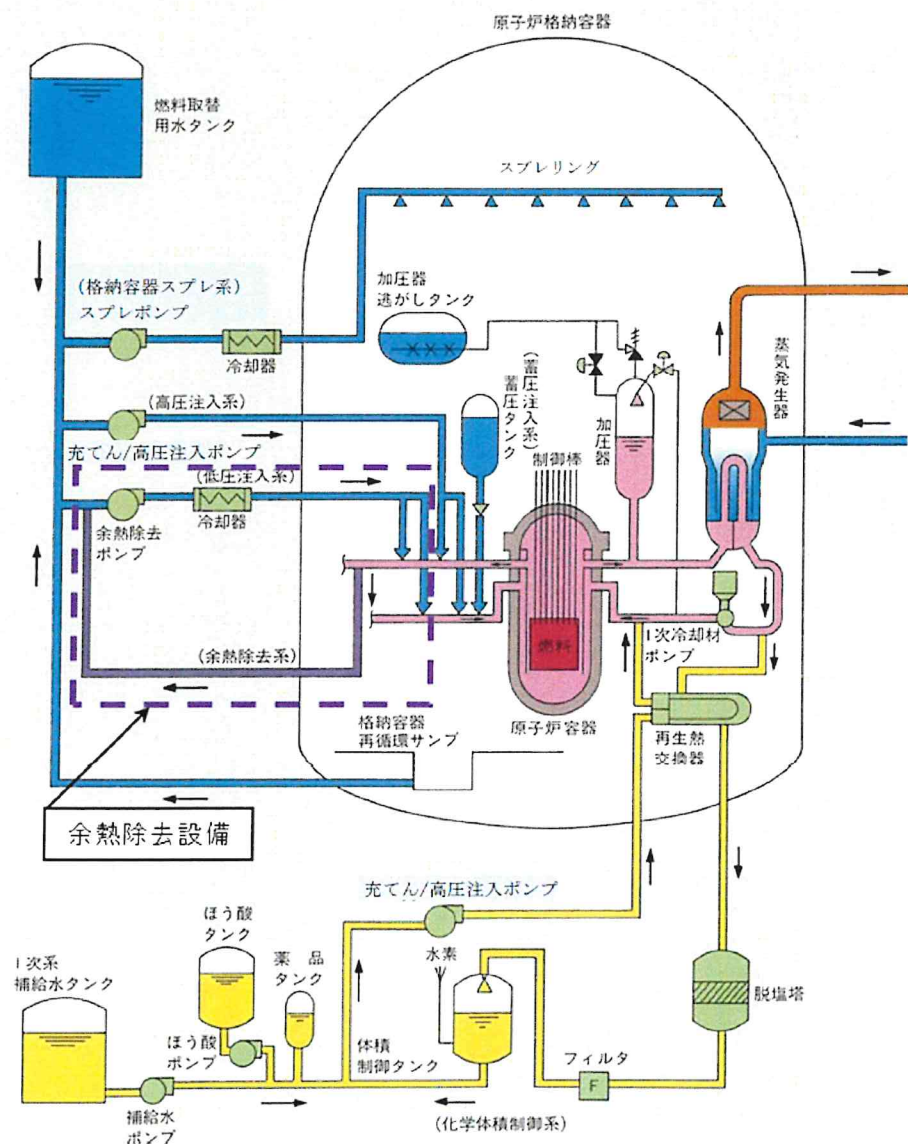


【図表12 補助給水設備による蒸気発生器への給水】

(2) 余熱除去設備

余熱除去設備は，余熱除去ポンプ及び余熱除去クーラ等から構成される

(図表 1 3)。余熱除去設備では、原子炉で残留熱を伝えられた 1 次冷却材の一部が、余熱除去ポンプによって 1 次冷却材管から余熱除去クーラへ送られ、余熱除去クーラで冷却されてから 1 次冷却材管へ戻される。原子炉の残留熱は、余熱除去クーラで除去された後、最終的に海水に伝えられ、熱を伝えられた海水は放水口から海に放出される。(乙 19, 添付書類八, 8-5-12, 8-5-92~8-5-94 頁)



【図表 1 3 余熱除去設備】

5 工学的安全施設

原子炉施設の故障や破損等による、炉心の著しい損傷及びそれに伴う多量の放射性物質放出防止又は抑制のため、工学的安全施設が設置されている。

工学的安全施設には、非常用炉心冷却設備（以下、「E C C S¹⁶」という）、原子炉格納容器スプレ設備等があり、これらの設備は、多重性、独立性¹⁷を持たせ、互いに独立した2系統以上の設備で構成させることにより、同時にその機能を喪失しない設計としている。

例えば、E C C Sの高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプは、1台で必要な能力を有するものを3台分離して設置し、また、A、Bポンプの電動機は各々独立した電気系統に接続し、Cポンプは両方の電源系統に接続している。さらに、外部電源が喪失した場合でも、それぞれの電気系統に設置した非常用ディーゼル発電機により電力が供給される仕組みとしている。（乙 19, 添付書類八, 8-5-13～8-5-15 頁）

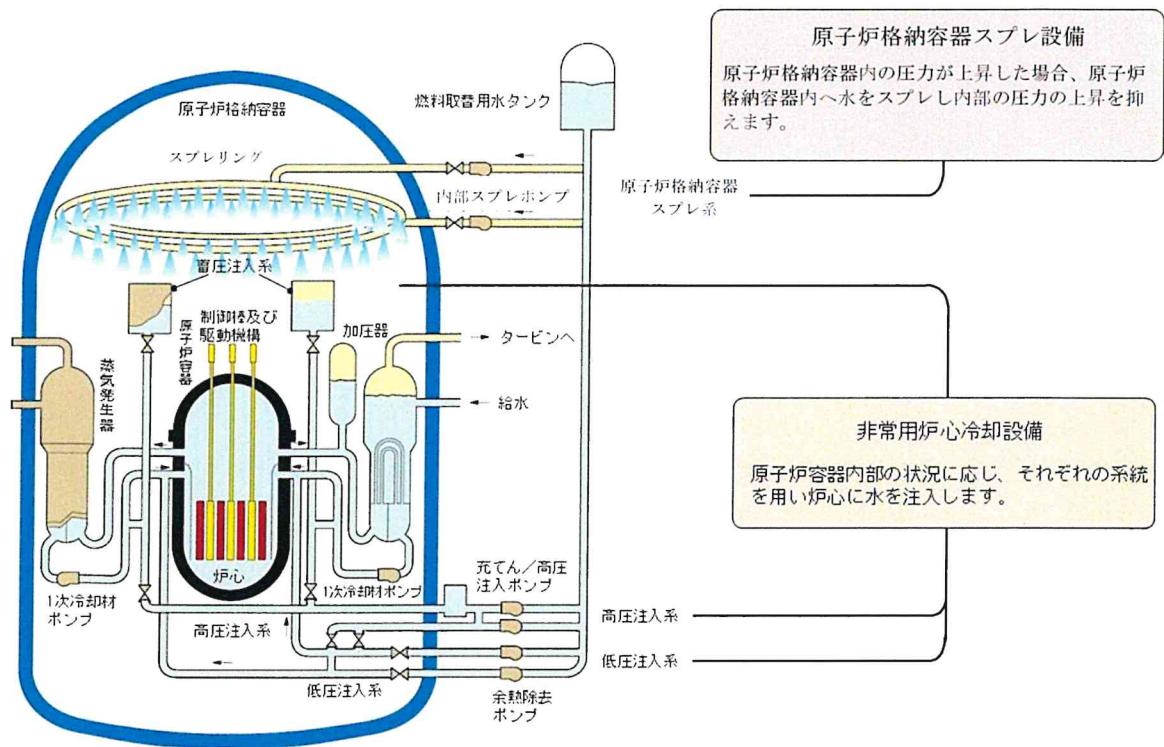
（1）非常用炉心冷却設備（E C C S）

E C C Sは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成され、万一、1次冷却材管の破断等により1次冷却材の喪失（以下、「L O C A¹⁸」という）等が発生した場合であっても、ほう酸水を原子炉容器内に注入して原子炉を冷却することで、炉心の著しい損傷を防止できる（図表14）。（乙 19, 添付書類八, 8-5-13～8-5-15 頁）

¹⁶ E C C Sは、「Emergency Core Cooling System」の略である。

¹⁷ 脚注 47 を参照。

¹⁸ L O C Aは、「Loss of Coolant Accident」の略である。



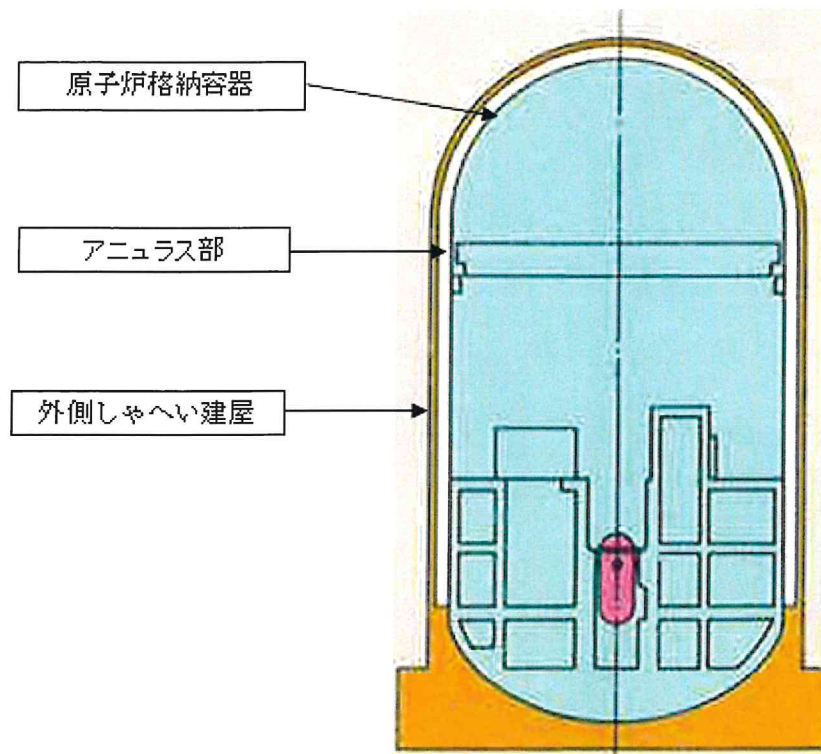
【図表 1 4 非常用炉心冷却設備（ECCS）及び原子炉格納容器スプレ設備】

（２）原子炉格納施設

原子炉格納施設は、円筒形の鋼製原子炉格納容器及び鉄筋コンクリート製の格納容器外周コンクリート壁で構成されている。

１次冷却設備を格納する原子炉格納容器は、気密性が確保されていることから、LOCAが発生した場合等において圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放出に対する障壁ともなる。

また、原子炉格納容器とその外周コンクリート壁との間は密閉された空間（アニュラス部）であり、貫通部を設ける部分を原子炉格納容器とアニュラス部の二重格納構造としている。万一、LOCAが発生した場合等は、原子炉格納容器に設けられた配管等の貫通部から漏えいした放射性物質を含む空気を閉じ込める機能を持つ。（図表 1 5）（乙 19，添付書類八，8-9-1～8-9-3 頁）



【図表 1 5 原子炉格納施設】

(3) 原子炉格納容器スプレ設備

原子炉格納容器スプレ設備は、内部スプレポンプ、スプレノズル等で構成されている（図表 1 4）。L O C A が発生した場合等に、核分裂により生成した放射性よう素を吸収しやすくする薬剤を添加しながら原子炉格納容器内にほう酸水を噴霧して圧力上昇を抑える¹⁹とともに、原子炉格納容器内に浮遊する放射性よう素等を除去する機能を持つ。（乙 19，添付書類八，8-9-6 頁）

(4) アニュラス空気再循環設備

¹⁹ 1 次冷却材管の破断等により L O C A が発生した場合，原子炉格納容器内に，放射性物質を含む，高温，高圧の 1 次冷却材が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が，原子炉格納容器スプレ設備で水を噴霧することによって蒸気を凝縮させ，原子炉格納容器内の圧力上昇を抑え，その健全性を保つことにより放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込める設計としている。

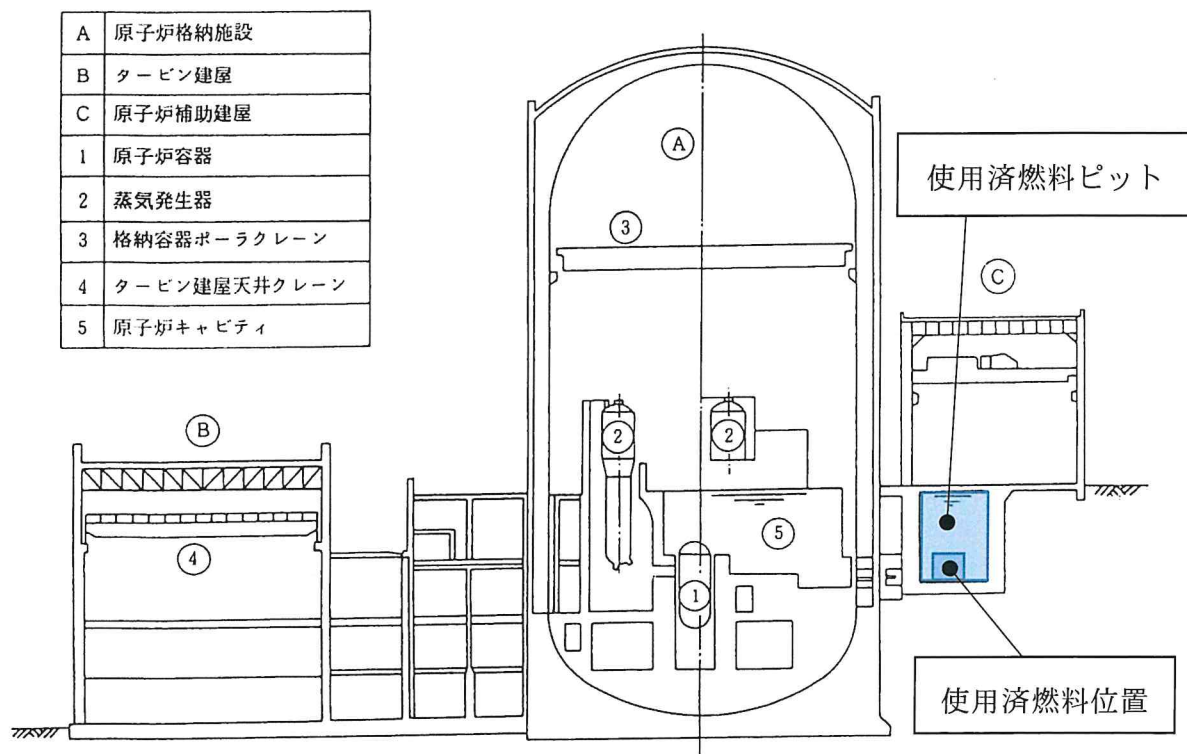
アニュラス空気再循環設備は、ＬＯＣＡが発生した場合等に、周辺環境に放出される放射性物質の濃度を減少させるための施設である。アニュラス部を負圧²⁰に保つとともに、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした放射性物質を含む空気を浄化し、周辺環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる機能を持つ。（乙 19，添付書類八，8-9-7～8-9-8 頁）

6 使用済燃料ピット

原子炉から取り出された使用済燃料を貯蔵する設備である使用済燃料ピット（図表 1 6）は、使用済燃料の冷却に十分な量の使用済燃料ピット水で満たされており、貯蔵した使用済燃料の上端から水面まで十分な深さを確保している（乙 19，添付書類十，10-7-615 頁）。具体的には、使用済燃料の長さが約 4m であるのに対して、使用済燃料ピットの水深は約 12m あり、使用済燃料の上端から水面まで約 8m の深さを確保している。

使用済燃料ピット水は、使用済燃料ピット浄化冷却設備により、継続的に浄化及び冷却されており、その水温は、通常約 50 度以下に保たれている（冷却機能）。また、その水位及び水温は常時監視されていることに加え、仮に冷却機能を喪失するなどして水位が低下した場合に、使用済燃料ピット水を補給するための設備も設けられている（補給機能）。（乙 19，添付書類八，8-4-2～8-4-3 頁，8-4-12～8-4-13 頁）

²⁰ 負圧とは、一般に、内部の圧力が外部（大気圧）よりも低い状態をいう。気中の放射性物質は、他の一般的な物質同様、圧力の低い方から高い方には流れないため、アニュラス部を負圧に保つことで、ＬＯＣＡが発生した場合等に原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした放射性物質が直接外部に漏えいすることを防止する。



【図表 1 6 使用済燃料ピット】

第6章 原子炉等規制法による規制の概要

本件発電所は、原子炉等規制法による安全上の規制を受けており、福島第一原子力発電所事故後の現在においては、同法に基づき新たに制定された規制基準（新規制基準）による規制を受けるところ、下記第7章及び第8章で述べる安全確保対策やより一層の安全性向上対策については、新規制基準への適合性が原子力規制委員会により確認されている。

そこで本章では、本件発電所が受ける原子炉等規制法による規制の概要²¹について述べることにし、以下では、まず、原子炉等規制法による段階的安全規制並びに高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度の概要について述べた上で（下記第1及び第2）、新規制基準の具体的内容について述べ（下記第3）、最後に、新規制基準と本件発電所の安全対策との関係について述べる（下記第4）。

第1 段階的安全規制

- 1 原子炉等規制法は、原子炉施設の設計から運転に至る過程を段階的に区分し、それぞれの段階に対応した許認可等の規制手続を介在させ、これらを通じて原子炉施設の利用に係る安全確保を図るという、段階的安全規制の体系を採用している。

段階的安全規制の体系は、次のとおりである。すなわち、原子炉等規制法においては、発電用原子炉を設置しようとする者は、原子力規制委員会に対し、

- ①基本設計ないし基本的設計方針（以下、「基本設計等」という）に関し、

²¹ 原子炉等規制法は後述する新規制基準の制定後も改正が繰り返されているところ、以下の規制の概要は、平成29年4月14日法律第15号による改正後の同法に基づいている。本件発電所に対しては、改正法が施行された令和2年4月1日以降も経過措置により原則として施行前の法令が適用されているが、この改正前後で品質マネジメントシステムの明示等以外には実質的に大きな差異はないため、便宜上、本書面では改正後の原子炉等規制法に基づいて規制の概要を記載している。（なお、令和3年6月2日法律第53号による改正が令和3年7月1日に施行されたが、これは条項ずれに対応するための形式的な改正である。）

原子炉設置許可の申請を行い、同許可処分を受けること（同法 43 条の 3 の 5, 同法 43 条の 3 の 6）

②工事の着手前に、設計及び工事計画認可の申請を行い、同認可処分を受けること（同法 43 条の 3 の 9）

③工事後、発電用原子炉の運転開始前に、使用前事業者検査を行い、確認を受けること（同法 43 条の 3 の 11）

④原子炉施設の運用に関する事項を規定した保安規定を定め、同認可処分を受けること（同法 43 条の 3 の 24）

が要求されている。

また、発電用原子炉設置者は、運転開始後においても、

⑤一定の時期ごとに、定期事業者検査を実施し、当該検査が終了したことを原子力規制委員会に報告すること（同法 43 条の 3 の 16）

⑥原子力規制委員会が行う各種検査（原子力規制検査）を受けること（同法 61 条の 2 の 2）

が要求されている。

さらに、原子炉設置許可を受けた者が、同許可に係る所定の事項を変更しようとする場合は、

⑦原子炉設置変更許可を受けた上で、原子炉設置許可と同様に、設計及び工事計画認可を受け、使用前事業者検査の確認を受け、保安規定変更認可を受けること（同法 43 条の 3 の 8, 43 条の 3 の 9, 43 条の 3 の 11, 43 条の 3 の 24）

が要求されている。

2 このような段階的安全規制のうち、①の原子炉設置許可及び⑦の原子炉設置変更許可においては、申請に係る原子炉施設の基本設計等の安全性に関わる事項の妥当性等が審査される。本件仮処分で争点となる、基準地震動の妥当性は、この基本設計等の安全性に関わる事項に含まれ、審査対象となっている。

これに対し、②から⑥までの規制においては、設置（変更）許可処分時に審査された基本設計等の安全性に関わる事項の妥当性を前提として、原子炉施設の詳細設計等の妥当性の審査（②）、認可を受けた設計及び工事計画どおりに工事が実施されたことの確認（③）、運転開始後の安全性確保、運用等の審査・検査等（④、⑤、⑥）が行われる。

3 このような段階的安全規制が設けられた趣旨は、原子炉施設の安全性が確保されないときは、当該原子炉施設の周辺住民等の生命、身体及び健康に重大な危害を及ぼし、周辺の環境を放射能によって汚染するなど、深刻な災害を引き起こすおそれがあることに鑑み、このような災害が万が一にも起こらないようにするため、原子炉施設の安全性につき、科学的、専門技術的見地から、多段階にわたり十分な審査を行わせることにあるものと解されている（伊方最高裁判決、乙 13、65 頁）。

4 原子炉等規制法は、福島第一原子力発電所事故の発生を受けて平成 24 年に改正され、さらに国際原子力機関（I A E A）による総合規制評価サービス（I R R S）における指摘により、平成 29 年に改正されたが、この段階的安全規制の体系自体については、改正の前後を通じて特に変更はない。

第 2 高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度

以上の規制に加え、運転を開始した日以後 30 年を経過した発電用原子炉については、高経年化対策制度が設けられており、更に発電用原子炉の設置の工事について最初に使用前事業者検査に合格した日から起算して 40 年を超えて運転することができる期間を延長するに際しては、運転期間延長認可制度が設けられている。

1 高経年化対策制度

発電用原子炉の設置者は、発電用原子炉施設の保全について、原子力規制委

員会規則で定めるところにより、保安のために必要な措置を講じることが要求されている（原子炉等規制法 43 条の 3 の 22 第 1 項 1 号）。

上記措置のうち、高経年化対策については、①運転を開始した日以後 30 年を経過していない発電用原子炉に係る発電用原子炉施設について、30 年を経過する日までに原子力規制委員会が定める発電用原子炉施設の安全を確保する上で重要な機器及び構造物並びに実用炉規則²²82 条 1 項各号に掲げられた機器及び構造物の経年劣化に関する技術的な評価（以下、「高経年化技術評価」という）を行い、この評価の結果に基づき、10 年間に実施すべき施設管理に関する方針（以下、「長期施設管理方針」という）を策定することが要求されている（実用炉規則 82 条 1 項）。また、②運転を開始した日以後 30 年を経過した発電用原子炉施設（後述する運転期間延長認可を受けたものが対象となる）について、運転を開始した日以後 40 年を経過する日までに高経年化技術評価を行い、この評価の結果に基づき、認可を受けた延長する期間が満了する日までの期間において実施すべき長期施設管理方針を策定することが要求されており（実用炉規則 82 条 2 項）、③運転を開始した日以後 40 年を経過した発電用原子炉施設（後述する運転期間延長認可を受けた延長する期間が 10 年を超えるものが対象となる）については、運転を開始した日以後 50 年を経過する日までに高経年化技術評価を行い、この評価結果に基づき、認可を受けた延長する期間が満了する日までの期間において実施すべき長期施設管理方針を策定することが要求されている。（実用炉規則 82 条 3 項）

そして、発電用原子炉施設の施設管理に関する事項は保安規定において定める事項とされているところ（実用炉規則 92 条 1 項 18 号）、発電用原子炉設置者は、高経年化技術評価に関する事項や長期施設管理方針を定めたことにより保安規定を変更するときには、保安規定変更認可を受けることが要求されてい

²² 正式には、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」である。

る。(原子炉等規制法 43 条の 3 の 24 第 1 項)

2 運転期間延長認可制度

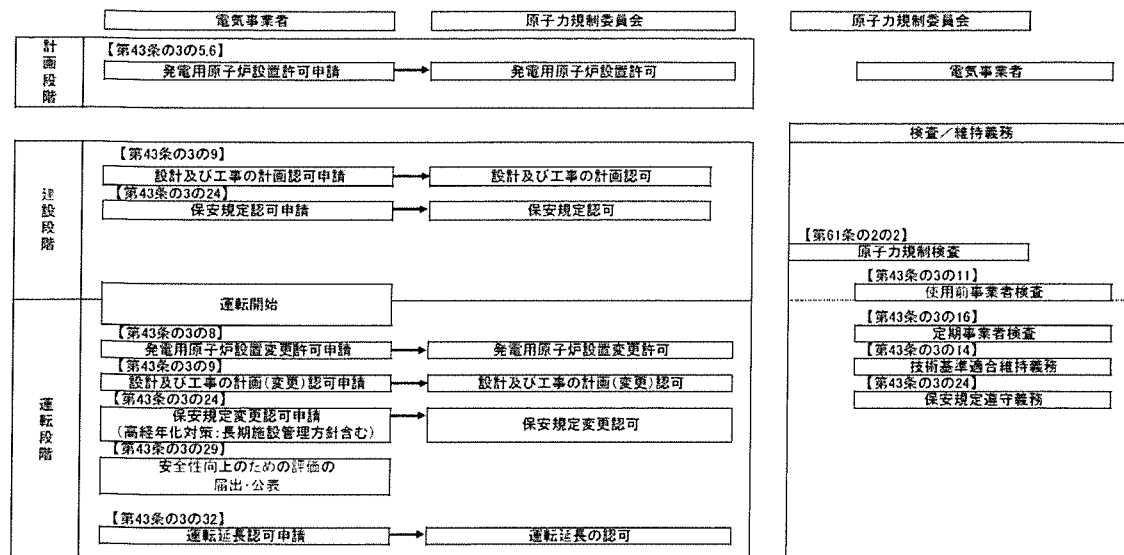
原子炉等規制法は、発電用原子炉設置者がその設置した発電用原子炉を運転することができる期間を、当該原子炉の設置の工事について最初に同法 43 条の 3 の 11 第 3 項の使用前事業者検査について原子力規制委員会の確認を受けた日から起算して 40 年とした上で(同法 43 条の 3 の 32 第 1 項)、当該運転の期間は、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けて、1 回に限り 20 年を超えない期間で延長できると規定している(同法 43 条の 3 の 32 第 2 項, 第 3 項, 同法施行令 20 条の 6)。

運転期間延長認可を受けようとする者は、同法 43 条の 3 の 32 第 1 項に定める期間(発電用原子炉の設置の工事について最初に使用前事業者検査について確認を受けた日から起算して 40 年)の満了 1 年前までに所定の申請書を原子力規制委員会に提出しなければならないが、当該申請書には、①申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検(特別点検)の結果を記載した書類、②延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価(劣化状況評価)の結果を記載した書類、及び③延長しようとする期間における原子炉その他の設備に係る施設管理方針(長期施設管理方針)を記載した書類を添付しなければならない(同法 43 条の 3 の 32 第 4 項, 実用炉規則 113 条 1 項, 2 項)。

第 3 新規制基準の具体的内容

原子炉等規制法は、新規制基準の具体的内容について、原子力規制委員会の定める規則に委任している(乙 20, 「核原料物質, 核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等に基づく原子力規制委員会の処分に係る審査基準等」)。この原子力規制委員会の規則は多数制定されており、これらの規則に関連する内規

も多数制定されている（別紙）。以下では、これらの規則等の規制上における位置付けについて述べる。



「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」上の体系を整理

【図表 1 7 原子炉等規制法における
実用発電用原子炉に対する規制の流れ】

1 段階的安全規制に関する規則

(1) 原子炉設置（変更）許可に係る規則

発電用原子炉を設置しようとする者は、原子力規制委員会の許可（原子炉設置許可）を受けなければならない（原子炉等規制法 43 条の 3 の 5 第 1 項）、また、原子炉設置許可を受けた者が、同条第 2 項 2 号から 5 号まで又は 8 号から 11 号までに掲げる事項を変更しようとするときは、原子力規制委員会の許可（原子炉設置変更許可）を受けなければならない（同法 43 条の 3 の 8 第 1 項）。

原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の基準は、同法 43 条の 3 の 6 第 1 項 1 号から 5 号までに規定されており、同項 1 号には発電用原子炉の利用目

的、同項 2 号及び 3 号には技術的能力等、同項 4 号には発電用原子炉施設の位置、構造及び設備に関する基準、同項 5 号には保安のための業務に係る品質管理に必要な体制に関する基準が設けられている。これらの基準のうち、同項 4 号の発電用原子炉施設の位置、構造及び設備に関する基準として原子力規制委員会規則で定められたものが「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」（以下、「設置許可基準規則」という）であり、本件仮処分との関係で特に重要である。また、同項 5 号の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制に関する基準として、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」が定められている。

（２）設計及び工事計画（変更）認可に係る規則

ア 発電用原子炉施設の設置又は変更の工事をしようとする発電用原子炉設置者は、当該工事に着手する前に、その設計及び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。また、これを変更しようとするときも同委員会の認可を受けなければならない。（原子炉等規制法 43 条の 3 の 9 第 1 項、第 2 項）

また、同法 43 条の 3 の 9 第 3 項においては、原子力規制委員会は、上記認可の申請が同項各号のいずれにも適合していると認めるときは、認可をしなければならないと規定されており、同項 2 号として、「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」が設計及び工事の計画認可の要件とされている。

イ ここで、同項 2 号にいう「第 43 条の 3 の 14 の技術上の基準」としては、「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）が定められている。

(3) 使用前事業者検査等に係る規則

発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、設計及び工事の計画の認可を受けて設置又は変更の工事をする発電用原子炉施設について検査（使用前事業者検査）を行い、①その工事が認可済又は届出済の設計及び工事の計画に従って行われたものであること、②法 43 条の 3 の 14 の技術上の基準（技術基準規則）のいずれにも適合していることを確認しなければならない（原子炉等規制法 43 条の 3 の 11 第 1 項、第 2 項）。

そして、発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、使用前事業者検査についての原子力規制検査（(6) で後述）により、上記①②のいずれにも適合していることについて原子力規制委員会の確認（使用前確認）を受けた後でなければ、原則としてこれを使用してはならない（同法 43 条の 3 の 11 第 3 項）。

使用前事業者検査及び使用前確認の詳細については、実用炉規則 14 条の 2 以下及び「原子力規制検査等に関する規則」に定められている。

(4) 保安規定（変更）認可に係る規則

発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、保安規定を定め、発電用原子炉施設の設置の工事に着手する前に、原子力規制委員会の認可を受けなければならない。保安規定を変更しようとするときも、同様に原子力規制委員会の認可を受けなければならない。（法 43 条の 3 の 24 第 1 項）

保安規定認可及び保安規定変更認可の詳細については、実用炉規則 92 条で定められている。

(5) 定期事業者検査に係る規則

発電用原子炉施設を設置する者は、原子力規制委員会規則で定めるところ

により、定期に、発電用原子炉施設について検査を行い、原子炉等規制法 43 条の 3 の 14 の技術上の基準（技術基準規則）に適合していることを確認し、原子力規制委員会に報告しなければならない（同法 43 条の 3 の 16 第 1 項、第 2 項、第 3 項）。

この定期事業者検査は、発電用原子炉設置者が負っている技術基準適合維持義務（同法 43 条の 3 の 14）を前提とし、同適合性を担保するための手段である。

定期事業者検査の詳細については、実用炉規則 55 条以下で定められている。

（６）原子力規制検査に係る規則

原子力事業者は、検査の実施状況、技術上の基準の遵守状況、講ずべき措置の実施状況について、原子力規制委員会が行う検査を受けなければならない（原子炉等規制法 61 条の 2 の 2）。これを原子力規制検査といい、上記（３）の使用前事業者検査や上記（５）の定期事業者検査もこの検査の対象となる。

原子力規制検査の詳細については、「原子力規制検査等に関する規則」に定められている。

（７）安全性向上評価に係る規則

発電用原子炉設置者は、発電用原子炉施設における安全性の向上を図るため、その安全性について自ら評価を行い、その結果等について原子力規制委員会に届け出なければならない。（原子炉等規制法 43 条の 3 の 29）

安全性向上評価の詳細については、実用炉規則 99 条の 2 以下で定められている。

2 高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度に関する規則

- (1) 上記第2の1で述べたとおり、運転を開始した日以後30年を経過した発電用原子炉については、10年ごとに発電用原子炉施設の施設管理に関する事項（高経年化技術評価に関する事項や長期施設管理方針を含む）について、保安規定変更認可の申請を原子力規制委員会に対し行わなければならない。

これに対し、原子力規制委員会は、当該保安規定が「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十分でない」と認められないものか否かを審査し、認可するか否かを判断することとされている（原子炉等規制法43条の3の24第2項）。

- (2) また、上記第2の2で述べたとおり、発電用原子炉の設置の工事について最初に使用前事業者検査に合格した日から起算して40年の運転することができる期間を延長しようとする場合には、運転期間延長認可の申請を原子力規制委員会に対し行わなければならない。

これを受けて、実用炉規則113条及び114条において、発電用原子炉の運転期間延長に係る認可の詳細が定められている。

そして、原子力規制委員会は、発電用原子炉が実用炉規則114条に定められた基準（延長しようとする期間において、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するもの）に適合しているか否かを審査し、認可するか否かを判断することとされている（原子炉等規制法43条の3の32第5項）。

第4 新規制基準と本件発電所の安全対策

1 設置許可基準規則との関係

- (1) 原子炉等規制法の段階的安全規制に関する原子力規制委員会規則のうち、本件仮処分との関係で特に重要なものは、原子炉設置（変更）許可の基準の一部である原子炉施設の位置、構造及び設備に関する基準について定めた設

置許可基準規則である。

同規則では、発電用原子炉施設の基本設計等が満たすべき安全上の基準が、「第二章 設計基準対象施設」（3～36 条）及び「第三章 重大事故等対処施設」（37～62 条）に区分して定められている。前者は、放射性物質の有する潜在的危険性を顕在化させないための対策が適切に講じられていることを確認するための基準であり、後者は、前者の対策が奏功しないような万一の事態においても、重大事故の発生防止及び拡大防止のための安全対策が講じられていることを確認するための基準である。

「第二章 設計基準対象施設」では、本件仮処分の争点である地盤、地震を含む自然の条件による施設の損傷防止に関する定め（3～6 条）に加えて、事故防止の観点から、電源設備の確保（14 条）、火災、溢水による損傷の防止（8 条、9 条）、誤操作の防止（10 条）、非常用炉心冷却設備（19 条）、その他各設備に安全上求められるべき事項について定められている。

また、「第三章 重大事故等対処施設」では、炉心の著しい損傷の防止、原子炉格納容器の破損の防止、使用済燃料貯蔵槽の燃料体又は使用済燃料の著しい損傷の防止及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷の防止のために必要な措置を講じるべき旨を規定し（37 条）、これらの対策に必要な設備に安全上求められるべき事項について定められている（乙 16, 138～177 頁）。

- （2）設置許可基準規則と下記第 7 章及び第 8 章で述べる本件発電所の安全性との対応関係について述べると、まず、「設計基準対象施設」に関する基準は、本書面の第 7 章及び第 8 章第 2 に概ね対応する。なお、後述するように、債務者は、安全確保対策に関して「安全上重要な設備」という用語を用いている。この「安全上重要な設備」とは、法令等により定義されている用語ではなく、原子力発電所の安全性を確保する（例えば、原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」）ために設置されている格段に高い信頼性

を持たせた設備のことを概括的に総称する際に、便宜的・一般的に用いられている用語であるが、これは、設置許可基準規則 2 条 2 項 9 号の「重要安全施設」に概ね相当する。ただし、「重要安全施設」には「使用済燃料ピット」を含まないのに対して、債務者は、「使用済燃料ピット」も含めて「安全上重要な設備」と呼んでいる。

また、「重大事故等対処施設」に関する基準は、下記第 8 章第 3 に概ね対応する。なお、下記第 8 章第 3 の 1 で述べる設備は、同（１）の号機間電力融通恒設ケーブル及び同（２）エの蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプを除いて、いずれも重大事故等対処施設にあたる。

2 高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度との関係

原子炉等規制法の高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度に関する原子力規制委員会規則のうち、本件仮処分との関係で特に重要なものは、実用炉規則である。

同規則の定めによる高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度は、下記第 7 章第 4 の 2 及び 3 に概ね対応する。

第7章 本件発電所の安全確保対策

第6章では、本件発電所が受ける原子炉等規制法による規制の概要について述べたが、本章では、新規制基準の要求を踏まえて債務者が本件発電所において講じている安全確保対策の内容について述べ、この安全確保対策により、本件発電所の安全性は確保されており、債権者らの人格権を侵害する「具体的危険性」がないことを明らかにする。

なお、本章で述べる安全確保対策に関しては、福島第一原子力発電所事故の発生及びこれを契機に制定された新規制基準の施行を受けて、その内容が従来に比べて強化された。この強化された内容については、下記第8章第2において改めて具体的に説明する。

第1 安全確保対策の概要

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おり、その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、この放射性物質の持つ危険性を顕在化させないように適切に管理し、放射性物質を確実に閉じ込め、原子力発電所の周辺公衆に放射性物質による悪影響を及ぼさないようにすることである。

債務者は、本件発電所の安全性を確保するため、①地震、津波等の自然的立地条件を適切に把握した上で、その特性を踏まえて本件発電所を設計するなどの安全確保対策を講じている（自然的立地条件に係る安全確保対策。下記第2）。また、②事故により放射性物質が周辺環境に異常放出されることを防止するために、（i）異常発生防止対策、（ii）異常拡大防止対策及び（iii）放射性物質異常放出防止対策という3つの段階での対策を講ずる「多重防護」²³の考え方に基づいて、本件発電所を設計するなどの安全確保対策を講じている（事故防止

²³ 我が国においては、従前より、「多重防護」として本文記載の（i）～（iii）の対策がとられており、これは「深層防護」の第1層から第3層の対策に対応するものである。

に係る安全確保対策。下記第3)。加えて、「多重防護」の考え方に基づく設計を実効性あるものとするため、安全性を維持・向上するための活動を継続して展開している（下記第4）。ここには高経年化対策も含まれる。

以下、これらの対策について述べる。

第2 自然的立地条件に係る安全確保対策

1 はじめに

原子力発電所においては、設置する地点やその周辺における地震、津波等の影響といった自然的立地条件が原子力発電所の安全確保に影響を及ぼさないようにする必要がある。自然的立地条件が原子力発電所に及ぼす影響は、当然、それぞれの原子力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、設置する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。

このような考え方の下、債務者は、本件発電所の設置地点及びその周辺について、過去の記録の調査や現地調査等を詳細に実施し、当該地点の地域的な特性を踏まえながら、地震、地盤、津波、土砂災害、竜巻、火山活動、森林火災その他の自然条件ないし自然現象に関して、自然的立地条件の評価を行っている。その上で、想定される自然力に対して、本件発電所の安全性が十分に確保されていることを確認し、原子力規制委員会において、設置許可基準規則等の新規制基準に適合していることが確認されている。

また、今後も、最新の知見、調査結果等を把握し、これらを考慮した検討、評価等を行って、最新の知見、調査結果等を踏まえても、本件発電所につき十分な安全性を確保することとしている。

したがって、地震、地盤、津波、土砂災害、竜巻、火山活動、森林火災その他の自然条件ないし自然現象に関して、本件発電所の安全性は十分に確保されており、放射性物質の異常放出等により債権者らの人格権が侵害される具体的

危険性はない。

このような自然的立地条件に係る安全確保対策のうち、地震に対する安全確保対策及び地盤の安定性は、本件仮処分の争点に関わるものであることから、以下では、まず、地震に対する安全確保対策及び地盤の安定性について、その概要を述べる。

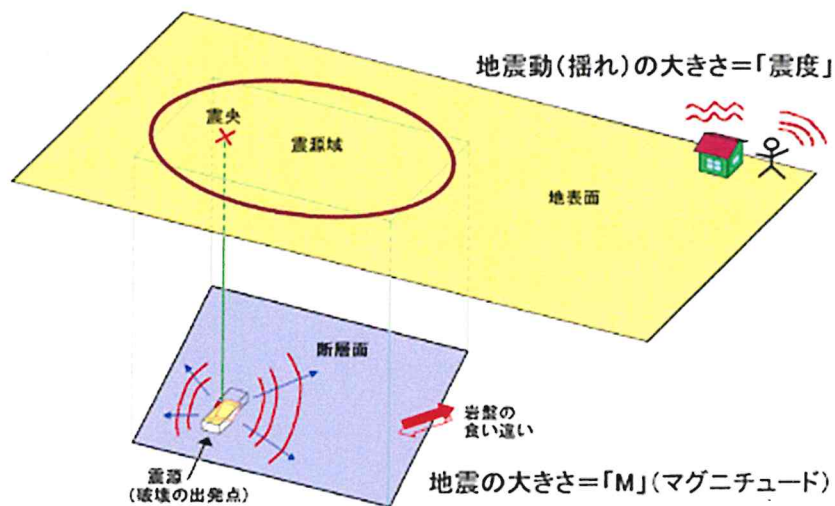
2 地震に関する基本的事項

(1) 「地震」と「地震動」

「地震」とは、地下の岩盤が周囲から力を受けることによってある面を境としてずれる現象のことである。この「地震」の発生によって放出されたエネルギーは、地震波として震源から地殻内のあらゆる方向に伝わっていき、ある特定の地点に到達するとその地盤を揺らすことになるが、この特定の地点における地盤の揺れのことを「地震動」といい、「地震」と区別される。

「地震」そのものの規模を表す指標は「マグニチュード」である。これに対し、「地震動」（特定の地点における揺れ）の程度を表す指標は「震度²⁴」であり（図表18）、また、「地震動」を加速度で表す場合の単位は「ガル」である。1ガルは 1cm/s^2 に相当する。つまり、ある地震について、「地震」の規模を表す「マグニチュード」は特定の（1つの）値が定められるのに対して、「地震動」（特定の地点における揺れ）の大きさに係る「震度」及び「加速度」については、観測する地点ごとに値が異なってくるのであり、観測する地点の数に応じていくつもの値が存在することになる。

²⁴ 気象庁の震度階級は平成8年（1996年）に改訂されており、それまで震度0～Ⅶ（ローマ数字）の8段階で表されていたものが、震度0～7で表されるようになり、さらに震度5と震度6が「弱」「強」の2段階に分けられたことで、合計10段階となった。



(国立研究開発法人防災科学技術研究所ウェブサイトより)

【図表 1 8 「震度」と「マグニチュード」】

(2) 地震発生様式による地震の分類

ア 地球の表面は、十数枚のプレート（硬い岩盤）で覆われている。プレートは、その下にあるマントルの対流によって、年間数 cm 程度の速さで移動しているが、それぞれ移動方向が異なっているため、プレート同士が衝突したり、一方のプレートがもう一方のプレートの下に沈み込んだりすることで、プレート同士の間に押し合う力が働く。この押し合う力が、地震を引き起こす原動力となっている。

日本の周辺には、海のプレートである太平洋プレート及びフィリピン海プレート、並びに陸のプレートであるユーラシアプレート及び北米プレートがある（図表 1 9）。

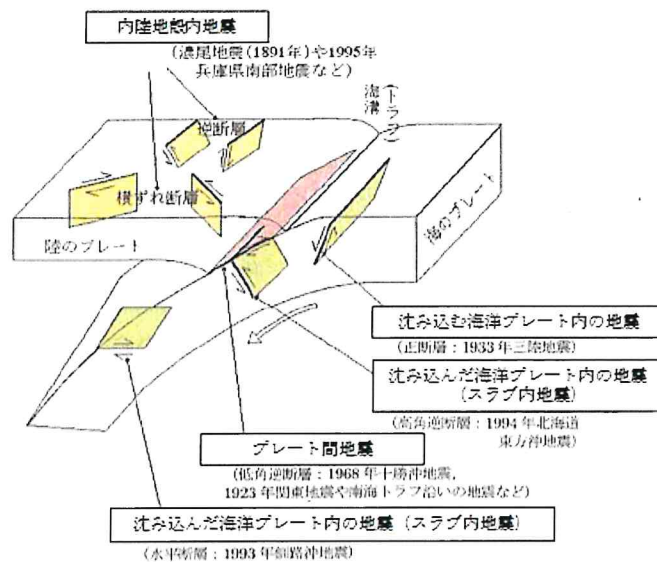


【図表 1 9 日本列島周辺のプレート】

イ 地震発生様式とは、地震が発生する場所やメカニズム（地震の起こり方）の違いによる地震の分類をいい、大きく、「内陸地殻内地震」、「プレート間地震」、「海洋プレート内地震」に分類される。

海岸のやや沖合いで起こるものも含め、陸のプレートの内部で発生する地震を「内陸地殻内地震」、陸のプレートと海のプレートの境界で発生する地震を「プレート間地震」、海のプレートの内部で発生する地震を「海洋プレート内地震²⁵」という（図表 2 0）。

²⁵ 海洋プレート内地震については、海溝軸付近ないしその沖合いで発生する「沈み込む海洋プレート内の地震（アウターライズ地震）」と、海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」の 2 種類に分けられる。

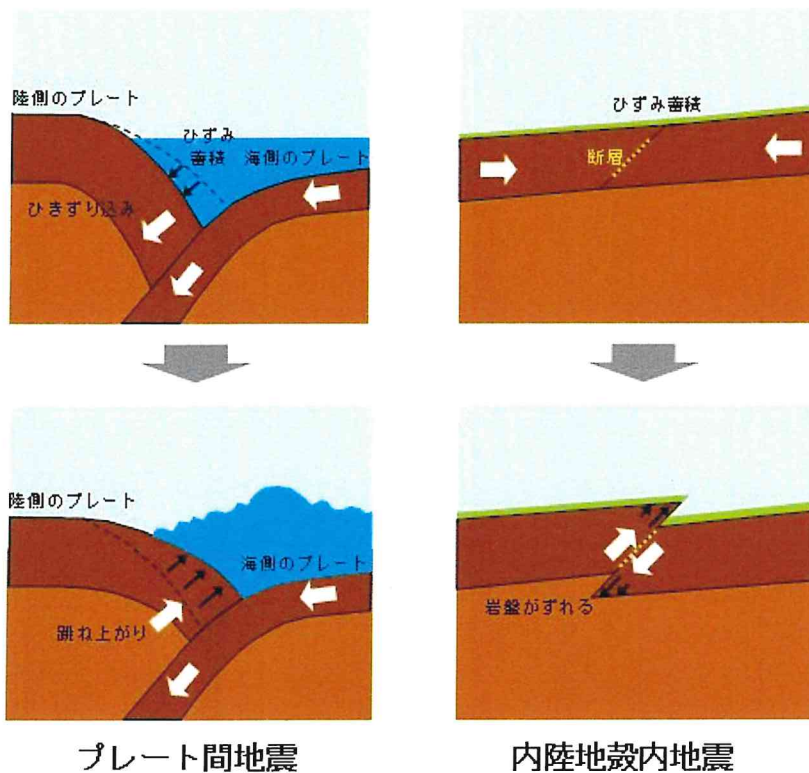


【図表 2 0 地震発生様式による地震の分類】

(3) 地震（特に内陸地殻内地震）の発生のメカニズム

ア プレーートの動きによって蓄積されたひずみが限界を超えると、プレート境界部やプレート内の弱い場所（断層）がずれ動き、地震が発生する（図表 2 1）。

地震発生のメカニズムについて、内陸地殻内地震を例に敷衍すると、①プレートの移動により、プレート同士の間押し合う力が働く。②それを受けて、プレートを構成する岩盤に力（プレート同士の圧縮又は引っ張りの力。これを「応力」という）が伝わり、岩盤内にひずみが生じる。③岩盤は変形するなどしてひずみを解消するが、変形することでは解消できず一部ひずみとして力を溜め込む部分が生じる。④このひずみが限界に達すると、比較的弱い岩盤部（断層）が破壊されてずれ動き（断層運動）、内陸地殻内地震が発生する。



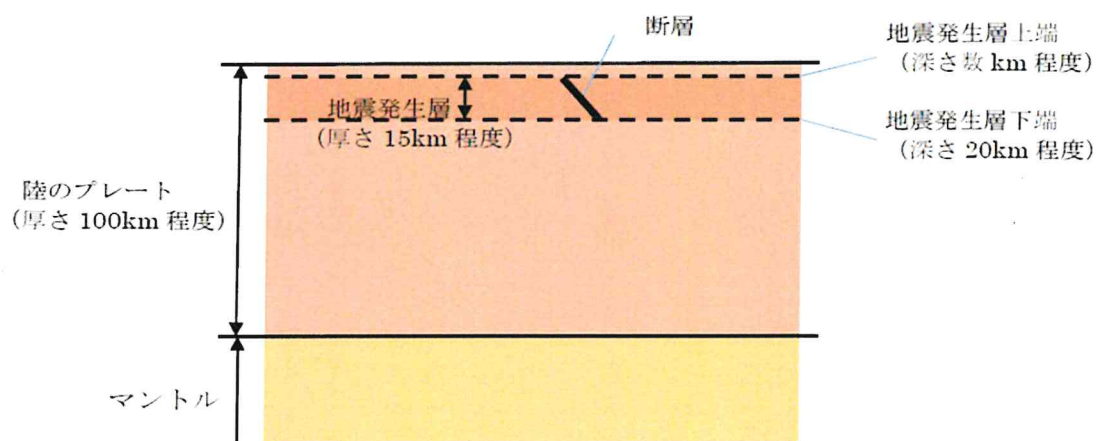
【図表 2 1 地震発生メカニズム】

イ なお、プレート間地震と内陸地殻内地震とでは、発生する地震の規模等にも差があるとされており、プレート間地震については、時としてマグニチュード 8 級に達する海溝型巨大地震が生起しているのに対し、内陸地殻内地震については通常マグニチュード 7 級どまりであるとされている（乙 21, 「地震の基礎知識とその観測」, 「第 1 部 地震の基礎知識」(4.2 地震の発生様式と火山)）。

これは、プレート間地震が発生するプレートとプレートの境界では、ずれ動くことにより地震が発生する領域の面積が広く、大きなひずみが蓄積されるのに対して、内陸地殻内地震が発生するプレート内部では、ずれ動くことにより地震が発生する領域の面積が小さく、大きなひずみが蓄積されないことに起因すると考えられる。

すなわち、内陸地殻内地震は、岩盤がずれ動くことにより発生するもの

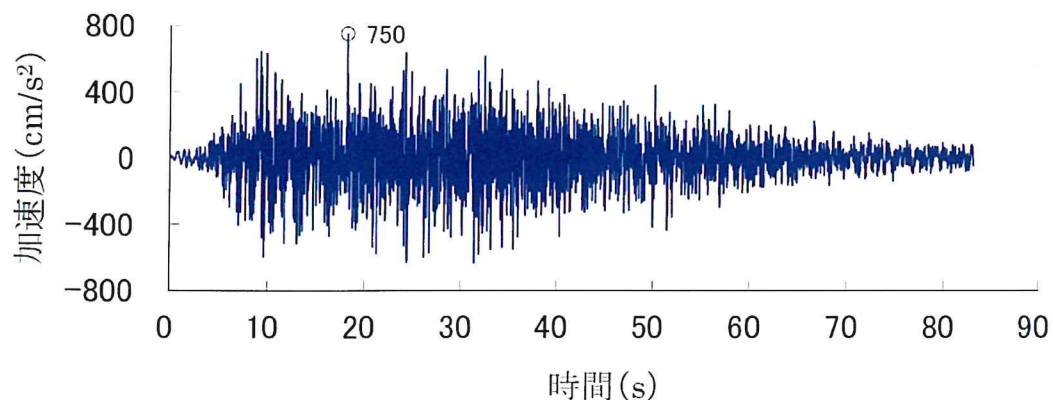
であるから、地震波を放出するためのエネルギー（ひずみ）が蓄えられる環境でなければ発生しない。この点、「陸域では、地震を発生させるような硬さを持つ岩盤が存在するのは、せいぜい地下 15～20km 程度の深さまでで、それより深いところでは、岩盤に力がかかっても急激な破壊は起こさず、ゆっくり変形してしまうと考えられて」おり、「陸域で発生する規模の大きな地震は、その震源が 20km 程度より浅くな」る（乙 22, 「日本の地震活動－被害地震から見た地域別の特徴－＜第 2 版＞」 22 頁右段, (2) 第 1 段落）。他方、地表から深さ数 km 程度までの部分も、地震を発生させるような硬さの岩盤と比べて軟らかいため、ひずみを蓄えることができない。そのため、内陸地殻内地震が発生する深さは、プレート内部の厚さ 15km 程度の範囲に限られ、この範囲を地震発生層という（図表 2 2）。



【図表 2 2 内陸地殻内地震の地震発生層】

（４）地震動と時刻歴波形

ア ある地震によって放出された地震波が発電所敷地に達した際の時々刻々の地盤の揺れは、「時刻歴波形」によって表現される。時刻歴波形は、横軸に時間を取り、縦軸には加速度、速度又は変位をとる。債務者が用いているのは縦軸に加速度をとった「加速度時刻歴波形」である。（図表 2 3）



【図表 2 3 加速度時刻歴波形の例】

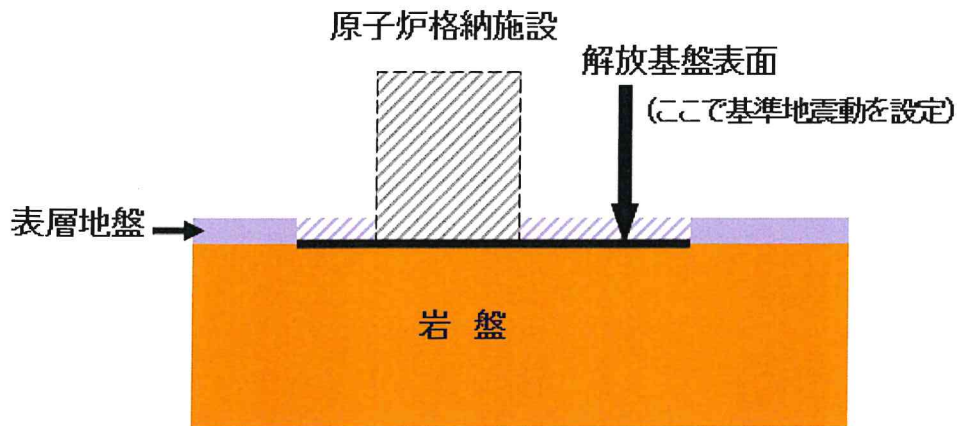
イ ここで、上記の「地盤の揺れ」とは、原子力発電所の基準地震動（耐震安全性を確保ないし確認するための基準となる地震動）においては、解放基盤表面における揺れのことをいう。すなわち、基準地震動は、各々の原子力発電所ごとに、解放基盤表面における（水平方向及び鉛直方向の）地震動として策定される。

解放基盤表面とは、「基準地震動を策定するために、基盤面上の表層及び構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される基盤の表面」をいう。ここでいう上記の「基盤」とは、「おおむねせん断波速度 $V_s = 700\text{m/s}$ 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないもの」とされている（設置許可基準規則解釈別記 2 第 4 条 5 項 1 号，甲 26，134 頁）。

解放基盤表面の設定位置（深さ）は原子力発電所によって異なるが²⁶、本件発電所においては、地表面付近に S 波速度 1.65km/s 程度の硬質な岩盤

²⁶ 例えば、柏崎刈羽原子力発電所では、地表面付近から深さ $150\sim 300\text{m}$ 程度までは比較的軟らかい地盤が分布しており、解放基盤表面に該当する岩盤は、それ以深に存在している。なお、同発電所の解放基盤表面は、S 波速度 $700\sim 730\text{m/s}$ 程度の岩盤に設定されている。

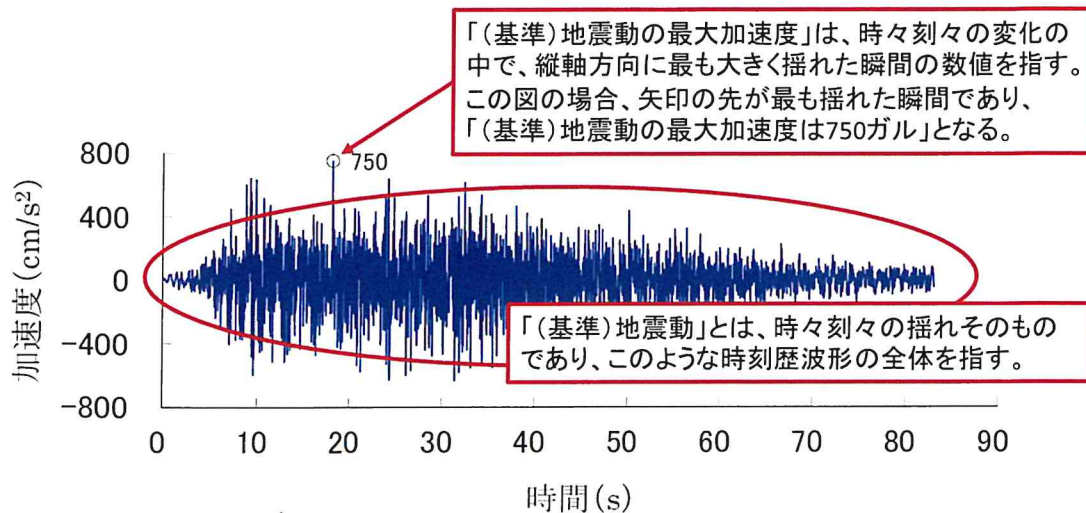
がほぼ均質に広がっていることから、原子炉格納施設直下に解放基盤表面を設定している（図表 2 4）。



【図表 2 4 本件発電所の解放基盤表面の模式図】

ウ 上記アで述べた時刻歴波形において、基準地震動の最大加速度は、縦軸方向に最も大きく振れた瞬間の数値を指す。下の図表 2 5 の時刻歴波形（本件発電所の基準地震動 S s - 1（水平方向）の時刻歴波形）では、揺れが始まってから 20 秒弱付近で瞬間的に 750 ガルとなり、これがこの基準地震動における最大加速度となる。

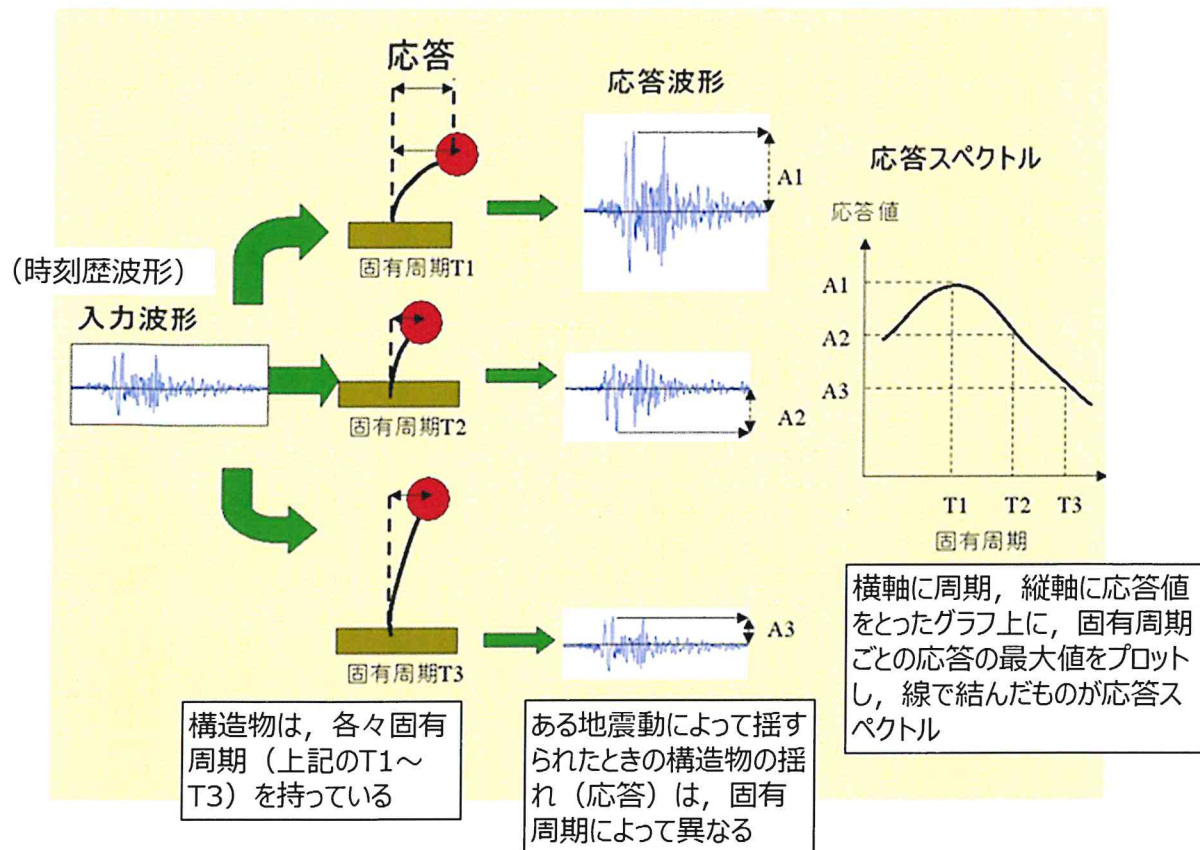
しかし、同図表から明らかなとおり、最大加速度を観測する時間の前後で数十秒間揺れが生じており、これらの揺れも原子力発電所に影響を与える。耐震安全性評価に用いる基準地震動は、この揺れ全体を指すのであり、「基準地震動の最大加速度」は、基準地震動の姿を評価するための数値の一つに過ぎない。



【図表 2 5 基準地震動の時刻歴波形と最大加速度】

(5) 基準地震動と応答スペクトル

ア 上記(4)で述べた時刻歴波形で表現される基準地震動は、短周期の波から長周期の波まで、様々な周期の波が含まれた複雑な波である。一方、建物等の構造物はそれぞれ特定の揺れやすい周期(固有周期)を持っている。そこで、原子力発電所の耐震安全性の評価にあたっては、ある一つの基準地震動の時刻歴波形が与えられた場合に、各々固有周期を持つ様々な構造物等が揺すられる際の加速度・速度・変位を、固有周期を横軸にとって並べた「応答スペクトル」(図表 2 6)を利用している。



(気象庁ウェブサイトの一部加筆)

【図表 2 6 応答スペクトル】

3 地震に対する安全確保対策

(1) 本件発電所における地震に対する安全性の確保について

原子力発電所の地震に対する安全確保対策においては、当該地点の地域的な特性を踏まえつつ、原子力発電所敷地に到来し得る地震動の評価を適切に行うことが基礎となる。

具体的には、地震動は、①震源の規模、震源断層の位置・傾き、地震波の強さ等といった震源に関する特徴（震源特性）、②地震波の地中での伝わり方に関する特徴（伝播特性）、③地盤の硬さ等といった地震波の増幅に関する特徴（地盤の増幅特性（サイト特性））という地域によって異なる特性の影響を受けるため、①から③の特性を十分に考慮して地震動評価を行うことが重要

となる。

そこで、債務者は、地震に対する安全性を確保すべく、新規制基準（設置許可基準規則）の要求を踏まえ、本件発電所敷地周辺における地震発生状況や活断層の分布状況等を調査の上、上記の地域的な特性を十分に考慮し、不確かさを十分に踏まえて、本件発電所の耐震安全性を確保ないし確認するための基準となる地震動（基準地震動）を策定している（下記（２））。

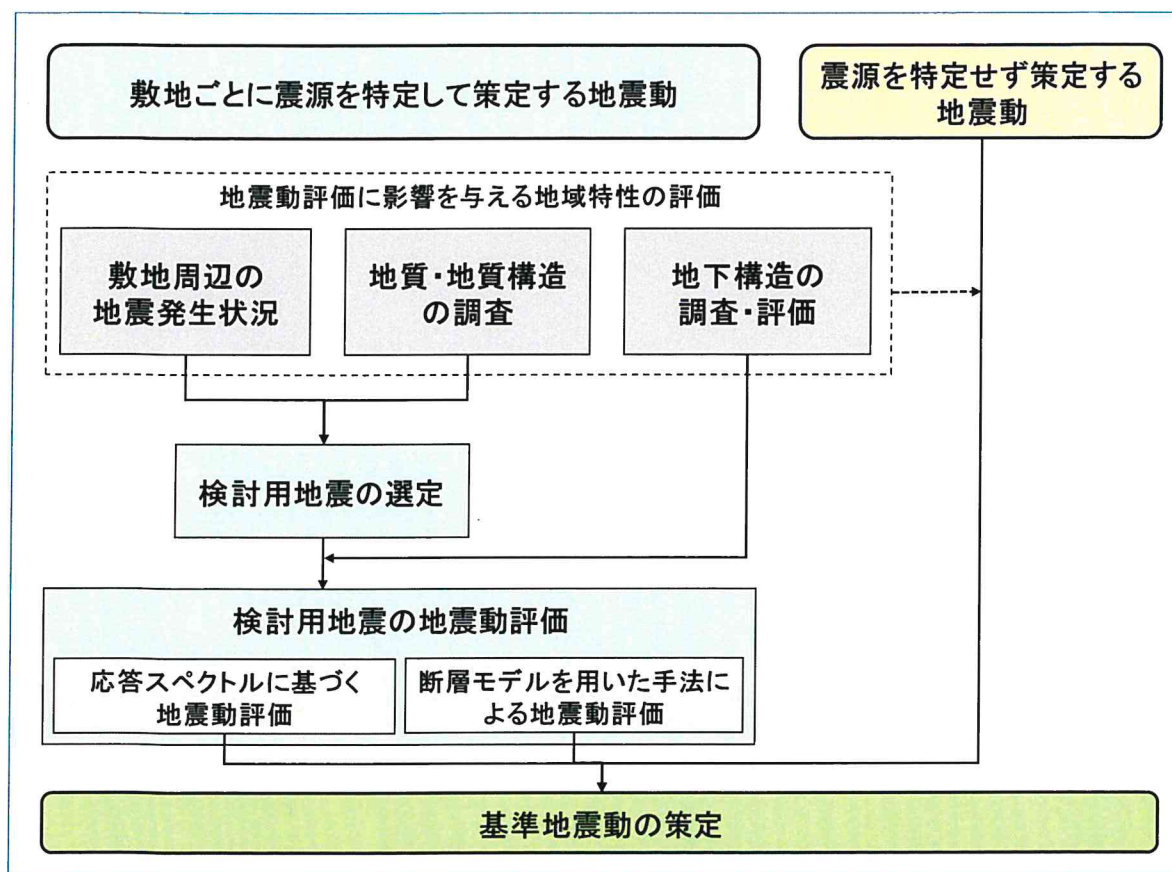
その上で、耐震重要施設である「安全上重要な設備」（耐震重要度分類Ｓクラスの設備、設置許可基準規則３条１項、同規則解釈別記１第３条１項、同規則解釈別記２第４条２項１号、甲２６，１１頁，１２８頁，１３０～１３１頁）の全てが、この基準地震動（による地震力）に対する耐震安全性を備えるようにすることで、地震に対する安全性を確保している（下記（３））。

以下では、主に基準地震動の策定手順及び「安全上重要な設備」の耐震安全性の確認に焦点を当てて、その概要を述べる。

（２）基準地震動の策定

ア 基準地震動の策定手順（総論）

原子力発電所の耐震安全性を確保するための基準となる基準地震動の策定手順の概要は、次のとおりである（設置許可基準規則解釈別記２第４条５項，甲２６，１３４～１３７頁）。



① 地震動評価に影響を与える地域特性の評価（下記イ）

敷地周辺の地震発生状況、活断層の分布状況等を含めた地質・地質構造、敷地及び敷地周辺の地下構造等に関して、詳細な調査・評価を実施し、発電所周辺の地域特性を評価する。

② 検討用地震の選定（下記ウ）

敷地周辺における地震発生状況、活断層の分布状況等の地質・地質構造等の調査結果を踏まえ、地震発生様式も考慮して、発電所の敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を複数選定する。

③ 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動（下記エ）

各検討用地震について、敷地及び敷地周辺の地下構造の調査・評価結

果を踏まえて、次の手法により発電所敷地での地震動評価を実施し、
「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を評価する。

i) 「応答スペクトルに基づく地震動評価」

地震が発生したときの敷地における地震動の応答スペクトルを、
地震の規模と震源から敷地までの距離との関係式から求める手法
を用いて行う地震動評価

ii) 「断層モデルを用いた手法による地震動評価」

震源となる断層（震源断層）をモデル化し、震源から敷地までの
地震波の伝播特性、敷地の地盤における地震波の増幅特性（サイト
特性）を考慮して行う地震動評価

④ 震源を特定せず策定する地震動（下記オ）

一方で、敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、
なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内地震の全てを
事前に評価し得るとは言い切れないとの観点から、「震源を特定せず策
定する地震動」を評価する。

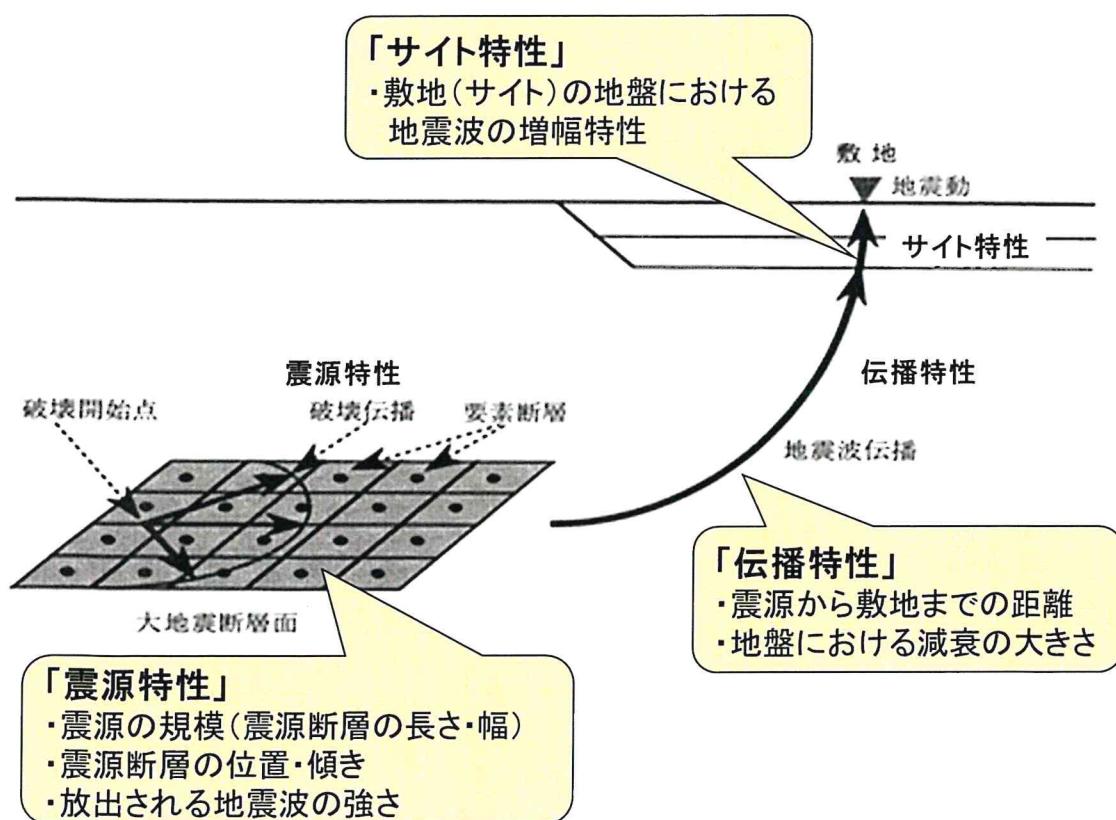
⑤ 基準地震動の策定（下記カ）

上記③「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び④「震源を
特定せず策定する地震動」の評価結果を総合し、基準地震動を策定する。

以下では、上記①～⑤の順に、基準地震動の策定の概要について、項を
改めて述べる。

イ 地震動評価に影響を与える地域特性の評価

債務者は、検討用地震の選定及び各検討用地震による地震動の評価にあたり、地震動評価に影響を与える地域的な特性である「震源特性」「伝播特性」「地盤の増幅特性（サイト特性）」を評価するため、本件発電所敷地周辺の地震発生状況、活断層の分布状況等を含めた地質・地質構造及び本件発電所敷地及び敷地周辺の地下構造等に関して、文献調査や変動地形学的調査、海上音波探査及び地表地質調査等の詳細な調査・評価を実施した（図表27）。

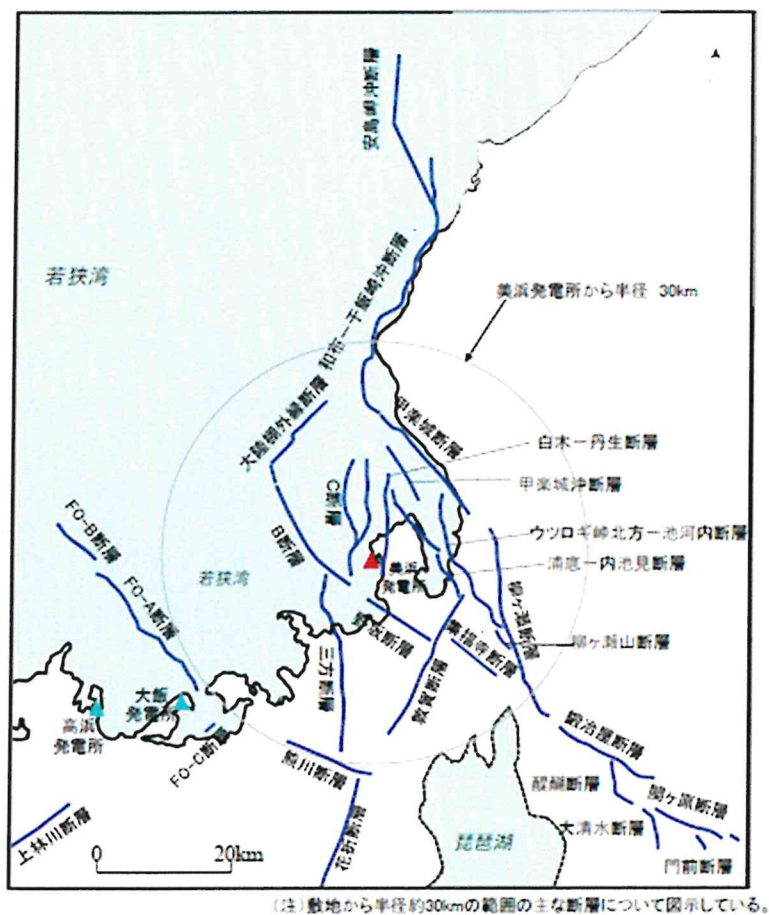


【図表27 地震動評価において考慮する地域特性】

ウ 検討用地震の選定

債務者は、上記イの調査・評価結果に基づき、地震の規模及び本件発電所敷地までの距離に基づいて敷地に与える影響を詳細に評価し、敷地への

影響が大きいと考えられる地震として、C断層、三方断層、白木－丹生断層、大陸棚外縁～B～野坂断層、安島岬沖～和布～干飯崎沖～甲楽城断層及び甲楽城沖断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬山断層それぞれによる地震を検討用地震として選定した。



【図表 2 8 震源として考慮する主な活断層】

エ 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

債務者は、選定した各検討用地震について、敷地及び敷地周辺の地下構造の調査・評価結果も踏まえて、(i)「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び(ii)「断層モデルを用いた手法による地震動評価」を実施して、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を評価した。

まず、(i)「応答スペクトルに基づく地震動評価」では、検討用地震の

うち、大陸棚外縁～B～野坂断層を除く各断層による地震について、Noda et al. (2002)²⁷の方法（耐専式）という距離減衰式²⁸を用いて、地震の規模、等価震源距離²⁹等から本件発電所における地震動の応答スペクトルを評価した。

一方、大陸棚外縁～B～野坂断層による地震については、本件発電所までの等価震源距離が非常に短いことから耐専式を適用するのは不相当と判断し、耐専式以外の各種の距離減衰式により応答スペクトルを求めた上で、(ii)「断層モデルを用いた手法による地震動評価」の妥当性を検討するために用いるものとした。

次に、(ii)「断層モデルを用いた手法による地震動評価」では、地震本部による「レシピ」（乙 23）等を参照して³⁰、各検討用地震につき、断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、断層面積、地震モーメント（ M_0 ）³¹、短周期レベル、応力降下量等といった各種の震源断層パラメータを設定し、震源断層のモデル化を行った上で、本件発電所敷地における地震動評価を行った。

²⁷ Noda et al. (2002)「Response Spectra for Design Purpose of Stiff Structures on Rock Sites」。一般社団法人日本電気協会（以下、「日本電気協会」という）の原子力発電耐震設計専門部会（耐専）において取りまとめられたものであることから、一般に「耐専式」と呼ばれ、同方法により求められる、敷地での地震動の応答スペクトルは「耐専スペクトル」等と呼ばれる。

²⁸ 地震動は、地震によって放出されるエネルギーが大きいほど、また、震源に近いほど大きくなる。距離減衰式とは、この性質を利用し、地震の規模と震源からの距離との関係により、想定される地震動の最大加速度や周期別の速度等を経験的に求める手法をいう。

²⁹ 等価震源距離とは、震源断層面の各部から放出され敷地に到達する地震波のエネルギーの総計が、特定の1点（点震源）から放出されたものと仮定した場合に到達するエネルギーと等しくなるときの点震源から敷地までの距離をいう。実際は広がりをもった震源断層面から放出された地震波を、ある1つの震源（点震源）から放出されるものと仮想することにより、等価震源距離という1つの数値の中で、震源断層面の広がりやアスペリティ分布の効果をも考慮することができる。

³⁰ 新規規制基準の下においても、原子力規制委員会が定めた「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（甲 25。以下、「地震ガイド」という）で、「震源断層のパラメータは、・・・地震調査研究推進本部による『震源断層を特定した地震の強震動予測手法』等の最新の研究成果を考慮し設定されていることを確認する」（I 3. 3. 2 (4) ①1）、4～5 頁）とされているところである。

³¹ 地震モーメント（ M_0 ）とは、地震の規模を表す指標の1つで、断層運動の大きさ（エネルギー）を表す値であり（単位：N・m（Nはニュートン））、岩盤の剛性率、震源断層の平均すべり量及び震源断層の面積の積で計算される。

なお、これらの地震動評価にあたっては、例えば詳細な調査に基づき断層長さや幅を保守的に設定したり、強震動を生起するアスペリティ³²の位置を各震源断層について本件発電所敷地近傍に配置したりするなど、地震動がより大きくなる方向での保守的な条件により「基本ケース」を設定し、その上で、さらに様々な不確かさについても保守的に考慮して、地震動の評価を行った。

オ 震源を特定せず策定する地震動

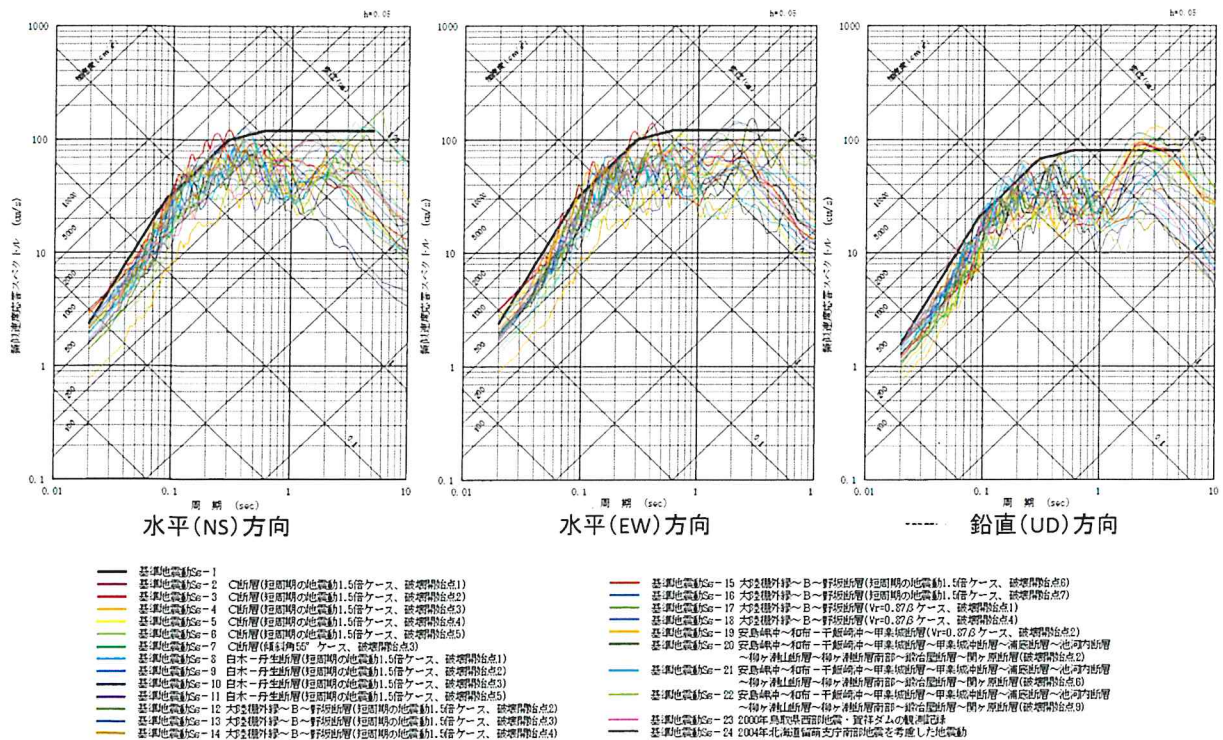
一方、「震源を特定せず策定する地震動」として、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内地震の震源近傍での観測記録に基づいて策定された応答スペクトル（加藤ほか（2004）³³で示されている応答スペクトル）から、本件発電所の敷地地盤の構造に適用される応答スペクトルを採用するとともに、原子力規制委員会の地震ガイド（甲 25）において、観測記録の収集対象となる内陸地殻内地震（震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内地震）の例から、平成 12 年（2000 年）鳥取県西部地震の地震動の観測記録及び平成 16 年（2004 年）12 月 14 日に北海道留萌支庁南部で発生した地震（地震ガイドにいう「2004 年北海道留萌支庁南部地震」）の地震動の観測記録（解放基盤表面における推定値）を採用し、地震動の評価結果が大きくなるような保守的な条件で評価を行った。

³² アスペリティとは、震源断層面において固着の強さが周りに比べて特に大きい領域のことをいう。この領域における地震時のすべり量（地震により破壊された震源断層面のずれの量）は周りよりも相対的に大きくなり、強い揺れが生起される。なお、震源断層面においてアスペリティ以外の領域を背景領域という。

³³ 加藤研一ほか「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ー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ー」日本地震工学会論文集第 4 巻第 4 号、46～86 頁

カ 基準地震動の策定

以上の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の評価結果を総合して、本件発電所の基準地震動（ $S_s - 1 \sim S_s - 24$ ）を策定した。策定した基準地震動の応答スペクトルは、図表 29 のとおりであり、最大加速度は、水平方向が基準地震動 $S_s - 3$ の 993 ガル、鉛直方向が基準地震動 $S_s - 8$ の 577 ガルである（図表 30）。



【図表 29 基準地震動 $S_s - 1 \sim S_s - 24$ の応答スペクトル】

単位: cm/s²

基準地震動		NS方向	EW方向	UD方向
Ss-1	設計用模擬地震波	750		500
Ss-2	C断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点1)	910	978	373
Ss-3	C断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点2)	960	993	385
Ss-4	C断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点3)	912	862	296
Ss-5	C断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点4)	668	867	339
Ss-6	C断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点5)	799	680	340
Ss-7	C断層(傾斜角55° ケース、破壊開始点3)	620	611	337
Ss-8	白木-丹生断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点1)	541	781	577
Ss-9	白木-丹生断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点2)	787	598	467
Ss-10	白木-丹生断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点3)	669	562	411
Ss-11	白木-丹生断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点5)	806	623	502
Ss-12	大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点2)	708	620	402
Ss-13	大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点3)	746	545	508
Ss-14	大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点4)	680	761	536
Ss-15	大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点6)	506	661	476
Ss-16	大陸棚外縁～B～野坂断層(短周期の地震動1.5倍ケース、破壊開始点7)	802	815	535
Ss-17	大陸棚外縁～B～野坂断層(Vr=0.87βケース、破壊開始点1)	492	613	348
Ss-18	大陸棚外縁～B～野坂断層(Vr=0.87βケース、破壊開始点4)	518	609	445
Ss-19	安島岬沖～和布-干飯崎沖～甲楽城断層(Vr=0.87βケース、破壊開始点2)	239	279	232
Ss-20	安島岬沖～和布-干飯崎沖～甲楽城断層～甲楽城沖断層～浦底断層～池河内断層 ～柳ヶ瀬山断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関ヶ原断層(破壊開始点2)	441	584	402
Ss-21	安島岬沖～和布-干飯崎沖～甲楽城断層～甲楽城沖断層～浦底断層～池河内断層 ～柳ヶ瀬山断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関ヶ原断層(破壊開始点6)	603	451	436
Ss-22	安島岬沖～和布-干飯崎沖～甲楽城断層～甲楽城沖断層～浦底断層～池河内断層 ～柳ヶ瀬山断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関ヶ原断層(破壊開始点9)	433	407	270
Ss-23	2000年鳥取県西部地震の賀祥ダムの観測記録	528	531	485
Ss-24	2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動	620		320

【図表 3 0 基準地震動 S s - 1 ～ S s - 2 4 の最大加速度】

キ 小括

以上のように、本件発電所の基準地震動は、新規制基準の施行後、最新の科学的、専門技術的知見を踏まえて、複数の手法を併用し、保守的な条件設定や不確かさの適切な考慮の上で策定している。したがって、本件発電所に基準地震動を超える地震動が到来することはまず考えられないところであり、この基準地震動は、本件発電所において耐震安全性を確認するための基準として適切である。

(3) 「安全上重要な設備」の耐震安全性評価

ア 耐震安全性の確認の概要

債務者は、本件発電所の耐震重要施設である「安全上重要な設備」について、基準地震動に対する地震応答解析及び応力解析を行い、その結果得られた発生応力値等（評価値）が、基準・規格等に基づいて定められている評価基準値（許容値）を超えないことを確認し、「安全上重要な設備」が、いずれも基準地震動に対して安全機能を維持できることを確認することとしている（設置許可基準規則解釈別記2第4条6項，甲26，137～139頁）。

以下では、耐震安全性の確認の概要を述べる。

イ 地震応答解析及び応力解析による耐震安全性評価

地震応答解析は、地震動に対して構造物がどのように揺れるかを評価するために、構造物を適切なモデル（解析モデル）に置き換え、このモデルに地震動を入力して、地震動によって構造物に作用する地震力（荷重）等を求める解析方法である。また、応力解析は、地震応答解析によって算出された地震力（荷重）が作用することによって、構造物を構成する各部位に発生する単位面積当たりの力（応力）を算出する解析である。こうした解析の結果が「評価値」として用いられる。

債務者は、新規制基準の施行を受けて新たな基準地震動を策定したことに伴い、必要に応じて耐震安全性を強化するための耐震補強工事を行っている。そして、「安全上重要な設備」について、地震応答解析及び応力解析を行い、評価値を算出した結果、いずれも評価基準値（許容値）を下回ることを確認している。

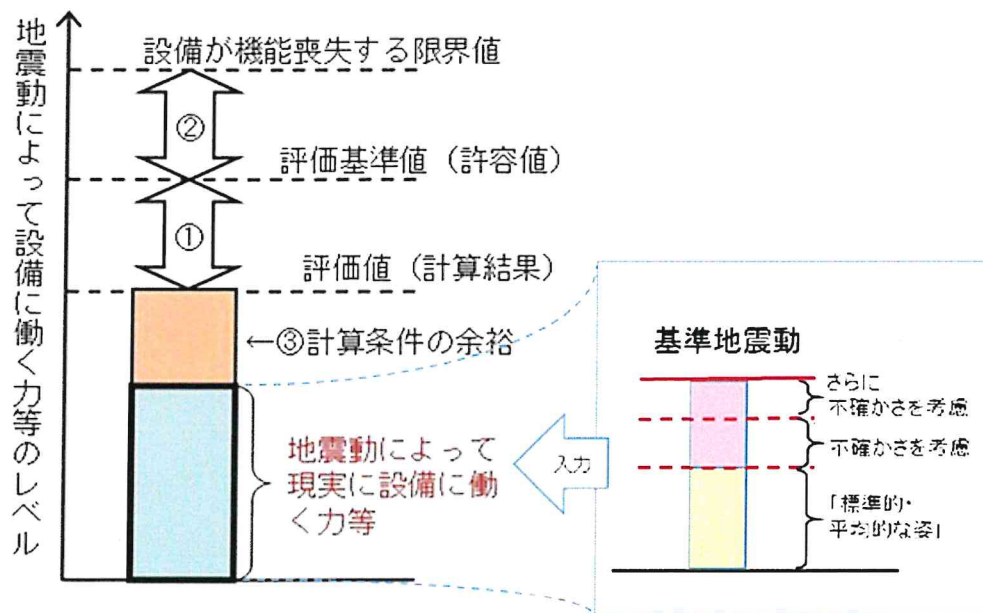
ウ 「安全上重要な設備」に係る耐震安全上の余裕

上記のとおり、債務者は、「安全上重要な設備」について、評価値が評価基準値（許容値）を下回ることを確認しているところ、①両者の差は、耐震安全上の余裕（基準地震動による地震力に対する余裕）といえる（①の余裕）。

また、耐震安全上の余裕として、このような①の余裕に加えて、②評価基準値（許容値）自体が、実際に機器等が機能喪失する限界値に対して余裕を持った値が設定され、さらに、③評価値を計算する過程においても、計算結果が保守的なものとなるよう余裕を持たせている。

すなわち、債務者は、耐震安全性の評価に用いる評価基準値（許容値）を、日本電気協会が策定した民間規格に基づいて設定しているところ、そもそも上記規格に基づく評価基準値（許容値）は、材料の破壊実験の結果をもとに、実験値のばらつき等を考慮して、保守的に設定されている（②の余裕）。

また、債務者は、イで述べた地震応答解析を行う際には、例えば各階床に設置されている機器・配管系に生じる揺れを大きくするような条件設定を行っている。さらに、応力解析を行う際には、例えば、実際の地震力では想定し難いことではあるが、地震の揺れによって瞬間的に作用する最大の力が、機器・配管系にとって厳しい方向に一定してかかり続けるとあえて仮定して条件設定を行っている。このように、地震応答解析及び応力解析によって評価値を算出するにあたっては、その前提として保守的な計算条件の設定を行っている（③の余裕）。



【図表 3 1 耐震安全上の様々な余裕のイメージ】

エ 実験等による実証

上記①から③までの余裕は、本件発電所に限らず、原子力施設の耐震設計体系において一般的に認められているところ、これらの余裕が現実存在することについては、財団法人原子力発電技術機構（当時）の多度津工学試験センターにおける原子力発電施設耐震信頼性実証実験の結果や、新潟県中越沖地震により当時の基準地震動を超える地震動を受けた柏崎刈羽原子力発電所において「安全上重要な設備」の健全性に特段の問題が生じていないことから明らかにされている。

（４）小括

以上のとおり、債務者は、基準地震動を適切に策定した上で、基準地震動に対して「安全上重要な設備」の安全機能が損なわれないことを確認しており、本件発電所の地震に対する安全性は十分に確保されている。

4 地盤の安定性

原子力発電所の安全性の確保に重要な役割を果たす「安全上重要な設備」が設けられている地盤について、ずれ（地盤の変位）が生じたり、十分な強度（地盤の支持）を有していなかったり、地震動の影響などで大きく変形（地盤の変形）したりすれば、その重要な安全機能が失われる可能性がある。

そこで、債務者は、新規制基準（設置許可基準規則等）の要求を踏まえ、本件発電所の敷地の地質・地質構造を把握し、「安全上重要な設備」（設置許可基準規則にいう耐震重要施設）が設けられている地盤に将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことを確認し、地震に伴う地盤の変位（ずれ）によってその機能が失われることはないことを確認した（下記（1））。また、「安全上重要な設備」が設置されている基礎地盤が安定していることを確認するとともに（下記（2））、地震発生に伴う地殻変動や周辺地盤の変状等によって、これらの施設の機能が失われないことを確認した（下記（3））。さらに、本件発電所の周辺斜面の崩壊等によって、本件発電所の安全性が損なわれないことを確認した（下記（4））。

（1）地震に伴う地盤の変位（ずれ）によって、「安全上重要な設備」の機能が失われることはないこと

原子力発電所の基礎地盤に変位（ずれ）が生じれば、当該地盤に設置している施設が損傷する可能性がある。基礎地盤に、将来活動する可能性のある活断層や地震活動に伴って永久変位が生じる断層等があると、このような変位をもたらすおそれがある。

このため、「安全上重要な設備」を設置する基礎地盤には、将来活動する可能性のある断層等（後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動が否定できない断層等（設置許可基準規則解釈別記1第3条3項、甲26、128～129頁））が地表に現れていないことを確認することが必要である。

そこで、債務者は以下の調査・評価を行い、本件発電所の基礎地盤に将来活動する可能性のある断層等が地表に現れていないことを確認した。

ア 本件発電所敷地の地質・地質構造について

債務者は、本件発電所敷地の地盤について、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査等を実施し、地質・地質構造を把握した。

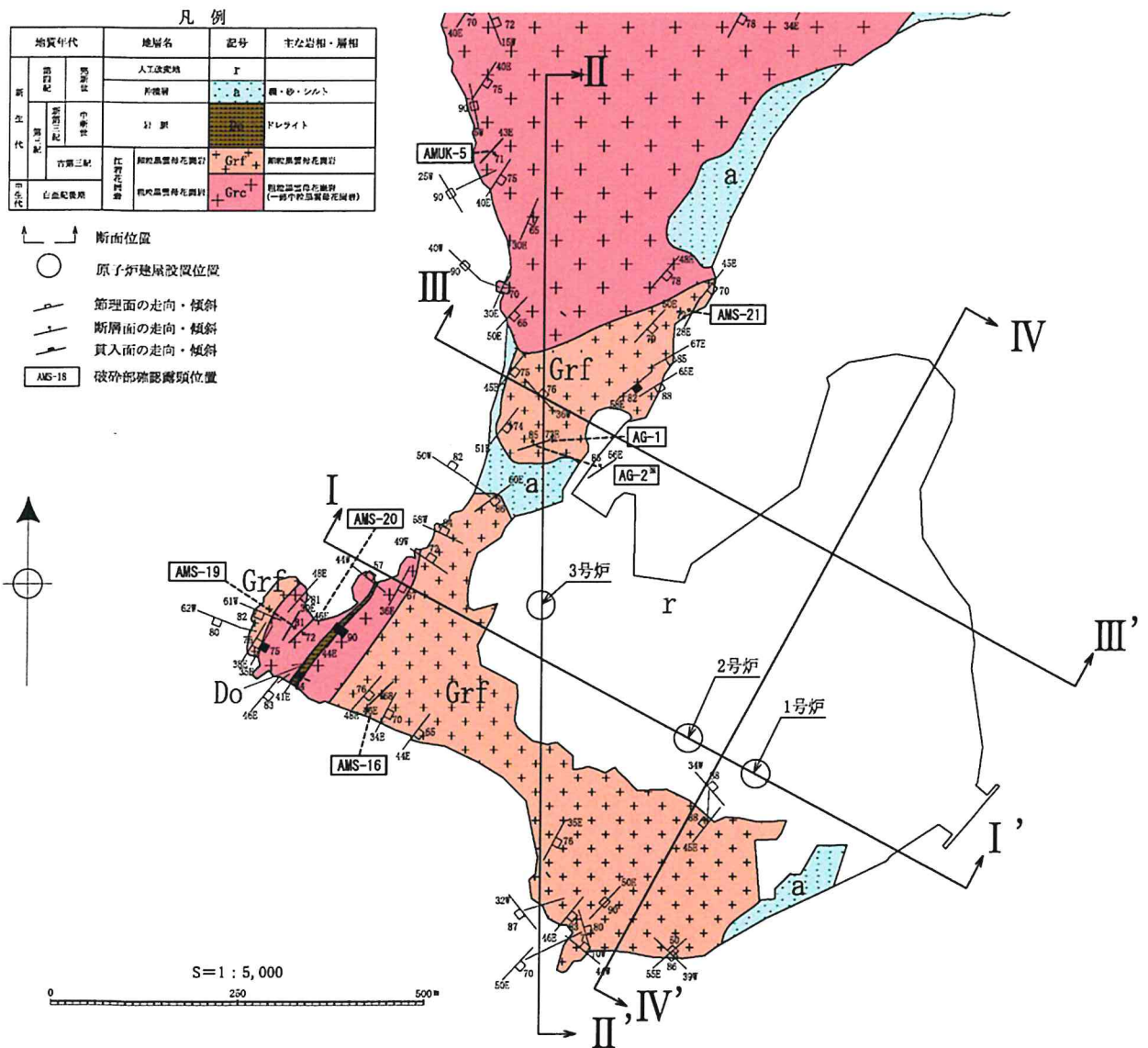
その結果、本件発電所の敷地の地質は、約64.0～64.9Ma³⁴（約6400～6490万年前）に形成された江若花崗岩³⁵（以下、単に「花崗岩」という）を基盤岩としていること、この花崗岩に約19.6Ma（約1960万年前）にドレライト³⁶が貫入³⁷したこと、これらの一部を第四紀（約260万年前以降）の堆積物が覆っていることが確認された（図表32）。

³⁴ Ma（mega-annum の略）とは、地質学で岩石や地層の年代を表す単位をいう。1Ma は 100 万年前を意味する。

³⁵ 江若花崗岩とは、滋賀県から若狭地域に分布する花崗岩をいう。本件発電所の敷地付近の江若花崗岩は、粗粒黒雲母花崗岩と細粒黒雲母花崗岩からなる（乙 24, 8 頁）。

³⁶ ドレライトとは、玄武岩質のマグマが別の岩石に貫入してゆっくり冷えたときにできる岩石をいう。なお、玄武岩は、火成岩のうち比較的短時間で冷え固まった火山岩に分類される。

³⁷ 貫入とは、既にできている地層や岩石を別の岩石が貫いて入り込んでいることをいう。貫入している岩石は、マグマの状態で貫入し、それが冷えてできた火成岩が多い。



(乙 24, 8 頁より)

【図表 3 2 敷地の地質図と地質層序】

また、「安全上重要な設備」を設置する地盤又は近傍の地盤には、B 破砕帯、B 破砕帯から派生する（枝分かれして延びる）B 北破砕帯³⁸、C 破砕帯、D 破砕帯、E 破砕帯、II-S-3 破砕帯、II-S-4 破砕帯、F-

³⁸ B 北破砕帯は B 破砕帯から派生しているものであるため、B 破砕帯と B 北破砕帯を一連のものととして評価している。

M1－1 破碎帯及びF－M3－9 破碎帯の計9条の破碎帯（以下、「敷地内破碎帯」という）が確認された。

そこで、これらの敷地内破碎帯の性状を詳細に調査し、破碎帯が後期更新世以降に活動したものでないことを確認することで、本件発電所の「安全上重要な設備」が設けられている地盤に将来活動する可能性のある断層等が地表に現れていないことを確認した。

イ 熱水変質作用に着目した評価

熱水変質作用とは、火山活動に伴って、地下深くのマグマから分離した熱水や、マグマによって熱せられた地下水が、岩石に元々含まれていた鉱物³⁹を粘土鉱物⁴⁰等の他の鉱物に変化させる、岩石を軟化させる、変色させるといった変質をもたらす作用をいう。債務者は、このような熱水変質作用に着目した評価を実施し、熱水変質作用による粘土鉱物の生成後に敷地内破碎帯が活動していないことを確認することにより、敷地内破碎帯が後期更新世以降（約12～13万年前以降）に活動していないと評価した。

ウ 広域応力場に着目した評価

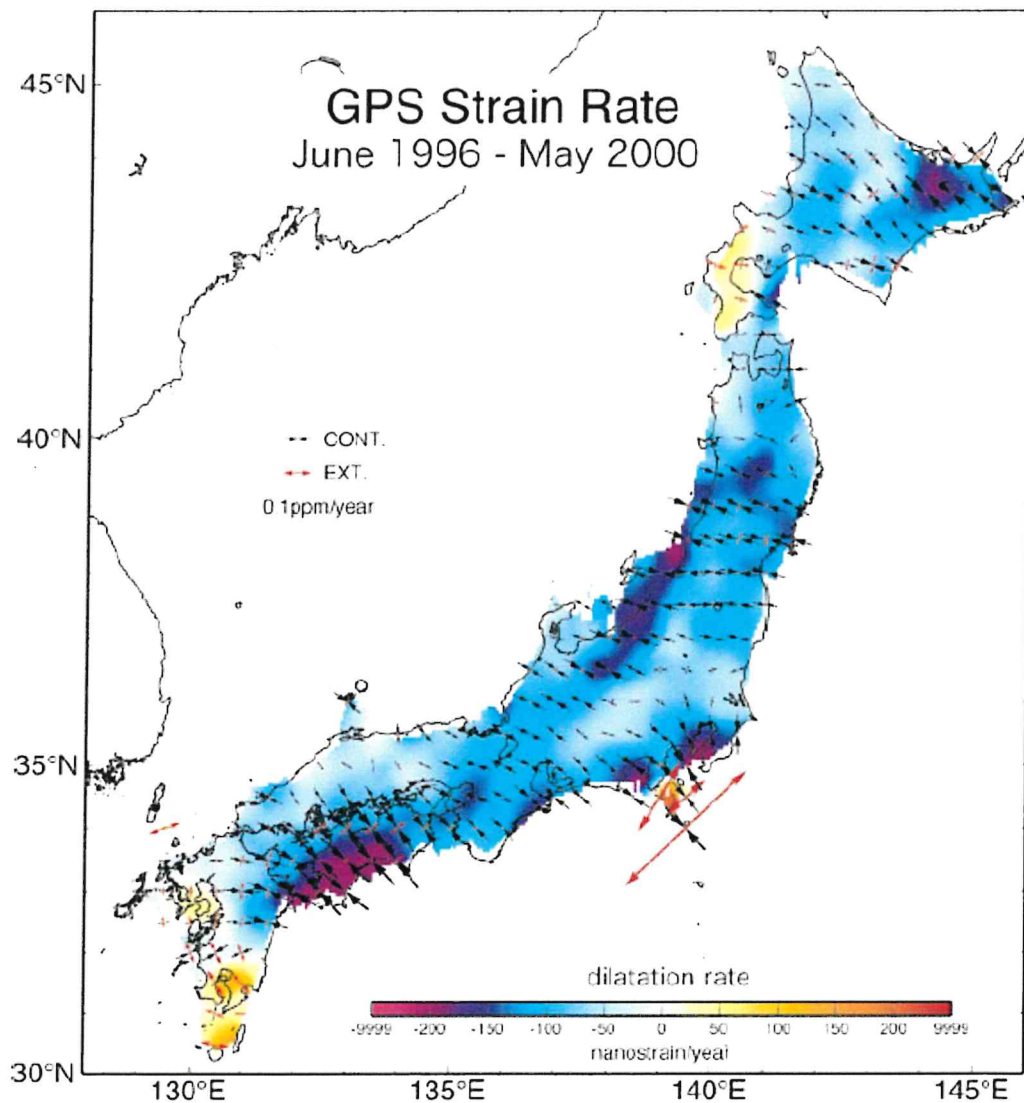
（ア）地球の表面を覆う岩盤の板（プレート）には、その運動によって圧縮又は引っ張りの力（応力）がかかっており、ある地域において広域に加わっている力の状況を広域応力場⁴¹という。そして、水平方向を基準にして、両方向から圧縮されていれば圧縮応力場、逆に両方向から引っ張られていれば引張応力場という。

³⁹ 鉱物とは、天然に産出する無機質でほぼ一定の化学組成と結晶構造を有する固体物質をいい、岩石は鉱物の集合体である。

⁴⁰ 粘土鉱物とは、粘土を構成する鉱物をいう。

⁴¹ 応力場とは、地球表面内の地盤等にどのような応力が加わっているかを示す概念をいう。応力とは、ある物体に対して外部から加えられた力（外力）及び外力に応じた変形に対抗するものとして、その物体内部に生じる力をいう。

(イ) 現在の日本列島では一部の地域を除いて圧縮の応力がかかっており、その方向は東西方向や、北西－南東方向が多い（図表 3 3 を見れば、大半の地域が、圧縮の応力がかかっていることを示す水色から紫色であり、列島上の小さな矢印の方向から、東西方向や、北西南東方向にかかっている地域が多いことがわかる）。

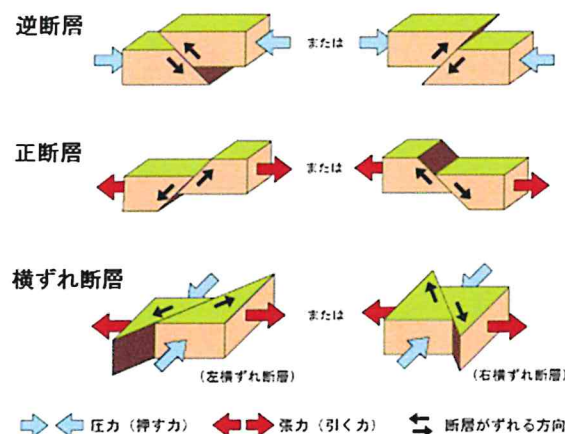


(Sagiya (2004) ⁴², xxxiii 頁, Fig.3 より)

【図表 3 3 G P S 観測による日本列島のひずみ速度（応力場）】

⁴² Takeshi Sagiya 「A decade of GEONET:1994-2003-The continuous GPS observation in Japan and its impact on earthquake studies-」, Earth Planets and Space, 56, 2004 年, xxix-xli 頁

一方、断層は、その動き方によって、正断層、逆断層、横ずれ断層に分類されるところ、それらの動きは、広域応力場と断層の走向との関係による影響を受けるとされている。具体的には、一般的に、正断層は、引張応力場において引張方向と断層の走向が直交する場合に、逆断層は、圧縮応力場において圧縮方向と断層の走向が直交する場合に、横ずれ断層は、圧縮応力場又は引張応力場において圧縮方向又は引張方向から見て断層の走向が斜め横方向である場合に、それぞれ形成されるとされている（図表34）。



(気象庁ウェブサイトより)

【図表34 断層の動き】

(ウ) そこで、債務者は、広域応力場に着目した検討を実施し、敷地内破碎帯の最新面の運動センス（断層面の動いた方向）から、敷地内破碎帯が現在の広域応力場で活動したものではなく、それらが後期更新世以降に活動したものではないと評価した。

(エ) また、債務者は、敷地内破碎帯の断層面が、現在の広域応力場においてどのような角度ですべるかを計算し、その結果と、条線⁴³観察等により

⁴³ 条線とは、断層運動に伴い断層面にみられる直線状の擦り傷をいい、断層の運動方向と平行に生じる。

得られた最新面のすべった角度との整合性を調査した。その結果、現在の広域応力場で活動したものではないと評価した。

(オ) 以上より、債務者は、敷地内破碎帯が後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）に活動していないと評価した。

エ 小括

以上のとおり、債務者は、「安全上重要な設備」が設けられている地盤に将来活動する可能性のある断層等が地表に現れていないことを確認し、地震に伴う地盤の変位（ずれ）によってその機能が失われることはないことを確認した（乙25,「美浜発電所 3 号炉 耐震重要施設及び常設重大事故等対処施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価について」14頁）。

(2) 基礎地盤が安定していること

ア 基礎地盤のすべり

仮に原子力発電所の基礎地盤に破碎帯のような強度が弱い部分があり、そこに地震力が作用するなどして地盤が耐えられなくなり、基礎地盤に変位（ずれ）が生じれば、当該地盤に設置している施設の機能を損なう可能性がある。

このため、「安全上重要な設備」を設置する基礎地盤は、すべりに対する安全性を十分に有していなければならない。

そこで、債務者はまず、施設の配置、施設周辺の地形、地形に伴う岩盤分類の変化及び破碎帯の位置を考慮し、対象施設を絞り込んだ上で、簡便法によって、すべり安全率⁴⁴が最も小さいすべり面を有する施設として、原

⁴⁴ すべり安全率は、理論上、1 を上回れば、すべりに抵抗する力がすべらそうとする力を上回るため、すべりに対する安全性が確保されることになるが、物性値のばらつきなどを考慮して、フィルダム（岩石や土砂を積み上げて建設する型式のダム）等の一般の重要公共施設に評価基準値として用いられて

子炉格納施設及び原子炉補助建屋を選定した。その上で、原子炉格納施設及び原子炉補助建屋について、基準地震動が作用した場合のすべり安全率を解析評価した結果、すべり安全率が、「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」（乙26）に記載された基準値1.5を上回っていることを確認した（乙25，16～18頁）。

このように、本件発電所の基礎地盤は、すべりに対して十分な安全性を有している。

イ 基礎の支持力

基礎地盤の支持力が十分でなければ、当該基礎地盤に設置する施設の重量を支えきれず、基礎地盤を構成する岩盤が破壊され、施設が傾斜又は転倒するなどして損傷するおそれがある。

このため、「安全上重要な設備」を設置する基礎地盤は、十分な支持力を有していなければならない。

そこで、債務者は、本件発電所の基礎地盤の大部分を占めるC M級岩盤及びC L級岩盤について支持力試験を実施した結果、極限支持力⁴⁵は14.0N/mm²以上であると評価した。

これに対し、上記アで選定した原子炉格納施設の基礎底面に基準地震動が作用した場合の最大接地圧⁴⁶が約4.1N/mm²、原子炉補助建屋の基礎底面における最大接地圧が約8.1N/mm²であり、上記の極限支持力を下回っていることを確認した（乙25，19頁）。

このように、本件発電所の基礎地盤は十分な支持力を有している。

いるのは1.2程度である（つまり、1.2以上であれば、十分に安定的であると評価される）。ただし、原子炉建屋の基礎地盤については、その重要性等から、すべり安全率の評価基準値として、より厳しい1.5が用いられている。

⁴⁵ 極限支持力とは、地盤がせん断破壊を生じずに支え得る最大荷重あるいは荷重強度をいう。

⁴⁶ 最大接地圧とは、基準地震動S_sによる慣性力を含めて建物から接地面に対して作用する単位面積当たりの最大荷重をいう。

ウ 基礎底面の傾斜

基礎底面に地震力が作用した場合に、仮に傾斜が生じると、「安全上重要な設備」が損傷する可能性がある。

このため、地震動の影響を受けた場合であっても、基礎底面の傾斜によって、施設の機能を損なうことのないよう安全性を確保する必要がある。

そこで、債務者は、上記アで選定した「安全上重要な設備」の基礎底面に基準地震動が作用した場合の傾斜を確認したところ、その傾斜が「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」(乙26)に記載された基準値の目安である1/2000を下回ることを確認した(乙25, 19頁)。

よって、本件発電所の基礎底面は、傾斜に対する十分な安全性を有している。

(3) 地震発生に伴う地殻変動や周辺地盤の変状等によって、「安全上重要な設備」の安全機能が失われないこと

地震発生に伴う地殻変動により、基礎地盤の傾斜や撓みが生じたり、地震発生に伴う周辺地盤の変状により、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等が生じる可能性があるが、そのような場合には「安全上重要な設備」が機能を失う可能性がある。

このため、「安全上重要な設備」を設置する基礎地盤は、地震発生に伴う地殻変動による基礎地盤の傾斜や撓み、地震発生に伴う周辺地盤の変状による不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等によって、当該施設の機能を損なうことのないよう安全性を確保する必要がある。

この点、本件発電所の敷地内には活断層が確認されていないことから、敷地において著しい地盤の傾斜が生ずることはない。

もっとも、債務者は、敷地に及ぼす影響が大きいC断層の活動に伴い生じ

る地盤の傾斜について算定した上で、上記（２）ウで評価した基礎底面の傾斜との組合せにより基礎地盤の傾斜を評価した。その結果、「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」（乙26）が定める評価基準値の目安である1/2000を下回ることを確認した（乙25，23頁）。

なお、本件発電所の「安全上重要な設備」については、掘り込み、地盤改良又はMMR（コンクリート）等による置き換え等により、岩盤に岩着する設計としていることから、そもそも周辺地盤の変状による不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の影響を受けるおそれはない（乙25，21頁）。

以上のとおり、地震発生に伴う地殻変動や周辺地盤の変状等によっても、「安全上重要な設備」の機能が失われないことを確認した。

（４）本件発電所の周辺斜面の安定性

「安全上重要な設備」の周辺斜面において地すべりが発生した場合、崩壊した土塊により当該施設が損傷する可能性がある。

このため、周辺斜面において、地すべりが生じることのないよう、すべりに対する安全性を確保する必要がある。

そこで、債務者は、本件発電所の「安全上重要な設備」の周辺斜面について、当該施設との離隔距離と周辺斜面の高さを考慮して、評価の対象とする斜面を選定し、基準地震動を用いた解析を行うことにより、周辺斜面の安定性を評価したところ、すべり安全率は、いずれも「基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド」（乙26）に記載された基準値である1.2を上回る結果となった（乙25，25～28頁）。

よって、本件発電所の周辺斜面はすべりに対して十分な安全性を有している。

(5) 小括

以上のとおり、債務者は、本件発電所の地盤の安定性を確認し安全性を確保している。

5 その他

債務者は、上記3及び4で述べた地震に対する安全性・地盤の安定性の確認のほか、土砂災害、津波、竜巻、火山活動、森林火災その他の自然現象に対する安全性についても評価し、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。

第3 事故防止に係る安全確保対策

原子力発電所の安全確保は、放射性物質の持つ危険性を顕在化させないこと、すなわち、周辺公衆に放射線による悪影響を及ぼさないことである。

このような危険性を顕在化させないようにするため、債務者は、原子力発電所の運転に伴い発生する放射性物質を、ペレット、燃料被覆管、原子炉容器、原子炉格納容器及び外周コンクリート壁の5重の防壁により本件発電所内に閉じ込める構造としている。

その上で、債務者は、この5重の防壁の機能を維持し、事故により放射性物質が周辺環境に異常放出されることを防止するために、①異常の発生を未然に防止する（異常発生防止）、②仮に何らかの原因で異常が発生した場合でも、異常の拡大及び事故への発展を防止する（異常拡大防止）、③仮に事故に至った場合でも、周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止する（放射性物質異常放出防止）という段階的な対策を講ずる多重防護の考え方を取り入れた設計を行っている（図表35）。この3つの段階での対策は、各段階における対策を合わせることで初めて安全確保が図られるというものではない。それぞれの段階の対策は、後続の段階の対策に期待せず、当該段階で確実に異常の発生を防

止し、確実に異常の拡大を防止し、又は周辺環境への放射性物質の異常な放出を確実に防止する機能を有することが求められる。

債務者は、この多重防護の考え方のもと、上記②の段階では、仮に異常が発生した場合であっても原子炉を確実に「止める」ことができるように、また、上記③の段階では、上記②の段階での対策が奏功せず万一事故に発展した場合であっても、原子炉を確実に「冷やす」こと及び放射性物質を確実に「閉じ込める」ことができるように、各種の安全機能を有する設備を設けている。

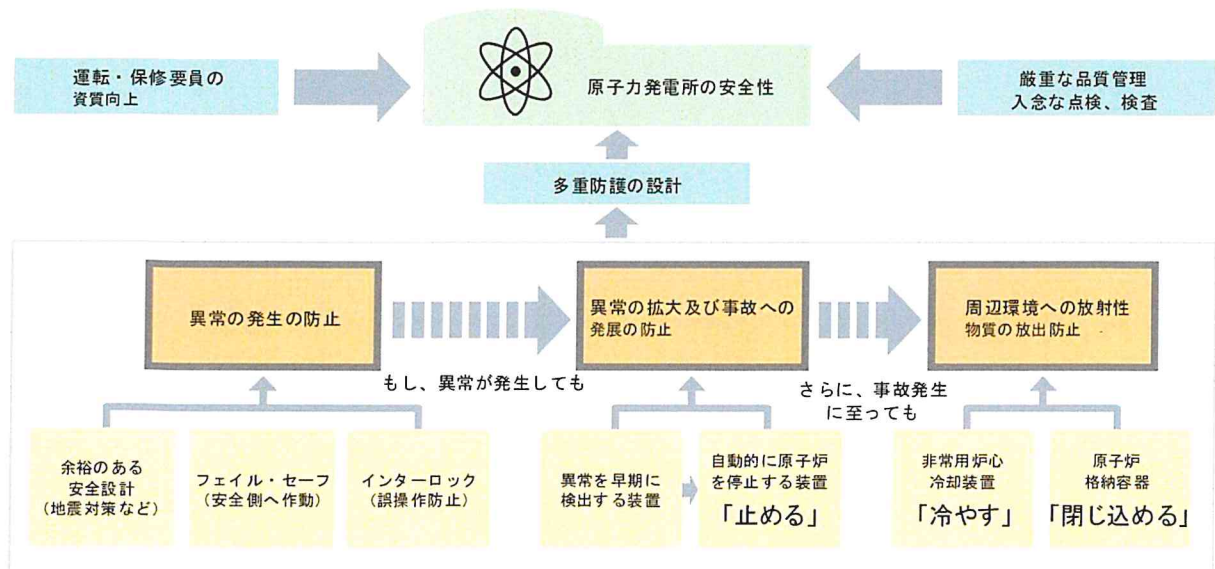
このような安全機能を有する設備のうち、安全機能の重要度が特に高い「安全上重要な設備」については、地震等の自然現象を含む外部事象が複数の安全機能を同時に喪失させ得るものであることに鑑み、かかる共通要因故障が発生すること自体を確実に防止するために、地震等の外部事象に対して設備が確実に耐えられるように対策（自然的立地条件に係る安全確保対策（上記第2））を施している。その上で、設備の構造、動作原理及び果たすべき安全機能の性質等を考慮して、仮に設備の一部について人的過誤や偶発的事情等による故障が発生した場合であっても安全機能が失われることがないように、独立した設備を複数設けるなど（多重性又は多様性及び独立性⁴⁷の確保）、格段に高い信頼性を確保する設計としている⁴⁸。

さらに、債務者は、多重防護の考え方に基づく安全確保の対策を実効性あるものとするべく、「安全上重要な設備」を含む各種の設備の定期的な点検、検査、取替え等の維持管理等、安全性を維持・向上するための活動を継続して展開している。

⁴⁷ 多重性とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理等を有する設備（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が、構造、動作原理等が異なる設備（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）を、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、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損なわれないことをいう。

⁴⁸ 設備の共通要因故障に対する基本的な考え方及び設備の偶発故障に対する対策について、原子力規制委員会も同様の見解を示している（乙 16、105～113 頁）。

以下では、多重防護の考え方の順序に従って、具体的な対策の内容について説明する。



【図表 3 5 多重防護の考え方を取り入れた設計等】

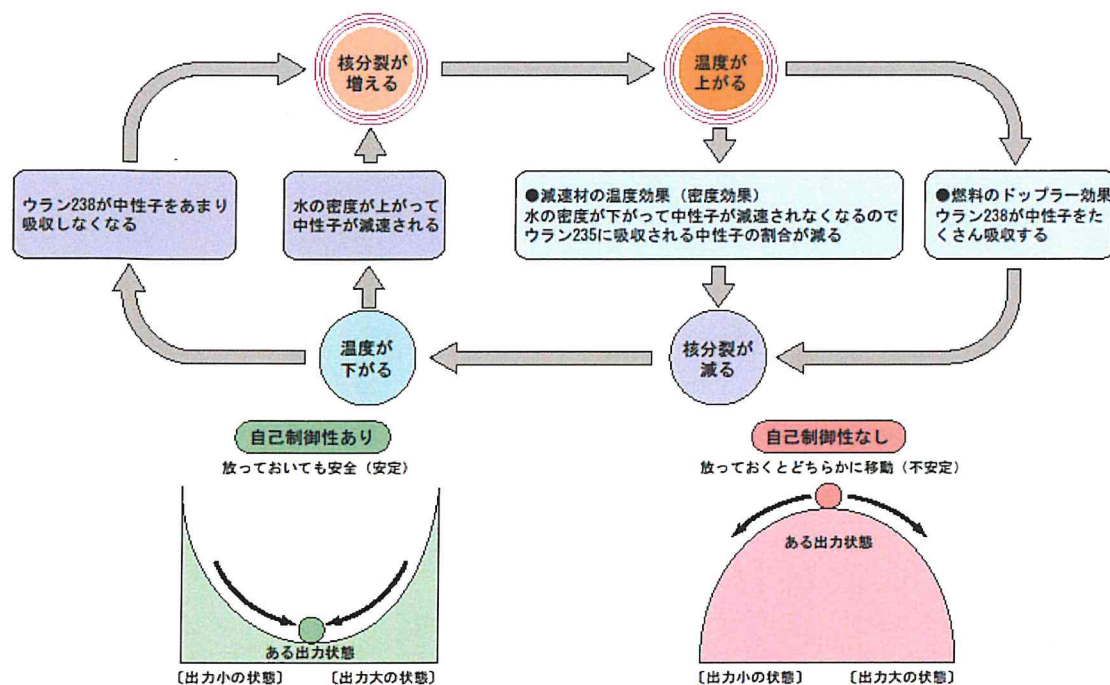
1 異常の発生を未然に防止するための対策（異常発生防止対策）

原子力発電所における事故の発生を防止するためには、事故の原因となるような異常の発生を未然に防止することが重要である。このため、本件発電所においては、「自己制御性を有する原子炉の採用」、「余裕のある安全設計」、「原子炉出力、1次冷却材圧力等の監視、制御」、「誤動作や誤操作による影響を防止する設計」等の様々な対策を講じている。

（1）自己制御性を有する原子炉の採用

本件発電所の原子炉は、制御棒及びほう素により、核分裂連鎖反応を安定的な状態に制御できるが、何らかの原因で核分裂反応が増加した場合には、この制御によらず、核分裂反応を自動的に抑制する性質を備えている。この性質のことを、原子炉の自己制御性又は固有の安全性という（図表 3 6）。

具体的には、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「燃料のドップラー効果⁴⁹」、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）⁵⁰」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るため、本件発電所の原子炉は、本質的に固有の安全性を備えている。



【図表 3 6 原子炉（軽水炉）の自己制御性】

(2) 余裕のある安全設計

債務者は、本件発電所について、運転中の各設備が、加わる力や温度等に

⁴⁹ 原子炉内に装荷する燃料の大部分は核分裂しにくい性質を有するウラン 238 が占めているが、このウラン 238 は、その温度が上昇すると中性子を吸収しやすくなるという性質を有している。そのため、何らかの原因で核分裂が増加すると、燃料の温度が上昇し、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減少するため、核分裂の増加が抑制される。これを燃料のドップラー効果という。

⁵⁰ 本件発電所のように、減速材として水を用いる軽水炉では、核分裂の増加による燃料の温度上昇等により、減速材である水の温度も上昇するため、体積が膨張して水の密度が低下する。その結果、水の減速材としての働き（中性子の減速効果）が低下するため、ウラン 235 に吸収される中性子の数が減少し、核分裂の増加が抑制される。これを減速材の温度効果（密度効果）という。

対して十分に耐えられるように余裕をもった設計を行っている。

例えば、本件発電所の1次冷却材の圧力に対する設計について述べると、1次冷却材の圧力は、下記の加圧器圧力制御設備により通常運転圧力（15.4MPa [gage]⁵¹）に維持されるよう自動的に制御されているところ、1次冷却材管は、この通常運転圧力（15.4MPa [gage]）に対し、十分余裕のある最高使用圧力⁵²（17.16MPa [gage]）にも耐えられるものとなっている。

（3）原子炉出力，1次冷却材圧力等の監視，制御

原子炉の安定した運転を維持するためには、原子炉出力，1次冷却材圧力等を安定的に制御することが重要である。

そこで、債務者は、本件発電所において、制御棒制御設備，加圧器圧力制御設備等からなる原子炉制御設備を設けている。

原子炉出力は、制御棒が炉心から引き抜かれた状態で安定しているが、タービン出力に合わせて原子炉の出力を調整する必要があることから、タービン出力が変化した場合には、制御棒制御設備により制御棒を自動で炉心に挿入あるいは引き抜くことで、原子炉の出力は安定的に制御される。また、1次冷却材の圧力は、加圧器圧力制御設備により、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。

さらに、原子炉出力，1次冷却材圧力等を制御する原子炉制御設備等の計測装置及び制御装置を、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，制御できるシステムを採用している。

（4）誤動作や誤操作による影響を防止する設計

⁵¹ MPa [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。

⁵² 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、通常運転状態において受ける圧力に余裕を持たせた値として設定される。なお、設計体系にも余裕があるため、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、直ちに機器等が損傷するものではない。

本件発電所においては、誤動作や誤操作による影響を防止するため、フェイル・セーフ・システムやインターロック・システムを採用している。

フェイル・セーフ・システムとは、異常動作が起こっても常に安全側に作動する設計のことである。例えば、制御棒を保持している制御棒駆動装置の電源が何らかの原因で喪失した場合にも、電源喪失により制御棒駆動装置による保持力が失われることで、自重により制御棒が炉心に落下し、原子炉を自動停止する仕組みとなっている。

インターロック・システムとは、誤操作による影響を防止するため、ある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設計のことである。例えば、運転員が誤って制御棒を引き抜こうとしても、所定の手順を踏まなければ制御棒を引き抜くことはできない仕組みとなっている。

2 異常の拡大及び事故への発展を防止するための対策（異常拡大防止対策）

上記1で述べた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）により、運転中に異常が発生することはほとんどない。しかし、原子力発電所の安全性の確保の観点からは、仮に異常が発生したとしても、それが拡大しないように適切に対処できる備えが重要である。

そこで、本件発電所においては、「異常の早期検知が可能な設計」、「原子炉を安全に『止める』設計」及び「原子炉停止後の冷却手段の確保」等の対策を講じている。

（1）異常の早期検知が可能な設計

配管等から漏えいが生じた場合等には、これらの異常が小規模であっても検知できるように、各設備の水位、圧力、温度、配管内の水の流量、原子力発電所内各ポイントの放射線レベル等を連続的に監視する設備を備えている。例えば、1次冷却設備の各機器をつなぐ配管から漏えいが生じた場合に

は、1次冷却材圧力の低下や原子炉格納容器内の放射線レベルの上昇等の漏えいの兆候を検知し、あらかじめ設定された警報が発信される設計としている。

(2) 原子炉を安全に「止める」設計

例えば原子炉の圧力が何らかの原因で異常に上昇するなど、緊急を要する異常が検知された場合、「原子炉トリップ信号」を発信し、急速に制御棒を挿入して、原子炉を自動的にすみやかに停止させる（これを「原子炉トリップ」という）設備を設置している。温度、圧力等の異常が検知された場合のほか、地震による一定規模の揺れを検知した場合にも（この場合は温度、圧力等の異常の有無にかかわらず）原子炉トリップ信号を発信して急速に制御棒を挿入し、原子炉を自動停止する仕組みが採られている。

制御棒については、全部引き抜かれている通常運転時でも、その先端部は炉心に入った状態で保持されており、地震による揺れが生じた場合であっても炉心に確実に挿入できる仕組みとしている。また、制御棒駆動装置の電源が何らかの原因で喪失した場合でも、自重により制御棒が炉心に落下し、原子炉を自動停止する仕組みになっている（フェイル・セーフ・システム）ことは前述のとおりである。

(3) 原子炉停止後の冷却手段の確保

原子炉が停止した後も、燃料集合体に内包される放射性物質の崩壊による発熱は継続するため、原子炉の残留熱を確実に除去すること、すなわち原子炉停止後の冷却手段の確保も重要である。

通常、原子炉を停止する際は、2次冷却設備の主給水ポンプ等で蒸気発生器への給水を継続することにより、蒸気発生器で1次冷却材の熱を2次冷却材に伝えて原子炉内の熱を除去するが、通常使用する設備が故障等の原因

で使用できない場合に備え、他にも原子炉内の熱を除去する手段を確保する設備を設けている（第5章第2の4）。

例えば、主給水ポンプ等の故障により蒸気発生器への通常の給水機能を失った場合等には、補助給水設備により、復水タンクを水源として蒸気発生器への給水を維持する。この補助給水設備として、電動機により駆動する電動補助給水ポンプと、動力源として電力を必要とせず蒸気タービンにより駆動するタービン動補助給水ポンプとがある。

また、原子炉停止後の残留熱除去のために、余剰な蒸気を逃がす（1次冷却材で除去した原子炉の残留熱を蒸気発生器で2次冷却材へ伝え、蒸気として大気へ逃がす）必要が生じた場合⁵³には、大気に蒸気を直接放出する主蒸気逃がし弁を手動で開けるなどの操作もでき、仮に主蒸気逃がし弁が動作不能となった場合にも、主蒸気安全弁により大気に蒸気を直接放出する設計としている。

そして、2次冷却設備（主給水設備又は補助給水設備、蒸気発生器等）を用いた冷却により1次冷却材の圧力及び温度が所定のレベルまで低下した段階で、余熱除去設備による冷却に切り替えて残留熱を除去する。

3 周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止する対策（放射性物質異常放出防止対策）

本件発電所においては、上記1の異常発生防止対策及び上記2の異常拡大防止対策等の事故の発生を防止するための設備や体制を適切に備えているが、それでも万一、事故発生に至った場合においても、炉心の著しい損傷や周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止するための備えが重要である。そのため、「原子炉を『冷やす』設計」、「放射性物質を『閉じ込める』設計」等の対策も

⁵³ 補助給水設備を用いて冷却する場合（第5章第2の4（1）イ）のほか、主給水設備を用いて冷却する際に何らかの事情で復水器が使用できない場合にも、余剰な蒸気を逃がす必要が生じる。

適切に講じている。

(1) 原子炉を「冷やす」設計

原子炉を「冷やす」設計として、工学的安全施設であるECCSを設け、万一、1次冷却材管が破断するなどして、LOCAが発生したとしても、原子炉を冷却し続け、炉心の著しい損傷を防止できる設計としている（図表14、図表37）。

ECCSとして、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系をそれぞれ複数系統設けており、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。

このうち、高圧注入系及び低圧注入系は、1次冷却材圧力の低下等が検知された場合、運転員の操作を待たずに、工学的安全施設作動設備⁵⁴からの信号により自動的に作動する仕組みとなっている。

高圧注入系は、1台で必要な能力を有するポンプ3台をそれぞれ分離して設置し、さらにA、Bポンプの電動機は各々独立した電気系統に接続し、Cポンプは両方の電源系統に接続している。また、低圧注入系の電動ポンプは、1台で必要な能力を有するもの2台をそれぞれ分離して設置し、さらにポンプの電動機は各々独立した電気系統に接続している。また、外部電源が喪失した場合であっても、2台の独立した非常用ディーゼル発電機により電力が供給されるなど、非常時においても確実に作動する仕組みを整えている。

蓄圧注入系は、1次冷却材の圧力が低下すると、蓄圧タンク内に封入された窒素ガスの圧力によって自動的にほう酸水が注入される仕組みとなっており、外部電源等の駆動源を必要としない。

⁵⁴ 工学的安全施設作動設備は、原子炉の異常が検知された場合に工学的安全施設を作動させる信号回路により構成される。

(2) 放射性物質を「閉じ込める」設計

本件発電所では、放射性物質を確実に閉じ込めるため、5重の防壁を設けている。

第1の防壁はペレットである。ペレットは高温で焼き固めたセラミックであるため、化学的に非常に安定しており、放射性物質の大部分を閉じ込めることができる(図表9)。

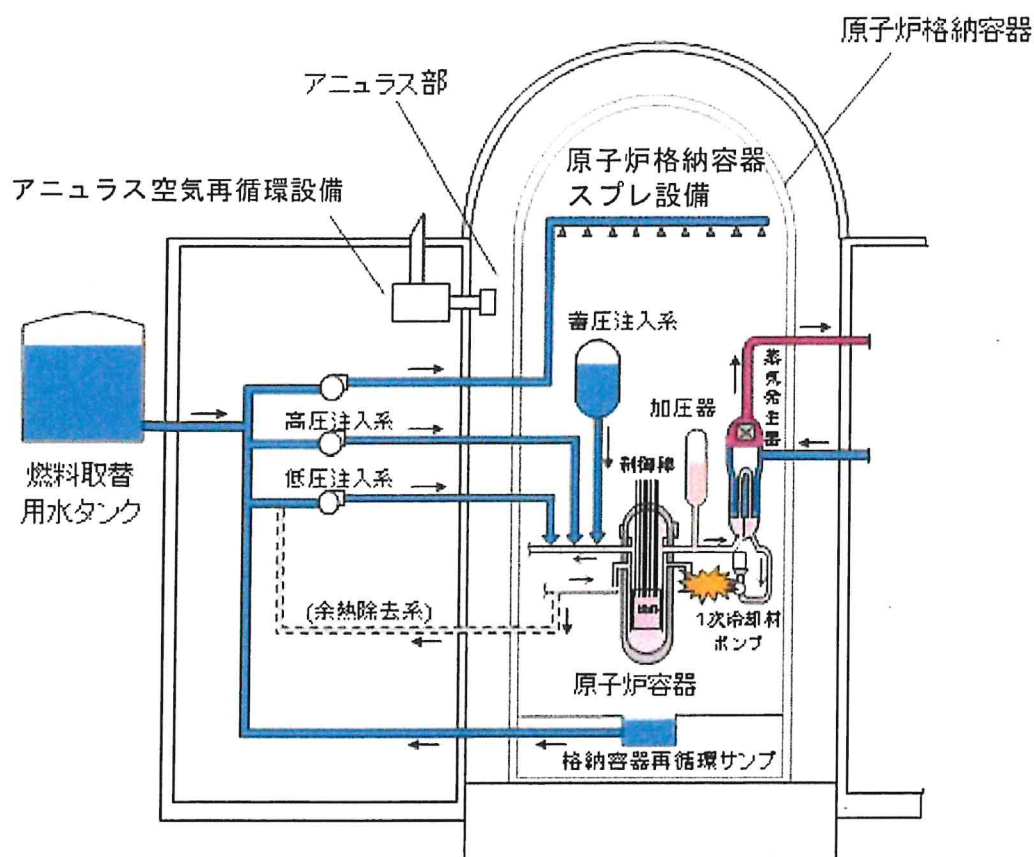
第2の防壁は燃料被覆管である。気体状の放射性物質は一部がペレット外に出るが、ペレットは燃料被覆管内に密封されており、この気体状の放射性物質は燃料被覆管内に閉じ込められる(図表9)。

第3の防壁は原子炉容器である。燃料集合体は原子炉容器内に収納されている(図表8)。放射性物質が燃料被覆管から1次冷却材中に漏れ出したとしても、鋼製の原子炉容器等が防壁となり、放射性物質は原子炉容器内に閉じ込められる。

第4、第5の防壁は原子炉格納容器及び外周コンクリート壁である(図表15)。原子炉格納容器は耐圧性能を有しており、仮に放射性物質が1次冷却設備から原子炉格納容器内に漏れ出した場合でも、放射性物質は原子炉格納容器内に閉じ込められる。

万一、1次冷却材管が破断するなどして、原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が高温、高圧の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事象が発生したとしても、原子炉格納容器スプレ設備で水を噴霧することにより、蒸気を凝縮させて原子炉格納容器内の圧力上昇を抑え、その健全性を保つことにより、原子炉格納容器内に放射性物質を閉じ込め、周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止する設計としている(図表37)。

本件発電所では、このような5重の防壁により、放射性物質を確実に「閉じ込める」ことで、周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止している。



【図表 3 7 工学的安全施設によるLOCAへの対処】

第4 安全性維持・向上のための継続的活動

- 1 債務者は、上記で述べた多重防護の考え方に基づく設計を実効性あるものとするために、安全性を維持・向上するための活動を継続して展開している。

すなわち、本件発電所の安全を達成・維持・向上させるため、原子力規制委員会が定める「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」及び「同規則の解釈」に基づき、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、発電所の安全に関わる全ての活動において、業務の計画(Plan)に基づき業務を実施し(Do)、評価し(Check)、

改善する(Act),いわゆる「P D C A」活動による品質保証活動を行っている。
また、本件発電所の運営にあたっては、運転段階において遵守すべき措置として、品質保証、放射線管理、施設管理、非常時の措置、保安教育等の遵守事項を定めた上で、これを遵守した発電所運営を行っている。

例えば、本件発電所の設備を安全な状態に維持し、トラブルの未然防止や安全運転を図るために、定期的に点検、検査、取替え等を実施している。これらの点検、検査、取替え等は、発電所に設置されたそれぞれの設備・機器ごとに、他プラントを含む運転実績、設置環境、劣化・故障形態等をもとに時期、方法等を定めた計画に基づいて実施している。

また、本件発電所の運営に携わる運転員・保守員の資質の維持・向上のために、継続的な教育・訓練を実施している。日常業務を通じた実務訓練に加えて、運転員は、シミュレータを用いた本番さながらの訓練を繰り返し実施することで、通常の運転操作に加え、故障の際の対応に至るまで定期的に確認しており、保守員は、発電所の実機と同様の設備・機器を備え付けた研修施設にて、保守・点検作業等の訓練を行っている。

2 また、債務者は、本件発電所について、上記1で述べた内容に加えて、運転開始から30年を経過するまでに高経年化対策を行っている。

具体的には、原子力発電所の機器・構造物等について、機能の維持に必要な部位（部品）ごとに、運転実績データのほか、国内外の他の原子力発電所における運転経験（事故・トラブルや設計・点検・補修等の情報）や最新の知見をもとに、機器等の材料、使用条件等から高経年化対策上着目すべき劣化事象を抽出し、その劣化事象に対して評価対象期間（60年）にわたる運転時において健全性を有するかどうかなどについて評価を行っている。

例えば、「安全上重要な設備」である余熱除去ポンプは、主軸や羽根車等の部位（部品）で構成されるところ、債務者は、これらの部位（部品）の材料を踏まえ、使用環境（温度、圧力、水質等）や国内外の運転経験をもとに想定され

る劣化事象（想定劣化事象）を特定し、それぞれの劣化事象に対する評価を行っている（図表３８）。

機 器	部 位	材 料	想定劣化事象
余 熱 除 去 ポ ン プ	主軸	ステンレス 鋼	疲労割れ（高サイクル疲労 割れ）
	羽根車	ステンレス 鋼鋳鋼	腐食（キャビテーション）
	ケーシング	ステンレス 鋼鋳鋼	疲労割れ
			応力腐食割れ
	ケーシングカバー	ステンレス 鋼鋳鋼	疲労割れ
			応力腐食割れ
	ケーシングボルト	低合金鋼	腐食
	ケーシングドレン 管	ステンレス 鋼	応力腐食割れ
	台板	炭素鋼	腐食
	取付ボルト	炭素鋼	腐食
	基礎ボルト	炭素鋼	腐食

【図表３８ 余熱除去ポンプに想定される劣化事象の例】

３ さらに、債務者は、運転開始から 40 年を迎えた本件発電所について、原子炉容器等に対して設備の劣化の状況を把握するための点検（特別点検）を実施し、その結果を踏まえて上記２で述べた高経年化技術評価を改めて行った上で、長期施設管理方針を策定し、これを保安規定に反映するとともに、同評価の対象となる機器・構造物が、60 年時点においても「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」に規定される要求事項に適合することを確認している。

第５ 小括

以上のとおり、債務者は、本件発電所について、地震、地盤等の自然的立地条件に係る安全確保対策や、事故の発生を未然に防止するための対策はもとより、万一の事故発生時に炉心の著しい損傷や周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止する対策も含めて、放射性物質の持つ危険性を顕在化させないための様々な安全確保対策を講じている。

このため、炉心の著しい損傷や周辺環境への放射性物質の異常な放出を確実に防止できるようになっている。

以上に照らせば、本件発電所の安全性は十分に確保されているのであり、本件発電所において、放射性物質の異常放出等が生じて債権者らの人格権を侵害することは考えられない。

第8章 福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全確保対策の強化及びより一層の安全性向上対策の充実

債務者は、第7章において、新規制基準の要求を踏まえた安全確保対策によって、本件発電所の安全性が確保されており、債権者らの人格権を侵害する「具体的危険性」がないことを明らかにしたが、以下では、改めて、福島第一原子力発電所事故の発生を受けて原子力安全規制がどのように強化され、新規制基準が制定されたのか、その概要を述べた上で（下記第1）、第7章でも述べた本件発電所の安全確保対策に関して、その強化された内容に焦点を当てて説明する（下記第2）。また、新規制基準の制定を受けて、より一層の安全性向上対策も強化・充実させていることから、その内容についても述べる（下記第3）。

第1 福島第一原子力発電所事故を契機とした新規制基準の制定について

- 1 福島第一原子力発電所事故の概要及び事故原因に関する調査・分析、原子力規制委員会等における詳細な検討等に基づく原子力安全規制の強化、新規制基準制定に至る経緯については、下記第9章において詳述するが、ここでは、第2以下の主張の前提として必要な範囲で触れる。
- 2 福島第一原子力発電所事故は、以下のような経過を辿ったとされている。
 - ①東北地方太平洋沖地震の地震動を検知し、福島第一原子力発電所の運転中の原子炉が緊急停止した。地震による送電設備の倒壊等により同発電所の外部電源が失われたが、非常用ディーゼル発電機により原子炉の冷却に必要な電源は確保されていた。
 - ②ところが、その後襲来した津波の浸水により、非常用ディーゼル発電機、配電盤等、交流電源を供給する全ての設備の機能を喪失し（全交流電源⁵⁵喪失）、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能を喪失し

⁵⁵ 「全交流動力電源」ともいうが、本書面では「全交流電源」という用語で統一する。

た（海水冷却機能喪失）。津波襲来後も機能を維持していた一部の直流電源も、全交流電源喪失により最終的には枯渇した。

③その結果、原子炉の冷却を継続することができなくなり、炉心の著しい損傷に至り、放射性物質を大量放出する事態に陥った。

（以上について、乙 16、42～44 頁、乙 27、「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」4～5 頁）

3 上記のような福島第一原子力発電所事故の経過を踏まえ、同事故に係る事故調査委員会の報告書等においては、事故の直接的原因が、津波によって全交流電源と直流電源とを喪失し、原子炉を安定的に冷却する機能が失われたことであったことや、事故前の対策として、特に、津波想定、過酷事故（シビアアクシデント）対策、複合防災対策に問題があったこと等の指摘がなされた（乙 28、「福島第一原発事故と 4 つの事故調査委員会」15 頁）。

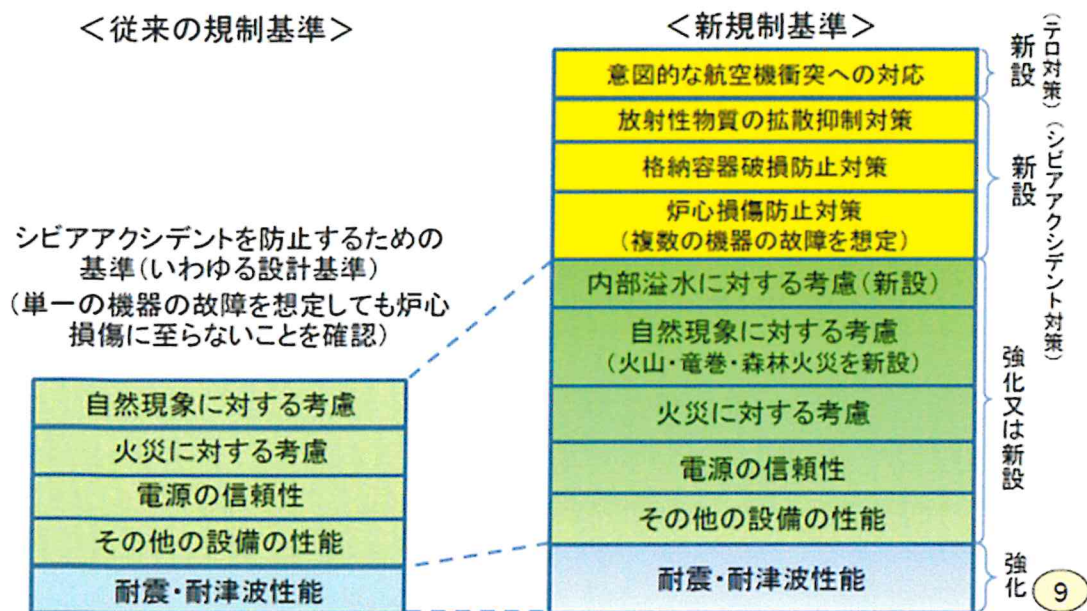
4 福島第一原子力発電所事故後に新たに発足した原子力規制委員会では、このような事故調査委員会の報告書等における指摘のほか、国際原子力機関（IAEA）等の海外の規制動向、その他最新の科学的、専門技術的知見を踏まえて、新たな規制基準を制定した（乙 16、51～56 頁）。

5 新規制基準では、福島第一原子力発電所事故において複数の「安全上重要な設備」が津波によって一斉に故障したように、ある要因によって、複数の「安全上重要な設備」が一斉にその機能を喪失する事態（共通要因故障）を防止するため、①地震、津波、火山活動、竜巻、森林火災、全交流電源喪失、内部火災、内部溢水といった共通要因故障を引き起こす事象への対策が強化されることとなった。

また、福島第一原子力発電所事故が拡大した原因は、過酷事故（シビアアクシデント）対策が十分ではなかったことにあるとの指摘を踏まえ、②シビアアクシデントの進展を防止する対策が要求されることとなった。

加えて、海外の知見を踏まえて、③テロリズムへの対策の強化も行われるこ

となった。



【図表 3 9 従来の規制基準と新規規制基準との比較⁵⁶⁾】

第2 本件発電所における安全確保対策の強化

債務者は、福島第一原子力発電所事故の発生や新規規制基準の制定を受けて、本件発電所における自然的立地条件に係る安全確保対策及び事故防止に係る安全確保対策を強化している。以下では、その要点を述べる。

1 自然的立地条件に係る安全確保対策の強化

- (1) 債務者は、本件発電所に係る自然的立地条件を把握し、これを踏まえた設計及び建設を行い、本件発電所の建設以降も、最新の知見等に基づく評価、検討を行い、本件発電所の安全性が十分に確保されていることを確認してきた。

⁵⁶⁾ 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規規制基準について－概要－」9 頁
<http://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf>

(2) この点、福島第一原子力発電所事故では、津波の想定に問題があったために、津波の襲来によって共通要因故障に至ったとされたことを踏まえ、債務者は、共通要因故障の原因となるおそれのある自然的立地条件に係る安全確保対策を強化している。

本件発電所における自然的立地条件に係る安全確保対策のうち、本件の争点である地震に対する安全確保対策について述べると以下のとおりである。

すなわち、詳細な調査に基づき断層長さや幅を保守的に設定したり、強震動を生起するアスペリティの位置を各震源断層について本件発電所敷地近傍に配置したりするなど、地震動がより大きくなる方向での保守的な条件により「基本ケース」を設定し、その上で、さらに様々な不確かさについても保守的に考慮して、地震動の評価を行うことで、平成 18 年の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下、「耐震設計審査指針」という）の改訂（乙 29, 「『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』等の耐震安全性に係る安全審査指針類の改訂等について」別添 1）を受けて策定していた基準地震動 S_s （最大加速度 750 ガル（水平方向））を見直し、新たな基準地震動（ S_{s-1} ：最大加速度 750 ガル（水平方向）、 S_{s-3} ：最大加速度 993 ガル（水平方向）など）を策定した。そして、本件発電所について、耐震補強工事を行うなどの対策を講じることにより、耐震重要施設である「安全上重要な設備」が、新たな基準地震動に対する耐震安全性を有することを確認した（第 7 章第 2 の 3）。

また、地震以外の自然的立地条件についても、例えば、津波に対しては、防潮堤や止水壁を設置するなどの津波防護対策を講じているほか、森林火災に対しては、「安全上重要な設備」の設置された敷地全体を囲うように防火帯を確保するなど、必要に応じて新たな安全対策を講じた。

2 事故防止に係る安全確保対策の確認及び強化

自然的立地条件のほか、「安全上重要な設備」の共通要因故障の原因となるおそれのある事象として、全交流電源喪失、発電所内部で発生する火災及び溢水があり、これらに対する対策も確認、強化している。

例えば、非常用ディーゼル発電機について、新規制基準を踏まえて、従来よりも引き上げられた基準地震動に対する耐震安全性を確保し、また、外部からの支援なしに7日間以上にわたって給電できるよう、燃料を貯蔵するタンクを設置している。また、内部火災防護対策として、安全機能を有する機器に使用されているケーブルについて、非難燃ケーブルから難燃ケーブルへの引替えや不燃材の防火シート施工による防火措置等を実施している。

（以上について、乙19、添付書類八、8-1-410頁、8-1-482頁）

3 小括

債務者は、福島第一原子力発電所事故の発生と新規制基準の制定とを踏まえ、地震等の自然的立地条件について従前以上に保守的な評価を行って安全性を確保した上、上記のとおり、緊急時の電源確保のための設備を増強するとともに、火災、溢水等に対する対策等をより手厚くするなどして、事故防止に係る安全確保対策をより確実なものとしている。こうした安全確保対策により、本件発電所において、炉心が著しく損傷し、放射性物質が周辺環境に異常に放出されるような事態に至ることは考えられない。

第3 より一層の安全性向上対策の充実

本件発電所の安全確保の上で重要な役割を果たす「安全上重要な設備」については、上記第2の1で述べたとおり、自然的立地条件に係る安全確保対策の強化により、地震、地盤等の自然的立地条件に対する安全性を確保した上で、多重性又は多様性及び独立性を考慮した設計とするとともに、定期的な点検、

検査、取替え等を実施することで、格段に高い信頼性を持たせている。さらに、上記第2の2で述べたとおり、事故防止に係る安全確保対策も強化されている。したがって、本件発電所の安全性は十分確保されており、仮に「異常状態」（「運転時の異常な過渡変化」⁵⁷又は「設計基準事故」⁵⁸）が生じたとしても、炉心の著しい損傷や、周辺環境への放射性物質の異常放出に至ることは考えられないところである。

しかし、債務者は、福島第一原子力発電所事故前より、多重防護の考え方を踏まえ、念には念を入れてさらに安全性を向上させる観点から、「安全上重要な設備」が故障等で安全機能を喪失し、その安全機能を利用した事故防止に係る安全確保対策が奏功しない事態をもあえて想定して、このような事態に備えた対策を、設備面はもちろんのこと、実施体制、手順書類、教育等の運用面も含めて自主的に整備してきた（より一層の安全性向上対策）。そして、我が国において実際に福島第一原子力発電所事故という過酷事故が発生し、これを受けて新規制基準が制定され、事故防止に係る安全確保対策が奏功しない事態をもあえて想定した対策（重大事故等対策）に関する規制が新設されたことを踏まえて、本件発電所において、より一層の安全性向上対策についても充実させている。すなわち、債務者は、恒設及び可搬式の設備（電源設備、注水設備等）を新たに配備するなどして、上記の事故防止に係る安全確保対策が奏功しないような事態に至った場合であっても、事象の進展、拡大を防ぎ、かかる状況においてもなお炉心の著しい損傷を防止する対策を講じ、炉心の著しい損傷に至った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等を講じてい

⁵⁷ 運転時の異常な過渡変化とは、「通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には発電用原子炉の炉心（・・・）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの」をいう（設置許可基準規則2条2項3号，甲26，3頁）。

⁵⁸ 設計基準事故とは、「発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの」をいう（設置許可基準規則2条2項4号，甲26，3～4頁）。

る。

そして、債務者は、上記の設備等により、次の4つのより一層の安全性向上対策を講じている。

- ①運転中の原子炉において、「異常状態」に対処するための「安全上重要な設備」が安全機能を喪失して、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定される事象（E C C S注水機能喪失、全交流電源喪失等）を抽出し、そのような事象が発生したとしても炉心の著しい損傷を防止する対策
- ②上記①の対策が奏功せず、炉心の著しい損傷が生じるに至ったと仮定した場合に、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるとして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対策
- ③使用済燃料ピットの「安全上重要な設備」等（冷却機能、補給機能（注水機能）に係る設備）がその安全機能を喪失して、使用済燃料等の燃料体の著しい損傷に至る可能性があるとして想定される事象を想定し、そのような事象が発生したとしても燃料体の著しい損傷を防止する対策
- ④運転停止中の原子炉内の燃料体の著しい損傷に至る可能性があるとして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燃料体の著しい損傷を防止する対策

以下では、福島第一原子力発電所事故後に安全性をさらに向上させる観点から充実させた設備について説明した上で（下記1）、これらの設備も活用する、より一層の安全性向上対策の概要について述べる（下記2）。

1 福島第一原子力発電所事故後における設備の充実

本件発電所では、前述のとおり、津波により電源や海水冷却機能を喪失する事態に陥った福島第一原子力発電所事故を踏まえて、安全性をさらに向上させ

るために設備を充実させている⁵⁹。

(1) 電源設備の充実（空冷式非常用発電装置、電源車等）

前述のとおり、本件発電所の発電機が停止し、かつ外部電源を喪失した場合であっても、必要な設備を作動できるように非常用ディーゼル発電機を設置しているが、万一、この非常用ディーゼル発電機までその機能を喪失する事態（全交流電源喪失）に至った場合でも必要な電力を供給できるよう、代替の電源として、空冷式非常用発電装置（図表40）、電源車（図表41）、蓄電池（安全防護系用）、号機間電力融通恒設ケーブル等を備えている。

これらの電源設備のうち、空冷式非常用発電装置及び電源車は空冷式のディーゼル発電機であり、いずれも発電所敷地内の高台に、非常用ディーゼル発電機から離れた位置に分散して配置している。また、全交流電源喪失に至った後、これらの代替電源による電力供給が開始されるまでの間に必要な電力を供給する設備として、蓄電池（安全防護系用）を原子炉制御建屋内（津波防護対策済み）に2組備えているほか、福島第一原子力発電所事故では、前述のとおり、津波の浸水によって配電盤等の電気設備⁶⁰が機能喪失し、「安全上重要な設備」が受電できなくなったことを踏まえ、本件発電所には、所内の電気設備が機能喪失した場合に備えて、恒設の代替所内電気設備を新たに設けている（乙19、添付書類八、8-1-647～8-1-651頁）。

なお、空冷式非常用発電装置を2台、いずれも非常用ディーゼル発電機から離れた位置に分散して配置しており、また、電源車については2台と、さらに予備として1台を、空冷式非常用発電装置からも離れた位置に分散して

⁵⁹ なお、債務者は、事故等が発生した際、事故等に対処する要員等に事故対処活動の指揮等を行った、発電所内外への必要な通信連絡等を行ったりするための施設である緊急時対策所を従来から本件発電所に設けているところ、福島第一原子力発電所事故以降、例えば緊急時対策所へ代替交流電源からの給電を可能とするなど、設備を充実させている。

⁶⁰ 非常用ディーゼル発電機等で発電した電気を各機器へ供給するための分電盤や変圧器を指す。

配置している。各設備の配置位置の標高については、空冷式非常用発電装置はいずれも約 36.7m、電源車の 2 台がそれぞれ約 10m、約 6m、予備 1 台が約 32mである⁶¹。また、本件発電所における蓄電池（安全防護系用）は中間建屋内（標高約 11.1m）、代替所内電気設備は補助建屋内（標高約 9.7m）に設置している。



【図表 4 0 空冷式非常用発電装置】

⁶¹ 工事その他の都合により、配置位置を変更する必要が生じた場合においても、これらの高さを下回らない位置に分散配置している。以下で述べる可搬型設備についても同様である。



【図表 4 1 電源車】

(2) 最終的な除熱機能の充実

ア 送水車

補助給水設備である電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは復水タンクを水源としているところ、復水タンクへの新たな給水がなければ水は枯渇し、以降、蒸気発生器による冷却機能は期待できなくなる。

そこで、復水タンクの水が枯渇する前に、海から必要な水量を復水タンクに供給し、原子炉の冷却機能を維持するための設備を発電所敷地内の高台に分散して配置している。また、復水タンクが使用できない場合、可搬型ホースを介して送水車からタービン動補助給水ポンプに直接水を供給できる設計としている。

具体的には、送水車（図表 4 2）については、2 台を標高約 6m と約 13

mの位置に、予備1台を標高約10mの位置に、それぞれ分散して配置している。

また、送水車は電源を必要とせず、軽油により駆動するが、緊急時においても十分な軽油を確保し、確実に作動できるように、発電所構内での軽油の備蓄はもとより、外部から軽油を輸送する手段（ヘリコプターによる空輸等）も整備している。

（以上について、乙19、添付書類八、8-4-35頁、添付書類十、10-5-8、10-5-170～10-5-175頁）



【図表4-2 送水車】

イ 大容量ポンプ

原子炉施設内の設備の冷却に必要な海水を汲み上げる海水ポンプが使用できない場合に備えて、その代替となるディーゼル駆動式の大容量ポンプ（図表４３）を、発電所敷地内の高台に分散して配置している。

本件発電所では、大容量ポンプ２台を標高約 13m、約 6mの位置に、予備１台を約 10mの位置に、それぞれ分散して配置している。なお、各ポンプは、１台で本件発電所の設備の冷却に必要な容量の海水を同時に汲み上げる機能を有している。

（以上について、乙 19, 添付書類八, 8-5-96～8-5-100 頁, 8-5-167 頁）



【図表４３ 大容量ポンプ】

ウ 代替低圧注水ポンプ

万一、１次冷却材管が破断するなどしてＬＯＣＡが発生した場合、通常は、ＥＣＣＳが作動して冷却水が原子炉容器内に注入されるが、さらに万一、このＥＣＣＳが使用できない場合には、冷却水（海水等）を原子炉容

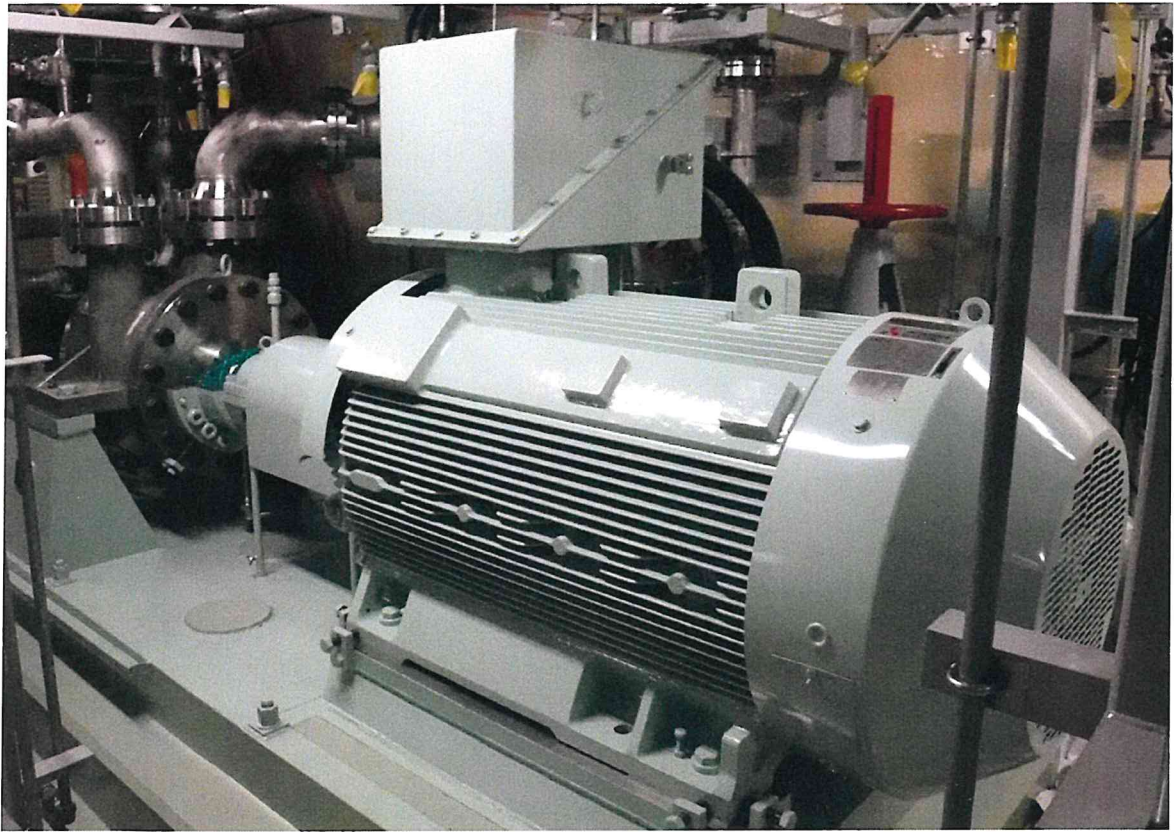
器内に直接注入する必要がある。

また、原子炉格納容器スプレ設備により原子炉格納容器内に水を噴霧する際、内部スプレポンプが使用できない場合や、あるいは水源が枯渇した場合には、他の水源（海水等）から水を供給する必要がある。

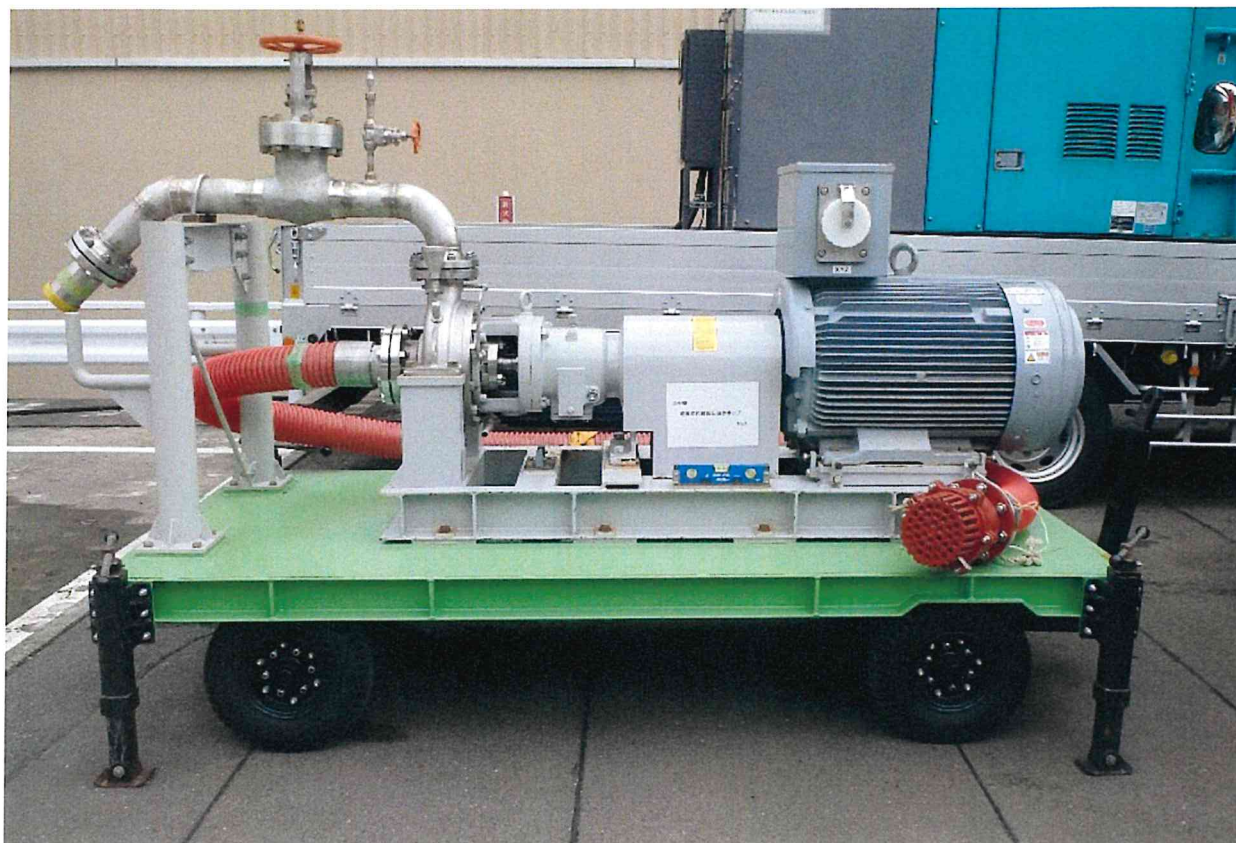
そこで、これらの水を供給するポンプと、ポンプを駆動するための電源を発電所敷地内の高台に分散して配置している。

具体的には、恒設代替低圧注水ポンプ（図表 4 4）を原子炉補助建屋内（津波防護対策済み）に 1 台設置し、燃料取替用水タンク等の水源の水を必要な設備に供給できるようにしている。また、恒設代替低圧注水ポンプの機能喪失時に備えて、可搬式代替低圧注水ポンプ（図表 4 5）及び同ポンプ専用の電源車を 2 台（さらに予備として 1 台）配置し、上記アの送水車と可搬型ホースを介して接続し、海水を必要な設備に供給できる体制を整備している。配置位置の標高については、2 台が約 10m と約 6m、予備 1 台が約 32m である。

（以上について、乙 19、添付書類八、8-1-737 頁、8-5-49～8-5-50 頁、8-5-158、8-5-181 頁）



【図表 4 4 恒設代替低圧注水ポンプ】



【図表 4 5 可搬式代替低圧注水ポンプ】

エ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ

主給水ポンプが機能を喪失し、さらに補助給水設備である電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプがいずれもその機能を喪失した場合に、蒸気発生器に復水タンクの水を注入して残留熱を除去することができるようにするため、蒸気発生器へ水を供給する蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（図表 4 6）を、屋外（標高約 17m）に設置している（乙 19，添付書類十，10-5-50 頁）。



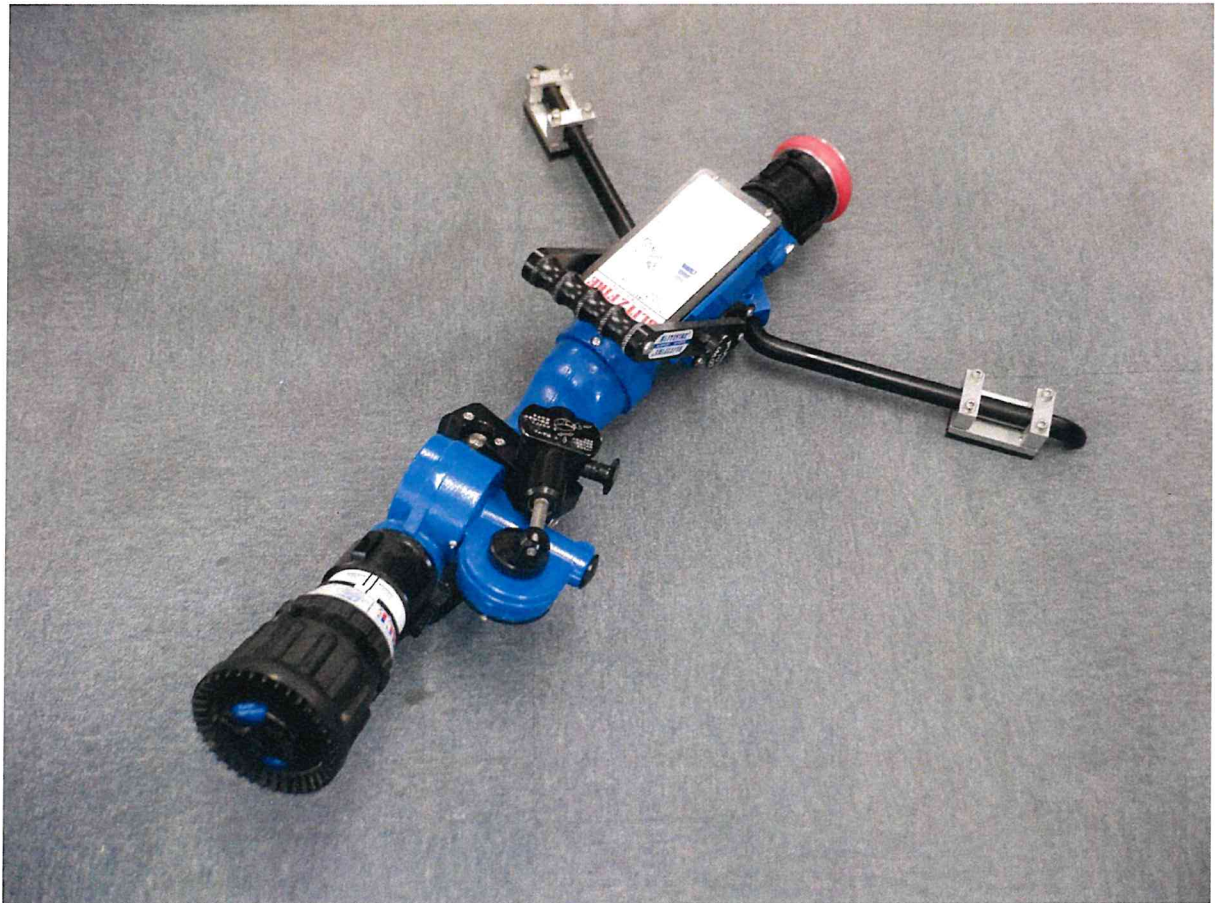
【図表 4 6 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ】

(3) 使用済燃料ピットの冷却機能の充実

使用済燃料ピット水の冷却機能及び補給機能を喪失した場合や、使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、使用済燃料ピット内の燃料体の冷却等を行うための可搬型スプレイ設備を配置している。

本件発電所では、送水車等による海水の注水や、送水車及びスプレイヘッダ（図表 4 7）等を用いた散水（スプレイ）による海水の注水により、使用済燃料を冷却できるようにしている（乙 19，添付書類八，8-4-41～8-4-42 頁）。

なお、送水車については、上記（2）アで述べたとおり、発電所敷地内の高台に分散して配置している。



【図表 4 7 スプレイヘッド】

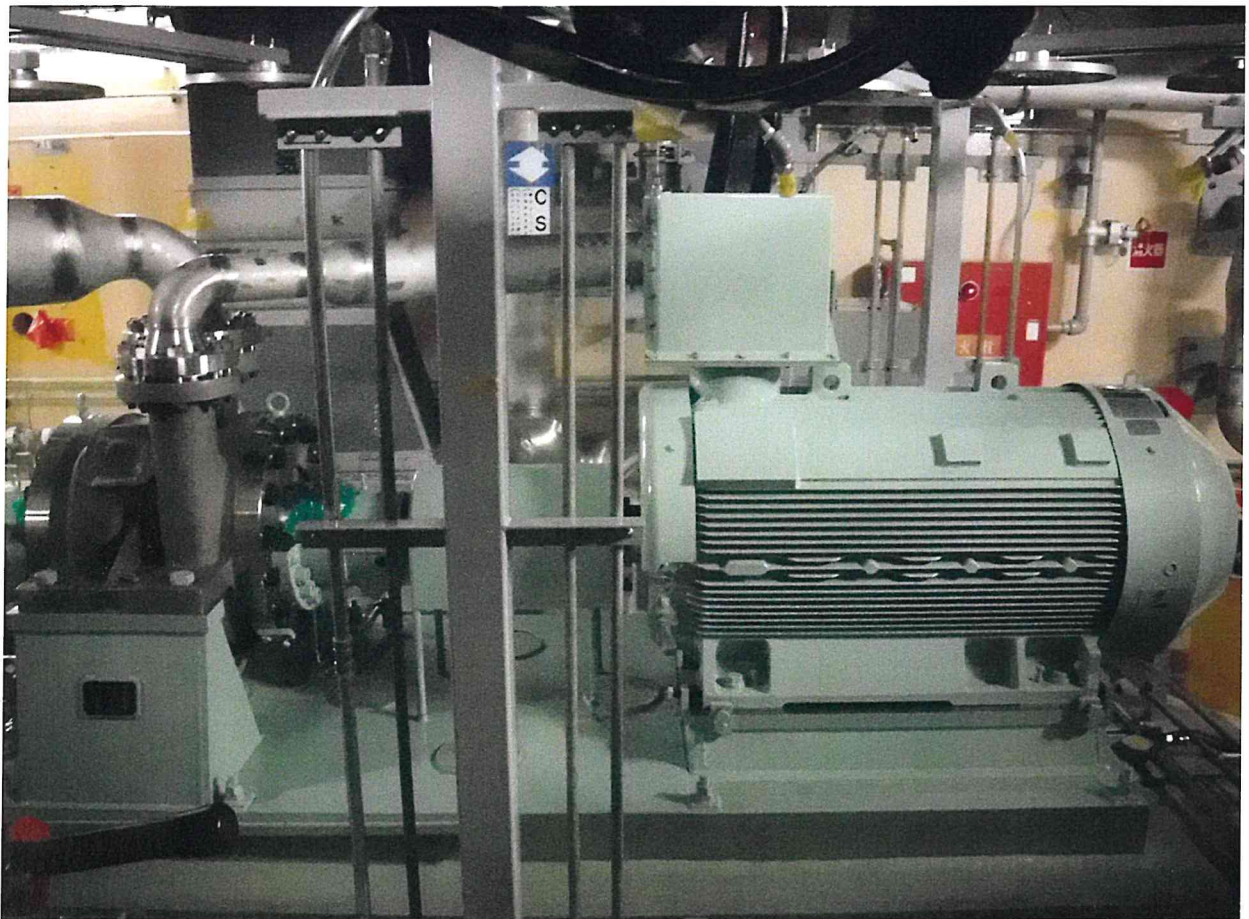
（４）原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能の充実

万一、炉心の著しい損傷が発生し原子炉格納容器の下部に熔融炉心の落下が想定される場合、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制するとともに、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するための原子炉格納容器下部注水設備を配置している。

原子炉格納容器下部注水設備は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とし、内部スプレポンプ又は恒設代替低圧注水ポンプにより原子炉格納容器内上部にあるスプレノズルから注水し、原子炉格納容器最下階フロアまで流下することで、原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計としている。さらに、燃料取替用水タンク又は復水タンクから原子炉下部キャビ

ティに直接注水し、十分な水量を蓄水できる原子炉下部キャビティ注水ポンプ（図表４８）を配備している。

（以上について，乙 19，添付書類八，8-9-54～8-9-56 頁，添付書類十，10-5-155～10-5-160 頁）



【図表４８ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ】

2 より一層の安全性向上対策の内容

（１）炉心の著しい損傷を防止する対策

債務者は、「異常状態」に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することが求められる「安全上重要な設備」がその安全機能を喪失し，事故防止に係る安全確保対策が奏功しない場合に，炉心の著しい損傷に至る可

能性がある事象として、「ECCS注水機能喪失」、「全交流電源喪失」その他の様々な事象を想定し、そのような場合にも炉心の著しい損傷に至ることを防止するための対策を講じている。以下では、「ECCS注水機能喪失」及び「全交流電源喪失」を例に説明する。

ア 「ECCS注水機能喪失」事象

原子炉の運転中に、1次冷却材管が破損するなどしてLOCAが発生した場合、原子炉がすみやかに自動停止し、多重性及び独立性を備えて高い信頼性を持つ「安全上重要な設備」であるECCS⁶²が作動し、機能する。すなわち、ECCSの蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系が作動し、原子炉内の圧力が高い場合は高圧注入系が有効に機能し、原子炉内の圧力が低下するにつれて、蓄圧注入系、低圧注入系の順に有効に機能して、ほう酸水が原子炉容器内に注入される。このようなECCSの機能等によって安全性を確保することができる。

「ECCS注水機能喪失」事象は、LOCAが発生した場合において、上記の信頼性の高いECCSのうち高圧注入系（図表49の「充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入系）」）が、何らかの原因で2系統⁶³ともに機能喪失し、かつ外部電源がない事象をあえて想定するものである。このような事象を想定した場合、原子炉はすみやかに自動停止するが、1次冷却材が流出する一方、高圧注入系が作動せず、ほう酸水が注入されないことで、炉心の冷却能力が低下し、炉心の著しい損傷に至るおそれがある。

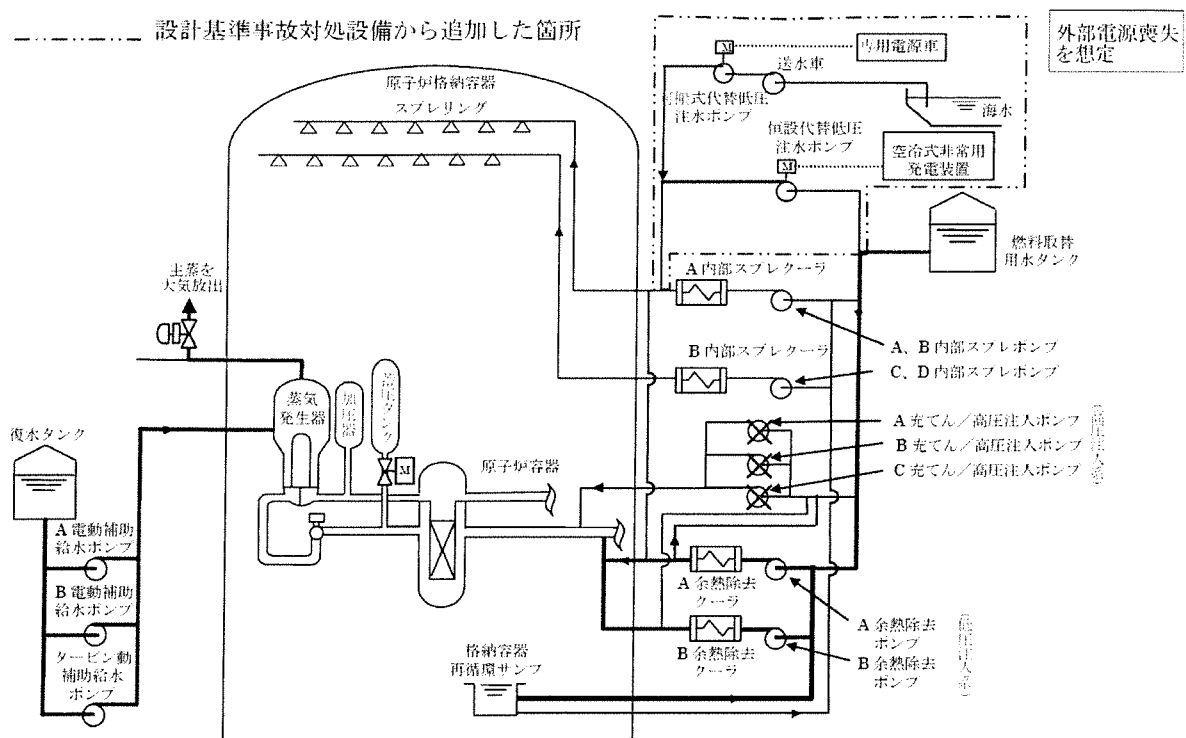
このような状況に対処するため、本件発電所では、蒸気発生器を通じたすみやかな除熱（蒸気発生器で1次冷却材の熱を2次冷却材に伝えて原子炉の残留熱を除去する）によって原子炉内の圧力を下げた上で、蓄圧注入

⁶² 第5章第2の5（1）を参照。

⁶³ 第5章第2の5柱書を参照。

系（図表４９の「蓄圧タンク」）により炉心にほう酸水を注入し、さらに原子炉内の圧力が下がった後に低圧注入系（図表４９の「余熱除去ポンプ（低圧注入系）」）又は恒設代替低圧注水ポンプ⁶⁴により炉心に冷却水を注入する手段を確保している。この手段により炉心を冷却することで、炉心の著しい損傷を防止することができる。

（以上につき、図表４９、乙１９、添付書類八、８-１-５２３～８-１-５３９頁、添付書類十、１０-７-２１３～１０-７-２１６頁）



【図表４９ ECCS注水機能喪失に係る炉心損傷防止対策】

⁶⁴ 恒設代替低圧注水ポンプは、燃料取替用水タンクを水源とし、原子炉に注水するものである。なお、１次冷却材の減少時に冷却水を炉心に直接注入するための設備として、恒設代替低圧注水ポンプに加えて、可搬式の代替低圧注水ポンプも配備している（第８章第３の１（２）を参照）。これは、電源を必要としない送水車と可搬型ホースを介して海水を汲み上げて原子炉に注水するものであり、この可搬式代替低圧注水ポンプは専用の電源車を備えている。

イ 「全交流電源喪失」事象

(ア) 第5章第2の3で述べたとおり，外部電源については，本件発電所に接続する送電線として合計3ルート5回線を設け，異なる変電所に連系することで独立性を持たせている。また，発電機及び外部電源が機能喪失した場合に備えて，本件発電所では，1台で必要な電力を供給できる容量を持つ非常用ディーゼル発電機を2台備え，それぞれ独立した区画に分離して設置し，十分な燃料を備蓄している。

(イ) 「全交流電源喪失」事象（SBO）は，原子炉の運転中に，独立性を持たせた複数回線の外部電源が全て喪失するだけでなく，非常用ディーゼル発電機からの電力供給も全て喪失し，その結果，「安全上重要な設備」に必要な交流電源が喪失する事象をあえて想定するものである。

このような事象を想定した場合，プラント停止⁶⁵とほぼ同時に，「安全上重要な設備」として格段に高い信頼性を有し，動力源としてそもそも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，蒸気発生器への2次冷却材の給水が行われ，蒸気発生器で発生した蒸気を主蒸気逃がし弁等から大気に放出することで，交流電源を要せずに安定的に原子炉を冷却できる（図表12）。

もっとも，タービン動補助給水ポンプの水源である復水タンクの水が枯渇すると，蒸気発生器への2次冷却材の給水を継続できなくなる。他方，1次冷却材ポンプは，その構造上，全交流電源喪失時にはポンプ内部から1次冷却材がわずかずつ漏えいするが，ECCSの蓄圧注入系はほう酸水の量に限りがあり，1次冷却材の継続的な漏えいには対処できないし，全交流電源喪失時には電動の高圧注入系及び低圧注入系の動作を期待することもできない。したがって，炉心の著しい損傷に至る事態

⁶⁵ 前述のとおり，制御棒駆動装置の電源が何らかの原因で喪失した場合にも，自重により制御棒が炉心に落下し，原子炉を自動停止するようになっている。

を避けるためには、復水タンクの水が枯渇するまでに他の水源を確保する設備や、1次冷却材の漏えいに対処するための設備が必要になる。また、監視計器等に必要な電力は蓄電池から供給されるが、いずれ枯渇してしまうことから、これらの設備に電力を供給する設備も必要となる。

そこで、本件発電所では、電源を必要としない送水車等を備え、タービン動補助給水ポンプの水源である復水タンクの水が枯渇する前に、発電所構内の純水を貯蔵しているタンクや海から、必要な水量を蒸気発生器に供給し、原子炉の冷却を維持できるようにしている。また、1次冷却材の漏えいに対処するため、恒設代替低圧注水ポンプ⁶⁶を備えて、冷却水を原子炉容器に直接注入することとしている。この恒設代替低圧注水ポンプや監視計器等に電力を供給するために、空冷式非常用発電装置等の代替電源設備を備えている。加えて、恒設代替低圧注水ポンプの機能喪失に備えて、専用の電源車を有する可搬式代替低圧注水ポンプ⁶⁷も配備している。

（以上につき、図表50、乙19、添付書類八、8-1-573～8-1-576頁、添付書類十、10-7-42～10-7-47頁）

（ウ）以下、緊急対応時における電源設備の重要性に鑑み、上記の代替電源設備について具体的に述べる。

代替電源設備としては、炉心損傷及び原子炉格納容器破損並びに使用済燃料ピット内の燃料体の損傷を防止するために必要な機器に交流電源を供給する（例えば恒設代替低圧注水ポンプに動力源としての電力を供給する）とともに、充電器盤（整流器）を介して直流電源の供給（プラントの監視等に必要な機器への電源供給）も可能な、空冷式非常用発電装置を設けている。

⁶⁶ 脚注 64 を参照。

⁶⁷ 脚注 64 を参照。

空冷式非常用発電装置は、当該号機の重大事故等対処施設に必要な電力を供給できるものを配備している⁶⁸。

仮に、空冷式非常用発電装置がいずれも機能喪失した場合であっても、号機間電力融通恒設ケーブルにより、他号機の非常用高圧母線から交流電力を供給できる対策を講じている。

さらに、監視計器等に必要な電力を1台で供給できる電源車を2台設置し、さらに、予備として1台の電源車を備えている。

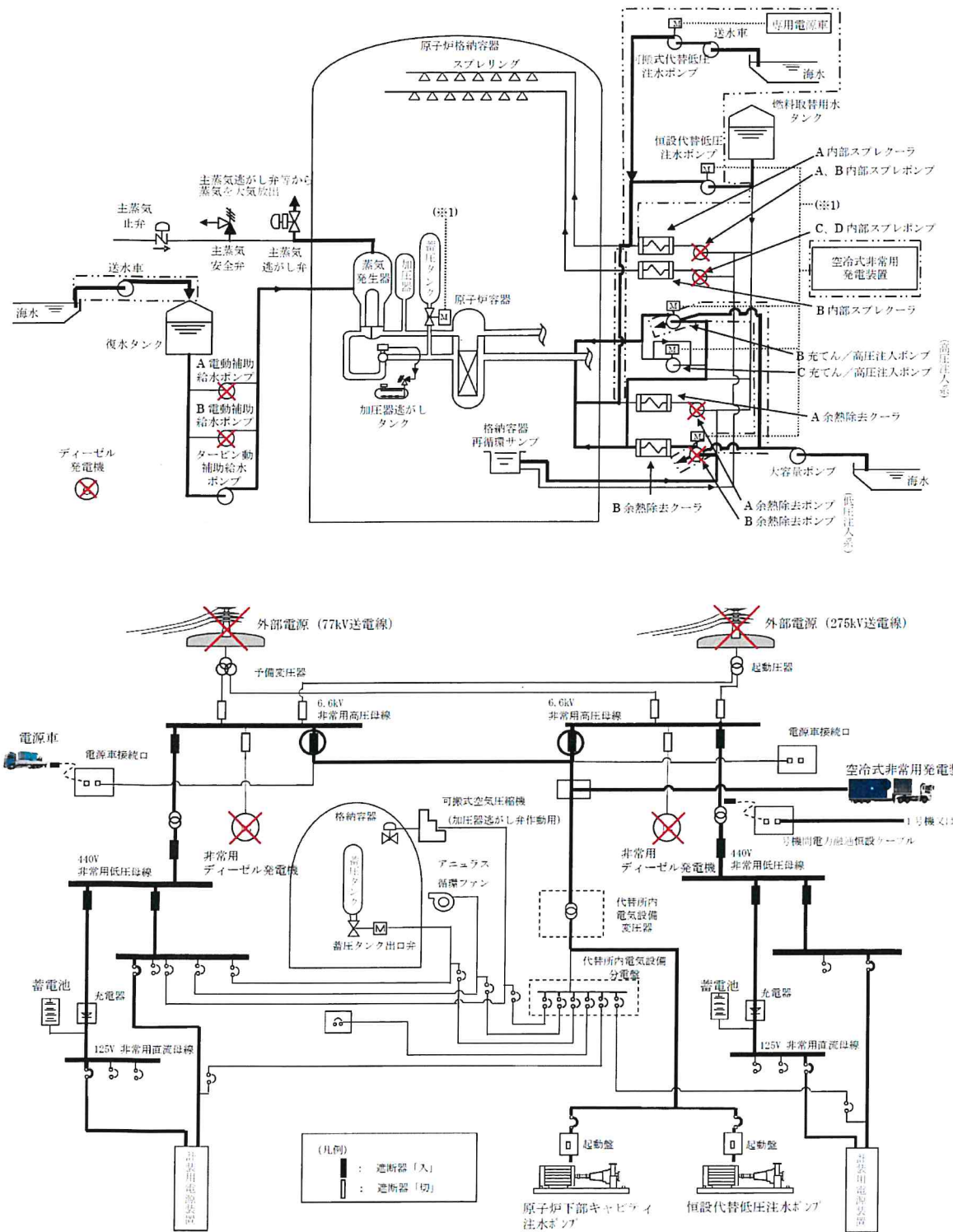
このほか、蓄電池についても、24時間にわたり監視計器等に直流電源の供給を行うことができるよう増強しているほか、電源車からの交流電力を直流電力に変換できる可搬式整流器を配備している。

(図表50, 乙19, 添付書類八, 8-10-11～8-10-15頁, 添付書類十, 追補1, 1.14-1～1.14-64頁)

(エ) 以上のように、本件発電所では、万一、全交流電源を喪失した場合でも、炉心を継続的に冷却し、炉心の著しい損傷を防止できる対策を十分に講じている。

⁶⁸ 空冷式非常用発電装置は、非常用ディーゼル発電機と同じA重油を燃料としており、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵用タンクに備蓄された燃料は、空冷式非常用発電装置にも使用できるようにしている。

----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所



【図表 5 0 全交流電源喪失に係る炉心損傷防止対策】

(2) 原子炉格納容器の破損を防止する対策

ア 債務者は、上記(1)の対策が奏功せず、炉心の著しい損傷が生じるに至った場合をあえて仮定し、かかる場合に、原子炉格納容器が破損し、周辺環境へ放射性物質が異常な水準で放出される可能性がある事象として、「原子炉格納容器過圧破損」に至る事象等の様々な事象を想定し、そのような場合にも原子炉格納容器が破損することを防止する対策を講じている。

イ 「原子炉格納容器過圧破損」に至る事象の1つを例にとって説明する。同事象は、原子炉の出力運転中に、1次冷却材管の大規模な破断(大規模なLOCA)が発生した場合に、かかる事態に対処する信頼性の高いECCS及び原子炉格納容器スプレ設備がいずれも全てその機能を喪失することをあえて想定するものであり、対策の検討にあたっては、全交流電源を喪失することまでも想定する。この場合、炉心が著しく損傷し、このまま何も対策を講じなければ、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材が蒸気になって膨張するなどして原子炉格納容器の圧力が異常に上昇し、破損に至る可能性がある。そこで、債務者は、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制するため、以下のような対策を講じている。

ウ まず、従来から、淡水タンクの水を、消火ポンプを用いて原子炉格納容器スプレ配管に送水できるルートを設置している。また、上記(1)イで述べた恒設代替低圧注水ポンプ及び上記1(4)で述べた原子炉下部キャビティ注水ポンプは、1次冷却材減少時の原子炉への直接注水という用途に加えて、原子炉格納容器スプレ配管を通じてスプレリングから原子炉格納容器内に注水(水を噴霧)できるようにしており、後者の機能により、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制することができる。

さらに、自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を可能とする格納

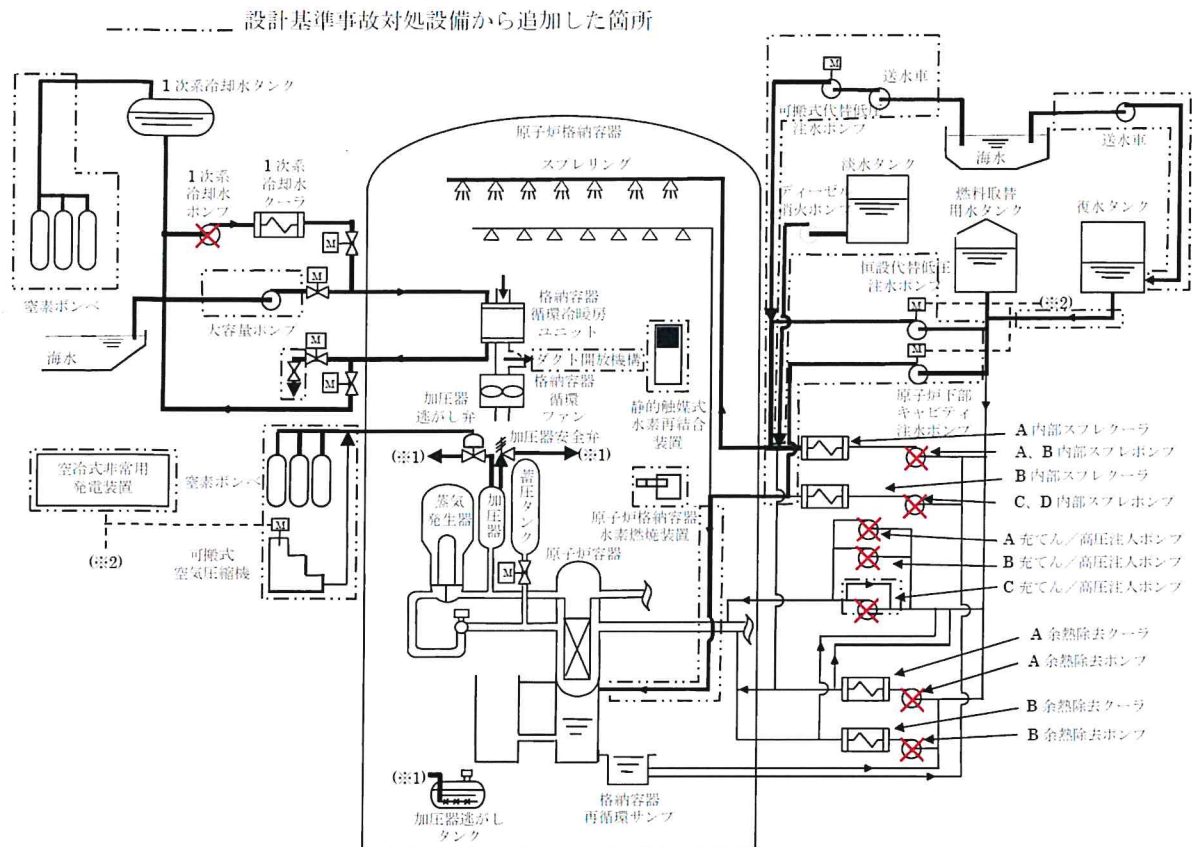
容器循環冷暖房ユニット⁶⁹や、海水ポンプ⁷⁰の代替となるディーゼル駆動式の大容量ポンプを配備しており、これらの設備によって、原子炉格納容器内の温度や圧力を低下させることが可能である⁷¹。(乙 19, 添付書類十, 10-7-379～10-7-385 頁)

以上のように、大規模な L O C A に際して、E C C S や原子炉格納容器スプレ設備が機能喪失したような場合であっても、原子炉格納容器の過圧破損を防止できる対策を十分に講じている (図表 5 1)。

⁶⁹格納容器循環冷暖房ユニットは、冷却コイルを内蔵し、原子炉補機冷却水設備により冷却コイルへ冷却水を供給することにより、原子炉格納容器気相部の自然対流冷却で、原子炉格納容器内の温度や圧力を低下させる。なお、原子炉補機冷却水設備とは、原子炉補機(余熱除去クーラ、内部スプレクーラ、使用済燃料ピットクーラ等)に冷却水(原子炉補機冷却水)を供給する設備であり、1次系冷却水クーラ、1次系冷却水ポンプ等により構成される。原子炉補機冷却水は、原子炉補機冷却海水設備から1次系冷却水クーラに供給される冷却海水により冷却される。

⁷⁰海水ポンプは、1次系冷却水クーラ、非常用ディーゼル発電機等の各機器を冷却するために必要な海水を汲み上げる設備である。

⁷¹ 万一、全ての海水ポンプに加えて、全ての1次系冷却水ポンプが機能喪失した場合であっても、原子炉補機冷却海水設備(原子炉補機冷却水設備へ冷却海水を供給する設備)と原子炉補機冷却水設備とを直接接続し、大容量ポンプから格納容器循環冷暖房ユニットへ海水を直接通水することにより、原子炉格納容器内の温度や圧力を低下させることが可能である。



【図表 5 1 原子炉格納容器過圧破損防止対策】

(3) 使用済燃料ピット内の燃料体の著しい損傷を防止する対策

ア 債務者は、①信頼性を有する使用済燃料ピット水の冷却機能及び補給機能（注水機能）を喪失して、使用済燃料ピット水の蒸発により水位が低下する事象や、②①の事象に加えて、使用済燃料ピットに接続する配管の破断により、使用済燃料ピット水の漏えいが発生してその水位が低下する事象をあえて想定し、このような事象に至った場合においても、使用済燃料ピット内の燃料体の著しい損傷を防止する対策を講じている。

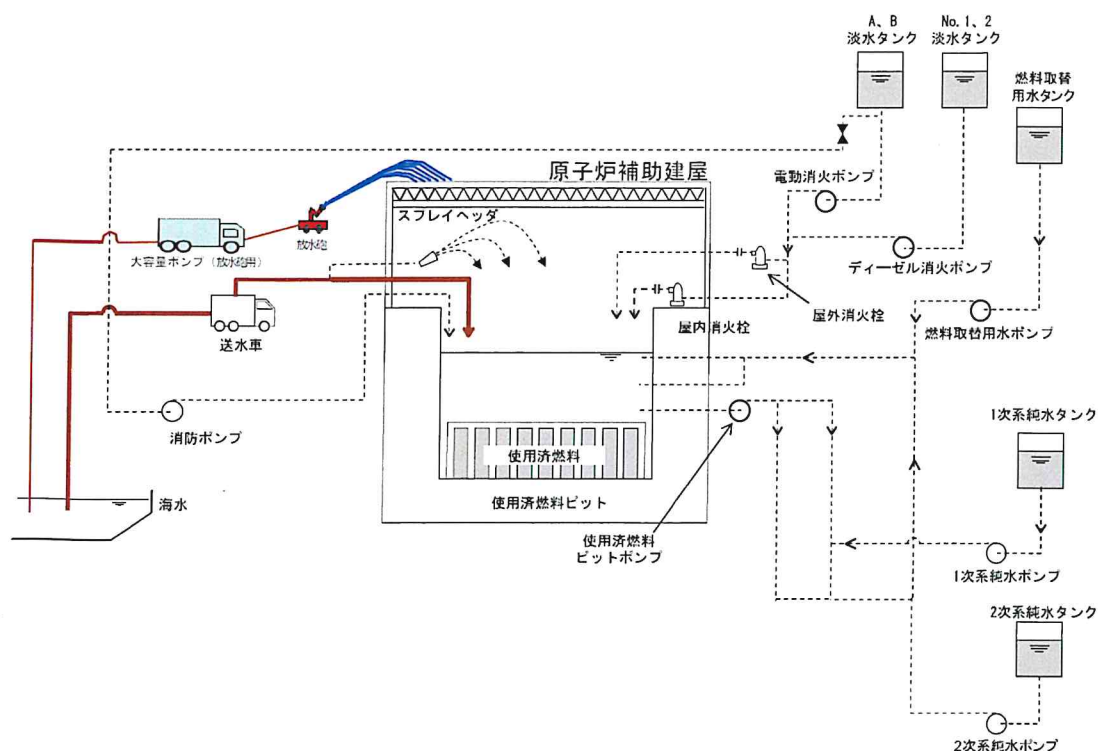
イ 上記①の事象が発生すると、使用済燃料ピットの水温が上昇し、蒸発により水が減少して燃料体の冠水状態が維持できなくなり、水の補給がなければ燃料体の著しい損傷が生じるおそれがある。また、上記②の事象が発生すると、構造上、配管の破断に起因した水の漏えいは一定の水位（使用

済燃料ピットに接続する出口配管の下端の水位)に達した時点で止まるものの、上記①の事象と同様、水の補給がなければ、使用済燃料ピット水の蒸発により、冠水状態を維持できなくなった燃料体に著しい損傷が生じるおそれがある。このような状況に対処するため、債務者は、上記①又は②の事象が生じて使用済燃料ピットの水温又は水位が管理値から乖離した場合には、送水車により海水を使用済燃料ピットへ代替注水することで、燃料体の冠水状態を維持することとしている。なお、淡水タンク等の本件発電所構内の各種タンクが使用可能であれば、各種タンクを水源として代替注水を行う。(図表 5 2, 乙 19, 添付書類十, 10-7-598～10-7-600 頁, 10-7-616～10-7-618 頁)

ウ なお、使用済燃料ピットは、基準地震動に対する耐震安全性を備えており、格段に高い信頼性を有する「安全上重要な設備」であるから、大量の使用済燃料ピット水が漏えいし、上記の代替注水によっても水位の低下が継続するような事象に至ることは考えられない。

しかしながら、債務者は、このような事象をもあえて想定し、送水車及びスプレイヘッダ等を配備し、これらによる使用済燃料ピットへの直接散水(スプレイ)による注水を行うことで、燃料体の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する対策も講じている。

さらに、原子炉補助建屋が損壊した場合又は原子炉補助建屋に近付けない場合等、万一、上記設備での直接散水(スプレイ)による注水が困難となる場合に備えて、大容量ポンプ及び放水砲を配備し、これらの設備を用いて使用済燃料ピットへ放水できるようにしている。(図表 5 2, 乙 19, 添付書類八, 8-4-14～8-4-17 頁)



【図表 5 2 使用済燃料ピット内の燃料体の著しい損傷を防止する対策】

(4) 運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止する対策

債務者は、原子炉停止の際の初期段階では主給水ポンプ等を用いて蒸気発生器へ給水し、蒸気発生器を介して1次冷却材の冷却（残留熱の除去）を行っている（主給水設備が機能喪失した場合等は補助給水設備により給水する）。そして、1次冷却材の圧力及び温度が所定のレベルまで低下した段階で、「安全上重要な設備」である余熱除去設備（余熱除去ポンプ及び余熱除去クーラ）による冷却に切り替え、以降の停止中の冷却は余熱除去設備により行う。

債務者は、格段に高い信頼性を有する余熱除去設備が機能喪失した場合等をあえて想定して、そのような場合でも、恒設代替低圧注水ポンプ等を用いて、原子炉内にある燃料体の著しい損傷を防止する対策を講じている。

こうした対策により、万一、原子炉停止中に、残留熱除去機能を喪失する事

態等が生じて、原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止することができる。(乙19, 添付書類十, 10-7-634~10-7-638 頁等)

これらの対策については、単に必要な設備や資機材を配備するだけでなく、運用面においても、役割分担や要員配置等の体制を整備し、手順を確立しているのはもちろんのこと、実際に設備や資機材を配置して、電源ケーブルを電源盤につなぎ込みしての給電や、ホースを接続して各種ポンプを用いた給水等を行う訓練を夜間、休日を含めて繰り返し実施し、対策の実効性を高めている。

第7章で述べた安全確保対策により、本件発電所の安全性は確保されているところであるが、上記の対策を整備することにより、本件発電所の安全性は、より一層向上しているのである。

第4 テロリズムへの対策の強化

債務者は、従来から、本件発電所において防護区域、周辺防護区域、警備区域を設定し、各区域の境界で本人確認や物品検査といった出入管理を行うなどしていたところ、法改正に対応し防護区域では出入管理としてさらに爆発物検査を実施するとともに、警備区域を立入制限区域⁷²として、センサー・監視カメラ等の監視装置を充実した。更に新規制基準の施行を受けて、テロリズムへの対策を強化している。具体的には、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって発電所に大規模な損壊が発生した場合に備えた体制を整備したりするなどしている。

⁷² 原子力発電所においては、施設等の重要度に応じ、鉄筋コンクリート造の障壁によって区画された「防護区域」を設定し、その外側に柵等の障壁によって区画された「周辺防護区域」を設定し、部外者の侵入を防止している。これらの区域への部外者の侵入をより確実に防止するため、「周辺防護区域」のさらに外側に設けられた区域が「立入制限区域」であり、柵等の障壁を設け、監視装置等を設置することにより、部外者の侵入を早期に察知、阻止できるようにしている。

第9章 新規制基準の制定経緯と本件発電所の新規制基準への適合性

第7章及び第8章では、本件発電所の安全確保対策について述べるとともに、本件発電所の安全確保対策が奏功しない事態をあえて想定した、より一層の安全性向上対策について述べたが、これらの対策については、第6章で述べた段階的安全規制に基づき、原子力規制委員会が、福島第一原子力発電所事故を踏まえて制定された新規制基準への適合性を確認することとなっている。

本章では、福島第一原子力発電所事故の発生を踏まえて原子力規制行政がどのように変化し（下記第1）、原子力安全規制がどのように強化されたのか（下記第2）について詳述する。その上で、本件発電所の新規制基準への適合性審査の状況について述べ、本件発電所の安全性が十分確保されていることについて述べる（下記第3）。

第1 福島第一原子力発電所事故の発生と原子力規制行政の変化

1 福島第一原子力発電所事故の概要

- (1) 平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により、原子炉が運転中であった福島第一原子力発電所1～3号機においては、地震動を検知して直ちに全ての制御棒が挿入され、原子炉が正常に自動停止した。地震による送電鉄塔の倒壊等によって同発電所の外部電源が失われたが、直ちに各号機の非常用ディーゼル発電機が作動したことから、原子炉の冷却に必要な電源は確保され、原子炉は正常に冷却されていた。

後の調査により、同発電所2号機、3号機及び5号機において観測された地震動は、基準地震動 S_s を一部の周期帯において上回った⁷³ものの、概ね同程度のレベルであったと評価されている（乙30、「福島原子力事故調査報告書 添付資料」）。そして、同発電所の安全機能に異常は発生しておらず、同

⁷³ 福島第一原子力発電所2号機、3号機及び5号機の原子炉建屋最下階の最大加速度（EW方向）が、各々の、基準地震動 S_s に対する最大応答加速度を上回ったとされている。

発電所は冷温停止に向かっていた。

- (2) ところが、非常用ディーゼル発電機、配電盤等の電気設備の多くは、海に近いタービン建屋等の1階及び地下階に設置されていたため、地震発生から約50分後に津波が襲来したことにより、これらの設備は建屋の浸水とほとんど同時に被水又は水没し、外部電源喪失後に作動していた非常用ディーゼル発電機が停止したため、交流電源を供給する全ての設備の機能を喪失（全交流電源喪失）するに至った。また、海側に設置されていた冷却用のポンプ類（海水ポンプ）も、津波により浸水し、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能を喪失（海水冷却機能喪失）した。加えて、監視、制御等に用いられる直流電源も津波によりそのほとんどを喪失し、津波襲来後も機能を維持していた同発電所3号機の直流電源も、全交流電源喪失により最終的には枯渇した。

このように、津波に起因して全ての電源が喪失した結果、原子炉の冷却を継続できなくなったことで炉心の著しい損傷に至り、さらに原子炉格納容器の破損や、炉心の損傷等により発生した水素の爆発によって原子炉建屋の破損が生じ、放射性物質が大量に放出される事態に陥った。

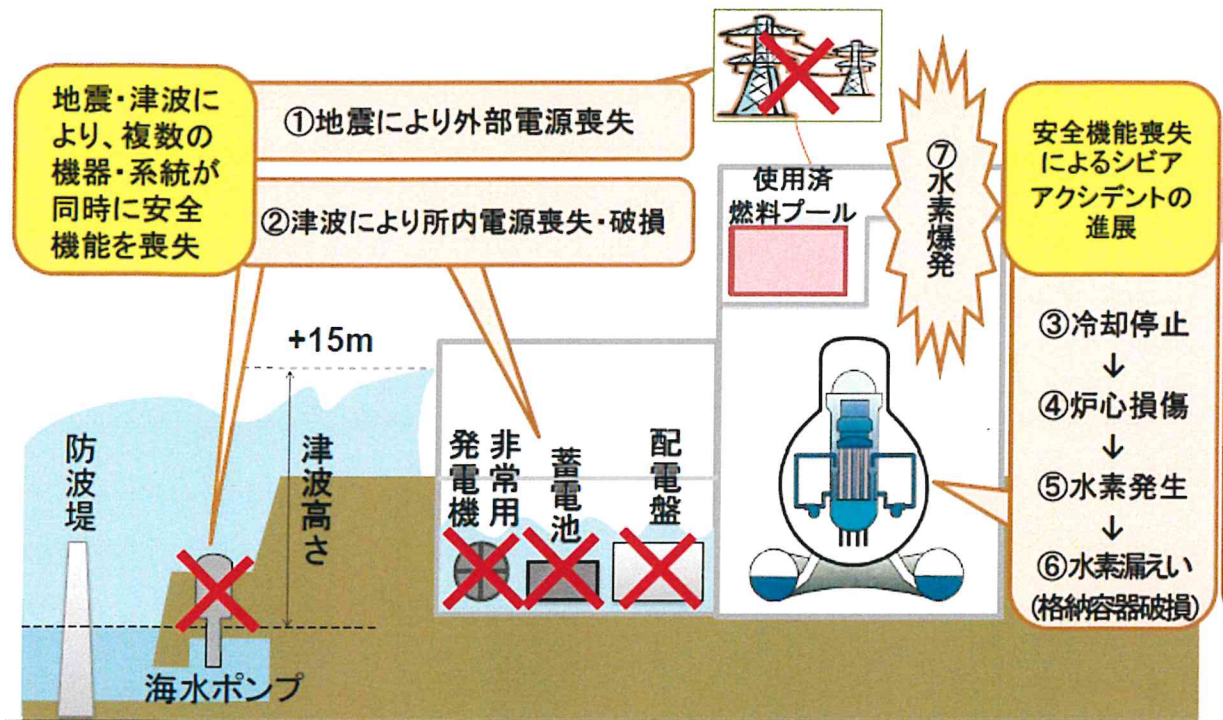
（以上について、図表53、乙16、42～44頁、乙27、4～5頁）

- (3) また、全交流電源の喪失及び海水冷却機能の喪失によって、同発電所1～3号機の使用済燃料プール（本件発電所では「使用済燃料ピット」に相当）に加え、定期検査中であった同発電所4号機の使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能を喪失するに至った⁷⁴。

なお、このように使用済燃料プールが冷却機能を喪失したものの、同プール内の燃料については冠水状態が維持されたことから、燃料の重大な損傷は

⁷⁴ なお、定期検査中であった同発電所5号機は、津波到達後、全交流電源を喪失したが、隣接する同発電所6号機は、非常用ディーゼル発電機1台が作動を継続し、6号機から5号機へ電源融通を行うことにより、5号機及び6号機の中央制御室でのプラント状態の把握、原子炉への注水等のプラント制御に必要な操作を行うことができたとされている。

確認されていない（乙 27， 25 頁）。



（乙 16 号証， 44 頁より）

【図表 5 3 福島第一原子力発電所事故の概要】

2 事故原因に関する調査・分析

（１）福島第一原子力発電所事故については、様々な機関により調査・分析が行われており、平成 23 年 6 月には、政府の原子力災害対策本部が、それまでに得られた事実関係をもとに事故の評価や教訓を取りまとめた暫定的な事故報告書として、「原子力安全に関する I A E A 閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について－」を作成した。また、事故原因の究明や対応の検証を目的として、国会、政府、民間、東京電力株式会社の 4 つの事故調査委員会が設置され、平成 24 年には各委員会がそれぞれ事故調査報告書を取りまとめた。他方、原子力安全・保安院も事故分析を行い、同年 3 月に「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」（乙 27）を取りまとめた。

これらの報告書のうち、国会事故調報告書（東京電力福島原子力発電所事故調査委員会の「報告書」）のみが、「安全上重要な機器の地震による損傷はないとは確定的には言えない」としているものの、他の報告書は、地震動によって福島第一原子力発電所の重要機器に機能を損なうような破損が生じたことを認めておらず、津波によって全交流電源と直流電源を喪失し、原子炉を安定的に冷却する機能が失われたことを、事故の直接的原因としている（乙 27，53～64 頁，乙 28，4 頁，15 頁）。

そして、これらの検討結果も踏まえ、最新の情報に基づき、平成 26 年 3 月に一般社団法人日本原子力学会が取りまとめた最終報告書においても、東北地方太平洋沖地震の地震動による、福島第一原子力発電所の安全機能に深刻な影響を与える損傷はなかったと判断されている（乙 31，「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言—学会事故調最終報告書—」184～187 頁）。

- (2) また、原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所事故について継続的に分析を実施しているところ、まずは、「国会事故調報告書において未解明問題として、規制機関に対し実証的な調査が求められている事項」を対象に検討を進め、同委員会としての見解を中間報告書として取りまとめた（乙 32，「東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書」1 頁）。

この中間報告書によると、「地震発生から津波到達までの間には、原子炉圧力バウンダリから漏えいが発生したことを示すデータは見いだせない」（6 頁），「A 系非常用交流電源系統が機能喪失した原因は、津波による浸水であると考えられる」（16 頁）などとされており、福島第一原子力発電所 1 号機での非常用交流電源系統の機能喪失等は、津波の影響によるものであるとされている。

- (3) さらに、I A E A（国際原子力機関）が、42 の加盟国及び幾つかの国際機関からの約 180 名の専門家からなる 5 つの作業部会を含む広範な国際的協力

の下、平成 27 年 8 月に取りまとめた「福島第一原子力発電所事故 事務局長報告書」において、「発電所の主要な安全施設が 2011 年 3 月 11 日の地震によって引き起こされた地盤振動の影響を受けたことを示す兆候はない。これは、日本における原子力発電所の耐震設計と建設に対する保守的なアプローチにより、発電所が十分な安全裕度を備えていたためであった。しかし、当初の設計上の考慮は、津波のような極端な外部洪水事象に対しては同等の安全裕度を設けていなかった」と評価していることから明らかなとおり（乙 33、「福島第一原子力発電所事故 事務局長報告書」44 頁）、津波による全交流電源の喪失が福島第一原子力発電所事故の原因であるというのが国際的な評価である。

（４）このように、「安全上重要な機器の地震による損傷はないとは確定的には言えない」とする国会事故調報告書の見解が、「安全上重要な設備」の地震による損傷の可能性を示すにとどまるものであることに加え、他の 4 つの報告書が、福島第一原子力発電所事故の原因は津波による電源喪失であると明確に指摘していること、さらに、原子力規制委員会の上記報告書において、国会事故調報告書の上記指摘に対して否定的な見解が示されていること、津波による全交流電源の喪失が福島第一原子力発電所事故の原因であるというのが国際的な評価であることを、念のため指摘しておく。

（５）そして、このような知見を踏まえれば、福島第一原子力発電所事故が発生した直接的要因は、自然的立地条件に係る安全確保対策（津波に関する想定）が不十分であったためであるといえる。換言すれば、同発電所において、津波の想定を十分に行っていれば、東北地方太平洋沖地震に伴う津波による「安全上重要な設備」の共通要因故障は防ぐことができたといえる。

福島第一原子力発電所事故について、「・・・いまだ過酷事故に至った原因を究明することはできていない」旨の債権者らの主張（仮処分申立書 17 頁）は失当であるというほかない。

3 原子力規制行政の変化

(1) 福島第一原子力発電所事故の発生を受けて、原子力安全行政に対する信頼回復とその機能向上を図るため、平成 23 年 8 月に、「原子力安全規制に関する組織等の改革の基本方針」(乙 34) が閣議決定された。同方針には、「規制と利用の分離」の観点から、原子力安全・保安院の原子力安全規制部門を経済産業省から分離し、原子力安全委員会の機能を統合して、環境省の外局として、原子力安全庁(仮称)を設置すること、福島第一原子力発電所事故を踏まえた新たな規制の仕組みの導入等、規制の在り方や関係制度の見直しを行うこと等が盛り込まれた。

その後、平成 23 年 10 月から 12 月までにかけて、原子力安全規制に関する組織の在り方、原子力安全規制強化の在り方等に関して政府が専門家の意見を聴くために「原子力事故再発防止顧問会議」を開催した。この会議では、新しい原子力安全規制組織の独立性の確保や、原子力安全規制組織等の改革の 7 原則(規制と利用の分離、原子力安全規制の関係行政の一元化等)を提言として取りまとめた(乙 35, 「原子力事故再発防止顧問会議 提言」)。また、平成 24 年 1 月には、国際原子力機関(IAEA)等の国際機関、海外の原子力安全規制組織の関係者等が日本の原子力安全規制に関する制度改革の在り方等について議論を行う「原子力安全規制に関する国際ワークショップ」が開催され、改革に向けた助言が示された(乙 36 の 1 及び 2, 「Report of the International Workshop on Nuclear Safety Regulation」)。こうした内外の知見、指摘等を踏まえて、原子力安全規制の転換が進められていった(乙 37, 「原子力安全規制の転換」)。

(2) このような経緯を経て、平成 24 年 6 月、設置法が成立して、原子力安全規制を担う新たな行政機関として原子力規制委員会が発足し、また、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。

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（設置法 2 条）、高度の独立性が保障されることとなった。そして、従来の原子力安全委員会及び原子力安全・保安院の事務のほか、文部科学省及び国土交通省の所掌する原子力安全の規制等に関する事務を集約して、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・実施を一元的につかさどり（同法 4 条）、その運営にあたっては、情報の公開を徹底する（同法 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」（同法 1 条）と規定しているところ、原子力規制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 38、「原子力規制委員会の組織理念」）。

そして、原子力規制委員会の下で、発電用原子炉施設の安全性に関する新たな規制基準が制定され、平成 25 年 7 月に施行された。この新規制基準については、項を改めて第 2 で述べる。

（3）なお、前述した原子炉等規制法の改正により、いわゆるバックフィット制度が導入された。すなわち、原子炉設置許可に係る規制基準が変更された場合等において、発電用原子炉施設の位置、構造又は設備が、原子炉等規制法 43 条の 3 の 6 第 1 項 4 号の設置許可基準に適合しないと認められるとき、原子力規制委員会は、その発電用原子炉設置者に対して、当該発電用原子炉施設を設置許可基準に適合させるべく必要な措置を講じるよう命じることができるとの定めが置かれた（同法 43 条の 3 の 23）。

このバックフィット制度の導入により、原子力規制委員会は、既に許可を与えた発電用原子炉施設について、最新の科学的、専門技術的知見を踏まえ

た新たな基準を定めた場合には、当該施設を当該基準に適合させるよう命じることができるようになった。

第2 原子力安全規制の強化（新規制基準の制定）と従来の規制からの変更点

1 新規制基準の制定に至る経緯

（1）検討チームの設置

設置法に基づき原子力規制委員会が設置されるとともに、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及び施行が順次行われ、発電用原子炉施設等に関する規制基準の見直しが進められることとなった。原子力規制委員会は、その発足後に新たな規制基準の制定作業に着手し、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」（以下、「基準検討チーム」という）、「発電用原子炉施設の新安全規制の制度整備に関する検討チーム」及び「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム」（以下、「地震・津波検討チーム」という）を設置して検討を進めた。

各チームの会合には、原子力規制委員会の担当委員や多様な学問分野の外部専門家をはじめ、原子力規制に対して造詣が深い原子力規制庁職員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 7 ヶ月間ないし約 11 ヶ月間、回数にして 12 回ないし 23 回にわたり会合が開かれ、原子力安全委員会、原子力安全・保安院における検討結果、最新の科学的、専門技術的知見、海外の規制動向等も踏まえて議論が重ねられた（乙 16、51～52 頁、乙 39 の 1 ないし 3、乙 40 の 1 ないし 3、乙 41 の 1 ないし 3、「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」等）。

なお、新規制基準の策定にあたっては、透明性・中立性を確保するため、原則として各検討チームの議事、資料及び議事録が公開され（乙 39 の 1 ないし 3、乙 40 の 1 ないし 3、乙 41 の 1 ないし 3）、また、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 42）に基づき、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ウェブサイト上で公開された（乙 16, 53 頁）。

（２）基準検討チームにおける検討

基準検討チームでは、原子力安全委員会が策定し、原子炉設置許可の基準として用いられてきた「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。以下、「安全設計審査指針」という）等の指針類の内容を見直し、新たな規制基準を検討する作業が進められた。なお、地震及び津波に関する新たな規制基準については、地震・津波検討チームにおいて別途検討が進められた。

基準検討チームでは、事故防止対策に係る規制について、安全設計審査指針等の内容をもとに、見直した上で規則化等する検討が進められた。また、原子炉等規制法の改正により、新たに規制の対象になった重大事故等対策についても検討が進められた。検討にあたっては、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院が福島第一原子力発電所事故の発生を受けて規制基準を検討した結果（乙 27, 乙 43, 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）」）を参照し、福島第一原子力発電所事故の教訓や、IAEA の安全基準や欧米の規制状況等の海外の知見も勘案された。

（以上について、乙 16, 52～54 頁）

（３）地震・津波検討チームにおける検討

本件仮処分の争点が、本件発電所の基準地震動が過小評価であるか否かと

いう点であることに鑑みて、以下では、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における検討内容（原子力規制委員会設置前の検討内容）について詳細に述べた上で、原子力規制委員会の下に設置された地震・津波検討チームにおける検討内容について説明する。

ア 原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における検討

（ア）原子力安全委員会における検討

原子力安全委員会が平成 18 年に改訂した耐震設計審査指針（乙 29，別添 1）は、当時の地質学，地形学，地震学，地盤工学，建築工学及び機械工学等の専門家らにより検討されたものであった。

その後、平成 23 年に東北地方太平洋沖地震が発生したことを受けて、原子力安全委員会は、平成 18 年の耐震設計審査指針改訂後に蓄積された知見、平成 23 年 3 月 11 日以降に発生した地震及び津波に係る知見並びに福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震及び津波に対する発電用原子炉施設の安全確保策について検討した。

そして、地震・津波関連指針等検討小委員会において、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波の分析に加えて、東北電力株式会社女川原子力発電所、東京電力株式会社福島第一原子力発電所、同福島第二原子力発電所及び日本原子力発電株式会社東海第二発電所で観測された地震や津波の観測記録等の分析を行うとともに、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波に係る知見並びに福島第一原子力発電所事故の教訓を整理したほか、平成 18 年の耐震設計審査指針改訂後に実施された耐震バックチェックによって得られた経験及び知見を整理した。

さらに、同小委員会は、地震本部（文部科学省）、中央防災会議（内閣府）、国土交通省等の他機関における東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波についての検討結果に加えて、土木学会における検討状況、世

界の津波の事例及び国際原子力機関（I A E A）やアメリカの原子力規制委員会等の規制状況，福島第一原子力発電所事故に関連した調査報告書も踏まえて検討を行った（乙 44，「原子力安全基準・指針専門部会 第 6 回 地震・津波関連指針等検討小委員会 議事次第」）。

以上の検討を踏まえ，同小委員会は，平成 24 年 3 月に，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）」（乙 45）を取りまとめ，福島第一原子力発電所事故においては，津波による海水ポンプ，非常用電源設備等の機能喪失を防止するため，ドライサイトコンセプトを基本とする津波防護設計の基本的な考え方や，津波対策を検討する基礎となる基準津波の策定を義務付けるべき旨を取りまとめた。

（以上について，乙 16，48～50 頁）

（イ）原子力安全・保安院における検討

原子力安全委員会は，平成 23 年 4 月，東北地方太平洋沖地震等の知見を反映して，原子力安全・保安院に対し，耐震安全性に影響を与える地震に関して評価を行うよう意見を述べた。

これを受けて，原子力安全・保安院は，平成 23 年 9 月，「地震・津波の解析結果の評価に関する意見聴取会」（地震・津波に関する意見聴取会）及び「建築物・構造に関する意見聴取会」を設置し，審議を行った。

地震・津波の解析結果の評価に関する意見聴取会においては，東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波について，福島第一原子力発電所，福島第二原子力発電所，女川原子力発電所及び東海第二発電所における地震動及び津波の解析・評価を行い，これに基づく同地震に関する新たな科学的・技術的知見について，耐震安全性評価に対する反映方針が検討された。

建築物・構造に関する意見聴取会においては、上記の各原子力発電所における建物・構築物、機器・配管系の地震応答解析の評価、津波による原子力施設の被害状況を踏まえた影響評価を行い、これに基づく東北地方太平洋沖地震に関する新たな科学的・技術的知見について、耐震安全性評価に対する反映方針が検討された。

これらの意見聴取会において、それぞれ報告書が取りまとめられ（乙 46、「平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価について～中間取りまとめ～」，乙 47、「平成 23 年東北地方太平洋沖地震による福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価について～中間取りまとめ～」），平成 24 年 2 月，原子力安全委員会に報告された。

（以上について，乙 16，50～51 頁）

イ 地震・津波検討チームにおける検討

地震・津波検討チームでは、原子力安全委員会の下で地震・津波関連指針等検討小委員会が取りまとめた耐震設計審査指針等の改訂案のうち、地震及び津波に関わる安全設計方針として求められている各要件については、新たに策定する基準においても重要な構成要素となるものと評価するとともに、基準の骨子案を策定するにあたっては、上記改訂案の安全設計方針の各要件について改めて分類・整理し、必要な見直しを行った上で基準の骨子案の構成要素とする方針を示した。

そして、地震・津波検討チームは、この検討方針に基づき、地震及び津波について、IAEAの安全基準、アメリカ、フランス及びドイツの各規制内容のほか、福島第一原子力発電所事故を踏まえた国会及び政府等の事故調査委員会の主な指摘事項のうち耐震関係基準の内容に関するものを整理し、これらと平成 18 年改訂の耐震設計審査指針（乙 29，別添 1）とを

比較した上で、国や地域等の特性に配慮しつつ、我が国の規制として適切な内容を検討した。また、地震・津波検討チームは、発電用原子炉施設における安全対策への取組みの実態を確認するため、電気事業者に対するヒアリングを実施するとともに、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波を受けた女川原子力発電所の現地調査を実施し、これらの結果も踏まえ、安全審査の高度化を図るべき事項についての検討を進めた。

(以上について、乙 16, 54～56 頁)

(4) 新規制基準の制定

基準検討チーム及び地震・津波検討チームは、以上の検討結果を踏まえ、新規制基準の骨子案を作成し、次いで、基準案を取りまとめた。骨子案及び基準案の各段階においては、行政手続法 39 条 1 項に基づく意見公募手続（パブリックコメント）が行われた（乙 48, 「発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案に対する意見募集の結果について」、乙 49, 「原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則（案）等に対する意見募集の結果について」、乙 50, 「『発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案』に対するご意見募集について」、乙 51 の 1 及び 2, 「原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則（案）等に対する意見募集について」等）。なお、基準案の段階では、原子力規制委員会規則等に加え、同委員会の内規も、意見公募手続の対象とされた（乙 51 の 1 及び 2, 乙 52 の 1 及び 2, 「原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則（案）等に関連する内規に対する意見募集について」等）。

そして、これらの意見公募手続で寄せられた意見を検討し、必要な見直しを行った上で、平成 25 年 6 月に新規制基準が制定された。

このように、新規制基準は、原子力規制委員会において、透明性・中立性

に留意しつつ、様々な専門分野を有する学識経験者等が、福島第一原子力発電所事故の教訓や海外の知見を含む最新の科学的、専門技術的知見を踏まえて、相当期間、多数回にわたって行った検討を経て、かつ、2度にわたる意見公募手続も経て制定されたものであり、現在の科学技術水準を踏まえた科学的・合理的なものとされている。

(以上について、乙 16, 56～57 頁)

2 従来の規制からの変更点

- (1) 以上のような検討を経て制定された新規制基準では、共通要因故障の原因となる事象を、福島第一原子力発電所事故の原因となった津波に限らず、むしろ幅広く捉えて、かつその考慮を手厚くし、炉心の著しい損傷を確実に防止して、発電用原子炉施設の安全確保をより確実なものとするべく、地震、津波、火山活動、竜巻、森林火災等の自然現象の想定や、電源喪失、発電所内部での火災、溢水等に対する考慮をより厳格に求めるに至った。

例えば、本件仮処分争点である地震に関して具体的にいえば、新規制基準施行前の平成 18 年耐震設計審査指針（乙 29, 別添 1）に定められていた、基準地震動の策定方法の基本的な枠組みや、耐震設計上の重要度分類に応じた耐震性の要求は概ね維持しつつ、新規制基準における設置許可基準規則では、①基準地震動の策定過程で考慮される地震動の大きさに影響を与えるパラメータについてのより詳細な検討や、②津波防護施設等を耐震設計上の重要度分類の S クラスと分類することが求められることとなった。

- (2) また、重大事故（シビアアクシデント）の発生防止、拡大防止という観点から、従来、原子力事業者の自主的取組みに委ねられていた重大事故対策を、規制上義務付けることとなった（乙 16, 138～149 頁）。さらに、原子炉等規制法 1 条に、「テロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行う」ことが目的として追加されたことから、海外の知見を踏まえて、テロ

リズムへの対策が強化された。

(3) 原子力発電所の運転期間については、原則として使用前事業者検査の確認を受けた日から起算して 40 年とされ（原子炉等規制法 43 条の 3 の 32 第 1 項）、期間満了に際して、原子力規制委員会の認可（運転期間延長認可）を受けて、1 回に限り 20 年を超えない期間でのみ延長されることとなった（同第 2 項、第 3 項）。

(4) このような新規制基準は、国際原子力機関（I A E A）による総合規制評価サービス（I R R S）において、「福島第一原子力発電所の事故の教訓を日本の法的枠組みに実効的に反映させた」ものと評価されている（乙 16、138 頁）。

第 3 本件発電所の新規制基準適合性審査

1 新規制基準施行後、定期検査のため運転を停止している原子炉が運転を再開する場合には、当該原子炉が新規制基準に適合することが必要となる。具体的には、発電用原子炉設置者は、原子炉設置（変更）許可、設計及び工事計画（変更）認可、保安規定（変更）認可を受け、さらに、使用前事業者検査を受けて合格することが必要となる⁷⁵（第 6 章第 1）。

また、運転を開始した日以後 30 年を経過した発電用原子炉については、高経年化対策制度が設けられており、発電用原子炉設置者は、高経年化技術評価に関する事項や長期施設管理方針を定めたことにより保安規定を変更するときには、保安規定変更認可を受けることが必要となる。さらに 40 年を超えて発電用原子炉を運転する場合には、運転期間延長認可申請に際して長期施設管理方針等を記載した書類等を添付した上で（実用炉規則 113 条 1 項、2 項）、運転期

⁷⁵ なお、原子炉等規制法の改正に係る経過措置により、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（設置法附則 3 条 1 項）。

間延長認可を受けることが必要となる（第6章第2）。

- 2（1）本件発電所について、債務者は原子力規制委員会に対して、平成27年3月に原子炉設置変更許可の申請を、平成27年11月に工事計画認可の申請を行った。これを受けて、原子力規制委員会では、本件発電所の新規制基準への適合性に係る審査のため、専門的知見を有する担当委員、職員等が出席する審査会合が、工事計画認可がなされた平成28年10月までに49回開かれたほか（乙53「美浜発電所3号炉の運転期間延長認可の概要及び福井県内原子力発電所審査状況等について」，29頁），原子力規制庁事務局によるヒアリングも約620回行われた。審査会合は、一般傍聴及びネット中継により公開され、資料もウェブサイト等で随時公開されている。また、ヒアリングについても議事概要が公開されるとともに、資料もウェブサイト等で随時公開されている（乙54，「新規制基準施行後の設置変更許可申請等に対する審査の進め方について」なお、本件発電所に関する審査会合も同様の進め方がなされている。）。そして、原子炉設置変更許可申請に対する審査結果を取りまとめた審査書案については、平成28年8月4日から同年9月2日までの間、科学的・技術的意見の募集（パブリックコメント）が行われ、390件の意見が寄せられた。上記審査書案は、これらの意見を踏まえて一部修正された上で、平成28年10月5日の第35回原子力規制委員会に付議，了承され，同日，本件発電所に係る原子炉設置変更許可がなされた（乙55の1，「美浜発電所の発電用原子炉の設置変更（3号発電用原子炉施設の変更）について」）。その後，平成28年10月26日には工事計画認可がなされた。また，債務者は平成27年3月に保安規定変更認可申請を行い，令和2年2月27日には保安規定変更認可がなされた。さらに，債務者は，平成29年12月15日に使用前検査申請を行い，令和3年7月27日に合格証を受領したため，それぞれ本格運転を再開した。
- （2）本件仮処分との関係で特に重要な設置許可基準規則への適合性確認の結果は，原子力規制委員会が作成した審査書（乙55の2，「関西電力株式会社美浜

発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（３号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書」）に取りまとめられているところ、本件仮処分において争点となっている地震に係る安全確保対策、地盤の安定性についての確認結果は、次のとおりである。

ア 地震による損傷の防止について

まず、基準地震動の策定（第７章第２の３（２））について、原子力規制委員会は、「申請者（債務者：引用者注。以下同じ）が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、各種の不確かさを考慮して、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、解釈別記２（同：設置許可基準規則解釈別記２）の規定に適合していることを確認した」（乙 55 の 2, 12 頁）として、新規制基準への適合性が確認されている（同 11～21 頁）。

また、耐震設計（第７章第２の３（３））の基本方針についても、耐震重要度に応じた分類、地震応答解析による地震力の算定、荷重の組合せ及び許容限界の設定等が新規制基準に適合することが確認されている（設計基準対象施設について、乙 55 の 2, 22～31 頁、重大事故等対処施設について、同 261～263 頁）。

イ 地盤の安定性について

地盤の安定性（第７章第２の４）について、原子力規制委員会は、「解釈別記１の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した」（乙 55 の 2, 31～35 頁）として、新規制基準への適合性が確認されている。

特に、本件の争点となっている地盤の変位については、「申請者が行った

各種調査の結果，耐震重要施設を設置する地盤における断層の活動性評価手法等が適切であり，耐震重要施設設置位置に分布する断層は，将来活動する可能性のある断層等に該当」しないことが確認されている（乙 55 の 2，33 頁）。

- 3 上記に加えて，債務者は，平成 27 年 11 月 26 日に本件発電所の高経年化対策に関する保安規定変更認可申請を行った。

また，債務者は，原子炉その他の設備の劣化状況の把握のための点検（特別点検），運転開始から 60 年の間に生じる原子炉その他の設備の劣化状況に関する評価（劣化状況評価），60 年間の運転を踏まえた原子炉その他の設備についての保守管理に関する方針の策定に関する書類を添付した上で，同日，本件発電所についての運転期間延長認可の申請を行った。

これを受けて，原子力規制委員会では，本件発電所の，①高経年化対策に関する保安規定変更認可及び運転期間延長認可申請の際に添付した書類（特別点検，劣化状況評価，保守管理に関する方針策定に関する書類）に係る審査，並びに②運転期間延長認可に係る審査が一括して行われた（乙 53，5 頁，乙 56 の 1，「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請等に対する審査について（案）」，乙 56 の 2，「平成 27 年度原子力規制委員会第 7 回会議議事録」3～4 頁⁷⁶）。具体的には，上記①②について，専門的知見を有する担当委員，職員等が出席する審査会合が，平成 28 年 11 月までに 5 回開かれたほか（乙 53，3 頁），原子力規制庁事務局によるヒアリングも 45 回行われた。審査会合は一般傍聴及びネット中継により公開されるとともに，資料もウェブサイト等で随時公開され，また，ヒアリングについても議事概要が公開されるとともに，資料もウェブサ

⁷⁶ 原子力規制委員会は，高浜発電所 1 号機及び 2 号機に関して，①高経年化対策に関する保安規定変更認可及び運転期間延長認可申請の際に添付した書類に係る審査，②運転期間延長認可に係る審査を一括して行うことについて，審議・了承した（乙 56 の 1 及び 56 の 2）。

これを受け，本件発電所についても，上記①②を一括して審査することとしている。

イト等で随時公開された（乙 54）。

そして、①高経年化対策に関する保安規定変更認可及び運転期間延長認可申請の際に添付した書類（特別点検，劣化状況評価，保守管理に関する方針策定に関する書類）に関する審査書案，並びに②運転期間延長認可に関する審査書案が平成 28 年 11 月 16 日の第 43 回原子力規制委員会に，付議，了承され，①については保安規定変更認可がなされ（乙 57，「関西電力株式会社美浜発電所の原子炉施設保安規定の変更認可について」），②については運転期間延長認可がなされた。（乙 58，「関西電力株式会社美浜発電所の運転期間延長（3 号発電用原子炉施設の運転の期間の延長）の認可について」）

第 4 小括

このように，本件発電所については，福島第一原子力発電所事故の教訓，最新の科学的，専門技術的知見，海外の規制動向等を踏まえて制定された新規制基準への適合性が，原子力規制委員会による慎重な審査を経て確認されたものであり，このことは，本件発電所の安全性が十分に確保されていることを裏付ける極めて重要な事実である。

第 5 債権者らの主張に対する反論

1 本件発電所の新規制基準への適合性

- （1）債権者らは，本件発電所の新規制基準への適合性審査について，「・・・スケジュールが優先され，安全性が犠牲にされた」，「・・・本来時間をかけて審査をすべき多数の基準地震動の検討や新たな耐震評価の手法の吟味がされなかった」などと主張する（仮処分申立書 7～13 頁）。
- （2）しかし，上記第 3 の 2 で述べたとおり，本件発電所については，平成 27 年 3 月の原子炉設置変更許可申請から，平成 28 年 11 月の高経年化対策に関する保安規定変更認可までの約 1 年半の間に（なお，この間，平成 27 年 11 月

に工事計画認可申請，平成 28 年 10 月に設置変更許可及び工事計画認可がなされている)，原子力規制委員会では，本件発電所の新規制基準への適合性に係る審査のため，審査会合が 49 回開かれたほか（乙 53，29 頁），ヒアリングも約 620 回行われている。そして，これらの審査会合は一般に公開されているほか，ヒアリングについても議事概要等が公開されており，透明性が確保されている。

また，原子炉設置変更許可申請に対する審査結果を取りまとめた審査書案については，科学的・技術的意見の募集（パブリックコメント）が行われ，寄せられた意見を踏まえて一部修正された上で，原子力規制委員会に付議，了承されている。

（3）さらに，上記第 3 の 3 で述べたとおり，①高経年化対策に関する保安規定変更認可及び運転期間延長認可申請の際に添付した書類（特別点検，劣化状況評価，保守管理に関する方針策定に関する書類）に係る審査，並びに②運転期間延長認可に係る審査については，平成 27 年 11 月 26 日の申請時から平成 28 年 11 月 16 日の認可までに，審査会合が 5 回開かれたほか，ヒアリングも 45 回行われた。

そして，これらの審査会合は一般に公開されているほか，ヒアリングについても議事概要等が公開されており，透明性が確保されている。

（4）このように，本件発電所の新規制基準への適合性については，約 1 年 8 か月に及ぶ，透明性が確保された慎重な審査（審査会合，ヒアリング，パブリックコメント）を経ているのである。この点，原子力規制委員会の田中委員長も，新規制基準に基づく本件発電所の適合性審査を振り返って「規制サイドとしては，要求することは要求してきているということですね。新しい規制要求に対して対応するのに，向こう（債務者：引用者注）は相当の困難を，いろいろなことでクリアするように努力したということではないでしょうかね」（乙 59，「原子力規制委員会記者会見録」1 頁）と評し，本件発電所が

厳しい適合性審査を経たことを認めている。

以上のとおり，本件発電所の新規制基準への適合性審査において，十分な審査がなされなかったかのようにいう債権者らの主張には理由がない。

2 火山についての原子力規制委員会の審査

債権者らは，火山に関する原子力規制委員会の審査について，「・・・原子力規制委員会が，十分な審査能力を有しない・・・原発が稼働できるように事実を捻じ曲げる組織であることがうかがえる」，「原子力規制委員会が，推進側の論理に常に影響されて審査を行っていることがうかがえる」などと主張するが（仮処分申立書 13～15 頁），いずれも債権者らの独自の評価・解釈に基づいた主張に過ぎない。

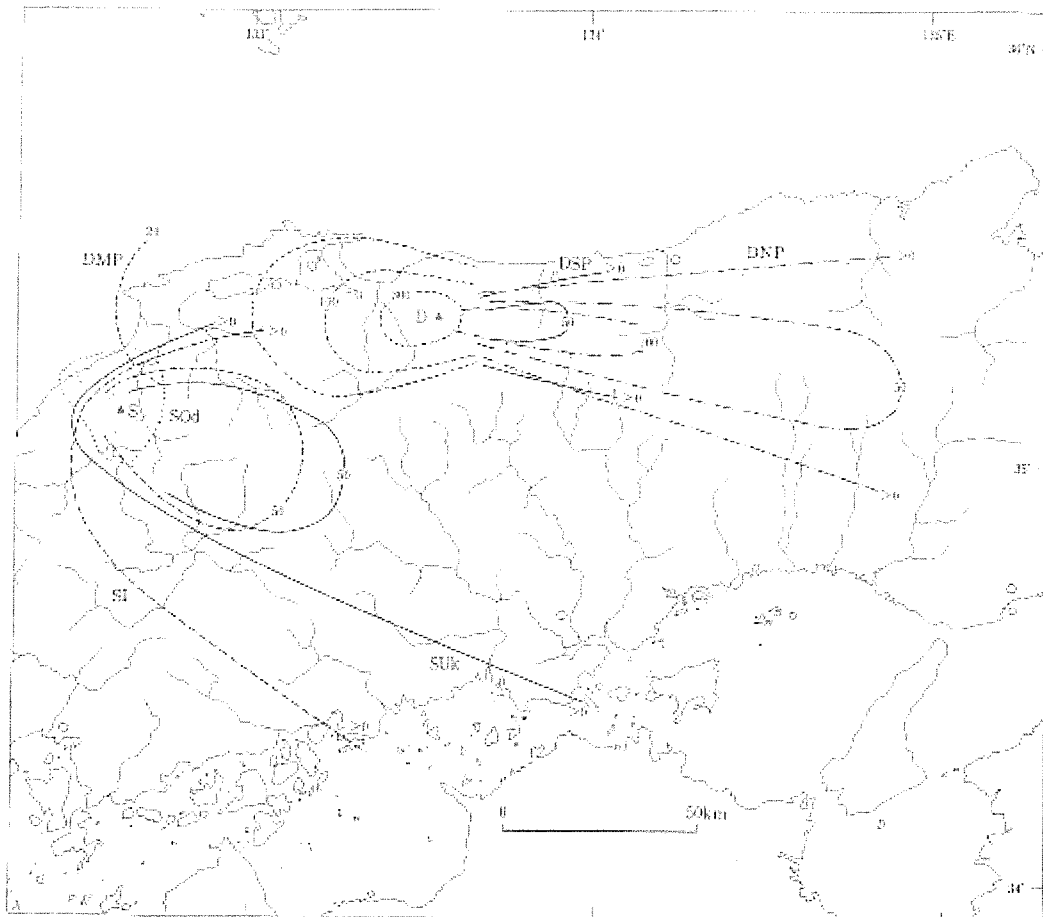
以下では，債権者らが，本件発電所が火山に対する安全性を確保できていないなどと指摘していることも踏まえて（同 15 頁），本件発電所の火山についての審査の経緯・概要を述べる。そのうえで，債権者らの主張に反論する。

（1）債務者による原子炉設置変更許可申請に至るまでの経緯

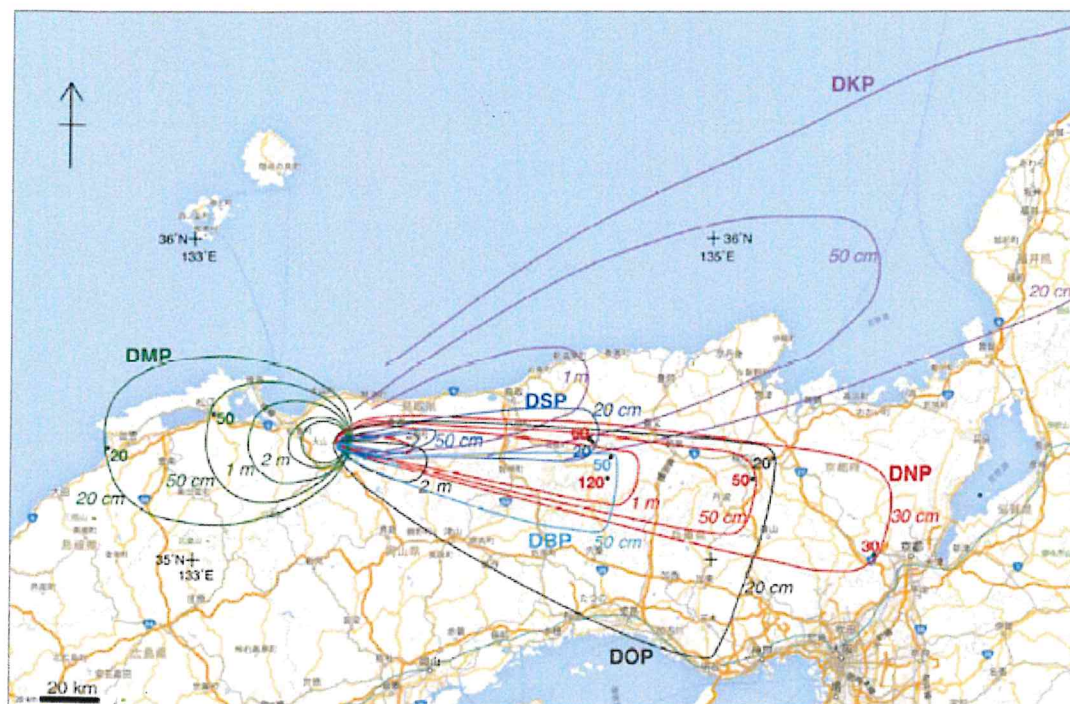
ア 原子力規制委員会から報告徴収命令が発出されるまでの経緯

（ア）原子力規制委員会が行った平成 25 年度から平成 27 年度の安全研究の成果として，大山生竹テフラ（DNP）の分布について，既往の知見の分布（図表 5 4）と異なり，その根拠となった層厚に関する既往文献データに不確実さが伴うものの，より東側にまで火山灰の分布範囲（図表 5 5）が示されていること等が報告された（乙 60，「火山活動可能性評価に係る安全研究を踏まえた規制対応について（案）」2 頁）。具体的には，平成 25 年度から平成 27 年度の安全研究によると，京都府越畑地点において，30cm の大山生竹テフラ（DNP）の層厚が確認されたとされた。そして，原子力規制庁は，同委員会の議論を踏まえ，債務者に対し

て、安全研究の一環として、大山生竹テフラ（DNP）の火山灰分布について情報収集を行うことを求めた。



【図表 5 4 既往の知見における大山生竹テフラ（DNP）の分布（乙 60, 8 頁）】



【図表 5 5 大山火山起源の降下火砕堆積物の分布（乙 60，5 頁）】

（イ）原子力規制庁からの要請に基づき、債務者は、京都府越畑地点等の計 5 地点において、各地点に存在するとされている大山生竹テフラ（DNP）について、地質調査に基づき、降灰層厚等の詳細な検討を行った上で、図表 5 5（山元（2017）に示される等層厚線図）については、その基になった京都府越畑地点等の層厚が再堆積して形成された地層である可能性があるなどの理由から、現時点では新たな知見として採用できないと評価し、平成 30 年 3 月にその旨を報告した（乙 61, 「関西電力による大山火山の火山灰分布に関する調査結果について」別添 1, 51～52 頁）。

（ウ）債務者の報告は、平成 30 年 3 月 28 日に開催された第 75 回原子力規制委員会において審議され、原子力規制庁から、債務者の評価には一定の合理性があるとしつつ、京都府越畑地点における大山生竹テフラ（DNP）の最大層厚は、山元（2017）において引用している文献値（30cm）

よりやや小さい 26cm とみなすことが可能である等との見解が示された
(乙 61, 2～3 頁)。

(エ) その後、債務者及び原子力規制庁は、平成 30 年 6 月 29 日と同年 10 月 5 日に開催された 2 回の意見交換会において、京都府越畑地点における大山生竹テフラ (DNP) の堆積状況等について議論を行い、同庁は同年 10 月 29 日に京都府越畑地点において大山生竹テフラ (DNP) の降灰層厚を確認するため現地調査を行った。

そして、平成 30 年 11 月 21 日に開催された第 42 回原子力規制委員会において、原子力規制庁から、上記の意見交換会及び現地調査の結果とともに、①京都府越畑地点の大山生竹テフラ (DNP) の降灰層厚を 25cm 程度として評価すること及び②大山生竹テフラ (DNP) の噴出規模は既往の研究で考えられてきた規模を上回る 10km³ 以上 (VEI⁷⁷ 6 規模) と評価する旨が報告され、この 2 点が新知見として規制に参酌されることが同委員会において決定された (乙 62, 「平成 30 年度原子力規制委員会 第 42 回会議議事録」 25 頁)。

(オ) その後、原子力規制委員会は、平成 30 年 12 月 12 日に開催された第 47 回原子力規制委員会において、上記新知見は、新規制基準に基づく既許可の本件発電所における敷地の降下火砕物の最大層厚に影響を与え、既許可の評価に用いた前提条件に有意な変更が生じる可能性があるとして、原子炉等規制法 67 条 1 項の規定に基づき、債務者に対して報告徴収命令を発出することを決定し、同日、同命令を発出した (乙 63, 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 67 条第 1 項の規定に基づく報告の徴収について」)。

⁷⁷ 火山の噴火レベルは、火山灰や火山礫等の火砕物の噴出量に基づき、噴火の規模を 0 (噴出物量 $1 \times 10^{-5} \text{km}^3$ 未満) から 8 (同 1000km³ 以上) の 9 段階に対数で区分する VEI (火山爆発指数) によって表される。VEI 6 は噴出物量 10km³ 以上 100km³ 未満である。(乙 16, 345 頁)

イ 報告徴収命令から当該原子炉設置変更許可申請に至るまでの経緯

(ア) 債務者は、原子力規制委員会による上記報告徴収命令(乙 63)に対し、平成 31 年 3 月 29 日に「大山生竹テフラ(DNP)の噴出量算出結果の最大値は 11km³であること」、「大山生竹テフラ(DNP)と大山倉吉テフラ(DKP)は約 8~5.5 万年前の期間に発生した一連の巨大噴火⁷⁸であったと考えられること」、「発電所運用期間中に今回噴出量を算定した大山生竹テフラ(DNP)規模の噴火の可能性は十分低いと考えられること」等の報告を行った(乙 64,「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 67 条第 1 項の規定に基づく報告の徴収に対する報告」)。

(イ) これを受けて原子力規制庁は、平成 31 年 4 月 17 日に開催された第 4 回原子力規制委員会において、上記の債務者報告書の概要及び報告書に対する同庁の評価を報告した。同庁より報告を受けた原子力規制委員会の石渡明委員は、「大山火山というのは活火山ではないのですね・・・今後、原子力発電所の運用期間内に噴火が発生する可能性は非常に低いものであると考えております」(乙 65,「平成 31 年度原子力規制委員会 第 4 回会議議事録」12 頁)との見解を述べ、その見解を踏まえた上で、原子力規制委員会として、噴出規模の観点から、大山倉吉テフラ(DKP)と大山生竹テフラ(DNP)は一連の巨大噴火とは認められず、大山生竹テフラ(DNP)は本件発電所の火山影響評価において想定すべき自然現象であり、大山生竹テフラ(DNP)の噴出規模は 11km³程度と見込まれるとの見解を示した(乙 65, 13 頁, 16 頁, 乙 66,「大山火山の大

⁷⁸ 巨大噴火とは、地下のマグマが一気に噴出し、大量の火砕流によって広域的な地域に重大かつ深刻な災害を引き起こすような噴火であり、噴火の規模としては、数 10km³を超えるような噴火をいう(乙 16, 346 頁)。

山生竹テフラの噴出規模の見直しに係る今後の規制上のアプローチについて」1頁)。

(ウ) その後、原子力規制委員会は、原子炉等規制法 43 条の 3 の 23 第 1 項の規定に基づき、同法 43 条の 3 の 6 第 1 項 4 号の基準に適合するよう本件発電所に係る基本設計等の変更を命ずること(いわゆる、「バックフィット命令」)が必要であるとした上で、債務者に対し、行政手続法 13 条 1 項 2 号の規定による弁明の機会の付与を行うことを決定し、令和元年 5 月 29 日に「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 23 第 1 項の規定に基づく命令に係る弁明の機会の付与について」(乙 67)を債務者に通知した。

(エ) 債務者は、当該通知に基づき検討を行った結果、弁明を行わないとともに、原子炉設置変更許可申請を令和元年 12 月 27 日までのできるだけ早い時期に行うこととし、令和元年 6 月 11 日、その旨を原子力規制委員会に回答した(乙 68, 「『核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 23 第 1 項の規定に基づく命令について』に係る弁明について」)。

(オ) 上記債務者の回答を受け、原子力規制委員会は、令和元年 6 月 19 日に開催された第 13 回原子力規制委員会において、原子炉等規制法 43 条の 3 の 23 第 1 項の規定に基づく命令を発出することを決定し、同年 12 月 27 日までに原子炉等規制法 43 条の 3 の 8 第 1 項の許可に係る申請をすることを求める命令書を債務者に手交した(乙 69, 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 23 第 1 項の規定に基づく命令について」)。

(2) 原子炉設置変更許可申請

債務者は、原子力規制委員会によるバックフィット命令を受け、本件発電

所における大山の噴火に伴う降下火砕物の層厚評価を見直し、令和元年 9 月 26 日、原子力規制委員会に対して原子炉設置変更許可申請を行った（乙 70, 「美浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（3 号発電用原子炉施設の変更）」）。

（3）当該設置変更許可申請に対する新規制基準適合性審査について

本件発電所の火山影響評価については、債務者が令和元年 9 月 26 日に上記原子炉設置変更許可申請を行って以降、令和 3 年 1 月までの間に、計 9 回の新規制基準適合性に係る審査会合が開催されている。以下では、審査会合において債務者が行った説明及び審査の概要を述べる。

債務者は、第 827 回審査会合（令和 2 年 1 月 24 日）において、訴外中国電力株式会社と合同で大山生竹テフラ（DNP）の噴出規模を 11km³ とした根拠について説明し（乙 71, 「美浜発電所、高浜発電所及び大飯発電所原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る指摘事項への回答について】」、乙 72, 「美浜発電所、高浜発電所及び大飯発電所原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る指摘事項への回答について】－資料集－」）、出席者から当該噴出規模につき概ね妥当との評価を受けた。

その後、債務者は、第 849 回審査会合（令和 2 年 3 月 13 日）において、当該噴出規模を前提とした最大層厚の設定方法等について説明した（乙 73, 「美浜発電所、高浜発電所及び大飯発電所原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る指摘事項への回答について】」、乙 74, 「美浜発電所、高浜発電所及び大飯発電所原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る指摘事項への回答について】－資料集－」）。これに対し、出席者からは越畑地点における降灰層厚（25cm）を考慮した本件発電所の降灰層厚の設定を求める指摘がなされた。

債務者は、上記指摘を踏まえ、第 860 回審査会合（令和 2 年 5 月 14 日）及び第 868 回審査会合（同年 6 月 19 日）において、越畑地点における降灰層厚と大山からの越畑地点及び本件発電所との距離を踏まえ、設計層厚を設定することについて説明した（乙 75,「美浜発電所、高浜発電所及び大飯発電所原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る指摘事項への回答について】」、乙 76,「美浜発電所、高浜発電所及び大飯発電所原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る指摘事項への回答について】－資料集－」、乙 77,「美浜発電所、高浜発電所及び大飯発電所原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る指摘事項への回答について】」、乙 78,「美浜発電所、高浜発電所及び大飯発電所原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る指摘事項への回答について】－資料集－」）。具体的には、原子力規制委員会による債務者に対する平成 30 年 12 月 12 日付報告徴収命令（乙 63）に示される越畑地点の降灰層厚 25cm を基に、大山からの距離を踏まえて、本件発電所の降灰層厚を 22cm（当初申請では 15cm）へと見直したことを説明し、出席者からは、見直し後の降灰層厚につき概ね妥当と評価された。

債務者は、その後の審査会合において、施設等への影響評価として、降下火砕物の最大層厚の変更に対し、影響確認の対象となる項目を抽出し、施設を内包する建屋及び屋外施設に対する静的荷重の影響、屋外との接続のある施設に対する閉塞の影響及び降下火砕物の除去に対する影響の評価を行い、安全施設の安全機能が損なわれないことを確認したことを説明した。また、重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を含む）についても、同様の評価を行い、必要な機能が損なわれないことを確認した旨を説明し、降下火砕物の最大層厚の変更を除き、基本設計等の変更は不要であることを説明した。（乙 79,「美浜発電所、高浜発電所及び大飯発電所の原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る施設評価】」、乙 80,「美浜発

電所，高浜発電所及び大飯発電所の原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る施設評価】，乙 81，「美浜発電所，高浜発電所及び大飯発電所の原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る施設評価】」，乙 82，「美浜発電所，高浜発電所及び大飯発電所の原子炉設置変更許可申請【大山生竹テフラの噴出規模見直しに係る施設評価】」)

これに対して，原子力規制委員会は，基本設計等では，基本的方針として降下火砕物の最大層厚を記載しているところ，最大層厚を変更する必要があるものの，それ以外の基本設計等には技術的成立性が認められることから，降下火砕物の最大層厚以外の現在の基本設計等を変更しないとの債務者の方針が妥当であるとの見解を示した。

(4) 令和 3 年 1 月 26 日付及び 2 月 26 日付の原子炉設置変更許可申請の補正書の提出について

債務者は，上記 (3) で述べたとおり，審査会合での指摘を踏まえ，本件発電所における降下火砕物の最大層厚を見直したため，令和 3 年 1 月 26 日付及び 2 月 26 日付で，令和元年 9 月 26 日付原子炉設置変更許可申請の補正書を提出した(乙 83,「美浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請の補正書」)。

(5) 原子炉設置変更許可に至るまでの経緯及び審査結果の概要

これを受けて，令和 3 年 3 月 17 日，原子力規制委員会は，本件発電所の審査結果の案を取りまとめた上で，原子力委員会及び経済産業大臣への意見聴取並びに審査書案に対する科学的・技術的意見の募集を行うことについて決定し，その結果を踏まえ，原子炉等規制法 43 条の 3 の 8 第 1 項の規定に基づく本申請に対する許可処分可否について判断を行うこととした。

そして，令和 3 年 5 月 19 日，原子力規制委員会によって，債務者が提出した本件発電所の原子炉設置変更許可申請書が審査された結果，当該申請は，

原子炉等規制法 43 条の 3 の 6 第 1 項 2 号（技術的能力に係る部分に限る）、3 号及び 4 号に適合しているものと認められた。

すなわち、降下火砕物の最大層厚（22cm）等は、最新の文献調査及び地質調査結果を踏まえ、降下火砕物の分布状況、不確かさを考慮した降下火砕物シミュレーション結果及び大山から本件発電所との距離等を総合的に評価し、適切に設定されていることから、妥当であると判断され、降下火砕物の最大層厚以外の基本設計等についても、これらを変更しないとの債務者の方針が妥当であると判断された。（乙 84,「関西電力株式会社美浜発電所 3 号炉, 高浜発電所 1 号炉, 2 号炉, 3 号炉及び 4 号炉並びに大飯発電所 3 号炉及び 4 号炉の発電用原子炉設置変更許可について（案）－大山火山の大山生竹テフラの噴出規模の見直しへの対応－」）

以上の経緯から明らかなとおり、原子力規制委員会が、「推進側の論理に影響されて審査を行っている」などとは到底いえない。

（6）債権者らの主張に対する反論

ア 原子力規制委員会が知見を見落としていたとの点について

債権者らは、大山の想定噴火規模が見直されることになったのは、新知見が得られたためであるという原子力規制委員会の見解について、同委員会のいう知見は過去の文献に既に記載されていたものであり、新知見ではなく、単なる知見の見落としに過ぎないと主張し、原子力規制委員会が十分な審査能力を有しないかのように主張する（仮処分申立書13～14頁）。

しかしながら、過去の文献に記載されていたことのみを根拠にして、知見の見落としと主張するのは、論理が飛躍している。

原子力規制委員会が新知見として京都府越畑地点の大山生竹テフラ（DNP）の降灰層厚を25cm程度として評価するに至ったきっかけとなったのは、原子力規制委員会が行った平成25年度から平成27年度の安全研究の成

果報告であるが、そこでは、大山生竹テフラ（DNP）の分布について、既往の知見の分布と異なっているとしつつも、その根拠となった層厚に関する既往文献データに不確実さが伴うとされていた（乙60, 2頁）。その後、上記（1）アで述べたとおり、原子力規制委員会は、平成30年3月に債務者が原子力規制委員会に報告した調査結果、これを踏まえた債務者との2度にわたる意見交換会及び現地調査の結果、新知見と判断したものである。

つまり、既往文献データに不確実さがあることを踏まえ、新たに調査を行って、その結果をもとに議論を行い、その結果として不確実さの取り払われた新知見と判断したという至って科学的・合理的な過程を辿ったものであって、何ら問題視されるものではない。

イ 使用停止を命じることなく運転を容認しているとの点について

なお、債権者らは、「・・・原子力規制委員会は・・・バックフィット命令を出したにもかかわらず、使用停止を命じることなく、本件発電所を運転することを容認している」と問題視するようであるが（仮処分申立書14頁）、原子力規制委員会は、「大山火山は活火山ではなく噴火が差し迫った状況にあるとはいえず・・・DNPの噴出規模の噴火による降下火砕物により本件発電用原子施設が大きな影響を受けるおそれがある切迫した状況にはないから、直ちに原子炉の停止を求める必要はないと考えられる」との見解を示しているものであり（乙66, 2頁）、何ら問題視される理由はない。

ウ 推進側の論理に常に影響されて審査を行っているとの点について

債権者らは、原子力規制委員会が「非公開の場で、基準不適合を指摘しないまま任意に設置変更許可をやり直させるため、②案を選んだ」とし、「推進側の論理に常に影響されて審査を行っている」と主張する（仮処分

申立書14～15頁)。

しかしながら、前述のとおり、本件発電所の安全性が大きな影響を受ける危険が切迫しておらず、直ちに原子炉の停止を求める必要はないという状況の下、原子力規制委員会が、被規制者である債務者に対し、設置変更許可申請を促すのか、それとも、火山灰想定の新評価を命じ、その間に債務者から自発的に同申請をさせるのかは、規制権限者としての合理的裁量の範疇における選択の問題であり、何ら違法でない。行政機関がより制限的でない行為をすることは比例原則にも沿うものである。そして、債権者らも指摘するとおり、原子力規制委員会は、債務者の見解を採用せず、最終的にはバックフィット命令を発出しているのであって、推進側の論理に常に影響されているという債権者らの主張は根拠を欠いている。

第10章 結語

債務者は、本件発電所の設計、建設時のみならず、建設以降も、随時、最新の知見等に基づいた評価・検討を行い、本件発電所の安全性が十分に確保されていることを確認してきた。そして、福島第一原子力発電所事故の発生及びこれを踏まえた新規制基準の施行を受けて、本件発電所の安全確保対策をさらに強化した。この安全確保対策により、本件発電所の安全性は十分に確保され、放射性物質の異常放出等により債権者らの人格権を侵害することは考えられないのであるが、福島第一原子力発電所事故を機に、かかる安全確保対策が奏功しない場合をもあえて想定し、より一層の安全性向上対策も充実させている。

そして、これらの対策によって本件発電所の安全性が十分に確保されていることは、原子力規制委員会が、福島第一原子力発電所事故の教訓や国内外の最新の科学的、専門技術的知見を踏まえて制定された新規制基準に適合していると判断したことによって裏付けられる。以上に照らせば、本件発電所において放射性物質の異常放出等により、債権者らの人格権が侵害される「具体的危険性」はおおよそ肯定されるべきものではない。

また、債権者らは、運転40年を超える本件発電所を稼働することについて殊更にリスクがあるかの如く主張するが、本件発電所は、原子力規制委員会による慎重な審査を経て、運転期間の延長が認められているのであり、債権者らの主張には理由がない。

よって、本件申立てはすみやかに却下されるべきである。

以 上

別紙：実用発電用原子炉の新規制基準に関連する内規（ガイド）類

（１）原子炉設置（変更）許可関係

実用発電用原子炉の審査基準に関する内規

- ・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
- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
- ・実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- ・原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈

実用発電用原子炉の規制基準に関連する内規

- ・原子力発電所の火山影響評価ガイド
- ・原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- ・原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- ・有毒ガス防護に係る影響評価ガイド
- ・実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- ・実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- ・実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- ・敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド
- ・基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド
- ・基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド

- ・基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド

実用発電用原子炉に係る許認可等の手続きに関連する内規

- ・発電用原子炉施設の設置（変更）許可申請に係る運用ガイド

（２）設計及び工事の計画（変更）認可関係

実用発電用原子炉の審査基準に関する内規

- ・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
- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
- ・実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈
- ・原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈

実用発電用原子炉の規制基準に関連する内規

- ・原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
- ・原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
- ・実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド
- ・耐震設計に係る工認審査ガイド
- ・耐津波設計に係る工認審査ガイド

実用発電用原子炉に係る許認可等の手続きに関連する内規

- ・発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド

（３）原子力規制検査・使用前事業者検査・定期事業者検査関係

実用発電用原子炉に係る許認可等の手続きに関連する内規

- ・ 発電用原子炉施設の使用前検査，施設定期検査及び定期事業者検査に係る実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則のガイド
- ・ 実用発電用原子炉施設に係る使用前検査に関する運用要領

原子力規制検査に係る内規等

- ・ 原子力規制検査等実施要領
- ・ 共通事項に係る検査運用ガイド
- ・ 基本検査運用ガイドに関する文書
- ・ 原子力規制検査における追加検査運用ガイド
- ・ 特別検査運用ガイド
- ・ 原子力規制検査における検査計画及び報告書作成運用ガイド
- ・ 原子力規制検査における規制措置に対するガイド
- ・ 安全実績指標に関するガイド

(4) 保安規定（変更）認可関係

実用発電用原子炉の審査基準に関する内規

- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- ・ 原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈

(5) 安全性向上評価関係

実用発電用原子炉に係る許認可等の手続きに関連する内規

- ・ 実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド

(6) 高経年化対策制度（保安規定変更認可に含まれる）

実用発電用原子炉の審査基準に関する内規

- ・実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド
- ・実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド

(7) 運転期間延長認可関係

実用発電用原子炉の審査基準に関する内規

- ・実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準

実用発電用原子炉に係る許認可等の手続きに関連する内規

- ・実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド