

平成24年(ワ)第3671号,平成25年(ワ)第3946号,平成27年(ワ)第287号,平成28年(ワ)第79号,平成29年(ワ)第408号
大飯原子力発電所運転差止等請求事件

原告 竹本修三 外3261名

被告 関西電力株式会社 外1名

準備書面 (12)

平成29年7月14日

京都地方裁判所第6民事部 御中

被告訴訟代理人 弁護士 小 原 正 敏



弁護士 田 中 宏



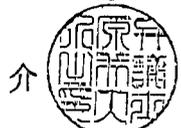
弁護士 西 出 智 幸



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



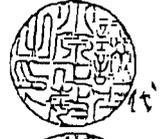
弁護士 畑 井 雅 史



弁護士 坂 井 俊 介



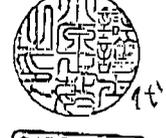
弁護士 山 内 喜 明



弁護士 谷 健 太 郎



弁護士 酒 見 康 史



弁護士 中 室 祐



目 次

第1章	はじめに	8
第2章	「具体的危険性」の判断の枠組み及び主張立証責任	10
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」	10
第2	「具体的危険性」の判断枠組み	12
第3章	原子力発電の仕組みと本件発電所の構造等	17
第1	原子力発電の仕組み	17
第2	本件発電所の構造等	18
1	1次冷却設備	19
(1)	原子炉	19
(2)	加圧器	22
(3)	蒸気発生器	22
(4)	1次冷却材ポンプ	23
(5)	1次冷却材管	23
2	2次冷却設備	23
3	電気施設	24
(1)	常用電源設備（発電機，外部電源）	24
(2)	非常用電源設備（非常用ディーゼル発電機）	26
4	原子炉停止の際に原子炉内の熱を除去する設備	27
(1)	主給水設備及び補助給水設備	27
(2)	余熱除去設備	29
5	工学的安全施設	30
(1)	非常用炉心冷却設備（ECCS）	30
(2)	原子炉格納施設	31
(3)	原子炉格納容器スプレイ設備	33

(4) アニュラス空気浄化設備	33
6 使用済燃料ピット	34
第4章 原子炉等規制法による規制の概要	36
第1 段階的安全規制	36
第2 高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度	38
1 高経年化対策制度	38
2 運転期間延長認可制度	39
第3 新規制基準の具体的内容	40
1 段階的安全規制に関する規則	41
(1) 原子炉設置(変更)許可に係る規則	41
(2) 工事計画(変更)認可に係る規則	42
(3) 使用前検査に係る規則	43
(4) 保安規定(変更)認可に係る規則	43
(5) 施設定期検査に係る規則	43
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等	44
第4 新規制基準と本件発電所の安全対策	45
第5章 本件発電所の安全確保対策	47
第1 安全確保対策の概要	47
第2 自然的立地条件に係る安全確保対策	48
1 地震に対する安全確保対策	49
(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	49
(2) 基準地震動の策定	50
(3) 「安全上重要な設備」の耐震安全性評価	59
(4) 小括	61
2 津波に対する安全確保対策	62
(1) 本件発電所における津波に対する安全性の確保について	62

(2) 基準津波の策定	63
(3) 「安全上重要な設備」の津波に対する安全性確認	70
(4) 小括	72
3 その他の自然的立地条件に係る安全確保対策	73
第3 平常運転時の被ばく低減対策について	74
第4 事故防止に係る安全確保対策	75
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）	77
(1) 自己制御性を有する原子炉の採用	77
(2) 余裕のある安全設計	79
(3) 原子炉出力，1次冷却材圧力等の監視・制御	79
(4) 誤動作や誤操作による影響を防止する設計	80
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）	80
(1) 異常の早期検知が可能な設計	80
(2) 原子炉を安全に「止める」設計	81
(3) 原子炉停止後の冷却手段の確保	82
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）	83
(1) 原子炉を「冷やす」設計	84
(2) 放射性物質を「閉じ込める」設計	85
(3) 工学的安全施設が機能する具体的場面（LOCA）	86
4 安全設計評価	88
5 安全性維持・向上のための継続的活動	90
6 小括	91
第6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	92

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.....	92
第2	大飯3, 4号機における安全確保対策の強化.....	95
1	自然的立地条件に係る安全確保対策の強化.....	95
2	事故防止に係る安全確保対策の確認及び強化.....	96
(1)	電源対策の強化.....	96
(2)	火災防護対策の強化・徹底.....	97
(3)	内部溢水対策の導入.....	98
3	小括.....	99
第3	より一層の安全性向上対策の充実.....	99
1	福島第一原子力発電所事故後における設備の充実.....	100
(1)	電源設備の充実(空冷式非常用発電装置, 電源車等).....	100
(2)	最終的な除熱機能の充実.....	102
(3)	使用済燃料ピットの冷却機能の充実.....	104
2	より一層の安全性向上対策の内容.....	104
(1)	炉心の著しい損傷を防止する対策.....	105
(2)	原子炉格納容器の破損を防止する対策.....	112
(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.....	114
(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.....	116
3	実効性の確保・確認.....	117
第4	テロリズムへの対策の強化.....	118
第7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.....	119
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.....	119
1	福島第一原子力発電所事故の概要.....	119
2	事故原因に関する調査・分析.....	121
3	原子力規制行政の変化.....	123
第2	原子力安全規制の強化(新規制基準の制定).....	125

1	新規制基準の制定に至る経緯	125
(1)	原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における検討	125
(2)	原子力規制委員会における新規制基準の制定過程	127
2	制定過程における議論と従来からの変更点	128
(1)	はじめに	128
(2)	原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における検討	129
(3)	原子力規制委員会における議論	134
(4)	従来からの変更点	137
第3	本件発電所の新規制基準適合性審査の状況	139
第4	小括	141
第8章	原子力災害対策	143
第1	原子力災害対策の制度枠組み	144
第2	原災指針について	144
第3	各当事者の役割	145
第4	避難計画について	146
第5	小括	147
第9章	結語	148

第1章 はじめに

- 1 被告関西電力株式会社（以下、「被告」という）は、これまで、大飯発電所1～4号機（以下、「本件発電所」という）の安全性が確保されており、原告らの人格権等が侵害される具体的危険性がないことを主張、立証してきた。本書面は、これまでの主張、立証内容を適宜参照しつつ、改めて被告の主張を整理、補充するものである。
- 2 まず、第2章では、本件訴訟における判断枠組みについて、民事訴訟の一般原則に従い、原告らが人格権等の侵害の具体的危険性の主張立証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、人格権等の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。
- 3 次に、第3章では、本件発電所の安全性が確保されていることを述べる前提として、原子力発電の仕組みと本件発電所の構造、設備等の基本的事項について述べる。
- 4 そして、第4章ないし第6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。

まず、第4章において、新規制基準の体系や概要を述べた上で、第5章において、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、平常運転時の被ばく低減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、原告らの人格権等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6章では、第5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詳述する。

- 5 第7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改めて述べた上で、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5章及び第6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ることについて述べる。
- 6 最後に、第8章において、第5章及び第6章で述べた本件発電所における安全対策が奏功せず、万一放射性物質が異常放出された際に、原子力事業者、国、及び地方公共団体により行われる原子力災害対策について述べる。

第2章 「具体的危険性」の判断の枠組み及び主張立証責任

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 本件訴訟において、原告らは、本件発電所の運転差止請求の法的根拠として人格権を主張している（訴状78～79頁）。しかしながら、人格権は、直接これを定めた明文の規定はなく、その要件や効果が自明のものではない。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、本件訴訟提起後に示された裁判例においても等しく示されている。

- ・仙台地裁平成6年1月31日判決・判例時報1482号3頁
- ・金沢地裁平成6年8月25日判決・判例時報1515号3頁
- ・名古屋高裁金沢支部平成10年9月9日判決・判例時報1656号37頁
- ・札幌地裁平成11年2月22日判決・判例時報1676号3頁
- ・仙台高裁平成11年3月31日判決・判例時報1680号46頁
- ・静岡地裁平成19年10月26日判決・公刊物未登載
- ・名古屋高裁金沢支部平成21年3月18日判決・判例時報2045号3頁
- ・松江地裁平成22年5月31日判決・公刊物未登載
- ・福井地裁平成27年12月24日決定・判例時報2290号29頁(丙61)
- ・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(甲276)
- ・大阪高裁平成29年3月28日決定・公刊物未登載(丙149)
- ・広島地裁平成29年3月30日決定・公刊物未登載(丙150)

2 なお、原告らは、本件発電所の運転差止請求の法的根拠として生存権（憲法25条）も主張している（訴状78～79頁）。しかし、生存権が民事の差止請求の実体法上の法的根拠たり得るかは極めて疑問であり、この点を正面から肯定した判例は見当たらない。また、仮に生存権に基づく差止請求が肯定され得るとしても、人格権に基づく差止請求同様に、差止めが認められるためには、原告らの生存権侵害による被害が生じる「具体的危険性」の存在が必要である。

3 上記のとおり、原告らが人格権（又は生存権）に基づき本件発電所の運転差止めを求める以上、本件発電所の運転に伴い、いかなる機序でどのような人格権（又は生存権）の侵害の具体的危険性が生じ、これにより、いずれの原告にどのような被害が生じるのかが具体的に明らかにされなければならない。

そして、本件訴訟が民事訴訟である以上、民事訴訟における主張立証責任の一般原則に従い、上記請求が認められるための要件については、原告らにおいて、その主張立証責任を負担すべきである。原子力発電所に関する裁判においても、この理を変更すべき理由はなく、従来の原子力発電所の運転差止訴訟に

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。

(以上につき、被告準備書面(1)9~11頁)

第2 「具体的危険性」の判断枠組み

- 1 「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。(丙69, 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ところはなく、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¹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

¹ 正式には、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」である。

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。(被告準備書面(1) 11~12頁)

裁判例においても、上記で述べた科学技術の利用に関する基本的な考え方に沿った判示がなされており、被告準備書面(1) 12~14頁で示した裁判例のほか、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⁷⁷の危険がないという『絶対的安全性』を達成することはできないと考えられており、科学技術を利用した設備、機器等は、何らかの程度において人の生命、身体、健康、財産等を侵害する危険を伴っているが、その危険性を、当該設備等の品質や安全性についての規制等により一定程度以下に管理し、管理された危険性の程度が社会通念上容認できる水準以下にとどまると考えられる場合に、いわば『相対的安全性』が認められるものとして、その利用が許容されている。原子力発電所についても同様であり、どのような異常状態が発生しても、原子炉の放射線物質⁷⁷が外部の環境に放出されることが絶対がないという『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⁷⁷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。」

(大阪高裁平成29年3月28日決定、丙149、86~87頁)

②「・・・発電用原子炉施設について最新の科学的、技術的知見を踏まえた合理的予測を超えた水準での絶対的な安全性に準じる安全性の確保を求めるこ

とが社会通念になっているということとはできず、また、極めてまれではあるが発生すると発電用原子炉施設について想定される原子力災害をはるかに上回る規模及び態様の被害をもたらすような自然災害を含めて、およそあらゆる自然災害についてその発生可能性が零ないし限りなく零に近くなる限り安全確保の上でこれを想定すべきであるとの社会通念が確立しているということもできない」(福岡高裁宮崎支部平成28年4月6日決定、甲276、64～65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。

被告準備書面(9)で述べたとおり、福島第一原子力発電所事故を受けて、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なされ、原子力規制委員会設置法により、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として(同法1条)、原子力規制委員会が設置された。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条委員会として高度の独立性が保障され(同法2条)、また、その委員長及び委員については、人格が高潔で原子力利用における安全の確保に関して専門的知識及び経験並びに高い識見を有する者のうちから、両議院の同意を得て、内閣総理大臣が任命し(同法7条1項)、原子力に関する事業を行う者やその役員ないし従業員等は欠格事由とされる(同条7項)など、高度の専門的知見に基づいて中立公正な立場から独立

して職権を行使する体制（同法1条, 5条）が整備されている。

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」と定めて（同法43条の3の6第1項4号）、原子力規制委員会に対して、原子力発電所の安全性を確保するための安全基準の策定とその適合性の判断を委ねている。

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。

（丙69, 5～6頁）

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等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に、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（丙 69, 7～8 頁）。

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、客観性を有するものとして、原子力発電所の安全性が争点となる民事訴訟においても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の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、大阪高裁平成 29 年 3 月 28 日決定は、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（丙 149, 86～89 頁）。

第3章 原子力発電の仕組みと本件発電所の構造等

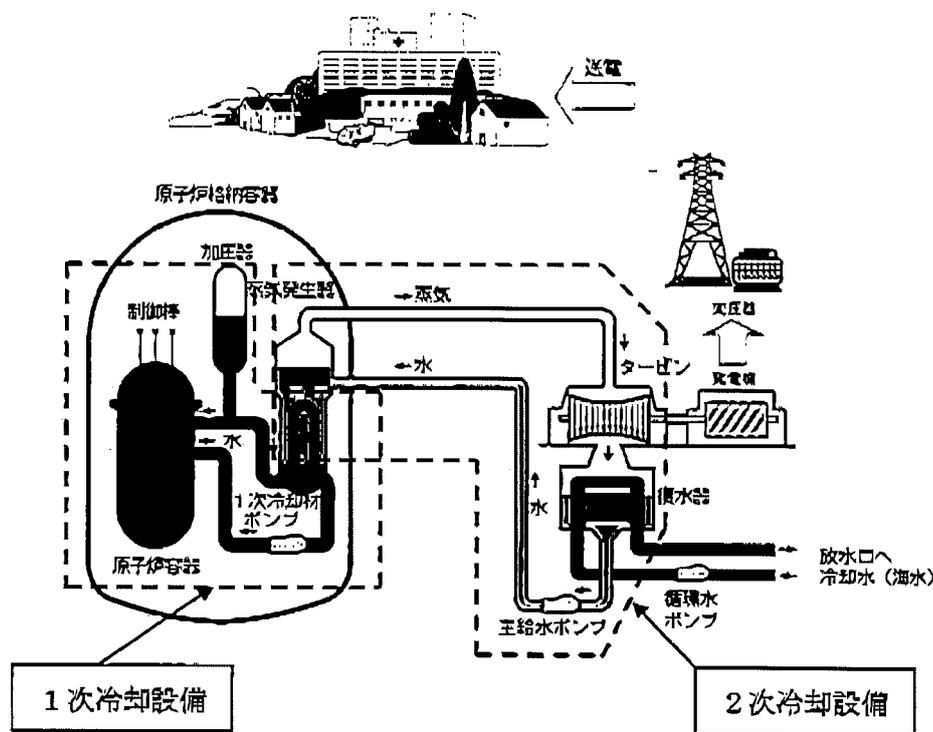
原子力発電の仕組み及び本件発電所の構造等については、被告準備書面(1) 24～44頁等において説明したが、本章では、以下、第1及び第2において改めてその概要を述べつつ補充する。

第1 原子力発電の仕組み

原子力発電は、原子炉でウラン 235 等を核分裂させて得られ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行う発電である。

本件発電所は、加圧水型原子炉(PWR)に分類されるが、その発電の仕組みは以下のとおりである(図表1)。

- ①原子炉で燃料のウラン 235 等を核分裂させて熱エネルギーを発生させる
- ②1次冷却設備を流れる高圧の1次冷却材(軽水(普通の水))が用いられるに、原子炉内で熱エネルギーを伝えて高温水とする
- ③高温水となった1次冷却材を蒸気発生器に導く
- ④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る
- ⑤蒸気となった2次冷却材をタービンに送って発電する



【図表1 加圧水型原子炉（PWR）】

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、本件発電所とはプラントの型式が異なる（被告準備書面（1）27頁，脚注14）。

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。

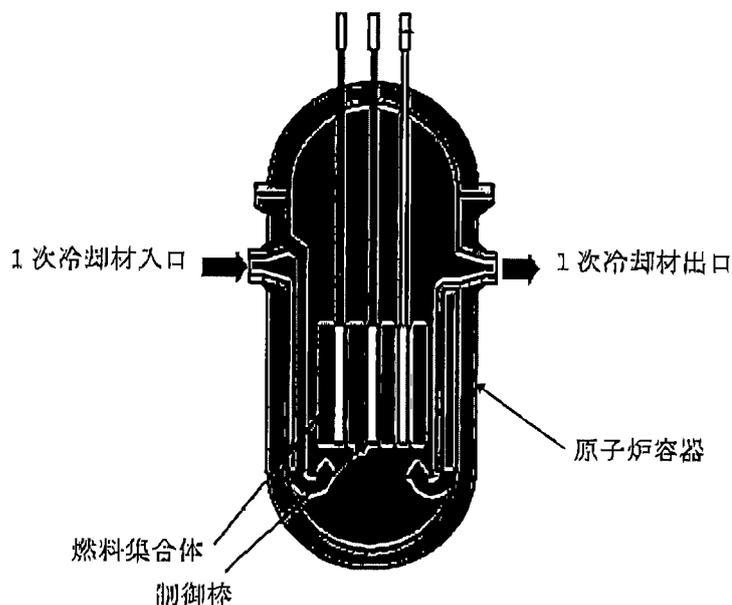
1 1次冷却設備

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、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1）。

原子炉内で発生する熱は1次冷却材を経て2次冷却材に伝えられ、2次冷却材によって除熱されて温度の下がった1次冷却材は、再び原子炉に戻るという一連の過程を繰り返す。なお、1次冷却材から伝えられた2次冷却材の熱はタービンを回転させる際に消費され、残った熱は復水器を通じて海水に熱を伝達することによって除去される。

(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2）。



【図表 2 原子炉】

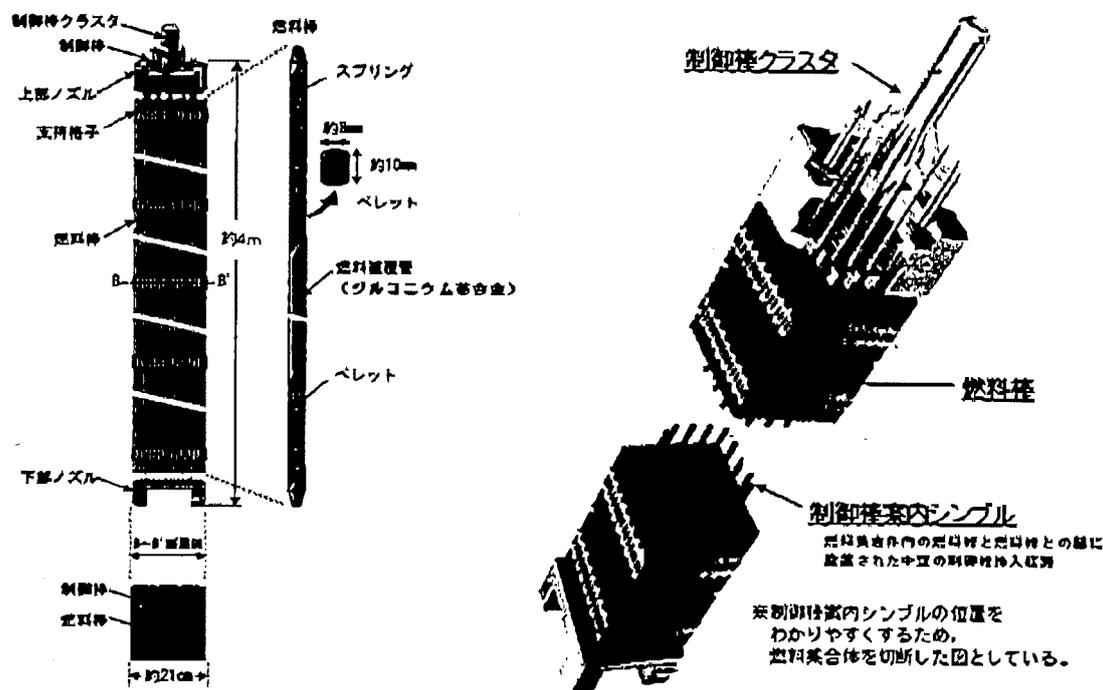
ア 原子炉容器

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。

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264本束ねた燃料集合体を193体、炉心に装荷している（図表3）。



【図表 3 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。

(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²（図表 3。以下、単に「制御棒」という）とし、この制御棒を、原子炉容器

² 本件発電所では各号機に 24 本の制御棒を束ねた制御棒クラスタを 53 体設置している。

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。

(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。

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。

(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。

(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。

(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。

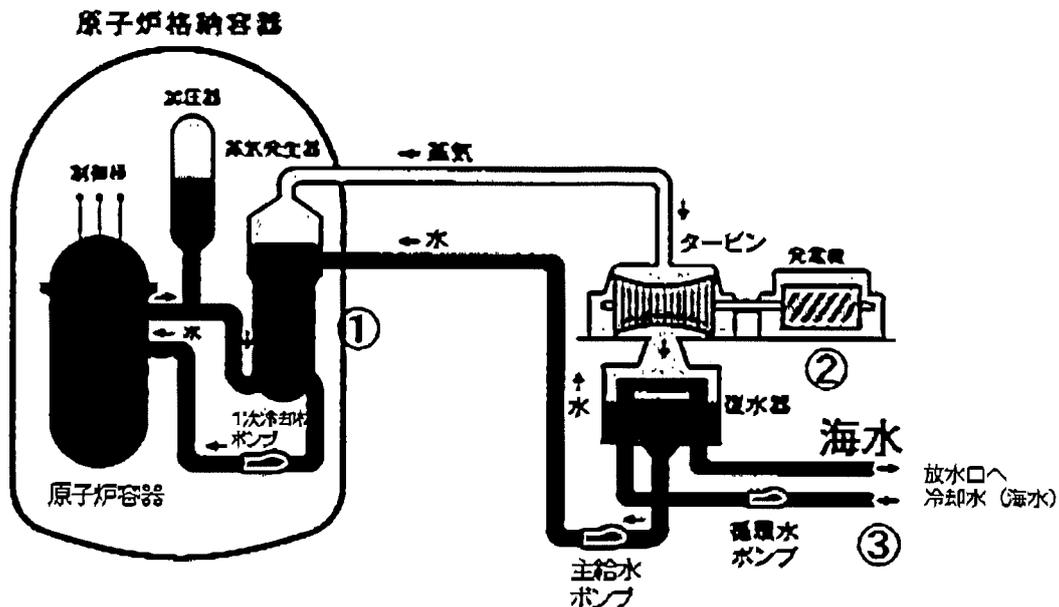
(5) 1次冷却材管

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。

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等（主蒸気管等）から構成されている（図表1）。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4）

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 4 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

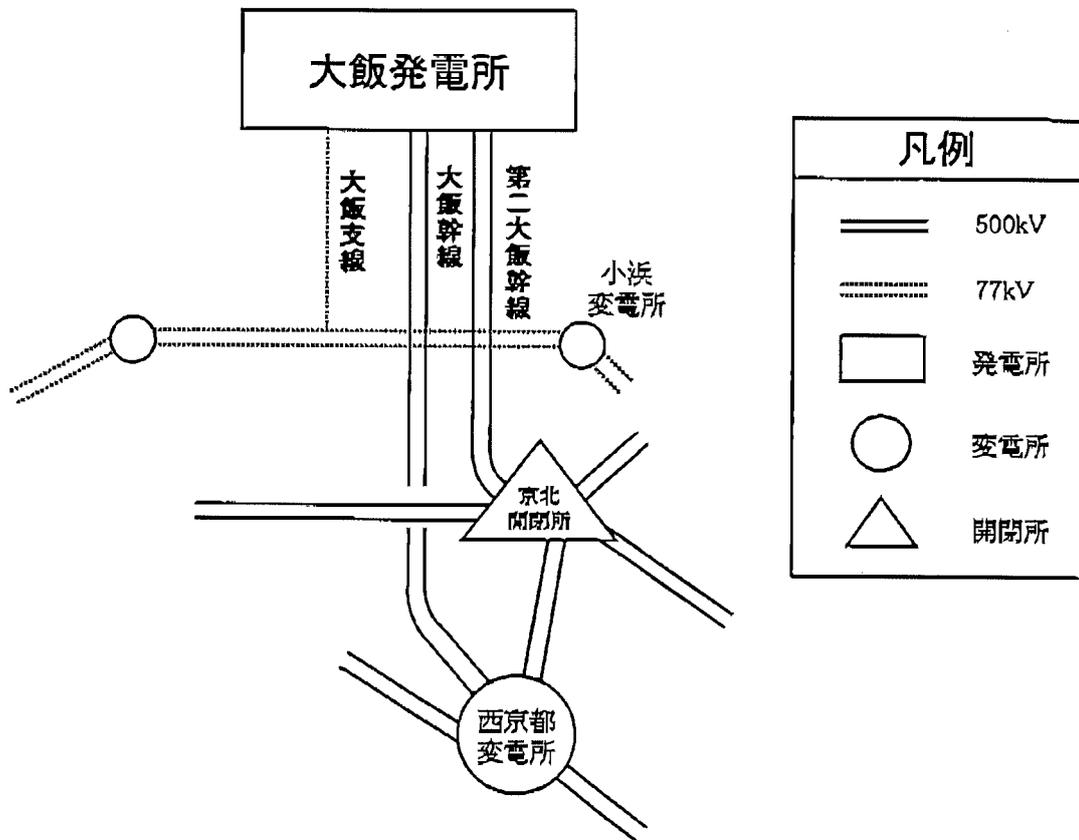
発電機は、タービンの回転エネルギーをもとに電気を発生させる設備であり、発生した電気は、変圧器を通じて原子力発電所外の送電線に送られるほか、原子力発電所内の各設備にも供給される。

イ 外部電源

前述のとおり、原子力発電所は、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、通常は発電所内の発電機から供給される（もちろん、発電機で発電した電力の大半は発電所外へ送電されている）が、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、複数のルートを設け、各々異なる変電所に接続することで独立性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、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 500kV（キロボルト）送電線を大飯幹線及び第二大飯幹線の 2 ルートで 4 回線、受電専用の 77kV 送電線を大飯支線の 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、500kV 送電線のうち 2 回線は約 70km 離れた西京都変電所に、他の 2 回線は約 50km 離れた京北開閉所に連系し、77kV 送電線は約 26km 離れた小浜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、送電線を異なる送電鉄塔に架設するなどしている。（図表 5、被告準備書面（8）6 頁、丙 67、添付書類八、8-1-144～8-1-146 頁）



【図表5 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各号機に2台ずつ備え、それぞれ独立した区画に分離して設置している。(被告準備書面(8)7頁, 丙67, 添付書類八, 8-1-146~8-1-148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³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。

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）

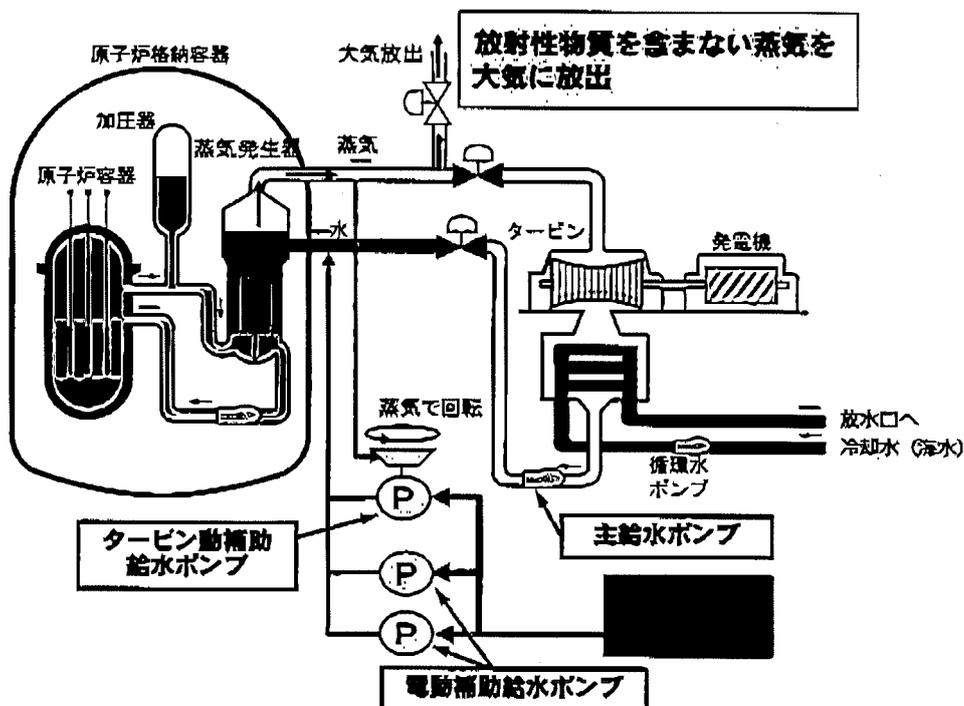
主給水ポンプ等による給水機能が故障その他何らかの原因で失われた場合等には、補助給水設備を用いて、復水ピット（補助給水設備用の貯水槽。ただし、大飯発電所1号機及び2号機では「補助復水タンク」である。以下同じ）を水源として蒸気発生器への給水を維持する。

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

³ 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。

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。大飯発電所3号機及び4号機(以下、「大飯3, 4号機」という)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6)。

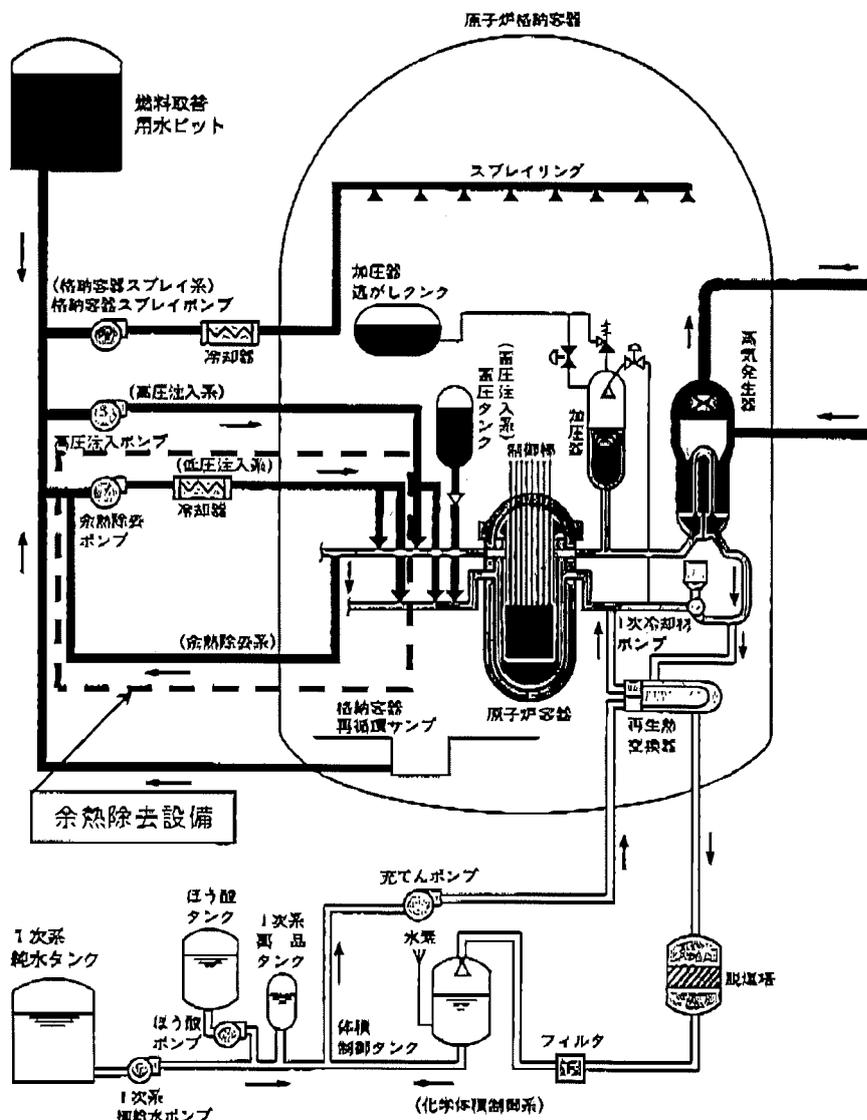
なお,補助給水設備によって蒸気発生器に送られ,1次冷却材の熱を伝えられて蒸気となった2次冷却材(前述のとおり放射性物質を含まない)は,これを主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁から大気に直接放出することによって熱を排出する設計としている。主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は設定圧力に達すると自動的に作動する(主蒸気逃がし弁は手動で開閉することも可能である)。



【図表6 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冷却器等から構成される(図表7)。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冷却器へ送られ、余熱除去冷却器で冷却されてから1次冷却材管へ戻される。原子炉の残留熱は、余熱除去冷却器で除去された後、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。



【図表7 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、「ECCS⁴」という）、原子炉格納容器スプレイ設備等があり、これらの設備は、多重性、独立性⁵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、ECCSの高圧注入系の高圧注入ポンプは、1台で必要な能力を有するものを2台分離して設置し、また、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。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。

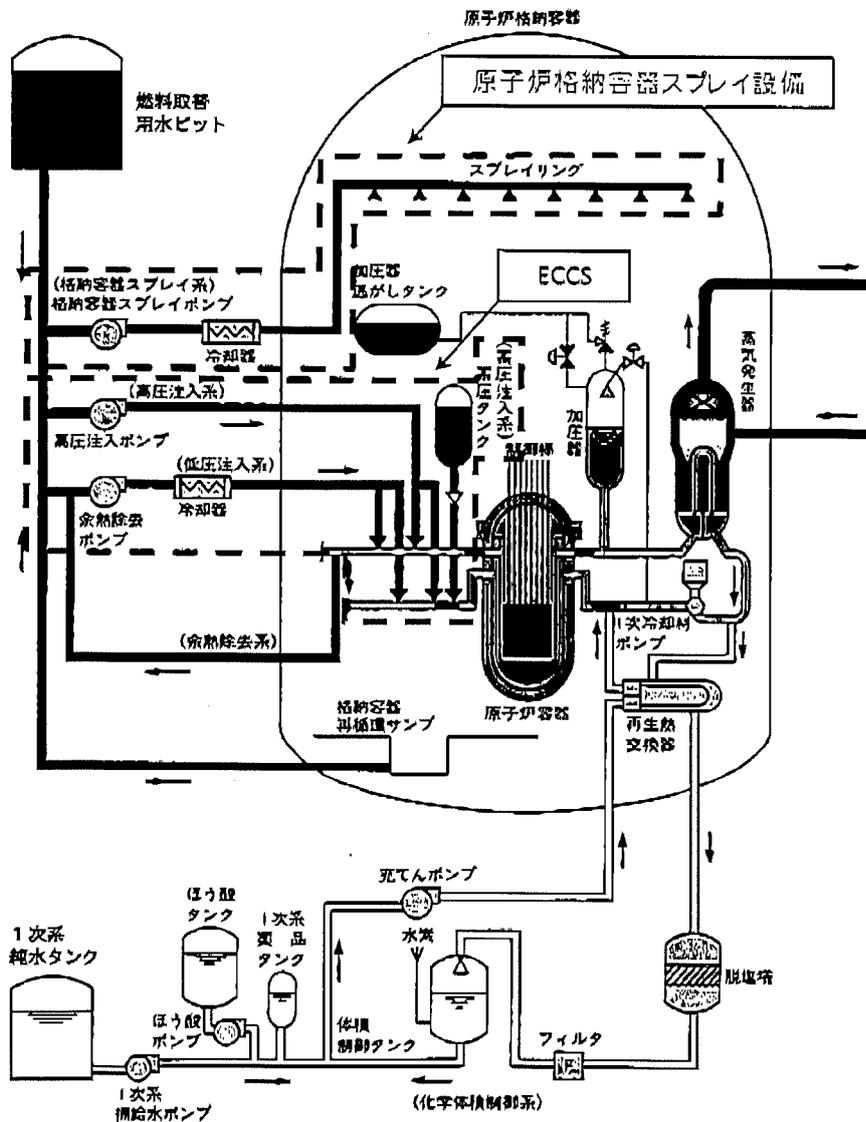
(1) 非常用炉心冷却設備（ECCS）

ECCS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、「LOCA⁶」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8）。

⁴ ECCSは、「Emergency Core Cooling System」の略である。

⁵ 脚注40を参照。

⁶ LOCAは、「Loss of Coolant Accident」の略である。



【図表 8 非常用炉心冷却設備 (ECCS) 及び原子炉格納容器スプレイ設備】

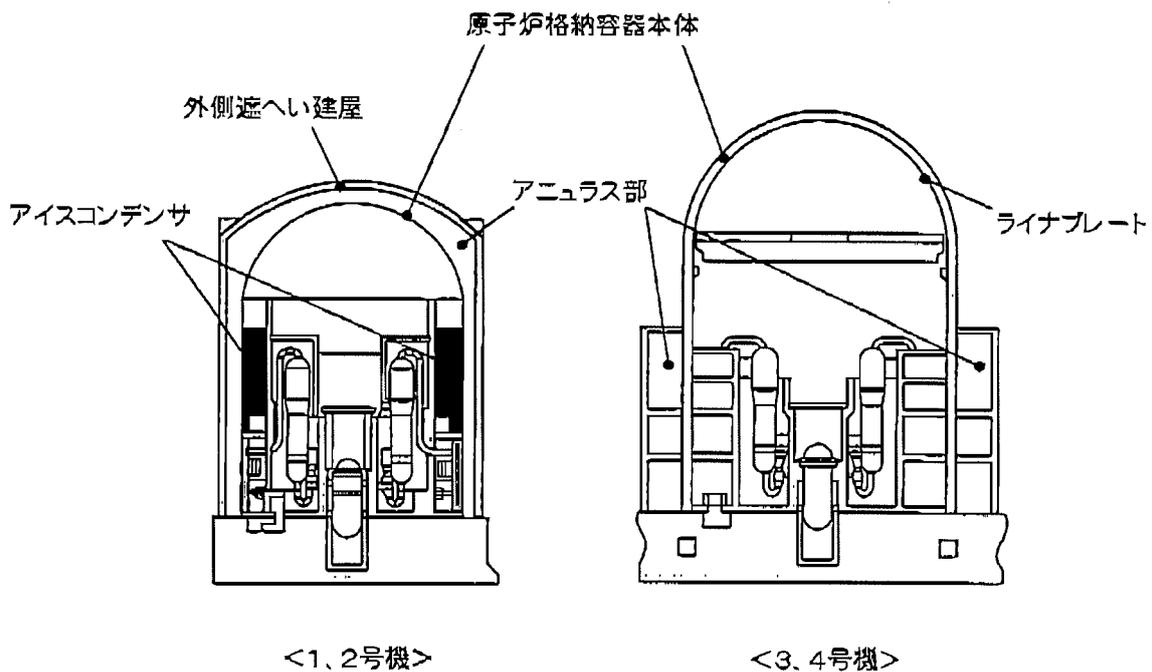
(2) 原子炉格納施設

原子炉格納施設は、原子炉格納容器及びアニュラス部で構成されている。
 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。

大飯発電所1号機及び2号機（以下、「大飯1、2号機」という）におい

ては、原子炉格納容器の本体部は半球形ドームを有する円筒形の炭素鋼製であり、その更に外側には、鉄筋コンクリート造の外側遮へい建屋が設けられている。また、大飯3、4号機においては、原子炉格納容器の本体部は半球形ドームを有する円筒形のプレストレストコンクリート造であり⁷、その内面に気密性を確保するためのライナプレート⁸が設けられている。

また、アニュラス部は、原子炉格納容器の配管等貫通部の外側に設けられた密閉された空間であり、LOCAが発生した場合等に、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9)



【図表9 原子炉格納施設】

⁷ プレストレストコンクリート製原子炉格納容器とは、建設時に圧縮力を構造体にあらかじめ加えておくことで、引張力を発生させるような荷重（1次冷却材管の破断等が万一生じた時等の原子炉格納容器内部の圧力上昇による荷重等が該当する）に耐えられるようにした原子炉格納容器のことをいう。

⁸ ライナプレートとは、気密性を確保するためにコンクリートの内面に張られた炭素鋼製の板のことである。

(3) 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ、スプレイリング等で構成されている（図表8）。LOCA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⁹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。

なお、大飯1、2号機では、原子炉格納容器スプレイ設備に加えて、原子炉格納容器の内側に氷を貯蔵するアイスコンデンサ設備が設けられており（図表9）、アイスコンデンサに貯蔵された氷により、LOCAが発生した場合等に原子炉格納容器内に放出される高温、高圧の蒸気（1次冷却材）を急速に冷却し、凝縮させて、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑えることができる。また、氷の中に放射性よう素を吸収しやすくする薬剤を添加しており、これにより原子炉格納容器内に浮遊する放射性よう素を除去することができる。

(4) アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備は、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¹⁰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。

⁹ 1次冷却材管の破断等によりLOCA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イ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。

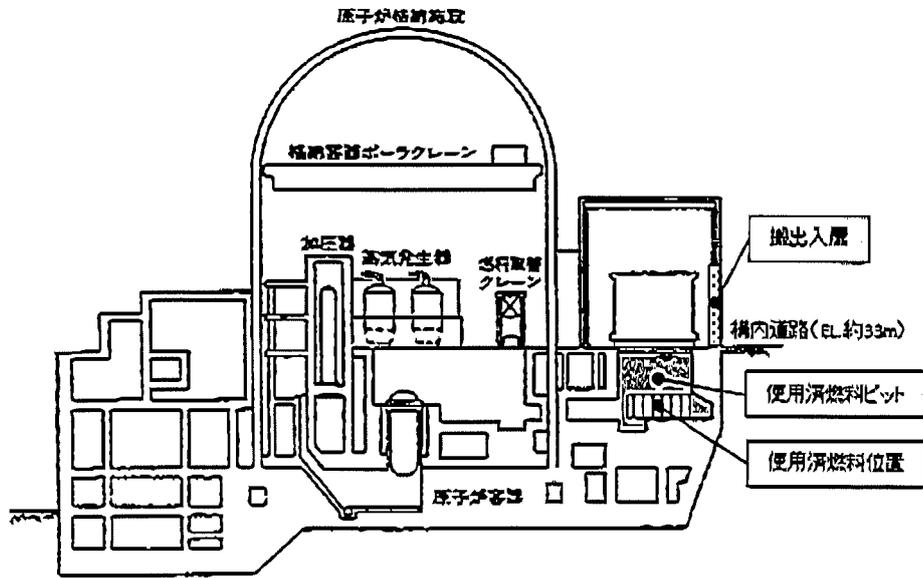
¹⁰ 負圧とは、一般に、内部の圧力が外部（大気圧）よりも低い状態をいう。気中の放射性物質は、他の一般的な物質同様、圧力の低い方から高い方には流れないため、アニュラス部を負圧に保つことで、LOCAが発生した場合等に原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした放射性物質が直接外部に漏えいすることを防止する。

6 使用済燃料ピット

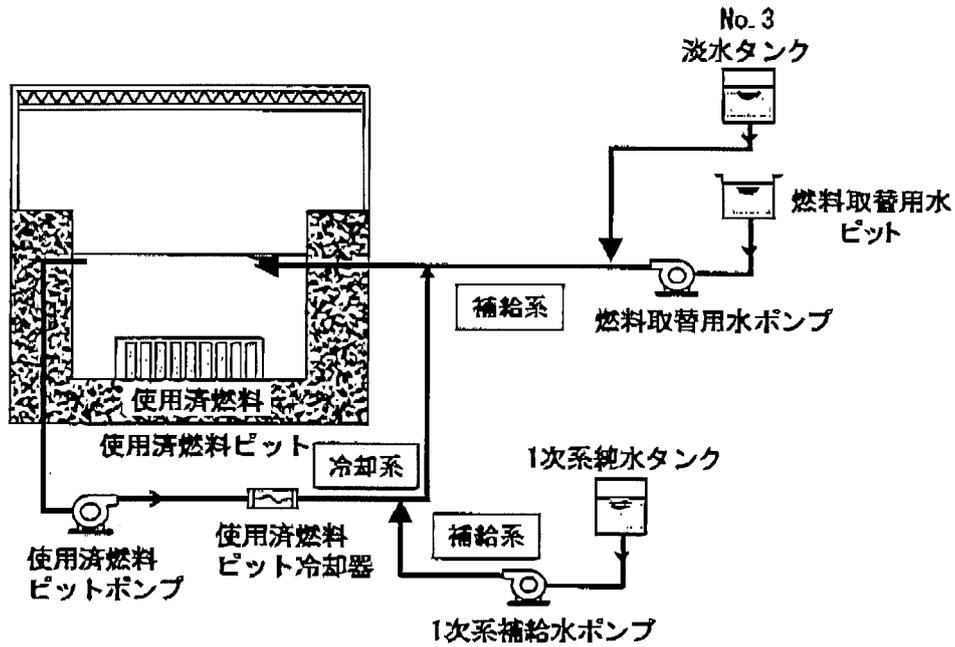
原子炉から取り出された使用済燃料を貯蔵する設備である使用済燃料ピット（図表10、図表11）は、使用済燃料の冷却に十分な量の使用済燃料ピット水で満たされており、貯蔵した使用済燃料の上端から水面まで十分な深さを確保している。具体的には、使用済燃料の長さが約4mであるのに対して、使用済燃料ピットの水深は約12mあり、使用済燃料の上端から水面まで約8mの深さを確保している（被告準備書面（11）52頁）。

使用済燃料ピット水は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備（図表11の「冷却系」）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40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（図表11の「補給系」）も設けられている（補給機能）。

なお、使用済燃料ピットに接続される配管は、全て使用済燃料の上端よりも高い位置で接続され、万一、これらの配管が破断しても、その配管の接続位置より水位が低下することはなく、使用済燃料の冠水状態は維持される。使用済燃料は、適切な間隔を空けて保管し、冠水状態を維持さえしていれば残留熱（崩壊熱）が十分除去され、放射性物質を閉じ込める役割を果たす燃料被覆管の損傷に至ることはなく、安全性を確保することができる。（被告準備書面（11）52～54頁、丙69、182頁）



【図表 1 0 使用済燃料ピット位置 (概略図)】



【図表 1 1 使用済燃料ピットの冷却機能及び補給機能】

第4章 原子炉等規制法による規制の概要

本件発電所を含む発電用原子炉施設は、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、後記第5章及び第6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について述べることとし、以下では、まず、原子炉等規制法の体系について述べた上で（下記第1）、高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度（下記第2）並びに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（第4）について述べる。

なお、新規制基準の制定過程等については、被告準備書面（9）6～24頁においても述べたが、後記第7章で改めて詳述する。

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ふ、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基本設計等に関し、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、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、使用前検査を受け、これに合格

すること（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、同規定について認可を受けること（同法 43 条の 3 の 24）

が要求されている。

また、運転開始後においても、

- ⑤一定の時期ごとに、原子力規制委員会が行う施設定期検査を受けること（同法 43 条の 3 の 15）

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、

- ⑥原子炉設置変更許可を受けた上で（同法 43 条の 3 の 8）、原子炉設置許可と同様に、工事計画認可を受け、使用前検査に合格し、保安規定変更認可を受けること

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⑥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ないし基本的設計方針の安全性に関わる事項（基準地震動及び基準津波の妥当性を含む耐震及び耐津波設計方針、テロ対策等）の妥当性等が審査される。

これに対し、②から⑤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ないし基本的設計方針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）、認可を受けた工事計画どおりに工事が実施されたことの審査（③）、運転開始後の安全性確保、運用等の審査（④、⑤）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

それがあつることにより、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（甲 276, 59～60 頁）。

- 4 原子炉等規制法は、福島第一原子力発電所事故を受けて平成 24 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¹¹82 条 1 項各号に定め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 年間に実施すべき保守管理に関する方針（以下、「長期保

¹¹ 正式には、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」という。

守管理方針」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保守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保守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保守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 25 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保守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

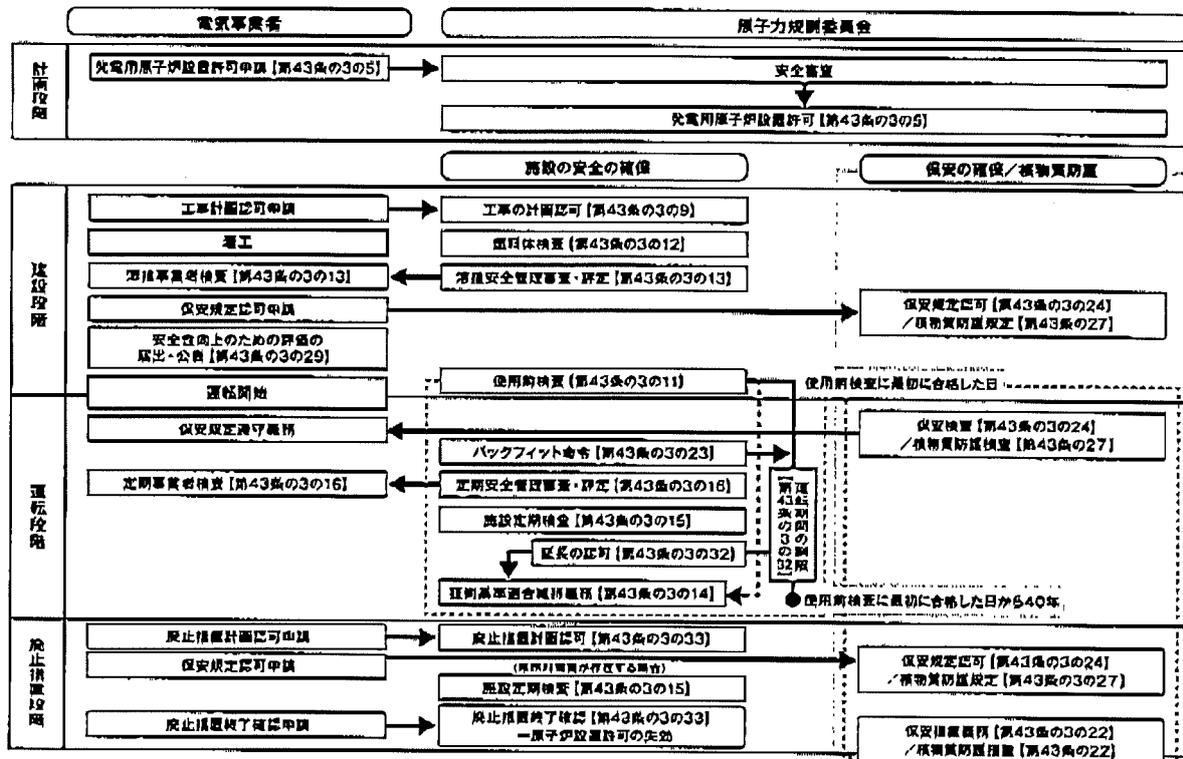
原子炉等規制法は、発電用原子炉設置者がその設置した発電用原子炉を運転することができる期間を、当該原子炉の設置の工事について最初に同法 43 条の 3 の 11 第 1 項の使用前検査に合格した日から起算して 40 年とした上で(同法 43 条の 3 の 32 第 1 項)、当該運転の期間は、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けて、1 回に限り 20 年を超えない期間で延長することができると規定している(同法 43 条の 3 の 32 第 2 項、第 3 項)。

運転期間延長認可を受けようとする者は、原子炉等規制法 43 条の 3 の 32 第

1項に定める期間の満了前1年以上1年3月以内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ついての長期保守管理方針を記載した書類を添付しなければならない(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(丙151,「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。なお、下記1で述べる段階的安全規制に関する規則等については、被告準備書面(9)19~23頁で詳述したとおりであるため、ここではその概要のみ述べる。



【図表 1 2 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、同法 43 条の 3 の 5 第 2 項 2 号から 5 号まで又は 8 号から 10 号までに掲げる事項を変更しようとするときは、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 4 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、本件訴訟との関係で特に重要な設置許可基準規則¹²である。

(2) 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, 2 項）

また、同条 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」、同項 3 号として「その者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織が原子力規制委員会規則で定める技術上の基準に適合するものであること」が工事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。また、同項 3 号にいう原子力規制委員会規則としては、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」が定められている。

¹² 正式には、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」である。

(3) 使用前検査に係る規則

工事計画の認可を受けて設置若しくは変更の工事をする発電用原子炉施設等は、原則として、その工事について原子力規制委員会規則で定めるところにより原子力規制委員会の検査を受け、これに合格した後でなければ、これを使用してはならない（原子炉等規制法 43 条の 3 の 11 第 1 項）。

これを受け、実用炉規則 15 条ないし 22 条において、使用前検査の詳細が定められている。

(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、発電用原子炉の運転開始前に、原子力規制委員会の認可を受けなければならない。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。（原子炉等規制法 43 条の 3 の 24 第 1 項）

これを受けて、実用炉規則 92 条において、保安規定認可及び保安規定変更認可の詳細が定められている。

(5) 施設定期検査に係る規則

特定重要発電用原子炉施設¹³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、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、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 43 条の 3 の 15）。

これを受けて、実用炉規則 45 条ないし 53 条において、施設定期検査の詳細が定められている。

この施設定期検査は、発電用原子炉設置者が負っている技術基準適合維持

¹³ 発電用原子炉施設のうち、原子炉本体、原子炉冷却系統施設、非常用電源設備等の主要な施設をいう。

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り、原子力規制委員会が、定期的に、特定重要発電用原子炉施設が技術基準規則に適合しているか否かについて施設定期検査を通じて確認することとされている。

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等

- (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保守管理に関する事項（高経年化技術評価に関する事項や長期保守管理方針を含む）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。これに対し、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 原子炉等規制法の段階的安全規制による新規制基準に関する原子力規制委員会規則のうち、本件訴訟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ないし基本的設計方針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、地盤、地震、津波等といった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）、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（丙 69、128～161頁）。

なお、テロリズムへの対策については、7条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）等に定められている。

- 2 設置許可基準規則と後記第5章及び第6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5章及び第6章第2（本件発電所の安全確保対策）に概ね対応する。なお、後述するように、被告は、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（丙6, 4頁）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、被告は、「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、後記第6章第3（より一層の安全性向上対策）に概ね対応する。なお、後記第6章第3の1（福島第一原子力発電所事故後における設備の充実）で述べる設備は、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。

- 3 そして、第2で述べた高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度に関しては、本件発電所の安全確保対策のうち、後記第5章第4の5（2）（安全性維持・向上のための継続的活動）に概ね対応する。

第5章 本件発電所の安全確保対策

第4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、新規制基準を踏まえて被告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、原告らの人格権等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、後記第6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、この放射性物質のもつ危険性を顕在化させないよう適切に管理し、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。

被告は、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本件発電所の運転に伴って不可避免的に放出される極めて微量の放射性物質をできるだけ少量に抑えるなどの対策を講じている（平常運転時の被ばく低減対策。下記第3）。さらに、③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「多重防護の考え方」に基づいて、本件発電所を設計する等の安全確保対策

を講じている（事故防止に係る安全確保対策。下記第4）。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

原子力発電所を設置するにあたっては、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、被告は、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、当該地点に到来し得る地震、津波等の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十分安全性が確保できるように本件発電所の設計及び建設を行っている。

また、建設以降も、最新の知見、調査結果等を把握し、これらを考慮した検討、評価等を行っており、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が確保されていることを確認している。例えば、第6章第2の1で後述するとおり、福島第一原子力発電所事故を受けて、自然現象による共通要因故障の防止をより確実なものとするべく、地震、津波、竜巻、火山活動、森林火災等の評価をより厳格なものとし、安全確保対策を更に充実させている。

1 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

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である。

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（丙 29, 11～13 頁）。

そこで、被告は、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て、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））。

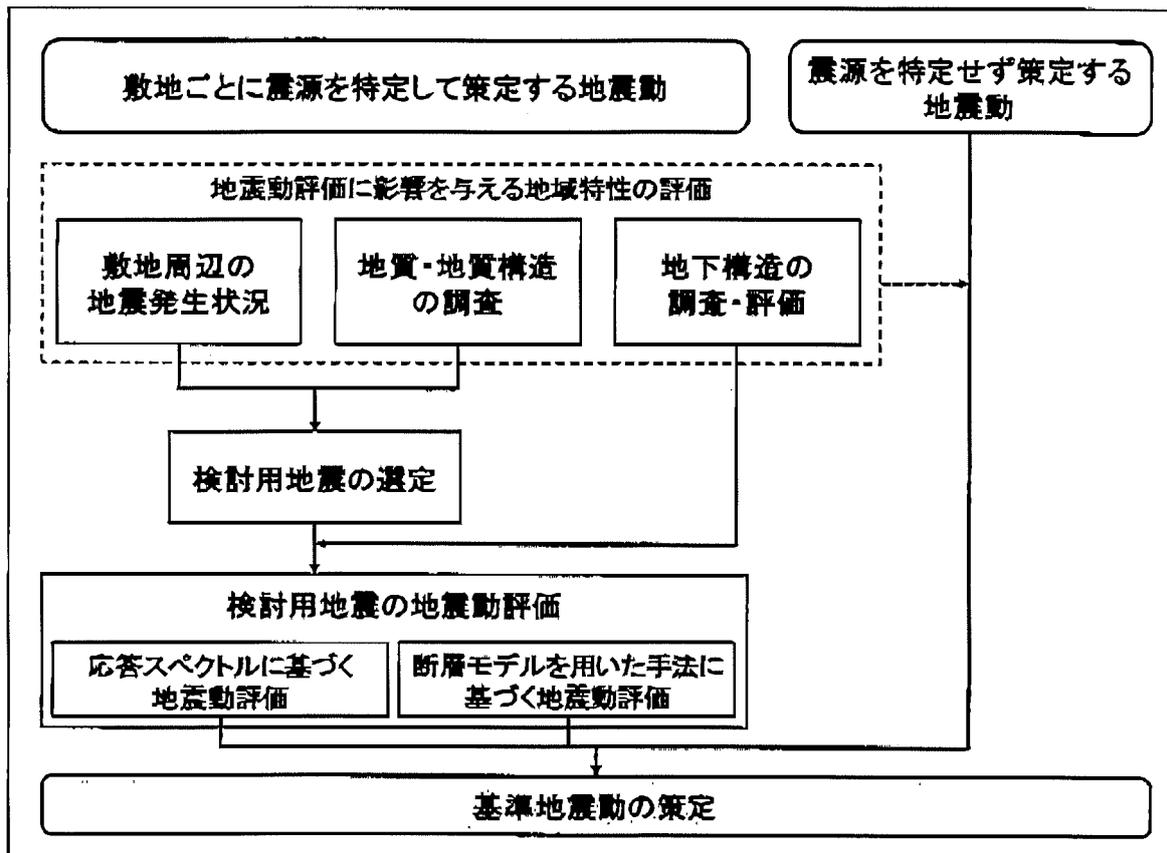
その上で、耐震重要施設である「安全上重要な設備」（耐震重要度分類 S クラスの設備。設置許可基準規則 3 条 1 項、同規則解釈別記 1 第 3 条 1 項、同規則解釈別記 2 第 4 条 2 項 1 号、丙 6, 10 頁, 120 頁, 122～123 頁）の全てが、この基準地震動（による地震力）に対する耐震安全性を備えるようにすることで、地震に対する安全性を確保している（下記（3））。

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¹⁴。



【図表 1 3 基準地震動の策定手順】

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。

¹⁴ 設置許可基準規則解釈別記 2 第 4 条 5 項（丙 6、126～129 頁）

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¹⁵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¹⁶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基づく地震動評価」

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

¹⁵ 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という。このうち、内陸地殻内地震は、陸のプレートが周囲から力（プレート同士の圧縮力）を受けることによって岩盤内部にひずみが蓄積され、岩盤内でずれを生じさせる力が増大していくが、それが限界に達する（増大した力が岩盤の破壊強度を超える）ことで、ある面を境に岩盤がずれ動くこと（断層運動）により生じるものである。（被告準備書面（3）11～15頁）

¹⁶ 応答スペクトルとは、ある地震動が、固有周期を異にする種々の構造物に対して、それぞれどの程度の大きさの揺れ（応答）を生じさせるかを、縦軸に加速度や速度等の最大応答値、横軸に固有周期をとって描いたものをいう。応答スペクトルにより、構造物の固有周期が分かれば、その地震動によって当該構造物に生じる揺れ（応答）の大きさを把握できるのであり、地震動の特徴（その地震動がどの周期帯の構造物を大きく揺らすか）は、この応答スペクトルにより分かりやすく示されるといえる。（被告準備書面（3）20頁）

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。

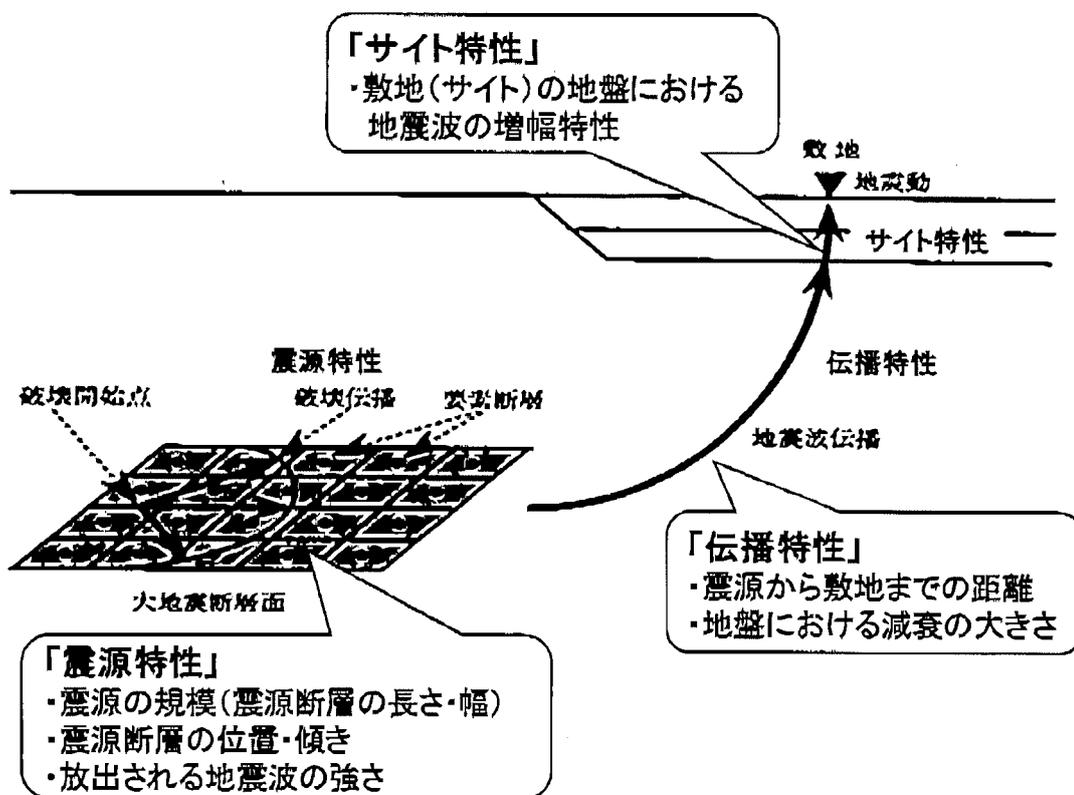
⑤ 基準地震動の策定（下記カ）

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

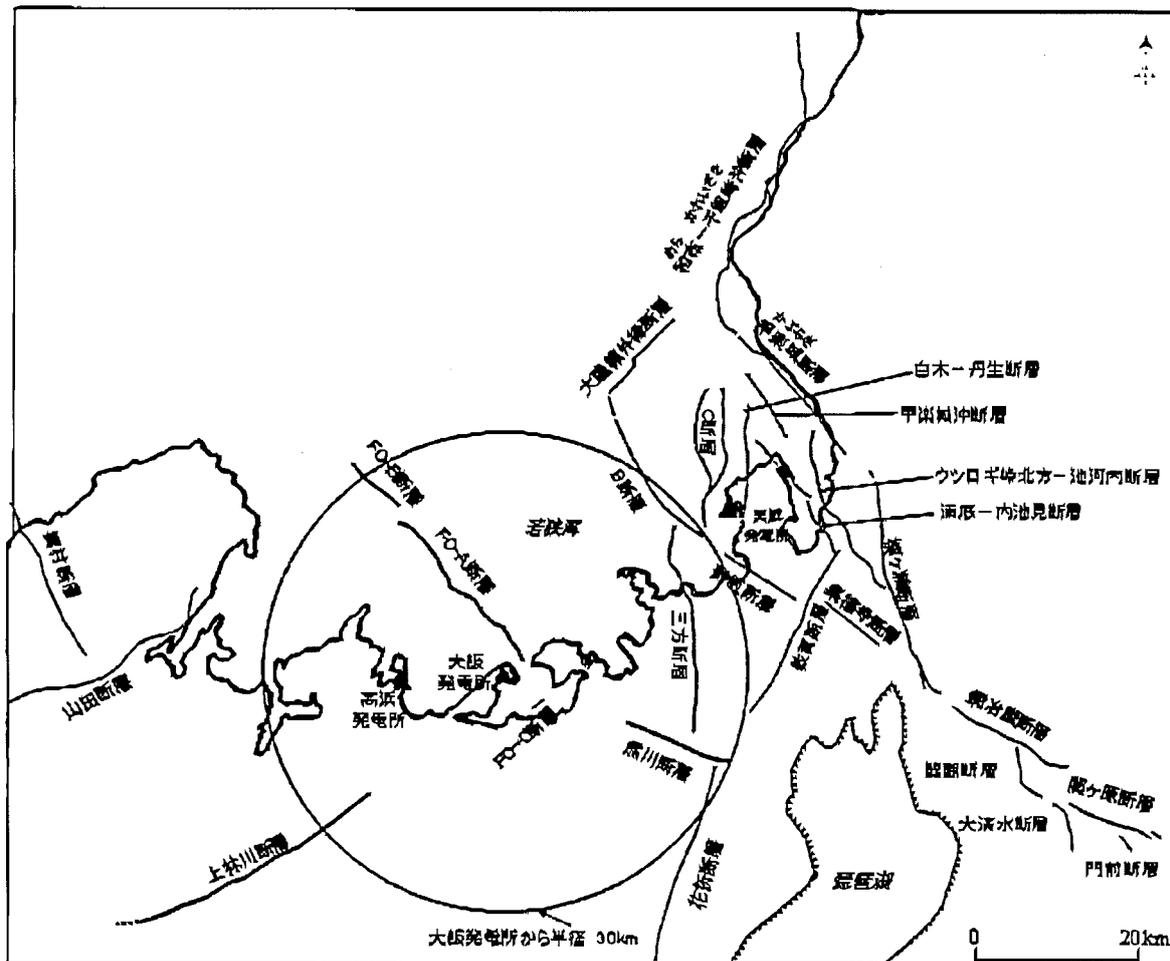
被告は、検討用地震の選定及び各検討用地震による地震動の評価にあたり、地震動評価に影響を与える地域的な特性である「震源特性」「伝播特性」「地盤の増幅特性（サイト特性）」を評価するため、本件発電所敷地周辺の地震発生状況、活断層の分布状況等を含めた地質・地質構造、及び本件発電所敷地及び敷地周辺の地下構造等に関して、文献調査や変動地形学的調査、海上音波探査及び地表地質調査等の詳細な調査・評価を実施した（図表14、被告準備書面（3）46～60頁）。



【図表 1 4 地震動評価において考慮する地域性】

ウ 検討用地震の選定

被告は、上記イの調査・評価結果に基づき、本件発電所敷地に大きな影響を与えると考えられる検討用地震として、「FO-A～FO-B～熊川断層による地震」及び「上林川断層による地震」を選定した（被告準備書面（3）54頁）。



【図表15 震源として考慮する主な活断層¹⁷⁾】

エ 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

被告は、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基づく地震動評価」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

¹⁷⁾ 被告準備書面(3)51頁, 図表16。なお, 原子力規制委員会での審査を踏まえ, 本件発電所敷地周辺の活断層の分布の見直しを行ったが, いずれも本件発電所の検討用地震の選定に影響しないことを確認している。この点も含め, 地震に対する安全確保対策については別途主張する。

うち、「上林川断層による地震」につき、Noda et al. (2002) の方法（耐専式）という距離減衰式¹⁸を用いて、地震の規模、等価震源距離¹⁹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。その際に用いる地震の規模（マグニチュード）については、松田時彦東京大学名誉教授が「活断層から発生する地震の規模と周期について」と題する論文（丙 62）で提案した経験式により、活断層（震源断層）の長さから、地震のマグニチュード（M）²⁰を求めた。「F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層による地震」については、等価震源距離が著しく短いため、耐専式を用いることはせず、

（ii）「断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価」を重視することとした（なお、同地震動評価の結果の妥当性を検討するために、耐専式以外の、各種の距離減衰式による応答スペクトルを求めた）。（被告準備書面（3）61～67頁）

次に、（ii）「断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価」では、文部科学省の地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（『レシピ』）」（丙 13）等を参照して²¹、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

¹⁸ 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。

¹⁹ 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。

²⁰ 地震の規模を表すマグニチュード（M）には、気象庁マグニチュード、モーメントマグニチュード（Mw）等、いくつかの種類があり、同じ地震でも異なった値になることがある。本書面で記載しているマグニチュードの値は、特に断らない限り、気象庁マグニチュードの値である。

²¹ 新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」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」（丙 27, 4～5頁）とされているところである。

震モーメント (M_0)²²、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。(被告準備書面(3)68~80頁)

なお、これらの地震動評価にあたっては、例えば詳細な地質・地質構造調査等からは連動しないと考えられるFO-A~FO-B断層と熊川断層とが連動するとしたり、強震動を生起するアスペリティ²³の位置を各震源断層について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(被告準備書面(3)52~54頁,64頁)。

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)²⁴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「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」(丙27。以下、「地震ガイド」という)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

²² 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: $N \cdot m$ (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(被告準備書面(3)69頁,脚注121)。

²³ 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(被告準備書面(3)61頁,脚注108)。

²⁴ 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—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—」日本地震工学会論文集第4巻第4号,46~86頁

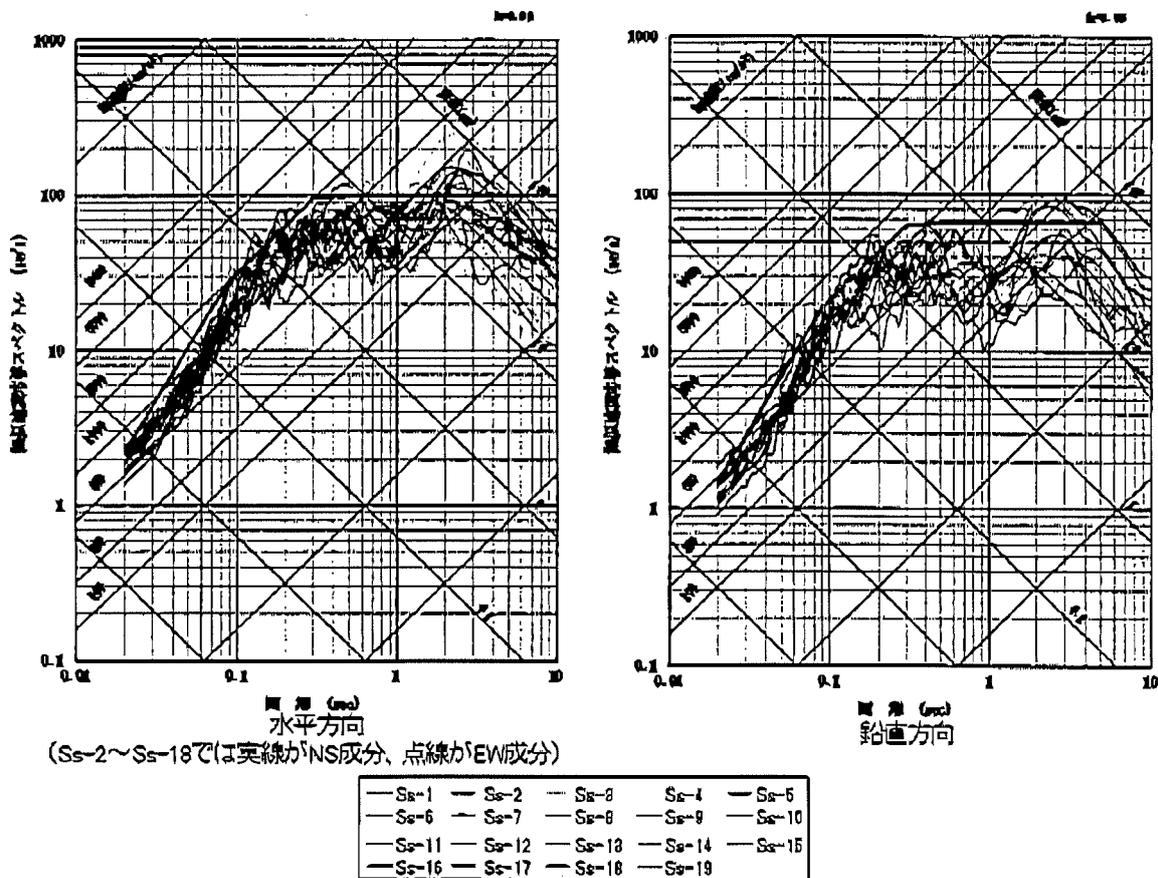
ことが困難な過去の内陸地殻内地震)の例から、平成12年(2000年)鳥取県西部地震の地震動の観測記録、及び平成16年(2004年)12月14日に北海道留萌支庁南部で発生した地震(地震ガイドにいう「2004年北海道留萌支庁南部地震」)の地震動の観測記録(解放基盤表面²⁵における推定値)を採用し、地震動の評価結果が大きくなるような保守的な条件で評価を行った(被告準備書面(3)82~88頁)。

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($S_s-1 \sim S_s-19$)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16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-4 (EW方向)の856ガル、鉛直方向が基準地震動 S_s-14 の613ガルである²⁶(被告準備書面(3)89~104頁)。

²⁵ 解放基盤表面とは、基準地震動を策定するために、基盤面上の表層及び構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される基盤の表面をいう。

²⁶ 最大加速度とは、ある地震動における加速度の最大値をいう。応答スペクトルの一番短い周期(応答スペクトルの曲線の左端)での揺れは、極めて堅固な構造物の揺れを示しているところ、極めて堅固な構造物は、それが建っている地盤の揺れ(地震動)とほぼ一致した揺れを見せるため、この周期(一番短い周期)の加速度の最大値は、当該地震動の最大加速度とほぼ一致する。



【図表 16 基準地震動 S s - 1 ~ S s - 1 9 の応答スペクトル】

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

被告は、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、該当する設備や設備の各部位に作用する力を評価するために、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、本件発電所の耐震重要施設である「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²⁷。以下では、大飯3，4号機を例に、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）によって、構造物を構成する各部位に作用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。

被告は、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、耐震安全性を強化するための耐震補強工事を行っており、例えば、大飯3，4号機では合計約1200箇所にあぶ耐震補強工事を実施している。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

²⁷ 設障許可基準規則解釈別記2第4条6項（丙6，129～131頁）

認している（被告準備書面（3）108～114頁）。

ウ 「安全上重要な設備」に係る耐震安全上の余裕

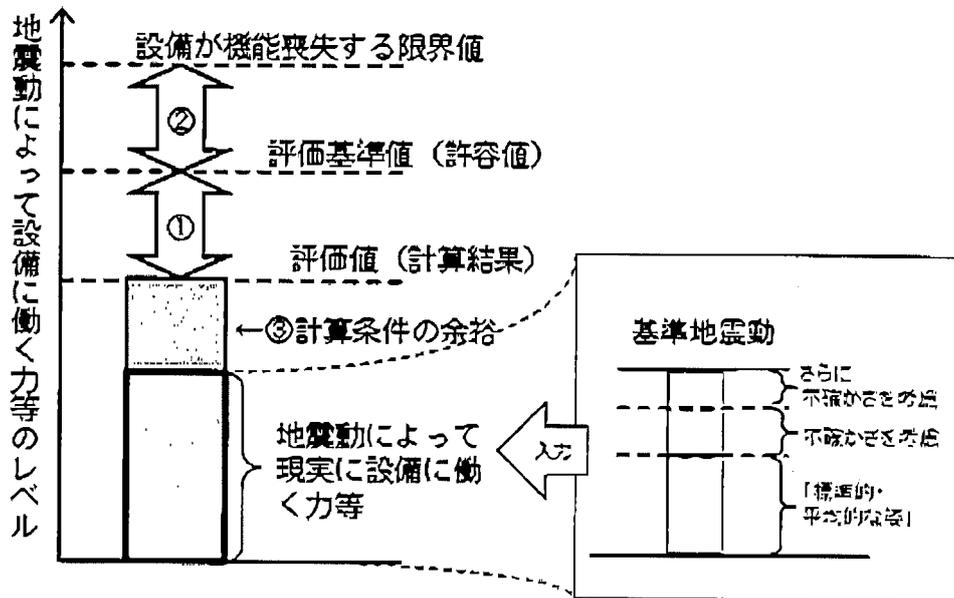
前述のとおり、被告は、「安全上重要な設備」について、評価値が評価基準値（許容値）を下回ることを確認しているところ、①両者の差は、耐震安全上の余裕（基準地震動による地震力に対する余裕）ということができる（①の余裕）。

また、このような余裕に加えて、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、被告は、耐震安全性の評価に用いる評価基準値（許容値）を、一般社団法人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、被告は、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）。

（以上につき、図表17、被告準備書面（3）114～117頁）



【図表 1 7 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に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なっている（被告準備書面（3）118～120頁，150頁，丙41，13頁）。

(4) 小括

以上のとおり、被告は、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。

2 津波に対する安全確保対策

(1) 本件発電所における津波に対する安全性の確保について

津波とは、地震発生時の海域活断層のずれ、地すべりや火山活動に伴う海中への土砂流入等の要因（波源）によって、海面が変動して波が発生し、その波が沖合いを伝播して海岸へ押し寄せる現象である。

原子力発電所の津波に対する安全性確保対策においては、当該地点の地域的特性を踏まえつつ、原子力発電所に到来し得る津波の評価を適切に行うことが基礎となる。

具体的には、津波の態様が、波源の種類・位置・規模、津波の伝播経路にあたる海域の海底地形・海岸線の地形等の影響を受けるため、このような地域によって異なる諸条件を十分に考慮して、津波の評価を行うことが重要となる。

そこで、被告は、津波に対する安全性を確保すべく、新規基準（設置許可基準規則）の要求を踏まえ、既往津波（過去に発生した津波）や波源となり得る海域活断層等を調査の上、不確かさを十分に踏まえて、原子力発電所の供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（基準津波）を策定した（下記（2））。

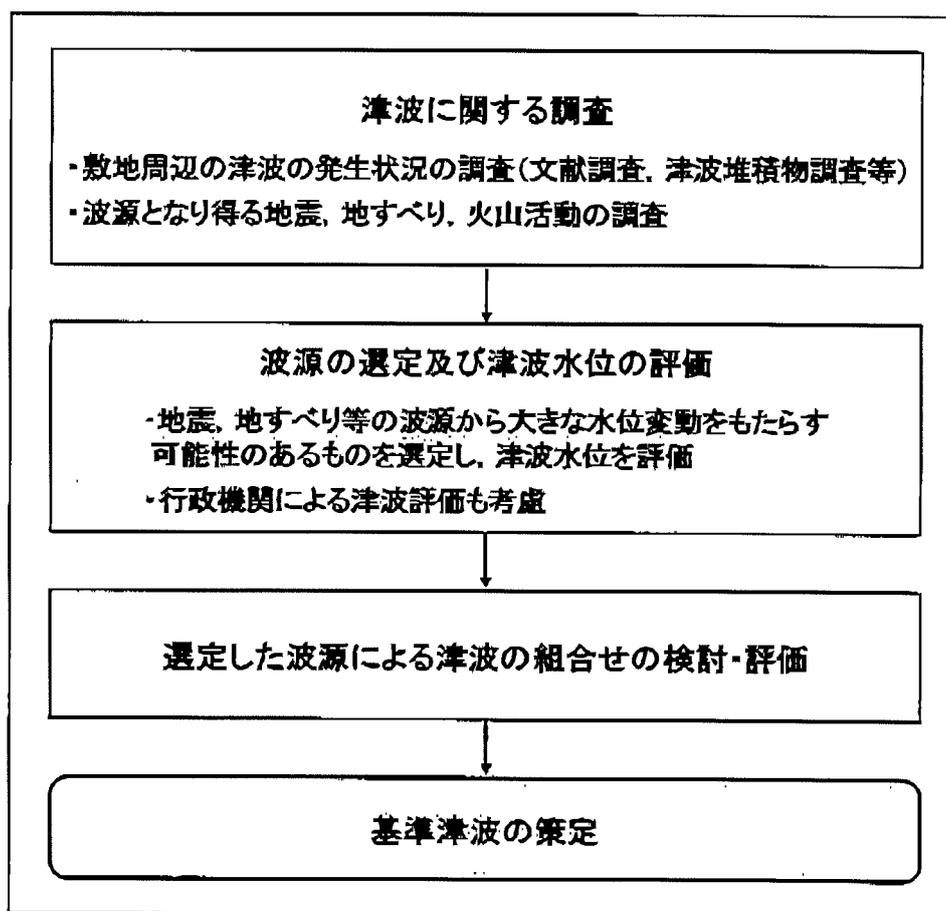
その上で、「安全上重要な設備」の全てが、この基準津波に対して安全機能を保持できるようにすることで、津波に対する安全性を確保している（下記（3））。

以下では、主に基準津波の策定手順及び「安全上重要な設備」の津波に対する安全性の確認に焦点を当てて、その概要を述べる。

(2) 基準津波の策定

ア 基準津波の策定手順（総論）

原子力発電所における「安全上重要な設備」の安全性を確保するための基準となる基準津波の策定手順の概要は、次のとおりである²⁸。



【図表 1 8 基準津波の策定過程】

²⁸ 設置許可基準規則解釈別記 3 第 5 条 2 項（丙 6, 133～134 頁）

①津波に関する調査（下記イ）

過去の津波に関する文献調査や津波堆積物調査等を実施し、発電所の敷地に影響を及ぼしたと考えられる既往津波を確認する。

また、様々な波源によって想定される津波を評価するため、発電所に大きな水位変動を及ぼす波源となり得る敷地周辺のプレート間地震、海洋プレート内地震、海域の活断層による地殻内地震、地すべり及び斜面崩壊、火山活動等についての調査を行う。

②波源の選定及び津波水位の評価（下記ウ）

上記①の調査結果を踏まえ、津波を発生させる要因として、プレート間地震、海洋プレート内地震、海域の活断層による地殻内地震、陸上及び海底での地すべり及び斜面崩壊、火山現象を考慮して、発電所の敷地に大きな影響を与えると予想される波源を複数選定する。

その上で、波源特性の不確かさの要因等を十分考慮し、海底及び海岸線の地形をもとに設定した解析モデルを用いた数値シミュレーションを実施して、選定した各波源による津波水位を評価する。また、安全側に立って評価を実施するとの観点から、行政機関により発電所敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には、必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定にあたって反映する。

③津波の組合せの検討・評価（下記エ）

津波発生要因に係る敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえ、上記②で評価した各波源による津波の組合せを検討し、津波水位を評価する。

④基準津波の策定（下記オ）

上記③の検討結果から、発電所敷地における津波水位が最も厳しい（津波による水位変動が最も大きい）ものとなるケースを基準津波の波源として選定し、基準津波を策定する。

以下では、上記①～④の順に、基準津波の策定の概要について、項を改めて述べる。

イ 津波に関する調査

被告は、本件発電所の敷地周辺における既往津波について、日本被害津波総覧等の文献を調査し、また、若狭湾沿岸において、完新世（約1万年前から現在まで）を対象とした津波堆積物調査²⁹等を実施した結果、本件発電所の安全性に影響を及ぼすような既往津波の記録や痕跡は認められなかった（被告準備書面（2）10～11頁，丙4，3～5頁，7頁，丙5）。

また、被告は、基準津波の波源となり得るものの選定にあたり、本件発電所に大きな水位変動を及ぼす津波の波源となる可能性のある敷地周辺の海域活断層等による地震³⁰、海底及び陸上の地すべり³¹、火山活動について、海上音波探査や現地踏査等の詳細な調査を実施した。

²⁹ 津波が陸地に到達することによって陸地に堆積された、海域の砂や泥、生物の遺骸等（津波堆積物）の有無を確認し、津波の発生した時代や到達範囲等を調査すること。

³⁰ 太平洋側に想定される海溝型のプレート間地震及び海洋プレート内地震については、本件発電所に大きな水位変動を及ぼすような津波の痕跡が認められず、そもそも日本海側には影響しないと考えられることから、地震による津波の評価にあたっては、敷地周辺の海域活断層による地震及び日本海東縁部の断層による地震を検討対象とした。

³¹ 陸上の地すべりは「斜面崩壊」ともいう。

ウ 波源の選定及び津波水位の評価

(ア) 地震による津波

津波の波源となる地震としては、本件発電所の地理的条件等を踏まえ、①敷地周辺の海域活断層による地震、及び②日本海東縁部の断層による地震について検討することとし、これらの地震によって想定される津波を評価した。

まず、①敷地周辺の海域活断層については、簡易予測式により本件発電所敷地に到達する推定津波高さが1m以上となるF O - A ~ F O - B ~ 熊川断層等の4つの海域活断層を検討対象とした³²。次に、②日本海東縁部の断層については、既往の検討結果を踏まえ、モーメントマグニチュード7.85の波源モデルを設定した。

これらの検討対象とした4つの海域活断層と日本海東縁部の断層について、公益社団法人土木学会の『原子力発電所の津波評価技術』(丙3)等に基づき、不確かさの因子である断層の位置等を合理的に変化させた数値シミュレーションを多数実施するパラメータスタディを行い、各断層について、水位変動量が最大となるケースを確認した。その結果、水位変動量の大きい波源として、大陸棚外縁~B~野坂断層及びF O - A ~ F O - B ~ 熊川断層を選定した。

その上で、選定した2つの波源について、詳細な数値シミュレーションを実施し、評価点³³における津波水位を算出した(丙4, 34頁)。

(以上につき、被告準備書面(2)12~17頁)

³² なお、原子力規制委員会での審査を踏まえ、検討対象となる海域活断層の数等の見直しを行ったが、いずれも本件発電所の基準津波の波源に変更はないことを確認している。この点も含め、津波に対する安全確保対策については別途主張する。

³³ 津波評価にあたっては、原子炉格納施設や海水ポンプ等の「安全上重要な設備」が設置された敷地に津波が到達、流入する可能性のある経路等を考慮して、本件発電所に評価点を複数設定し、評価点における津波水位を算出している。

(イ) 地震以外の要因による津波

海底地すべりによる津波については、文献調査や海上音波探査の記録の解析・評価を行い、本件発電所に大きな水位変動をもたらすと考えられる海底地すべり地形として、隠岐トラフの南東側及び南西側の水深約500～1000m付近の大陸斜面にある海底地すべり地形を抽出、選定した。その上で、当該地形について、海底地すべりの発生に伴い海面がどのように挙動するかを想定し、数値シミュレーションにより評価点における津波水位を算出した（丙4, 68頁）。

次に、陸上地すべりによる津波についても、地すべり地形分布図データベース等をもとに地すべり地形を抽出、選定した。その上で、これらの地形について、地すべりによって土砂が海面にすべり落ちる際の海面の挙動を想定し、数値シミュレーションにより評価点における津波水位を算出した（丙4, 89頁）。

さらに、火山活動による山体崩壊に伴う津波については、津波堆積物調査、火山の活動状況等を踏まえて、本件発電所の安全性に影響を及ぼすことはないと評価した（丙4, 91頁）。

（以上につき、被告準備書面（2）17～21頁）

(ウ) 行政機関の波源モデルを用いた津波の検討

福井県が想定した若狭海丘列付近断層を波源とするモデル、秋田県が想定した日本海東縁部の断層を波源とするモデル、国土交通省等の「日本海における大規模地震に関する調査検討会」が想定した若狭海丘列付近断層及びFO-A～FO-B～熊川断層を波源とするモデルを用いて、詳細な数値シミュレーションを実施し、評価点における津波水位を算出した（被告準備書面（2）21～24頁、丙4, 97, 103, 116頁）。

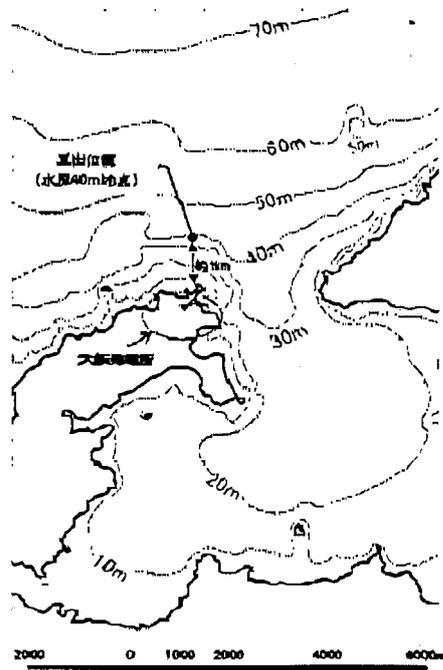
エ 津波の組合せの検討・評価

地震の揺れによって地すべりが発生する可能性があることを踏まえ、地震に伴い地すべりが発生した場合に、それぞれを波源とする津波が本件発電所に同時期に到達して大きな水位変動をもたらし得る組合せとして、「若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり」及び「FO-A～FO-B～熊川断層と陸上地すべり」の組合せを検討した。この検討にあたっては、地すべりの発生時間の不確かさも考慮の上、評価点における個々の津波水位の評価結果を足し合わせることで（単体組合せ）、津波水位を評価した。（被告準備書面（2）25～26頁，丙4，117～126頁）

オ 基準津波の策定

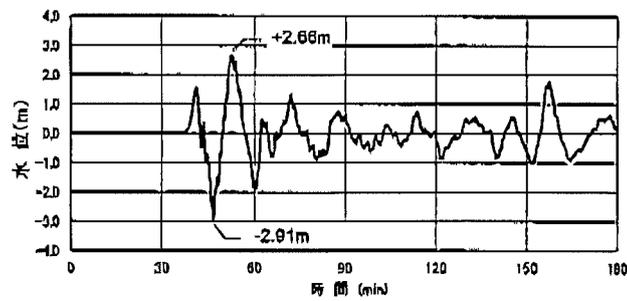
被告は、上記エで検討した組合せの中から、各評価点で最も水位の影響が大きくなるケースを抽出し、より実現象に近く精度の高い津波計算（一体計算）を行った。その結果、「若狭海丘列付近断層（福井県モデル）と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB，81秒ずれ）」及び「若狭海丘列付近断層（福井県モデル）と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB，0秒ずれ）」を、本件発電所への水位変動量が最も大きくなる波源として選定し、1km程度沖合いの地点において基準津波を策定した（図表19。各々，順に基準津波1及び基準津波2）。策定した基準津波1及び基準津波2の時刻歴波形³⁴は、図表20のとおりである（丙4，133頁）。（被告準備書面（2）26～29頁）

³⁴ ある津波によって生じた津波が、ある地点に達した際の時々刻々の津波水位を表現するものであり、横軸に時間、縦軸に津波水位をとる。

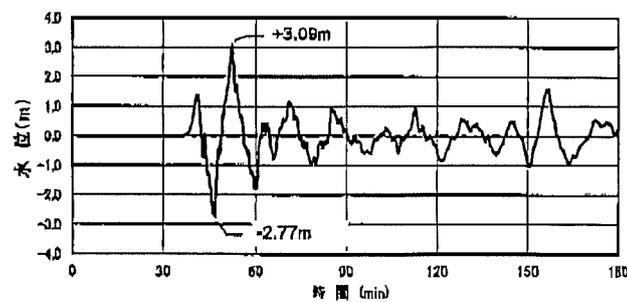


【図表 1 9 基準津波の策定位置】

【基準津波1】
 若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり(エリアB)



【基準津波2】
 若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり(エリアB)



【図表 2 0 基準津波 1 及び基準津波 2 の時刻歴波形】

カ 小括

以上のように、本件発電所の基準津波は、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、様々な波源について検討した上で、複数の波源の組合せについても検討し、不確かさの適切な考慮の上で策定している。したがって、本件発電所に基準津波を超える津波が到来することはまず考えられないところであり、この基準津波は、本件発電所において津波に対する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」の津波に対する安全性確認

ア 津波に対する安全性確認の概要

被告は、基準津波をもとに、津波の伝播特性、浸水経路等を考慮して評価対象の施設ごとに「入力津波」を設定し（下記イ）、津波の敷地への到達、流入防止（下記ウ）、漏水による影響防止（下記エ）、津波による影響からの隔離（下記オ）、水位変動に伴う取水性低下による影響の防止（下記カ）という津波防護に係る基本方針に基づき、津波に対する施設の安全性評価を実施し、「安全上重要な設備」が、基準津波に対して安全機能を保持できることを確認することとしている（被告準備書面（2）29～30頁）。

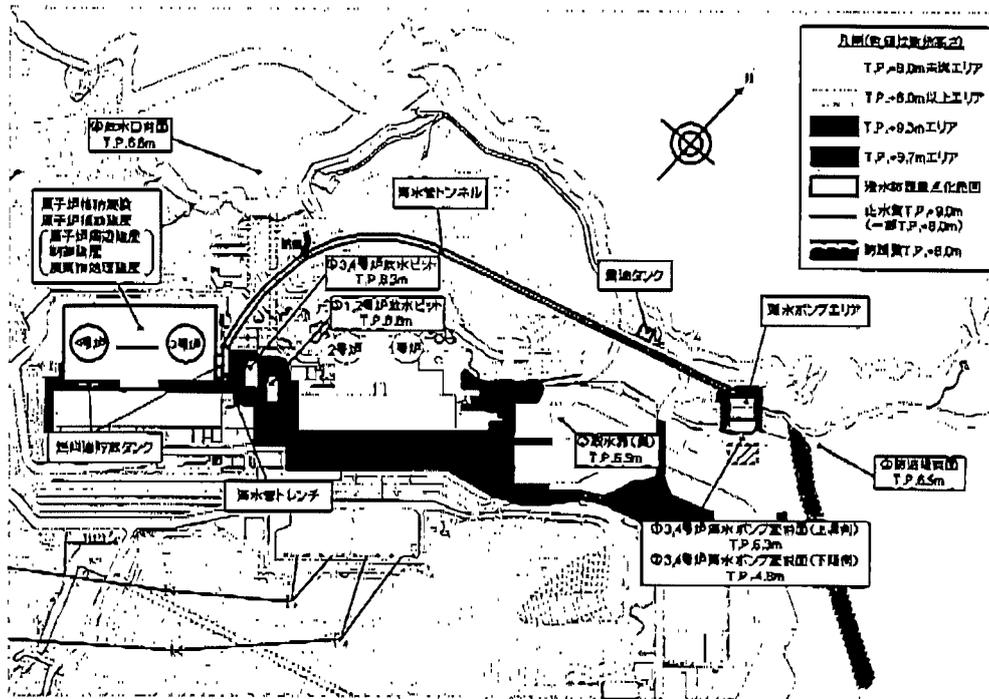
以下では、大飯3、4号機を例に、津波に対する安全性の確保の概要について、項を改めて述べる。

イ 入力津波の設定

施設の津波に対する安全性評価にあたっては、津波の伝播特性、浸水経路等を考慮して、各施設に対して、基準津波をもとに入力津波を設定する必要がある。

被告は、基準津波の検討における単体組合せによる津波水位と、一体計算による津波水位を比較するなどし、評価点ごとに水位変動量が最も大き

くなる津波評価結果を選定し、その上で、朔望平均潮位³⁵のぼらつき等を考慮して、入力津波を設定している。



【図表 2 1 評価点における入力津波の水位 (大飯 3, 4号機)】

ウ 津波の敷地への到達、流入防止

被告は、防護壁を設置するなどして、「安全上重要な設備」が設置された敷地において、津波が地上部から到達、流入しないことを確認している。また、海と直接連絡し、津波の流入の可能性のある連絡経路について、必要に応じて開口部等に浸水対策を施すことによって、海と直接連絡している取水路、放水路等の経路から同敷地に津波が流入しないことを確認している。

³⁵ 朔（新月）及び望（満月）の日から5日以内に観測された、各月の最高満潮面及び最低干潮面を1年以上にわたって平均した高さの水位をそれぞれ、朔望平均満潮位及び朔望平均干潮位という。

エ 漏水による影響防止

被告は、津波が地上部から敷地へ到達、流入せずとも、取水・放水施設や地下部等において、取水・放水設備の構造上、海水面の上昇によって漏水する可能性を考慮し、開口部に浸水対策を施すこと等により、「安全上重要な設備」が、漏水による影響を受けないことを確認している。

オ 津波による影響からの隔離

上記ウ及びエ以外による津波の影響から、「安全上重要な設備」を隔離するため、被告は、「安全上重要な設備」が設置された敷地を、津波に対する浸水防護重点化範囲として明確化することで、地震による溢水を想定³⁶しても同重点化範囲に影響が及ばないことを確認している。

カ 水位変動に伴う取水性低下による影響の防止

被告は、水位変動に伴う取水性の低下（引き波による水位低下）に対しても、「安全上重要な設備」が安全機能を保持できるように対策を施している。具体的には、引き波による水位低下の際にも、「安全上重要な設備」を含む原子炉施設の各機器で発生する熱を除去するための海水を汲み上げることが可能となるように、常時海水を貯留する貯水堰を設置することで海水ポンプによる取水が可能な水位を確保し、その取水機能が保持できることを確認している。

(4) 小括

以上のとおり、被告は、基準津波を適切に策定した上で、基準津波に対して、本件発電所の「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、本件発電所の津波に対する安全性は十分に確保されている。

³⁶ 地震に伴う津波が生じた場合に、耐震重要度分類の低い配管等が地震により破損し、破損箇所から津波が流入すること等を想定している。

3 その他の自然的立地条件に係る安全確保対策

(1) 被告は、地盤の安全性や、土砂災害、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。

(2) 例えば、地盤の安全性について、地震に伴って発生する地盤のずれ等によって、耐震重要施設である「安全上重要な設備」の機能が失われると、発電所の安全性が損なわれるおそれがある。

そこで、被告は、本件発電所の敷地の地質・地質構造を詳細に調査することにより、耐震重要施設である「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の露頭がないことを確認し、地震に伴う地盤の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ている。

具体的には、敷地内に認められた破砕帯について、破砕帯の上部の地層の年代測定を行うなど、最新の活動時期を確認するなどして、本件発電所敷地内の破砕帯が将来活動する可能性のある断層等ではないことを確認している（被告準備書面（4））。

(3) また、発電所敷地周辺の森林火災は、発電所の建物等に延焼するなどして、発電所の安全機能を喪失させるおそれがある。

そこで、被告は、本件発電所敷地周辺で森林火災が発生した場合においても、発電所の安全機能が失われないことを確認している。

具体的には、本件発電所周辺の可燃物の量（植生）、気象条件、発火点等の条件から、発電所周辺で発生し得る森林火災を想定し、延焼速度等の評価を行い、本件発電所の周囲に防火帯を設定するなどして、延焼が防止できることを確認している。

第3 平常運転時の被ばく低減対策について

- 1 本件発電所に限らず、原子力発電所では、核分裂反応によって生じるエネルギーを利用して発電を行っているため、核分裂に伴って核分裂生成物（多くは放射性物質）が発生する。被告は、後述する事故防止に係る安全確保対策だけでなく、平常運転時の安全確保対策、つまり、事故等とは関係なく原子力発電所の平常運転時に放出せざるを得ない微量の放射性物質による周辺公衆の被ばくをできるだけ低減するための対策を講じている。

具体的には、①燃料被覆管内に生じた放射性物質が1次冷却材に漏えいすることを極力防止し、②1次冷却材中に漏えいした放射性物質については、これをできる限り1次冷却設備内に封じ込めるとともに、これをできるだけ捕捉し、③1次冷却材中の放射性物質については、その形態に応じて適切に処理することによって、周辺環境に放出する放射性物質の量を最小限に抑制している。

また、放射性物質を放出するにあたっては、周辺環境中の放射線の線量等を監視している。

- 2 以上の対策をとることによって、本件発電所の平常運転に伴って、周辺環境へ放出する放射性物質からの放射線により周辺公衆が受ける実効線量³⁷の評価値は、線量限度等を定める告示³⁸に定める線量限度（1年間につき実効線量1mSv）、さらには、線量目標値指針（丙152）³⁹に定める線量目標値（1年間に

³⁷ 実効線量は、放射線の人体に対する影響の度合い（発がんなどのリスク）を定量的に定義したものである。実効線量の値は、人体の一部の組織が放射線に被ばくしたときの影響の度合いを、全身の組織がある線量を均等に被ばくすることによりもたらされるそれと同等であるとしたときの、その全身に対する線量として求められ、単位としてはSv（シーベルト）が用いられる。なお、実効線量への換算については、組織ごとに換算係数が定められており、例えば、肺（換算係数は0.12）だけに100mSv（ミリシーベルト）被ばくした場合、その影響の度合いは、全身の組織が均等に12mSv被ばくしたのに等しく、この値が実効線量となる。

³⁸ 正式には、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（平成13年経済産業省告示第187号）である。なお、本告示の規定は、平成28年4月1日より、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（原子力規制委員会告示第8号）に引き継がれている。

³⁹ 正式には、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力委員会決定）である。

つき実効線量 0.05mSv) よりも十分に低い値 (年間約 0.009mSv) である (被告準備書面 (1) 49~50 頁)。

なお、本件発電所からの放射性物質の放出量については、本件発電所が平常運転していた平成 22 年度を見ても、環境試料の調査結果から、周辺公衆の被ばく線量は無視できるレベルであることが確認されている (丙 153, 「原子力発電所周辺の環境放射能調査報告 平成 22 年度年報」, 5 頁)。

第 4 事故防止に係る安全確保対策

本件発電所の事故防止に係る安全確保対策については、被告準備書面 (1) 50~70 頁で述べたとおりであるが、改めて概説する。

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、被告は、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コンクリート遮へい壁の 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、被告は、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 2 2)。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により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。

被告は、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、津波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、津波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、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⁴⁰の確保）、格段に高い信頼性を確保する設計としている⁴¹。

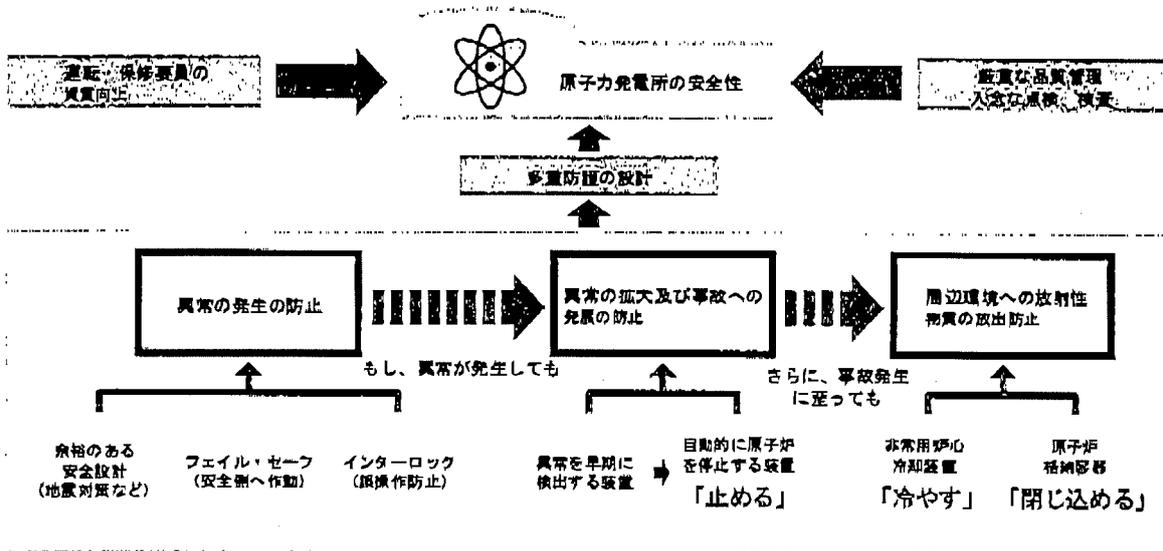
さらに、被告は、多重防護の考え方に基づく安全確保の対策を実効性あるものとするべく、「安全上重要な設備」を含む各種の設備の定期的な点検、検査、取替え等の維持管理など、安全性を維持・向上するための活動を継続して展開している。

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

⁴⁰ 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。

⁴¹ 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（丙 69, 95～103頁）。

説明する。



【図表 2 2 多重防護の考え方に基づく設計等】

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）

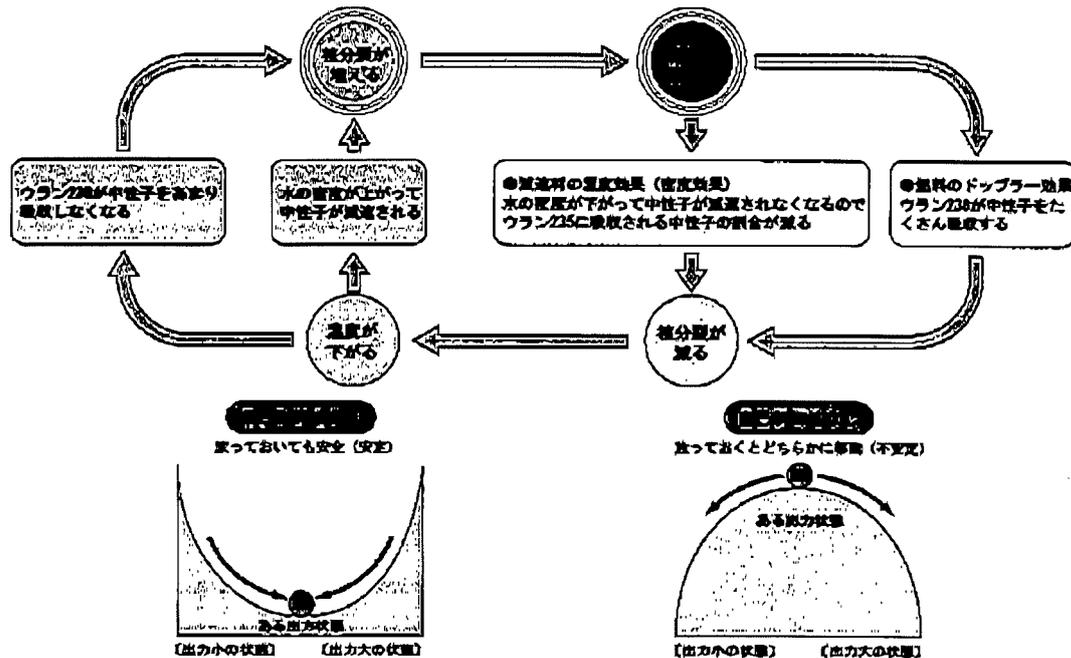
原子力発電所における事故の発生を防止するためには、事故の原因となるような異常の発生を未然に防止することが重要である。このため、本件発電所においては、「自己制御性を有する原子炉の採用」、「余裕のある安全設計」、「原子炉出力、1次冷却材圧力等の監視、制御」、「誤動作や誤操作による影響を防止する設計」等の様々な対策を講じている。

(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 2 3）。

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⁴²⁾」, 減速材⁴³⁾に水を使用することによる「減速材の温度効果 (密度効果)⁴⁴⁾」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 2 3 原子炉 (軽水炉) の自己制御性】

⁴²⁾ 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。

⁴³⁾ 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。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, 本件発電所の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原子炉では, 核分裂を継続させるために, 減速材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) の速度を熱中性子の速度まで減速させている。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。

⁴⁴⁾ 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。

(2) 余裕のある安全設計

被告は、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、後述する加圧器圧力制御設備により通常運転圧力(15.4MPa[gage]⁴⁵)に維持されるよう自動的に制御されているところ、1次冷却材配管は、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⁴⁶(17.16MPa[gage])にも耐えられるようにしている。

(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、被告は、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。

⁴⁵ 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。

⁴⁶ 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。

(4) 誤動作や誤操作による影響を防止する設計

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。

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、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出できるように、各機器の水位、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出し、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。

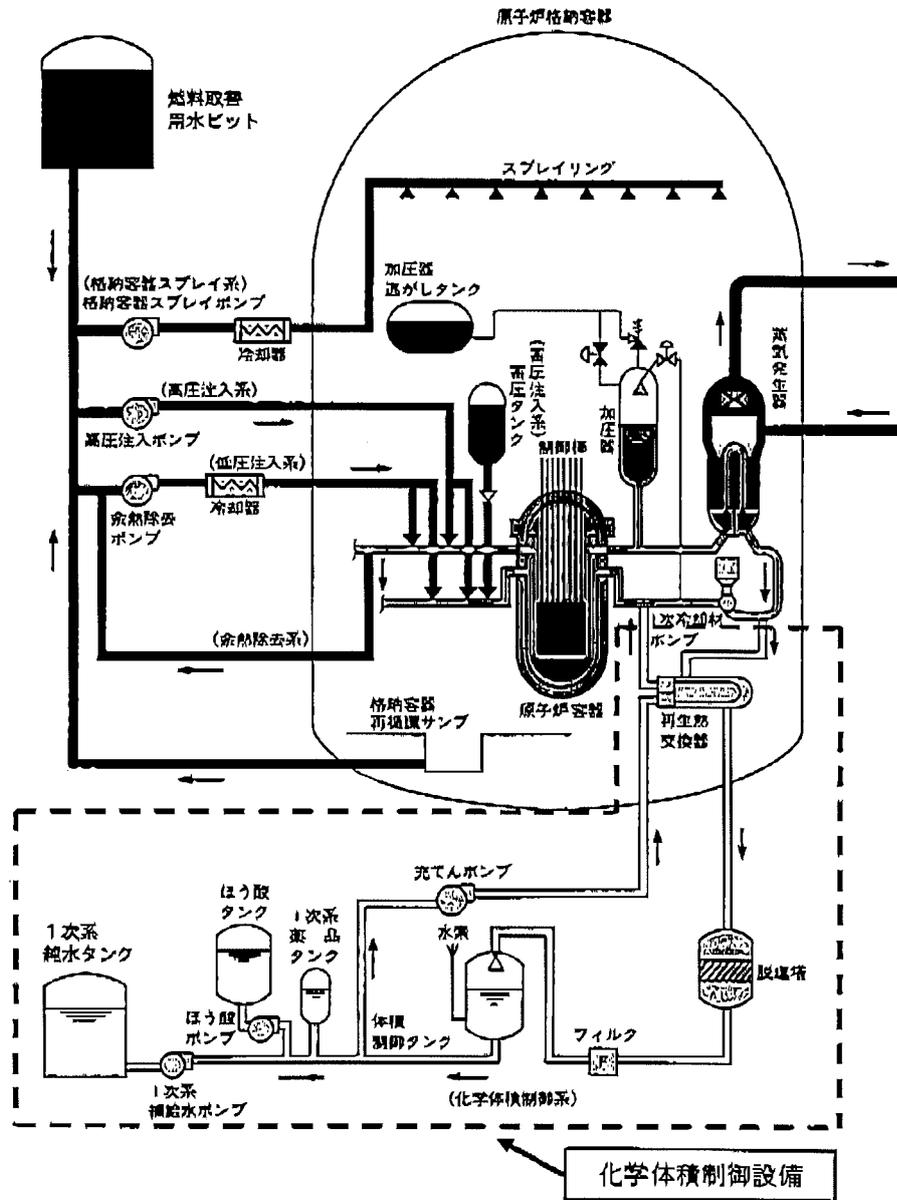
(2) 原子炉を安全に「止める」設計

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。

なお、制御棒とは独立した系統の設備である「化学体積制御設備⁴⁷」から、ほう酸水を1次冷却設備（原子炉）に注入することにより、原子炉内の核分裂反応を抑制し、原子炉を停止できる設計も採用しており（図表24）、安全性に配慮した設計としている。

⁴⁷ 化学体積制御設備とは、1次冷却材の一部を取り出し、ほう酸濃度の調整、不純物の除去等を行った後、再び1次冷却設備に戻す設備をいう。1次冷却材の取り出し/戻し量の調整により1次冷却設備中の1次冷却材保有量の調整も行う。



【図表 2 4 化学体積制御設備】

(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3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、復水ピット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⁴⁸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、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

⁴⁸ 補助給水設備を用いて冷却する場合（第3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。

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 8，図表 25）。

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の系統設けており、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 次冷却材圧力や加圧器水位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⁴⁹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。

高圧注入系及び低圧注入系の電動ポンプは、各号機に、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、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。

⁴⁹ 工学的安全施設作動設備は、原子炉の異常が検出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3)。

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3)。

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2)。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の防壁は原子炉格納容器の鋼板、第5の防壁は原子炉格納容器の外側を覆う厚いコンクリート製の構造物である(図表9)。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(なお、大飯3,4号機については、プレストレストコンクリート造の原子炉格納容器本体と、その内面のライナプレートにより、第4及び第5の防壁を構成している)。

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イ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25）。

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。

（3）工学的安全施設が機能する具体的場面（LOCA）

放射性物質が周辺環境へ異常に放出されるおそれのある事象の1つとして、LOCAが想定される。ここでは、LOCAを例にとって、本件発電所の工学的安全施設による、原子炉を「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」機能について具体的に説明する。

本件発電所において、万一LOCAが発生した場合、異常の検知により原子炉トリップ信号が発信されて直ちに制御棒が挿入され、原子炉がすみやかに自動停止する（原子炉を安全に「止める」）とともに、工学的安全施設が次のように作動し、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（図表25）。

まず、1次冷却材圧力や加圧器水位の低下が検知されるため、自動的にECCSの高圧注入系及び低圧注入系が作動し、原子炉容器内にほう酸水が注入される。また、1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系も作動し、蓄圧タンク内のほう酸水が原子炉容器内に注入される。なお、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することから、原子炉内へのほう酸水の注入は、高圧注入系、蓄圧注入系、低圧注入系の順に行われる。

注入により、高圧注入系及び低圧注入系のほう酸水の水源である燃料取替用水ピット（大飯1、2号機では「燃料取替用水タンク」）である。以下

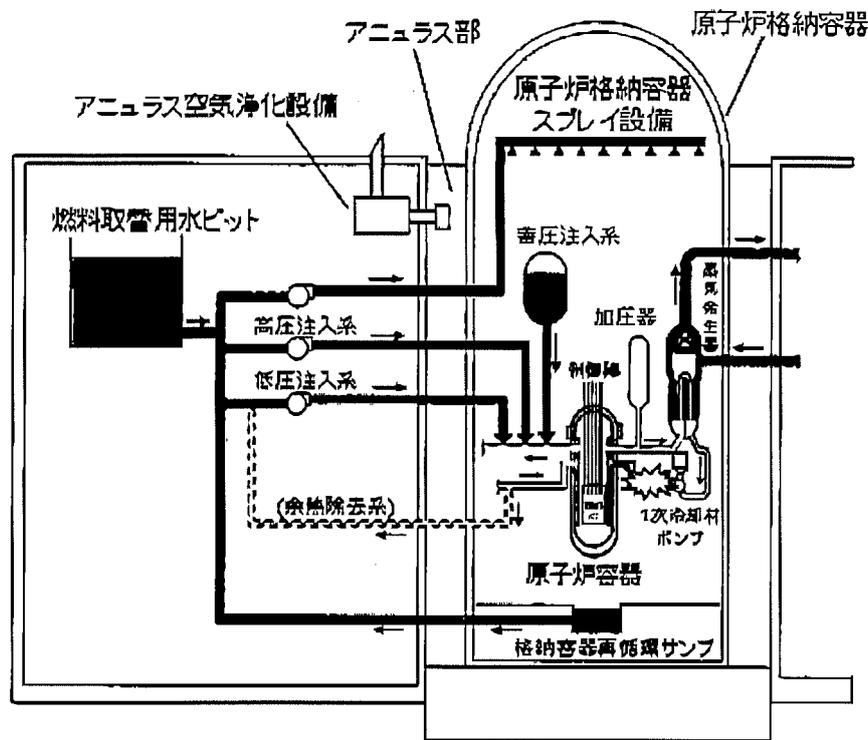
同じ)の水位が低くなると、水源を格納容器再循環サンプ⁵⁰に切り替え、継続的に原子炉容器内にほう酸水が注入される。

また、LOCA時に放出された高温、高圧の蒸気により、原子炉格納容器内の圧力が上昇した場合は、原子炉格納容器スプレイ設備が自動的に作動し、水を噴霧することで、蒸気を凝縮させて原子炉格納容器内の圧力上昇が抑制される。なお、第3章第2の5(3)で述べたとおり、大飯1、2号機には、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制する設備として、原子炉格納容器スプレイ設備に加えて、アイスコンデンサ設備がある。

さらに、ECCS及び原子炉格納容器スプレイ設備が作動する際には、自動的にアニュラス空気浄化設備が起動する。これにより、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についても、外部への放出が抑制される。

このように、本件発電所では、万一LOCAが発生した場合であっても、工学的安全施設が作動し、炉心の著しい損傷には至らず、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ための仕組みを整備している。

⁵⁰ 格納容器再循環サンプとは、LOCAにより原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材や原子炉格納容器内スプレイ設備により原子炉格納容器内に噴霧された水が流れ込む設備である(図表25右下)。



【図表 2 5 工学的安全施設による LOCA への対処】

4 安全設計評価

被告は、事故防止に係る安全確保対策の妥当性を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（甲 95。以下、「安全評価審査指針」という）に定める安全設計評価を行っている（被告準備書面（9）30～33頁，同（10）6～9頁）。

安全設計評価では、自然現象以外の事象に起因する原子炉施設の「異常状態」（「運転時の異常な過渡変化」又は「事故」（設計基準事故）⁶¹）を仮定し

⁶¹ 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の供用期間中に 1 回以上発生する可能性があると考えられる事象（その原因は概ね外部電源喪失、動的機器の単一の故障、誤動作あるいは運転員の単一の誤操作によるもの）を包絡するものであり、「事故」とは、発生する頻度はより低い、原子炉施設及び周辺公衆により重大な影響を与えるおそれのある事象を包絡するもので、安全設計の妥当性の検討の観点から評価することが適当と判断される事象である（甲 95, 8 頁）。ここでいう「包絡する」とは、これらの事象を考慮して設計の妥当性が確認できれば、実際に起こり得る事象に対して十分安全を確保できるという意味である。なお、設置許可基準規則における「設計基準事故」は、安全評価審査指針

て様々な解析を行う。その際、想定された「異常状態」に加えて、この「異常状態」に対処するために必要な系統、機器が故障することまでを仮定して（しかも解析の結果が最も厳しくなる機器の「単一故障」を仮定⁵²して）解析を行っている（甲 95, 4 頁）。

原子炉停止等の安全機能を構成する設備は、いずれも安全機能の重要度が特に高い「安全上重要な設備」であり、格段に高い信頼性を持って設計されている。また、点検等の維持管理も確実に行われることから、かかる設備について実際に故障等が発生することはまず考えられないが、「異常状態」に加えて、あえて機器の故障まで仮定している。また、「事故」を仮定して行う解析にあたって、工学的安全施設の動作を期待する場合には、外部電源が利用できない場合も考慮して評価を行っている（甲 95, 同頁）。

こうした安全設計評価により、本件発電所の事故防止に係る安全確保対策の妥当性が確認されている。

なお、地震、津波等といった自然現象に起因する共通要因故障には、自然的立地条件に係る安全確保対策で対応することから、安全設計評価において地震、津波等の自然現象は評価する必要はない。ここで想定されるのは、例えば、機器の偶発的故障、運転員による誤操作等といった事象である。（丙 69, 104～105 頁）

における「事故」と同義である（設置許可基準規則 2 条 2 項 4 号、丙 6, 3～4 頁、甲 95, 2 頁）。

原子炉施設を異常な状態に導く可能性がある事象は無限に存在するところ、工学的な観点に基づいて、代表する少数の事象を人工的に想定して、具体的な安全対策を組み立てるといふこのような考え方は、原子力施設の設計において広く採用されている（丙 69, 99～100 頁）

⁵² 「単一故障」の仮定は、「異常状態の発生原因」を仮定するのではなく、すでに仮定された「異常状態」に加えて、異常状態に対処するために必要な機器の一つが所定の安全機能を失うことを仮定するものである。また、一つの機器のみが故障する場合に限られず、従属要因に基づく多重故障を含む。一例として、外部電源が喪失した状態（「異常状態」の仮定）において、非常用ディーゼル発電機が故障し（「単一故障」の仮定）、同発電機から電力の供給を受ける ECCS の電動ポンプが全て機能喪失してしまう（「単一故障」に含まれる、従属要因に基づく多重故障の仮定）といった事態が挙げられる。

5 安全性維持・向上のための継続的活動

(1) 被告は、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、一般社団法人日本電気協会が策定した「原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111)」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、保守管理、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。

(以上につき、被告準備書面 (11) 11~18 頁)

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いる。また、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・点検作業などの訓練を行っている。

(2) また、被告は、本件発電所のうち、大飯1, 2号機について、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（なお、大飯3，4号機については、運転期間が30年に満たないため実施していない）。

具体的には、原子力発電所の機器及び構造物について、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し、実施すべき保全策を抽出している（高経年化技術評価）。そして、その評価結果を踏まえた長期保守管理方針を策定し、これを保安規定に反映し、保守管理を実施している。（被告準備書面（11）16～17頁）

6 小括

以上のとおり、被告は、本件発電所について、地震、津波等の自然力に対する対策や、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、放射性物質のも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、万一、事故が発生し、さらに、安全性確保のために必要な設備等の一部が故障するなどした場合であっても、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原告らの人格権等を侵害することは考えられない。

第6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

被告は、本件発電所について、最新の科学的、専門技術的知見を踏まえ、地震、津波等の影響といった自然的立地条件に係る安全確保対策を十分に講じた上で、多重防護の考え方にに基づき、事故防止に係る安全確保対策を講じるとともに、このような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を講じている。これらの安全対策によって、被告は、本件各発電所の安全性を確保し、その更なる向上に努めてきたところである。

しかし、福島第一原子力発電所事故が発生したことを受けて、被告は、本件発電所の安全性を更に確実なものとするべく、新規制基準を踏まえて、安全確保対策を強化している。そして、その安全性を更に向上させるため、より一層の安全性向上対策も充実させている。

第5章では、新規制基準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、原告らの人格権等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5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、後記第7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（なお、福島第一原子力発電所

事故の概要、原子力規制委員会における検討及び規制基準の強化の概要については、被告準備書面（9）6～17頁でも述べた。

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⁵³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。

（以上につき、丙 69, 42～44 頁, 丙 70, 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（丙 2, 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、

⁵³ 「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。

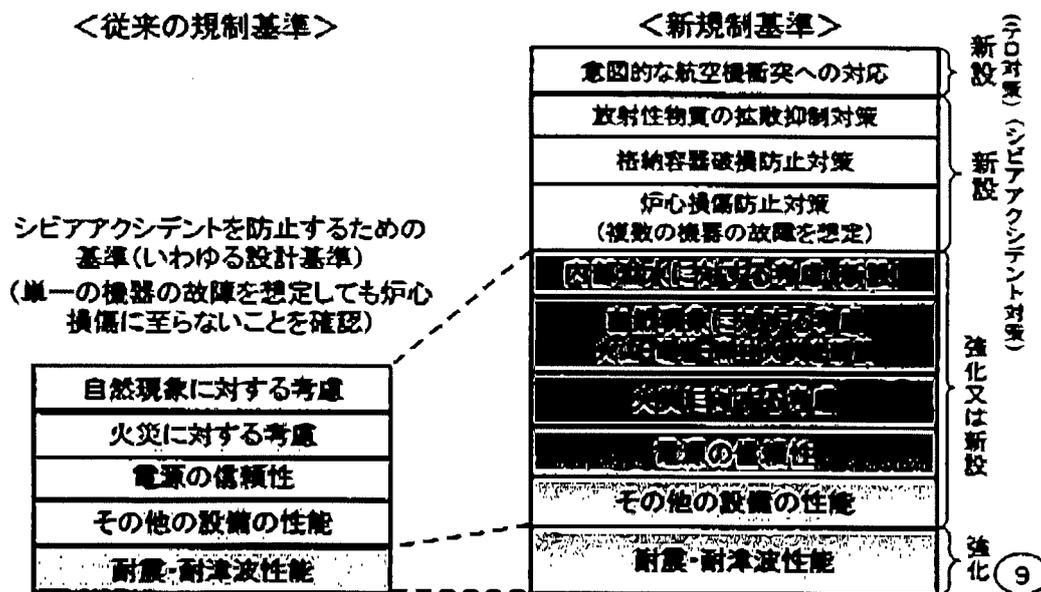
新たな規制基準を制定した（被告準備書面（9）10～14頁，丙69，51～56頁）。

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，シビアアクシデント（過酷事故）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となった。

（以上につき，被告準備書面（9）14～16頁）



【図表 2 6 従来（旧）規制基準と新規制基準との比較⁵⁴】

⁵⁴ 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準について－概要－」9頁
<http://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf>

第2 大飯3, 4号機における安全確保対策の強化

被告は、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、大飯3, 4号機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おり、これらの対策については、これまで多数の主張、立証を行ってきたところである（被告準備書面（1）、同（2）、同（3）等）。

以下では、その要点のみ述べる。

1 自然的立地条件に係る安全確保対策の強化

（1）第5章で述べたとおり、被告は、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。

（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、被告は、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対する安全確保対策を強化している。

大飯3, 4号機における自然的立地条件に係る安全確保対策について述べると、まず、地震に対する安全確保対策としては、詳細な地質・地質構造調査等からは連動しないと考えられるFO-A～FO-B断層と熊川断層との連動を考慮したり、両断層のアスペリティの位置を一塊に集めて敷地近傍に配置するという現実に想定し難い配置を考慮したりするなどの様々な安全側の評価を行い、不確かさを十分に考慮した保守的な条件設定を行うことで、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」（丙16, 別添1. 以下、「耐震設計審査指針」という）の改訂を受けて策定した基準地震動 S_s （最大加速度700ガル（水平方向））を大幅に上回る基準地震動（最大加速度856ガル（水平方向））を策定した。そして、大飯3, 4号機について、

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5章第2の1）。

また、津波については、平成18年に改訂された耐震設計審査指針においては、地震随件事象である津波について十分考慮すべき旨が明記されていたところ、新規基準においては、様々な波源を考慮した基準津波の策定が求められることになったのを受けて、被告は、基準津波を新たに策定した。この策定にあたっては、地震以外の波源（地すべり、火山等）についても検討したほか、地震と地震以外の要因による津波の組合せを考慮したり、行政機関の波源モデルを用いた検討における科学的、専門技術的知見を反映したりするなどして、十分な保守性を持たせた評価を行った。そして、大飯3、4号機について、防護壁を設置するなどの津波防護対策を講じることにより、「安全上重要な設備」が、基準津波に対して安全性を有していることを確認した（第5章第2の2）。

さらに、地震、津波以外の自然的立地条件についても、例えば、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（第5章第2の3）。

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。

(1) 電源対策の強化

第3章第2の3で述べたとおり、被告は、従来から、外部電源として本件発電所に接続する送電線を複数ルート設けて、異なる変電所に連系すること

で独立性を持たせるとともに、電力の供給が全て同時に停止しないよう、送電線を同一の送電鉄塔に架設しないなどの対策を講じている。

また、外部電源が喪失した場合に備え、「安全上重要な設備」として、大飯3、4号機の安全性を保つための電力を供給する非常用ディーゼル発電機を各号機にそれぞれ2台設置し、しかも、これら発電機は1台で必要な電力を供給できる容量を持ち、さらに各々別の場所に配置するなどして、多重性及び独立性を確保している。これに加えて、定期的な点検、検査、取替え等を実施して、同設備に格段に高い信頼性を持たせている。

そして、非常用ディーゼル発電機については、新規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の増設などの対応を行っている。

(以上につき、被告準備書面(8)6~7頁、丙67、添付書類八、8-1-144~8-1-146頁、8-1-503~8-1-505頁)

(2) 火災防護対策の強化・徹底

被告は、従来から、安全機能を有する設備のケーブルに難燃性のものを用いたり、火災感知器、消火設備を設置したり、耐火能力を有する隔壁を設置したりするなど、本件発電所の内部で発生する火災への対策を講じているところ、大飯3、4号機についてはこうした火災防護対策を更に強化、徹底している。

具体的には、まず、安全機能を有する設備のケーブルの難燃性を改めて確認するなど、火災の発生を防止する対策の徹底を確認している。また、「安全上重要な設備」を設置している区画には、異なる種類の火災感知器を複数組み合わせて設置するとともに、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置するなど、早期に火災発生を感知し、消火を行うための設備を整

備, 充実させている。さらに, 多重性を持たせた「安全上重要な設備」が火災で同時に機能喪失することのないよう, 耐火能力を有する隔壁等により互いに分離するなど, 火災による影響を軽減する対策を強化, 徹底している。そして, 火災による影響を考慮しても原子炉を安全に停止することができることを, 火災影響評価により確認している。

(3) 内部溢水対策の導入

福島第一原子力発電所事故においては, 津波により海側に設置されていた海水ポンプや屋内の非常用ディーゼル発電機等の電源設備が水没し, その機能を喪失したため, 炉心の冷却が行えなくなった。また, 事故の原因となった津波に限らず, 例えば, 原子炉格納施設の周辺にある建屋の内部に設置された機器及び配管の破損といった原因により溢水が発生し, 「安全上重要な設備」が被水, 水没することも想定される。

被告は, 従来から, 大飯3, 4号機では, ECCSのポンプを設置する原子炉補助建屋(原子炉周辺建屋及び制御建屋の総称。以下同じ)地下階の部屋をそれぞれ隔壁で区分するといった溢水対策を講じていたが, 内部溢水に対する対策をより手厚くする観点から, 原子炉補助建屋内に設置された機器及び配管の破損による保有水の流出, 消火設備の作動による放水, 使用済燃料ピットのスロッシング⁵⁵によるピット水の流出等といった原因により発生する溢水(内部溢水)を想定し, この溢水によって, 原子炉を「止める」「冷やす」, 放射性物質を「閉じ込める」ために重要な役割を果たす「安全上重要な設備」が, その機能を喪失することのないように, 浸水経路に対する止水対策(扉の防水構造化, 機器・配管の床・壁貫通部の止水(シール), 堰の設置)を講じている。

⁵⁵ スロッシングとは, 容器内の液体が外部からの比較的長周期の振動によって揺動することをいう。この揺動により, 容器内の液体が容器から溢れ出ることがある。

3 小括

被告は、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、津波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、大飯3、4号機において、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

大飯3、4号機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、前述した自然的立地条件に係る安全確保対策の強化により、地震、津波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、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、大飯3、4号機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」又は「事故」（設計基準事故））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、被告は、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、念には念を入れて更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のような過酷事故が発生し、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（シビアアクシデント対策）に関する規制が新設されたことを踏まえて、大飯3、4号機において、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、被告は、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る。（被告準備書面（1）71～76頁）

以下では、福島第一原子力発電所事故後に安全性を更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内容について述べる（下記2）。そして、こうした対策について、その実効性を確保・確認していることを述べる（下記3）。

1 福島第一原子力発電所事故後における設備の充実

大飯3、4号機では、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、安全性を更に向上させるために設備を充実させている⁵⁶。

（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、大飯3、4号機の発電機が停止し、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

⁵⁶ なお、被告は、事故等が発生した際、事故に対処する要員等に事故対処活動の指揮等を行ったり、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。

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、電源車、蓄電池、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、何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）を各号機の原子炉制御建屋内（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電源盤等の電気設備⁵⁷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、大飯3、4号機には、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（被告準備書面（8）14頁、丙67、添付書類八、8-1-239～8-1-243頁）。

具体的には、空冷式非常用発電装置を各号機に2台ずつ、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いる。また、電源車については、各号機に2台ずつと、さらに3号機及び4号機共用の予備として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配置している。なお、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33m、電源車は3号機用2台が約14mと約33m、4号機用2台が約14mと約31m、予備1台が約62mである⁵⁸。

また、大飯3、4号機における蓄電池（安全防護系用）及び恒設の代替所

⁵⁷ 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。

⁵⁸ 工事その他の都合により、配置位置を変更する必要がある場合においても、これらの高さを下回らない位置に分散配置している。以下の可搬型設備についても同様である。

内電気設備については、原子炉補助建屋内(それぞれ標高約16m及び約17m)に設置している。

(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ピットを水源としているところ、復水ピットへの新たな給水がなければピットの水は枯渇し、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、復水ピット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復水ピットに供給し、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。

具体的には、送水車を、大飯3号機では標高約14mと約33mの位置に、大飯4号機では標高約14mと約31m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。

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を、発電所敷地内の高台に分散して配置している。

大飯3、4号機では、3台の大容量ポンプを、各々、標高約14m、約31m、約62mの位置に分散して配置している。なお、各ポンプは、1台

で大飯3, 4号機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。

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イ設備により原子炉格納容器内に水を噴霧する際、格納容器スプレイ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を各号機の原子炉補助建屋内（津波防護対策済み）に1台設置し、燃料取替用水ピット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及び同ポンプ専用の電源車を各号機に2台ずつ（さらに3号機及び4号機共用の予備として1台）配置し、上記アの送水車で（仮設組立式水槽に）汲み上げた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、3号機用2台が約14mと約33m、4号機用2台が約14mと約31m、予備1台が約62mである。

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、蒸気発生器に復水ピット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、大飯3、4号機の各号機に、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を、原子炉補助建屋の上部（標高約17m）に設置している。

（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設備を配置している。

大飯3、4号機では、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。

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。

2 より一層の安全性向上対策の内容

被告は、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（ECCS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（下記（1））
- 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（下記（2））

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（下記（3））

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（下記（4））

被告は、上記の対策について、その設備、手順等の有効性を解析等で評価して確認している（この有効性評価に用いる代表的な解析コードとして、MAAPがある。MAAPの信頼性については、被告準備書面（10）18～19頁）。

以下では、このようなより一層の安全性向上対策の内容について、上記①から④の順に述べる。

（1）炉心の著しい損傷を防止する対策

被告は、「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

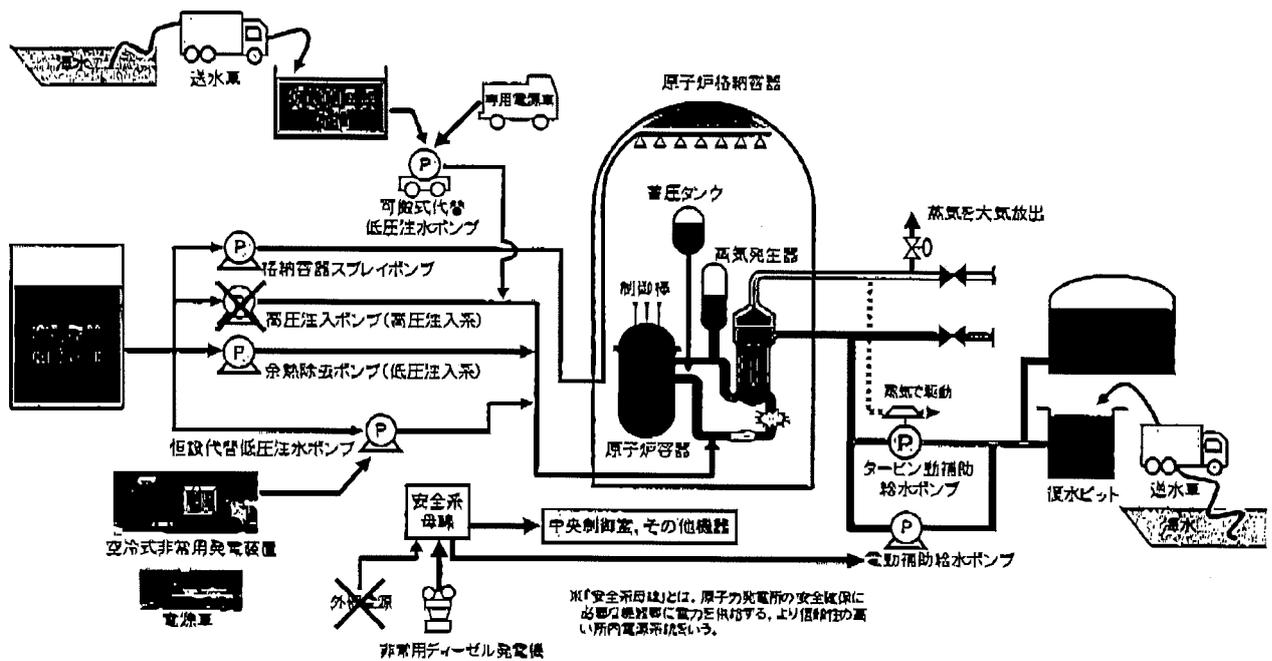
(ア) 第5章第4の3(3)で述べたとおり、原子炉の運転中に、1次冷却材管が破損するなどしてLOCAが発生した場合、原子炉がすみやかに自動停止し、多重性及び独立性を備えて高い信頼性を持つ「安全上重要な設備」であるECCSが作動し、機能する。すなわち、ECCSの蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系が作動し、原子炉内の圧力が高い場合は高圧注入系が有効に機能し、原子炉内の圧力が低下するにつれて、蓄圧注入系、低圧注入系の順に有効に機能して、ほう酸水が原子炉容器内に注入される。このようなECCSの機能等によって安全性を確保することができる。

(イ) 「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27の「高圧注入ポンプ（高圧注入系）」）が、何らかの原因で2系列ともに機能喪失し、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、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、蓄圧注入系（図表27の「蓄圧タンク」）により炉心にほう酸水を注入し、更に原子炉内の圧力が下がった後に低圧注入系（図表27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により炉心に冷却水を注入する手段を確保している（上記1(2)）。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。

なお、LOCAの発生により、1次冷却材が高温、高压の蒸気となって原子炉格納容器内に放出されるが、格納容器スプレイポンプが汲み上げた水を原子炉格納容器スプレイ設備により噴霧することで、蒸気を凝縮させて、原子炉格納容器内の圧力上昇が抑制され、格納容器の健全性は維持される。

(以上につき、図表27、被告準備書面(10)11~12頁、丙107の1、添付書類十、10-7-222~10-7-288頁、丙107の2、添付書類十、10-7-3~10-7-4頁、10-7-22~10-7-27頁)



【図表27 ECCS注水機能喪失に係る炉心損傷防止対策(大飯3, 4号機)】

イ 「全交流電源喪失」事象

(ア) 第3章第2の3及び第6章第2の2(1)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については複数のルート(合計3ルート5回線)を設け、各々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各号機につき2台ずつ備え、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。この非常用ディーゼル発電機は、「安全上重要な設備」として、基準地震動及び基準津波に対する安全性も確認している。

(イ) 「全交流電源喪失」事象は、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、格段に高い信頼性を有する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⁹⁹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6)。

もともと、タービン動補助給水ポンプの水源である復水ピットの水が枯渇すると、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

⁹⁹ 第5章第4の1(4)で述べたとおり、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。

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を避けるためには、復水ピット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、蓄電池からの電力は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、大飯3、4号機では、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ピット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⁶⁰。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⁶¹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も配備している。

(以上につき、図表28、被告準備書面(8)14~18頁、丙67、添付書類八、8-1-207~8-1-209頁、8-1-239~8-1-243頁、添付書類十、10-7-44~10-7-115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

⁶⁰ 例えば、大飯3、4号機では、復水ピット及びその他の発電所構内の純水等を貯蔵しているタンクにより約39日間蒸気発生器へ水を供給することが可能である。さらに、送水車等を用いて海水を供給することで、蒸気発生器への給水継続が可能である。

⁶¹ 恒設代替低圧注水ポンプは、燃料取替用水ピットを水源とし、原子炉容器内に注水する。

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、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。

空冷式非常用発電装置は、各号機に、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⁶²。

仮に、ある特定の号機の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、他の号機の非常用ディーゼル発電機から電力を供給できる対策を講じており、また、号機間電力融通恒設ケーブルが使用できない場合に備えて、号機間電力融通予備ケーブルも配備している。

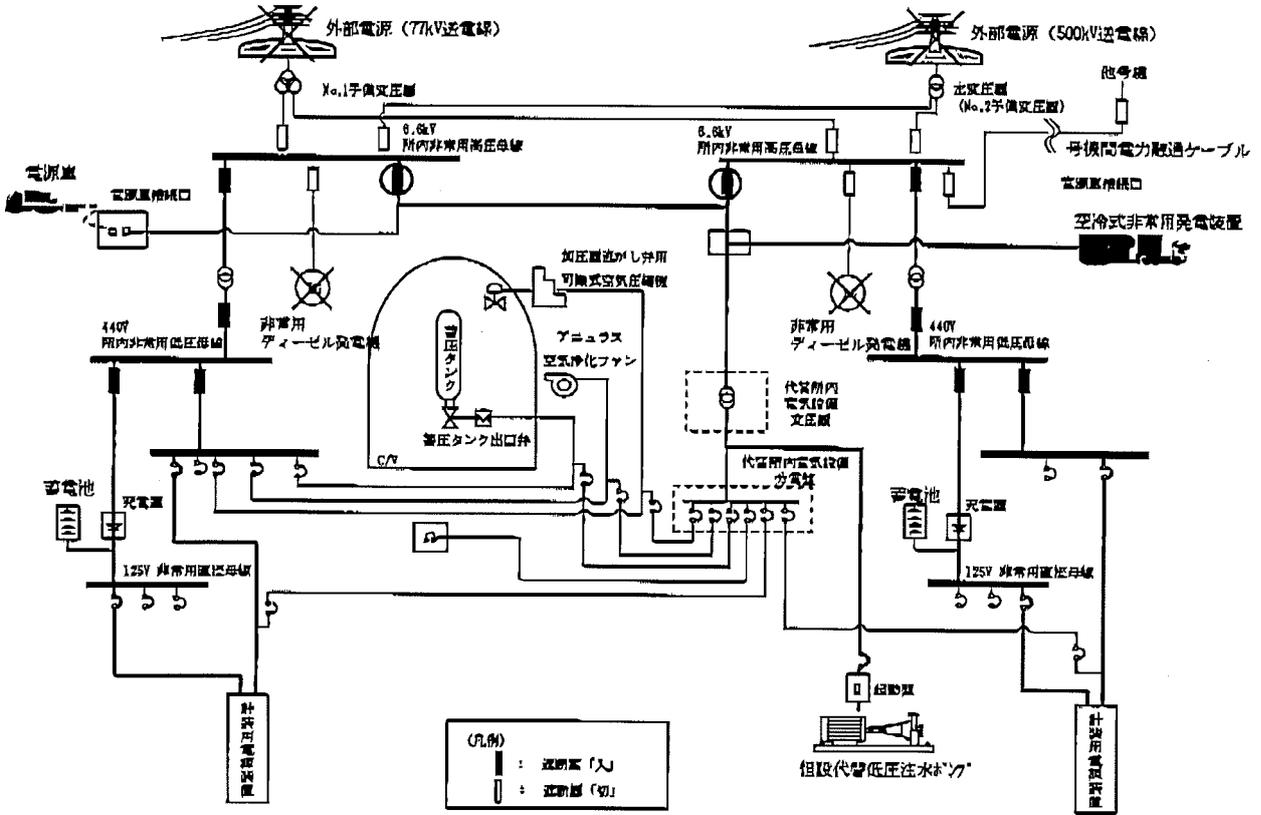
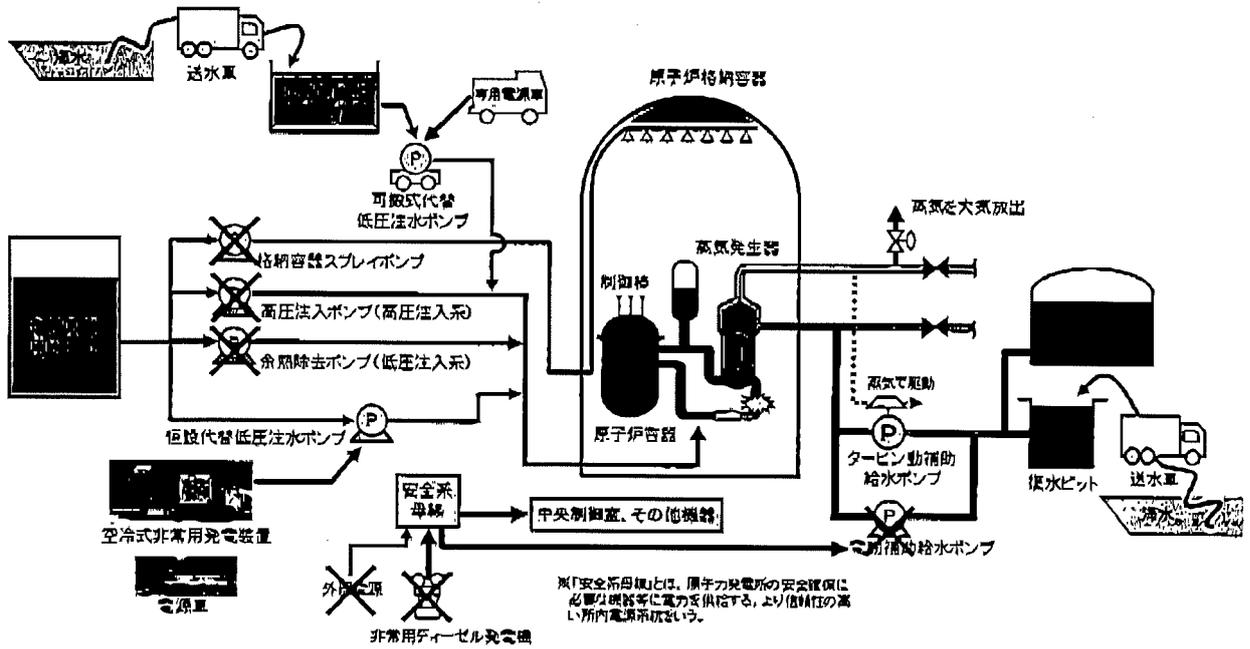
さらに、大飯3，4号機の各号機に、監視計器等に必要な電力を1台で供給できる電源車を2台ずつ設置した上で、予備として1台の電源車を備えている。

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。

(図表28)

(エ) 以上のように、大飯3，4号機では、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。

⁶² 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。



【図表 2 8 全交流電源喪失に係る炉心損傷防止対策 (大飯 3, 4 号機)】

(2) 原子炉格納容器の破損を防止する対策

ア 被告は、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イ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力格納容器の圧力が異常に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。そこで、被告は、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イ配管に送水できるルートを設置している。また、上記1(2)ウで述べた恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、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イ配管を通じてスプレイ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

格納容器再循環ユニット⁶³や、海水ポンプ⁶⁴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⁶⁵。

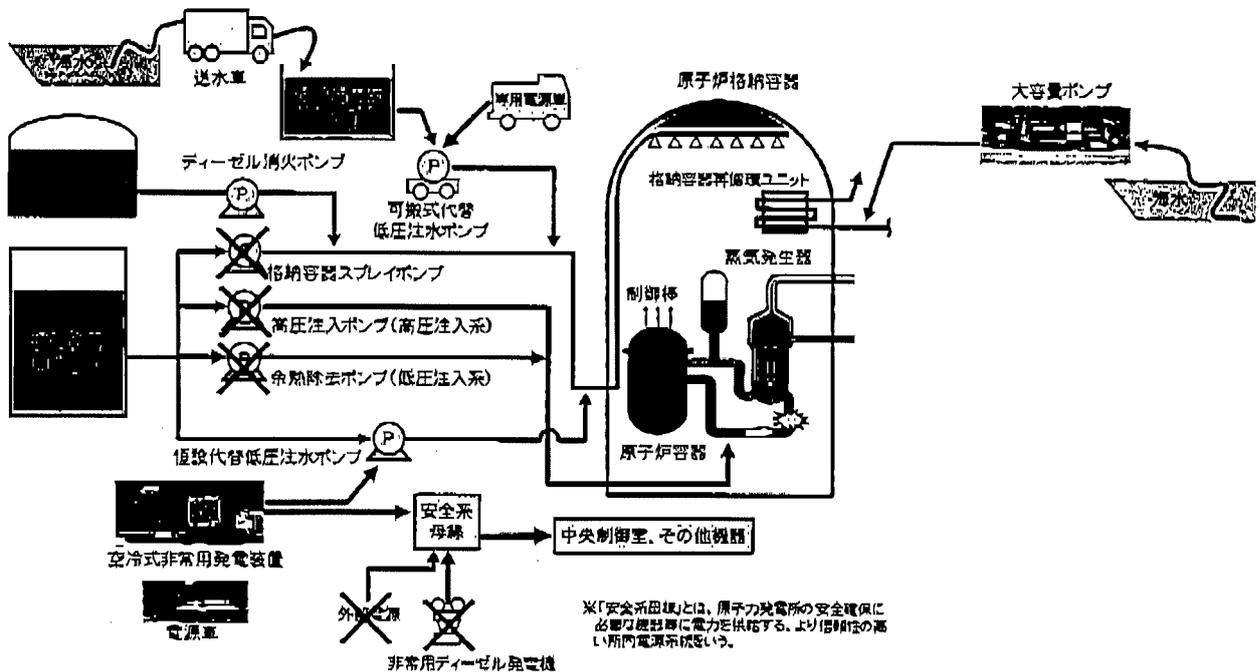
以上のように、大規模なLOCAに際して、ECCSや原子炉格納容器スプレイ設備が機能喪失したような場合であっても、原子炉格納容器の過圧破損を防止できる対策を十分に講じている（図表29）。

（以上につき、被告準備書面（1）73～75頁。また、水素爆発に関する格納容器破損モードについては、被告準備書面（10）13～15頁，丙107の1，添付書類十，10-7-548～10-7-593頁，丙107の2，添付書類十，10-7-8頁，10-7-39～10-7-42頁，丙108）

⁶³ 格納容器再循環ユニットは、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（余熱除去冷却器、格納容器スプレイ冷却器、使用済燃料ピット冷却器等）に冷却水（原子炉補機冷却水）を供給する設備であり、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機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原子炉補機冷却水冷却器に供給される冷却海水により冷却される。

⁶⁴ 海水ポンプは、原子炉補機冷却水冷却器、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。

⁶⁵ 万一、全ての海水ポンプに加えて、全ての原子炉補機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再循環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 2 9 原子炉格納容器過圧破損防止対策（大飯 3，4 号機）】

(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 被告は、①信頼性を有する使用済燃料ピット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

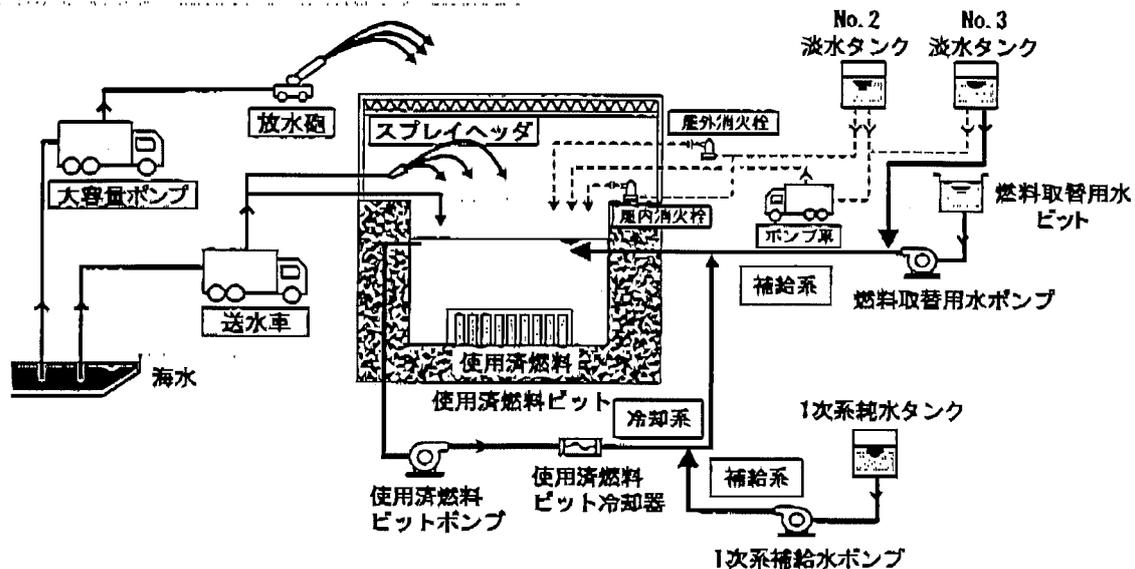
料ピット水の蒸発により、冠水状態を維持できなくなった燃料体に著しい損傷が生じるおそれがある。このような状況に対処するため、被告は、上記①又は②の事象が生じて使用済燃料ピットの水温又は水位が管理値から乖離した場合には、送水車により海水を使用済燃料ピットへ代替注水することで、燃料体の冠水状態を維持することとしている。なお、淡水タンク等の大飯3、4号機構内の各種タンクが使用可能であれば、各種タンクを水源として代替注水を行う。⁶⁶ (図表30)

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、被告は、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、原子炉周辺建屋が損壊した場合又は原子炉周辺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30)

⁶⁶ なお、福島第一原子力発電所と異なり、本件発電所においては、使用済燃料ピットは、機内道路に近接して同じ高さに設置されており、また、使用済燃料ピットを内包する建屋に燃料の搬出入用の扉が設けられている。そのため、屋外からホース等を用いて給水する場合にも、同建屋扉を開放するだけで、車両や要員が容易にかつ短時間で使用済燃料ピットにアクセスすることができる。(図表10、被告準備書面(11)53～54頁)



【図表 3 0 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

(大飯 3, 4 号機)】

(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

被告は、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冷却器）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。

被告は、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。

3 実効性の確保・確認

(1) 被告は、上記で述べた対策のために配備している設備等（重大事故等対処施設。設置許可基準規則 2 条 2 項 11 号）について、自然現象に対して必要な機能が損なわれないことを確認している。

例えば、地震に対しては、基準地震動に対する耐震安全性を備えていることを確認し、津波に対しては、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない設計とする等して、必要な機能が損なわれないことを確認している。

また、土砂災害に対しては、設置場所や保管場所の周辺斜面に対して、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行って崩壊のおそれがないことを確認したり、可搬型の設備については、その運搬や使用のための道路及び通路（アクセスルート）に対する地すべり等の影響を評価し、地すべり等が発生した状況下でも重大事故等に対処できることを確認している（被告準備書面（9）42～43 頁）。

そして、送水ルートの信頼性を向上させるため、被告は、送水車を複数台配備し、容易に接続することができる送水用のホースを必要な長さの 2 倍確保するとともに、取水ポイントを複数設定することで取水系統の多重化を図っている。また、外部からの支援なしで送水車を 7 日間稼働できるだけの燃料を発電所内に確保している。（被告準備書面（8）18～19 頁，丙 72，添 2-90 頁，丙 73，1.13-152 頁，丙 74，7 頁，丙 75，添 04-11 頁）

(2) また、被告は、対策を実施するために必要な体制を整備するため、平日夜間や休日においても発電所構内に要員を待機させるなどして必要な要員を確保し、事故発生時における要員の配置、対策の手順等を定めている。そして、夜間、悪天候、高放射線環境等の厳しい条件を想定した訓練を繰り返し行っている。（被告準備書面（1）75 頁）

(3) なお、一般社団法人日本電気協会が策定した「原子力発電所における安全

のための品質保証規程（JEAC4111）」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、業務の計画に基づき業務を実施し、評価し、改善する、いわゆる「PDCA」活動による品質保証活動を行っていることなどは、事故防止に係る安全確保対策の場合と同様である（第5章第4の5）。

第4 テロリズムへの対策の強化

被告は、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、新規制基準の施行を受けて、テロ対策を強化している。具体的には、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⁶⁷として、センサー・監視カメラ等の監視装置を充実したり、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。

⁶⁷ 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」の更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7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5章及び第6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4章で述べた段階的安全規制にもとづき、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策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。

福島第一原子力発電所事故の概要、原子力規制委員会における検討並びに新規制基準の概要及び適合性審査の状況については、被告準備書面(9)6～24頁でも述べたが、本章では、これらの点に加えて、事故原因に関する調査・分析、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における検討等の新規制基準制定に至る経緯についても述べることで、改めて、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, 3, 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⁶⁸ものの、概ね同程度のレベルであったと評価されている（丙 36）。そして、同発電所の安全機能に異常は発生しておらず、同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。

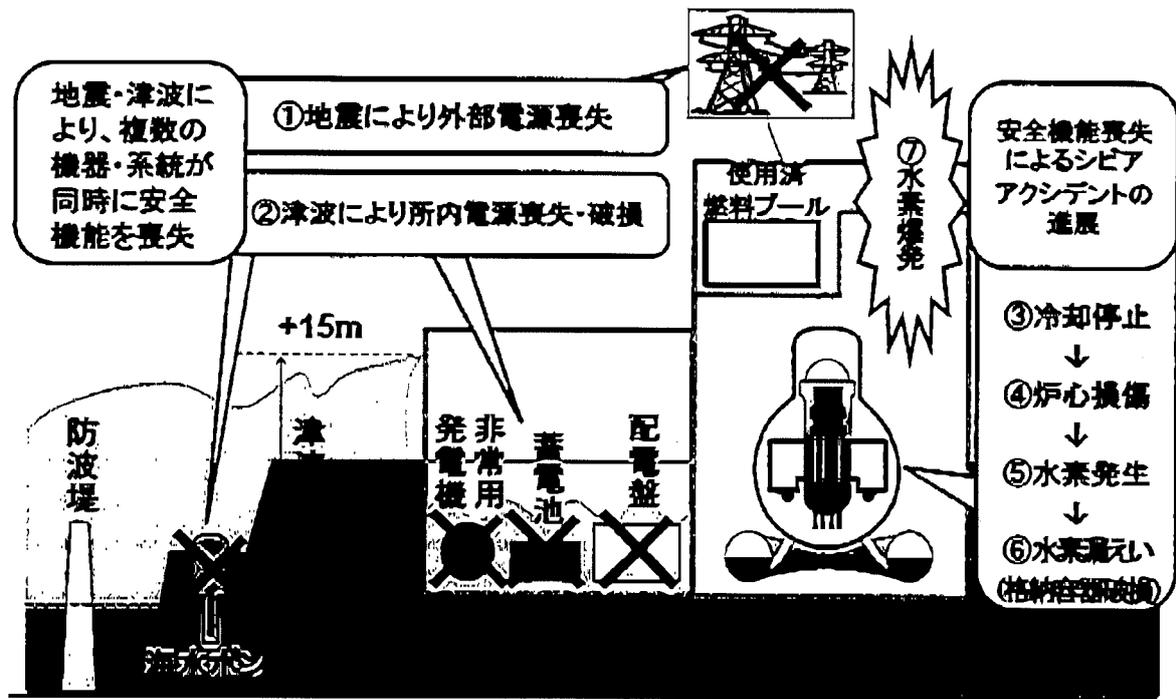
（以上につき、丙 69, 42～44頁, 丙 70, 4～5頁）

- (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⁶⁹。

⁶⁸ 福島第一原子力発電所2, 3, 5号機の原子炉建屋最下階の最大加速度（東西方向）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。

⁶⁹ 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

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確認されていない（丙 70, 25 頁）。



【図表 3 1 福島第一原子力発電所事故の概要⁷⁰】

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・検討が行われており、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

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。

⁷⁰ 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」(丙 69) 44 頁から引用。

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」と題する報告書（丙70）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（丙2, 4頁, 丙70, 53～64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（丙24, 184～187頁）。

（以上につき、被告準備書面（1）48頁, 脚注43, 同（3）41頁, 脚注59）

（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とりまとめた（丙25, 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プラントデータは見いだせない」（丙25, 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」（丙25, 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。

(以上につき、被告準備書面(1)48頁、脚注43、同(3)41頁、脚注59)

(3) 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を、念のため指摘しておく。

(4) 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の津波による「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。

3 原子力規制行政の変化

(1) 福島第一原子力発電所事故を受けて、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」が閣議決定された(丙154)。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（丙155、「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（丙156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（丙157、「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、原子力規制委員会設置法（以下、「設置法」という）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項に基づき、いわゆる3条委員会として高度の独立性が保障されることとなった（設置法2条）。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（丙77）。

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）

1 新規制基準の制定に至る経緯

(1) 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 福島第一原子力発電所事故の発生及び同事故に関する調査・検討の結果を踏まえて、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院は、当該事故を教訓として活かすべく、安全規制に関する検討を行った。

イ 原子力安全委員会は、同委員会の「原子力安全基準・指針専門部会」の下に、「安全設計審査指針等検討小委員会」及び「地震・津波関連指針等検

討小委員会」を設置した。前者の小委員会は、平成23年7月から平成24年2月までに計13回開催され、福島第一原子力発電所事故の教訓及び諸外国の動向を参照して、安全規制に関する検討を行った（丙82, 丙158, 原子力安全委員会ウェブサイト「原子力安全基準・指針専門部会 安全設計審査指針等検討小委員会議事次第／速記録」）。後者の小委員会は、平成23年7月から平成24年2月までに計14回開催され、平成18年の耐震設計審査指針改訂後の知見、福島第一原子力発電所事故の教訓等を踏まえて、地震・津波に対する安全確保策について検討した（丙159, 原子力安全委員会ウェブサイト「原子力安全基準・指針専門部会 地震・津波関連指針等検討小委員会議事次第／速記録」, 丙160, 「原子力安全基準・指針専門部会 第1回 地震・津波関連指針等検討小委員会議事次第」, 丙161, 「地震・津波関連指針等検討小委員会における検討方針について（事務局案）」）。

ウ 原子力安全・保安院は、福島第一原子力発電所事故の技術的知見を体系的に抽出し、対策の方向性について検討することとし、「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関する意見聴取会」を平成23年10月から平成24年2月まで計8回開催して、専門家の意見を聴きつつ検討を進めた（丙70, 5～6頁, 別紙「開催実績」）。この検討結果は、前述の「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」と題する報告書（丙70）に取りまとめられた。

また、原子力安全・保安院は、平成24年2月から8月にかけて、シビアアクシデント対策規制の基本的考え方に関する整理を行った。この過程で「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方に係る意見聴取会」を7回開催し、専門家や原子炉設置者からの意見を聴取したほか、これまでの知見、海外の規制情報、福島第一原子力発電所事故の技術的知見等を踏まえ、報告書として、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について（現時

点での検討状況)」(丙 162) を取りまとめた。

さらに、地震・津波の関係では、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波による原子力発電所への影響等の評価結果について、学識経験者の意見を踏まえた検討を行うこと等により、地震・津波による原子力発電所への影響に關して的確な評価を行うため、「地震・津波の解析結果の評価に關する意見聴取会」(第2回より「地震・津波に關する意見聴取会」と改称)及び「建築物・構造に關する意見聴取会」を設置し、審議を行った。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た(丙 163, 「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～」, 丙 164, 「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～」)。

(以上につき、丙 69, 45～51 頁)

(2) 原子力規制委員会における新規制基準の制定過程

ア 平成24年6月の原子炉等規制法改正を受けて、規制基準の見直しが行われることとなった。原子力規制委員会は、同年9月に発足した後、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關する検討チーム」、「発電用原子炉施設の新安全規制の制度整備に關する検討チーム」及び「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に關する規制基準に關する検討チーム」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8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（丙 78 の 1～3, 丙 79 の 1～3, 丙 80 の 1～3）。

なお、外部専門家については、「原子力規制委員会が、電気事業者等に対する原子力安全規制等に関する決定を行うに当たり、参考として、外部有識者から意見を聴くにあたっての透明性・中立性を確保するための要件等について」（丙 81）に基づき、透明性・中立性を確保するため、電気事業者等との関係について自己申告を行うことが求められ、申告内容は同委員会ウェブサイト上で公開された。また、新規制基準の検討にあたっては、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 2 度にわたって行われ、原子力規制委員会規則等に加え、同委員会の内規についても、同手続の対象とされた（丙 85, 丙 86 の 1 及び 2, 丙 87 の 1 及び 2）。

このように、新規制基準は、原子力規制委員会において、様々な専門分野を有する学識経験者等が、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制定されたものであり、現在の科学技術水準を踏まえた合理的なものとされている。（被告準備書面（9）13～14 頁, 丙 69, 56 頁等）

2 制定過程における議論と従来からの変更点

（1）はじめに

福島第一原子力発電所事故の原因については、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」と指摘しているものの、政府、民間、東京電力株式会社の事故調査報告書や原子力安全・保安院の報告書が、地震動による重要機器の機能を損なうような破損を認めておらず、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ことは前述のとおりである。

そして、原子力規制委員会では、これらの調査・検討結果により、福島第一原子力発電所事故の発生及び進展に関する基本的な事象は明らかにされており（丙 69, 45 頁）、同事故について解明できていない部分はあるものの、少なくとも同事故のような事故を防止するための基準を策定することが可能な程度に事実解明が進んだものと評価されている（丙 165, 「新安全基準（設計基準）骨子案へのご意見について」, 3 頁）。

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、福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全規制に関する検討状況について述べた上で、原子力規制委員会における新規制基準の制定過程における重要な議論について述べる。

（2）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 事故防止対策に係る検討

（ア）原子力安全委員会における検討

前述のとおり、福島第一原子力発電所では、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波により全交流電源を喪失し、炉心の残留熱を海へ輸送する機能を喪失したことで、炉心が著しく損傷し、放射性物質を大量放出するといった深刻な事態が生じた。このことを踏まえ、原子力安全委員会の「安全設計審査指針等検討小委員会」は、福島第一原子力発電所事故から得られた教訓のうち、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（丙 166。以下、「安全設計審査指針」という）及び関連指針類に反映させるべき事項として、全交流電源喪失対策及び最終的な熱

の逃がし場である最終ヒートシンクの喪失(LUHS⁷¹)対策を中心に検討を行った。検討に当たっては、深層防護(多重防護)の考え方を安全確保の基本と位置づけ、アメリカの規制動向や諸外国における事例が参照された。(丙69, 45~46頁, 丙82)

(イ) 原子力安全・保安院における検討

原子力安全・保安院は、福島第一原子力発電所事故の発生及び進展について、判明している事実関係を基に、工学的な観点から、できる限り深く整理・分析することにより、技術的知見を体系的に抽出し、主に設備・手順に係る必要な対策の方向性について検討した。その結果、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」として、事故の発生及び進展に関し、当時分かる範囲の事実関係を基に、今後の規制に反映すべきと考えられる事項として、外部電源対策、所内電気設備対策、冷却・注水設備対策、格納容器破損・水素爆発対策、管理・計装設備対策が取りまとめられた(丙69, 46頁, 丙70, 2~3頁)。

イ 重大事故等対策(シビアアクシデント対策)に係る検討

(ア) 東北地方太平洋沖地震及びそれに伴って発生した津波により、福島第一原子力発電所で炉心損傷、原子炉格納容器の破損等に至ったことを受け、政府の作成した平成23年6月の「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書」では、従来、原子炉設置者の自主的な取組みとしていたアクシデントマネジメント対策を法規制上の要求に改めるとともに、設計要求事項の見直しを行うこと等、シビアアクシデント対策に関する教訓が取りまとめられた。

(イ) 原子力安全委員会では、平成23年10月に「発電用軽水型原子炉施設

⁷¹ LUHSは、「Loss of Ultimate Heat Sink」の略である。

におけるシビアアクシデント対策について」を決定し、シビアアクシデントの発生防止、影響緩和に対して、規制上の要求や確認対象の範囲を拡大することを含めて安全確保策を強化すべきとした。同決定では、シビアアクシデント対策の具体的な方策及び施策について、原子力安全・保安院において検討するよう求めた。

(ウ) 原子力安全・保安院では、平成24年3月の報告書「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」(丙70)において、シビアアクシデント対策については、福島第一原子力発電所事故で発生しなかった事象も広く包含する体系的な検討を整理する必要があることを指摘したほか、今後の規制に反映すべき視点として、深層防護(多重防護)の考え方の徹底、シビアアクシデント対策の多様性・柔軟性・操作性、内的事象・外的事象を広く包含したシビアアクシデント対策の必要性、安全規制の国際的整合性の向上と安全性の継続的改善の重要性が掲げられた。

また、原子力安全・保安院では、シビアアクシデント対策規制の基本的考え方に関する整理を行い、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について(現時点での検討状況)」(丙162)を報告書として取りまとめた。もともと、この報告書は検討過程としての側面を有しており、用語や概念の厳密な整理にはまだ完全ではない点が残っていたため、シビアアクシデント対策規制については、今後、新たに設置される原子力規制委員会において検討が進められることとなった。その際、この報告書が原子力規制委員会での検討に当たって参考にされることが期待された。

(以上につき、丙69, 46~48頁)

ウ 地震及び津波に係る検討

(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（丙 16, 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、前述した地震・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、地震調査研究推進本部（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（IAEA）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（丙 167、「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）」（丙 168）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。

（以上につき、丙 69, 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、前述の「地震・津波の解析結果の評価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（丙 163, 丙 164）、平成 24 年 2 月、原子力安全委員会に報告された。

（以上につき、丙 69, 50～51 頁）

（3）原子力規制委員会における議論

ア 新規制基準の検討チームの構成

平成 24 年 6 月の原子炉等規制法改正を受けて、原子炉設置許可の要件に関する規制基準の見直しが行われることとなり、原子力規制委員会は、重大事故等対策、地震及び津波以外の自然現象への対策に関する設計基準に加え、これまで原子炉設置許可の基準として用いられてきた原子力安全委員会が策定した安全設計審査指針（丙 166）等の内容を見直した上で、原子力規制委員会が定めるべき基準を検討するため、前述の「発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム」（第 21 回より発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チームと改称。以下、「基準検討チーム」という）を構成した（丙 69, 51 頁）。

また、自然現象に対する設計基準のうち、地震及び津波対策については、原子力安全委員会の地震・津波関連指針等検討小委員会における検討も踏まえた上で、原子力規制委員会が定めるべき基準を検討するため、前述の「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）を構成した（丙 69, 51～52 頁）。

以下、両チームにおける検討、議論の状況について述べる。

イ 基準検討チームにおける検討

（ア）基準検討チームにおける検討は、原子力規制委員会の委員のうち、原子力安全委員会における安全設計審査指針（丙 166）の見直しを検討し

ていた安全設計審査指針等検討小委員会の構成員でもあった、更田豊志委員が中心となって、関係分野の学識経験者が参加して行われた。

福島第一原子力発電所事故については、前述のとおり、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院において検討が行われたが、基準検討チームにおいては、これらの検討に参画していた有識者も含め、外部専門家として招聘して検討が進められた。

(イ) 基準検討チームは、新規制基準の検討の基本方針として、(1) 福島第一原子力発電所事故の教訓の反映及び(2) 海外の規制動向との比較を掲げた(丙78の3、『発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム』について(案))。

具体的には、(1)については、福島第一原子力発電所の事故において、①津波に対する設計上の想定(設計基準)に最新の知見が反映されていなかったこと、②設計基準を上回る津波が来襲したこと、③津波による被水・水没という共通要因により機器が同時に機能を喪失したこと等を踏まえ、(i)地震・津波をはじめとする自然現象に対する対策の強化の必要性、(ii)多重故障、共通要因故障による事故の発生を考慮した対策の必要性、(iii)重大事故(シビアアクシデント)の発生防止、拡大防止を考慮する必要性について認識し、検討を進めることとなった。また、(2)については、国際原子力機関(IAEA)等の国際機関及び米国等の主要国の安全基準等との比較を実施することとなった。

こうした方針の下、共通要因故障の原因となり得る自然現象その他の外部事象として考慮すべき事項の抽出、各事象に対し発電用原子炉に要求されるべき性能、シビアアクシデント対策として要求されるべき内容等について、海外の規制動向を比較参照しつつ、幅広く検討が進められた。

(以上につき、丙69, 52~54頁)

ウ 地震・津波検討チームにおける検討

(ア) 地震・津波検討チームにおける検討には、原子力安全委員会における耐震設計審査指針等の報告書の検討に参画した有識者のほか、東北地方太平洋沖地震以降、耐震関係の様々な見直しの場に参画し、基準の策定に貢献した有識者らの中から地震、津波及び地盤等の各種専門分野の専門技術的知見を有する学識経験者 6 名が選抜され、検討内容に応じて、地形学、地震、津波及び建築に関する学識経験者がチームに参加した。

(イ) 地震・津波検討チームは、原子力安全委員会の下で地震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 年改訂後の耐震設計審査指針（丙 16、別添 1。以下、「平成 18 年耐震設計審査指針」という）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の実態を確認するため、原子力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東北電力株式会社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。

(以上につき、丙 69, 54～56 頁)

(4) 従来規制からの変更点

ア 以上のような検討を経て制定された新規規制基準では、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。

地震及び津波に関して具体的にいえば、まず、地震については、新規規制基準施行前の平成 18 年耐震設計審査指針（丙 16, 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。

また、津波については、新規規制基準施行前の平成 18 年耐震設計審査指針が、「地震随伴事象に対する考慮」として、津波によって施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないこと等を要求していた（平成 18 年耐震設計審査指針 8, 丙 16, 別添 1, 15 頁）のに対し、新規規制基準における設置許可基準規則は、新たに津波に対する安全性評価に用いられる基準津波の策定を要求し、その基準津波の策定にあたっては、①地震以外の津波の発生要因を考慮すること、②地震による津波と地震以外の要因による津波の組合せを考慮すること、③波源特性の不確かさの要因を踏まえて評価す

ること等が求められることとなった。

イ 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。すなわち、複数の「安全上重要な設備」がその機能を喪失する事態も想定し、これにより生じる炉心の著しい損傷を防止する対策（全交流電源喪失対策、原子炉補機冷却機能（最終ヒートシンク）喪失対策も含む）、原子炉格納容器の破損を防止する対策（水素爆発対策も含む）等のための施設（重大事故等対処施設）を設けることも求めるに至った。そして、重大事故時における発電所の状態把握を可能とするための計装設備等も求められることとなった。（丙 69, 128～139 頁）

ウ 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。具体的には、サイバーテロを含む不正アクセス行為等への対策が拡大されるとともに、故意による航空機衝突等のテロリズムにより生ずる事態を想定しても、発電所外への放射性物質の大規模な放出を抑制する施設（特定重大事故等対処施設）を設けることが要求されることとなった。

エ このような新規制基準は、国際原子力機関（IAEA）による総合規制評価サービス（IRRS）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」と評価されている（丙 69, 128 頁）。

（以上につき、被告準備書面（9）14～16 頁）

第3 本件発電所の新規制基準適合性審査の状況

- 1 新規制基準施行後、施設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、工事計画認可、保安規定の変更認可を受け、さらに、使用前検査を受けて合格することが必要となる⁷²（第4章第3の1）。
- 2 本件発電所のうち、大飯3、4号機については、平成25年7月、被告は原子力規制委員会に対して、原子炉設置変更許可、工事計画認可及び保安規定変更認可の各申請を一括して行った。これを受けて、原子力規制委員会では、大飯3、4号機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、平成29年5月までに71回開かれているほか（丙169の1ないし5、「大飯発電所3・4号炉 関連審査会合 平成25年度」等）、原子力規制庁事務局によるヒアリングも約490回行われている。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（丙170、「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」）。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29年2月23日から平成29年3月24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、349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29年5月24日の第10回原子力規制委員会に付議、了承され、同日、大飯3、4号機に係る原子炉設置変更許可がなされた（丙171の1、「大飯発電所の発電用原子炉の設置変更（3

⁷² 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）。

号及び4号発電用原子炉施設の変更)について)。また、工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請に係る手続については、原子炉設置変更許可後も審査が進められているところである。

- 3 新規制基準のうち、本件訴訟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(丙171の2、「関西電力株式会社大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4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、地震及び津波に対する安全確保対策、地盤の安全性の確認、並びに重大事故等対策についての確認結果は、次のとおりである。

- (1) まず、地震に対する安全確保対策(第5章第2の1)についてみると、基準地震動の策定(同(2))について、原子力規制委員会は、「申請者(引用者注:被告。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」(丙171の2,11頁)として、新規制基準への適合性が確認されている(同31~34頁)。

また、耐震設計(第5章第2の1(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、丙171の2,22~31頁、重大事故等対処施設について、同253~255頁)。

- (2) 津波に対する安全確保対策(第5章第2の2)に関しては、基準津波の策定(同(2))や、耐津波設計(同(3))の基本方針について、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、丙171の2,

34～58 頁，重大事故等対処施設について，同 256 頁）。

- (3) 地盤の安全性の確認についてみると，地盤の変位について，「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せず，解釈別記 1（同：設置許可基準規則解釈別記 1）の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した」（丙 171 の 2，32 頁）として，新規制基準への適合性が確認されている（同 10～21 頁）。
- (4) 重大事故等対策（より一層の安全性向上対策（第 6 章））に関して，被告は，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料ピット内の使用済燃料の著しい損傷，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ための対策について，炉心の著しい損傷等に至るまでの起因事象と各種安全機能喪失の組合せを抽出した上で，実際には想定し難い極めて厳しい条件を設定して，それらの対策の有効性を確認した。これについて，原子力規制委員会は，被告が行った有効性の確認結果について審査し，その結果，炉心の著しい損傷等を防止するための対策は有効なものであるとして，新規制基準への適合性が確認されている。（丙 171 の 2，124～245 頁）

第 4 小括

- 1 このように，本件発電所は，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るのであり，このことは，本件発電所の安全性が十分に確保されることを裏付ける極めて重要な事実である。
- 2 なお，被告は，新規制基準が求める事項を満たすだけでなく，本件発電所の安全性の更なる向上の観点から，新規制基準では求められていない設備

(多様性拡張設備)を自主的に設置している。例えば、第6章第3の1(1)で述べた号機間電力融通恒設ケーブルは、新規制基準上、大飯発電所の3号機と4号機との間の敷設が求められているが(設置許可基準規則解釈57条1項d), 丙6, 110頁), 被告は、大飯1, 2号機から電力を受けることも可能とするケーブルも自主的に敷設している(丙171の2, 368~369頁)。また、第6章第3の1(2)エで述べた蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプも自主的に配備した設備である(丙171の2, 273~275頁等)。

第8章 原子力災害対策

第5章で述べた本件発電所の安全確保対策により、本件発電所の安全性が確保され、本件発電所において、炉心の著しい損傷や放射性物質の異常放出に至る事態に陥ることは考えられない。すなわち、本件発電所については、安全上重要な設備について格段に高い信頼性をもたせることで、事故時において炉心等の著しい損傷を防ぎ、周辺環境への放射性物質の異常放出を確実に防止することとしている。

また、安全上重要な設備が機能を喪失した場合においても、炉心等の著しい損傷や原子炉格納容器の破損を防止する対策（より一層の安全性向上対策（第6章第3））を講じている。

そして、これらの安全対策については、原子力発電所の再稼動にあたって行われる原子炉等規制法に基づく手続き（①設置変更許可、②工事計画認可、③保安規定の変更認可、④使用前検査）において、原子力規制委員会により、新規規制基準への適合性が審査される⁷³。それゆえ、本件発電所において、炉心等の著しい損傷や原子炉格納容器の破損により、放射性物質の異常放出に至る事態に陥ることは考えられないのである。

他方、災害対策基本法（以下、「災対法」という）及び原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」という）は、炉心の著しい損傷や放射性物質の異常放出に至る事態に陥ることを前提におき、これに対処するための原子力災害対策について定めている（原子力災害対策の枠組みについて、被告準備書面（9）60～63頁、丙69、68～71頁）。

そこで、以下では、原子力災害対策や各当事者の役割等について、その概要

⁷³ すなわち、設置変更許可手続き（①）では、本件発電所の基本設計（基本的設計方針）が、工事計画認可手続き（②）では、基本設計（基本的設計方針）に基づく詳細設計が各々審査される。そして、使用前検査（④）では、現実に工事がなされた設備の機能の確認が行われる。また、保安規定の変更認可手続き（③）においては、設備の保守管理等を定めた保安規定が、変更後の設備に応じた適切なものかどうか審査される。

を説明する。なお、詳細については、追って主張する。

第1 原子力災害対策の制度枠組み

避難計画を含む原子力災害対策は、原子力発電所における安全対策が講じられてもなお、放射性物質が周辺環境へ異常放出される事態が生じた場合に、国民の生命、身体、財産を保護するために講じられる対策であることから、原子力事業者だけでなく国及び地方公共団体が主体となり、相互に連携・協力して実施される必要がある。

そのため、原子力災害対策については、原子炉設置変更許可手続等の原子炉等規制法に基づく原子力事業者に対する規制とは異なり、災対法に基づいて中央防災会議が策定する「防災基本計画（原子力災害対策編）」（丙 172。災対法 34 条 1 項）と、災対法の特別法である原災法に基づいて原子力規制委員会が策定する「原子力災害対策指針」（丙 173。原災法 6 条の 2 第 1 項。以下、「原災指針」という）の両者により制度枠組みが設定されている。前者の防災基本計画（原子力災害対策編）には、国、地方公共団体及び原子力事業者の役割分担、責任関係が規定され、後者の原災指針には、原子力災害対策の実施に必要な専門的・技術的事項が規定されている（丙 174、「原子力災害対策について」、2 頁）。

第2 原災指針について

原災指針は、原子力規制委員会が、福島第一原子力発電所事故の経験を踏まえ、緊急事態における原子力施設周辺の住民等に対する放射線の影響を最小限に抑える避難その他の防護措置を確実なものにすることを目的として、国際原子力機関（IAEA）の安全基準等を参考にして策定したもので、国、地方公共団体及び原子力事業者が原子力災害対策を立案、実施する際の科学的、客観的判断を支援するものである（丙 173、1 頁）。

この指針では、原子力災害における放射性物質の拡散態様、被ばくの経路等

を考慮した防護措置や意思決定の枠組みが新たに設けられ、国、地方公共団体及び原子力事業者による迅速な意思決定に基づく、短期間で効率的な防護措置の実現が図られている（丙 173, 6～9 頁, 43～45 頁, 丙 175, 「原子力災害対策指針の主なポイント」）。

第3 各当事者の役割

- 1 国、地方公共団体及び原子力事業者は、防災基本計画（原子力災害対策編）を受けて、専門的、技術的な事項については原災指針によりつつ、原子力災害対策を実施している（丙 172, 9 頁）。
- 2 具体的には、国は、国民の生命、身体及び財産を原子力災害から保護するため万全の措置を講じる責務を有するとされ（原災法 4 条 1 項, 災対法 3 条 1 項）、原子力災害対策本部の設置、地方公共団体への必要な指示その他緊急事態応急対策の実施のために必要な措置並びに原子力災害予防対策及び原子力災害事後対策の実施のために必要な措置を講じている。

また、地方公共団体（都道府県、市町村）は、住民の生命、身体及び財産を原子力災害から保護するため、関係機関及び他の地方公共団体の協力を得て、避難計画を含む地域防災計画（原子力災害対策編）を作成するなどの責務を有するとされ（原災法 5 条及び 28 条, 災対法 4 条 1 項及び 5 条 1 項）、防災基本計画（原子力災害対策編）及び原災指針に基づき同計画を作成し、応急対策を実施するための体制構築、緊急時における情報連絡体制の整備等を行っている。

さらに、原子力事業者は、原子力災害の発生の防止に関し万全の措置を講ずるとともに、原子力災害の拡大の防止及び復旧に関し、誠意をもって必要な措置を講ずる責務を有するとされ（原災法 3 条）、原災指針に基づき、原子力事業所ごとに、原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策に関し、本件発電所周辺の地方公共団体の地域防災計画（原子力災害対策編）と整合する「原子力事業者防災業務計画」を作成し、原子力防災組織を整備、原

子力防災資機材の確保等を行っている。

第4 避難計画について

- 1 避難計画を含む地域防災計画（原子力災害対策編）については、避難計画の具体化、充実化を進めるにあたって、関係省庁、関係する地方公共団体等を構成員とする地域原子力防災協議会が設置されている（丙 176, 「地域原子力防災協議会の設置について」）。

地域原子力防災協議会は、国の主導の下、府県域を越えた住民避難等の緊急時対応に係る広域的な課題について検討し、また、その結果が原災指針等に照らして具体的かつ合理的であることを確認する。そして、この確認結果については、内閣総理大臣を含む全閣僚及び原子力規制委員会委員長等で構成される原子力防災会議にて報告され、了承を得るものとされている。（丙 172, 223 頁, 225～226 頁, 丙 176, 1～2 頁, 丙 177, 「原子力防災対策の現状と課題」, 3～5 頁）

- 2 本件発電所を含む福井エリアの原子力災害対策は、福井エリア地域原子力防災協議会において、関係府県、内閣府、原子力規制庁、厚生労働省、国土交通省、防衛省、警察庁等を構成員として広域的な課題に係る検討が行われている（丙 176, 3～4 頁）。本件発電所から概ね 30km 内の地方公共団体（以下、これらを総称して「大飯地域」という）の本件発電所に関する緊急時対応については、福井エリア地域原子力防災協議会の下に設置された作業部会において、平成 28 年 1 月以降、順次検討がなされている。
- 3 原子力災害対策については、防災訓練の実施による実効性の検証等を通じて、更なる改善・強化に取り組むことが重要であり、地方公共団体が行う防災訓練についても、訓練目的、実施項目、反省点等について、地域原子力防災協議会において検討、共有がなされ、地域防災計画等の改善、強化につなげられている（丙 69, 75 頁）。

- 4 原子力事業者である被告は、各地域の原子力災害対策の実効性を高めるべく、平常時から、原子力防災体制の整備、国、地方公共団体等との連絡体制の整備等を行っている。

第5 小括

以上述べたとおり、本件発電所に関する原子力災害対策は、福島第一原子力発電所事故の経験を経て、IAEA等の国際基準を踏まえた、防災基本計画（原子力災害対策編）及び原災指針に基づく制度枠組みが設定されており、その制度枠組みにおいて、実効的、合理的なものが策定されることとなっている。もっとも、防災対策は、新たに得られた知見や把握できた実態等を踏まえ、実効性を向上すべく不断の見直しを行うべきものであり、原災指針は、地方公共団体の取組状況や防災訓練の結果等を踏まえ、継続的な改定が行われることが予定されている。地方公共団体においても、地域防災計画（原子力災害対策編）の必要な見直しが行われるのであり、被告も、その計画の実効性の向上に寄与すべく、取組内容の一層の改善、充実に努める所存である。

第9章 結語

これまでに述べたとおり，被告は，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更に強化した。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原告らの人格権等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することによって裏付けられる⁷⁴。

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，原告らの人格権等が侵害される具体的危険性はおよそ肯定されるべきものではない。

なお，被告は，原子力発電所における安全対策の重要性を十分に認識し，今後も，本件発電所の安全性を更に向上させるためのたゆまぬ努力を継続する所存である。

以 上

⁷⁴ 本件発電所をはじめ我が国の原子力発電所は，原子力規制委員会による新規制基準への適合性審査を完了しなければ運転することはない。

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
- ・ 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針（原子力安全委員会決定）
- ・ 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

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
- ・ 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) 工事計画（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
- ・実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則の解釈

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) 使用前検査・施設定期検査関係

- ・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

(4) 保安規定（変更）認可関係

- ・ 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

(5) 高経年化対策制度及び運転期間延長認可制度関係

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

実用発電用原子炉の規制基準に関連する内規

- ・ 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
- ・ 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