

平成26年(ネ)第126号 大飯原発3,4号機運転差止請求控訴事件

1 審原告 松田正 外187名

1 審被告 関西電力株式会社

準 備 書 面 (17)

平成26年10月24日

名古屋高等裁判所金沢支部第1部C1係 御中

1 審被告訴訟代理人 弁護士 小 原 正 敏



弁護士 田 中 宏



弁護士 西 出 智 幸



弁護士 原 井 大 介



弁護士 森 拓 也



弁護士 辰 田 淳



弁護士 今 城 智 徳



弁護士 山 内 喜



弁護士 中 室



目 次

第1章	はじめに	7
第1	序	7
第2	本書面における1審被告の主張の概要	7
第3	原子力訴訟における具体的危険性の判断の枠組みに関する補足	9
第2章	1審被告及び本件発電所	12
第1	1審被告	12
第2	本件発電所	12
1	本件発電所の概要	12
2	本件発電所の設置の経緯等	13
第3章	本件発電所の必要性	15
第1	我が国のエネルギー供給体制の現状	15
1	我が国で求められるエネルギー供給体制	15
2	原子力発電の特長	15
(1)	供給安定性	15
(2)	環境性	16
(3)	経済性	17
3	原子力発電所の停止による影響	17
第2	1審被告の電力供給体制の現状	18
1	1審被告の発電電力量に占める原子力発電の割合	18
2	本件発電所の停止による影響	18
第3	小括	19
第4章	本件発電所の安全性	20
第1	はじめに	20
第2	原子力発電の仕組み	20

1	原子力発電の仕組み	20
(1)	原子力発電と火力発電	20
(2)	核分裂の原理	21
(3)	核分裂のコントロール	22
2	原子炉の種類	23
第3	本件発電所の構造等	25
1	1次冷却設備	25
(1)	原子炉	26
ア	原子炉容器	26
イ	燃料集合体	26
ウ	制御材（制御棒及びほう素）	27
エ	1次冷却材	28
(2)	加圧器	29
(3)	蒸気発生器	29
(4)	1次冷却材ポンプ	29
(5)	1次冷却材管	29
2	原子炉格納容器	30
3	2次冷却設備	31
4	電気施設	32
5	補助給水設備	33
6	工学的安全施設	34
(1)	非常用炉心冷却設備（ECCS）	35
(2)	原子炉格納施設	36
(3)	原子炉格納容器スプレイ設備	37
(4)	アニュラス空気浄化設備	37
7	使用済燃料ピット	38

第4 本件発電所の安全性.....	39
1 自然的立地条件に係る安全確保対策	40
2 平常運転時の被ばく低減対策	44
3 事故防止に係る安全確保対策（多重防護の考え方に基づく設計等）	46
（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）	47
ア 自己制御性を有する原子炉の採用	47
イ 余裕のある安全設計	49
ウ 原子炉出力、1次冷却材圧力等の監視、制御	49
エ 誤動作や誤操作による影響を防止する設計	50
（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）	51
ア 異常の早期検知が可能な設計	51
イ 原子炉を安全に「止める」設計	51
ウ 原子炉停止後の冷却手段の確保	53
（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）	54
ア 原子炉を「冷やす」設計	54
イ 放射性物質を「閉じ込める」設計	55
ウ 工学的安全施設が機能する具体的場面（LOCA）	56
（4）安全性維持・向上のための継続的活動	58
（5）小括	59
4 小括	60
第5章 より一層の安全性向上対策	61
第1 はじめに	61
第2 各対策の具体的内容	62
1 炉心の著しい損傷を防止する対策	62

2	原子炉格納容器の破損を防止する対策	63
3	小括	65
第6章	結語	66

第1章 はじめに

第1 序

原判決は、「原子力発電技術の危険性の本質及びそのもたらす被害の大きさは、福島原発事故を通じて十分に明らかになった」(40 頁)とし、具体的な個々の事実認定においても、客観的な科学的、専門技術的知見を踏まえることなく、独自の推論の下に、危険であるとの結論を導き出している。

しかしながら、司法判断は客観的証拠に基づきなされるべきものであり、周辺公衆の人格権等を侵害する具体的危険性の有無は、各原子力発電所の実情に即して、プラントごとに個別具体的に判断されなければならない。福島第一原子力発電所と大飯発電所3号機及び4号機(以下、「本件発電所」という)とでは、自然的立地条件が大きく異なるのであるから、自ずと想定される地震や津波の影響も異なってくるのはもちろんのこと、同発電所と本件発電所とはプラントの型式も異なる。1審被告は、本件発電所において、地域的な特性を十分に考慮して自然的立地条件に係る評価を適切に行い、何重もの安全確保対策を講じているのであって、本件発電所においては福島第一原子力発電所事故のような状況に至ることは考えられない。

本書面は、以上の観点から、原子力発電の仕組みや本件発電所の構造等の基本的事項について改めて説明し、その上で、1審被告による安全確保対策等の内容について詳述し、本件発電所の安全性が確保されていることを述べるものである。

第2 本書面における1審被告の主張の概要

- 1 本件発電所に限らず、原子力発電所は核分裂反応によって生じるエネルギーを利用して発電を行っており、運転に伴って放射性物質が発生する。原子力発電所における安全確保とは、この放射性物質のもつ危険性を顕在化させないよ

う適切に管理することである。

2 1 審被告は、本件発電所の安全性を確保するため、本件発電所の自然的立地条件に係る評価を適切に行うとともに、多重防護の考え方に基づく安全確保対策を講じている。詳細は第4章で述べるが、

- ・ 自然的立地条件（地盤、地震、津波等）を適切に把握した上で、これが本件発電所の安全確保に影響を与えるような大きな事故の誘因とならないようにするとともに、
- ・ 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、
- ・ 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、多重防護の考え方に基づく設計を実施するとともに、安全性維持・向上のための継続的な活動を行って、かかる設計の実効性を確保している。

これらの安全確保対策により、本件発電所において、周辺環境への放射性物質の異常な放出につながり得るような事故が生じること自体がまず考えられない上、万一、そのような事故が生じた場合であっても、高い信頼性を有する設備等の安全機能により、周辺環境への放射性物質の異常な放出は確実に防止されるようになっている。

したがって、本件発電所の安全性は確保されており、本件発電所において、放射性物質の大量放出等が生じて1 審原告らの人格権等が侵害されることは考えられない。

3 さらに、1 審被告は、異常や事故に対して本件発電所の安全性を確保するために設けられた、高い信頼性を有する設備等がその安全機能を喪失するような事態をもあえて想定して、そのような場合に事象の進展、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や原子炉格納容器の破損を防止できるようにするための、より一層の安全性向上対策を講じているところである。

4 一方、原子力発電は、エネルギーの安定供給等の面から非常に重要な役割を

担っており、仮に本件発電所が停止した状態が続けば、電力需給が厳しい状態が続くのはもちろんのこと、環境保全及び経済性の面でも大きな影響が生じる。

- 5 以上より、1 審原告らの運転差止請求を認容した原判決は誤りであり、すみやかに破棄されるべきである。

本書面では、1 審被告による安全確保対策等の内容について説明し、本件発電所の安全性が確保されていることを述べる（第4章）。その前提として、第2章で「1 審被告及び本件発電所」の概要について述べ、第3章では「本件発電所の必要性」について改めて述べる。さらに、第5章では、上記3の「より一層の安全性向上対策」について述べる。

第3 原子力訴訟における具体的危険性の判断の枠組みに関する補足

- 1 1 審被告は、控訴理由書において、
- ・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おり、社会はこの危険を人為的に管理して人類の利用に役立ててきたこと
 - ・そこにおいては、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いかに適切に管理できるかが問題とされてきたこと
 - ・以上のような科学技術の利用に関する基本的な理念に照らせば、原子力発電所に関しても、原子力発電に危険が内在すること自体が問題なのではなく、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るかどうかかが問題とされるべきであり、訴訟においては、このような観点から、内在する危険を適切に管理できるかどうか、具体的危険性の有無という形で判断されるべきであること
 - ・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、妥当ではないこと

- ・ 以上のような科学技術の利用に関する基本的な理念は、行政法規の規定にも具現化されていること
- ・ 従前の裁判例もまた、かかる科学技術の利用に関する基本的な理念に沿う形で判断していること

などを述べた（9～12頁）。

- 2 この点に関連して、伊方発電所原子炉設置許可処分取消請求事件に関する最高裁判決（最一小判平成4年10月29日・民集46巻7号1174頁）について補足しておく。

同最高裁判決は、「原子炉設置許可の基準として、右のように定められた趣旨は、・・・原子炉施設の安全性が確保されないときは、・・・深刻な災害を引き起こすおそれがあることにかんがみ、右災害が万が一にも起こらないようにするため、・・・原子炉施設の位置、構造及び設備の安全性につき、科学的、専門技術的見地から、十分な審査を行わせることにあるものと解される」と判示している。

しかし、同最高裁判決が、原子炉等規制法¹所定の原子炉設置許可基準が要求している原子炉の安全性²に関して、「災害が万が一にも起こらないように」と述べているのも、どのような異常事態が生じて、原子炉内の放射性物質が外部の環境に放出されることは絶対にない、といった達成不可能なレベルの絶対的な安全性を要求している趣旨と解するべきではない³。なぜなら、仮に論理的ないし抽象的、潜在的な危険性が少しでもあれば原子力発電所の建設及び運転は一切許されないというのであれば、それは原子力発電の存在そのものを否定

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。

² 上記最高裁判決は、原子炉等規制法に基づく行政処分の取消しに係るものではあるが、行政訴訟であっても、人格権に基づく差止請求訴訟であっても、原子炉施設の安全性が確保されているか否かといった基本的な問題は共通しており、前者における原子炉施設の安全性に関する議論は、後者にも同様に当てはまると考えられる。

³ 『最高裁判所判例解説 民事篇 平成四年度』418頁にも同旨の記載がある。

する立論に外ならず，ひいて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，妥当ではないからである。

- 3 原子力訴訟においては，あくまでも，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るかどうか，科学的，専門技術的知見を踏まえながら，具体的危険性の有無という形で判断されるべきである。仮に原子力発電に危険が内在すること自体をもって直ちに1審原告らの人格権等を侵害するような危険性ありと認定するのであれば，それは実質的には危険性の有無を抽象的な次元で判断するものであり，原子力発電に内在する危険性の故に原子力発電そのものを否定する立論であって，上記の科学技術の利用に関する基本的な理念に反し，許されるものではない。

第2章 1 審被告及び本件発電所

第1 1 審被告

1 審被告は、昭和 26 年 5 月 1 日に設立された株式会社であって、大阪府、京都府、兵庫県（一部を除く）、奈良県、滋賀県、和歌山県、三重県の一部、岐阜県の一部、福井県の一部における電力需要を賄うために、発電から送電、配電に至る電力供給を一貫して行う一般電気事業者であり、これら供給区域における供給義務を負っている。

また、供給区域における電力供給のため、1 審被告は、水力発電所 151 箇所（合計最大電気出力 821 万 kW）、火力発電所 12 箇所（合計最大電気出力 1798 万 kW）、原子力発電所 3 箇所（合計最大電気出力 977 万 kW）、新エネルギー発電所 2 箇所（合計最大電気出力 1 万 kW）を所有している（いずれも平成 26 年 3 月 31 日現在）。

第2 本件発電所

1 本件発電所の概要

1 審被告は、福井県大飯郡おおい町大島 1 字吉見 1-1 に、本件発電所を設置している（図表 1、図表 2）。各号機の電気出力、原子炉設置変更許可⁴年月日及び営業運転開始年月日は、次のとおりであり、いずれも加圧水型原子炉（PWR）⁵を使用する原子力発電所である。

	電気出力 (万 kW)	原子炉設置変更 許可年月日	営業運転開始年月日
3 号機	118.0	昭和 62 年 2 月 10 日	平成 3 年 12 月 18 日
4 号機	118.0	昭和 62 年 2 月 10 日	平成 5 年 2 月 2 日

⁴ 本件発電所は、大飯発電所 1 号機及び 2 号機に増設されたものであるため、原子炉の設置に必要な許可は、原子炉設置許可ではなく、原子炉設置変更許可となる。

⁵ 後記第 4 章第 2 の 2 を参照。

2 本件発電所の設置の経緯等

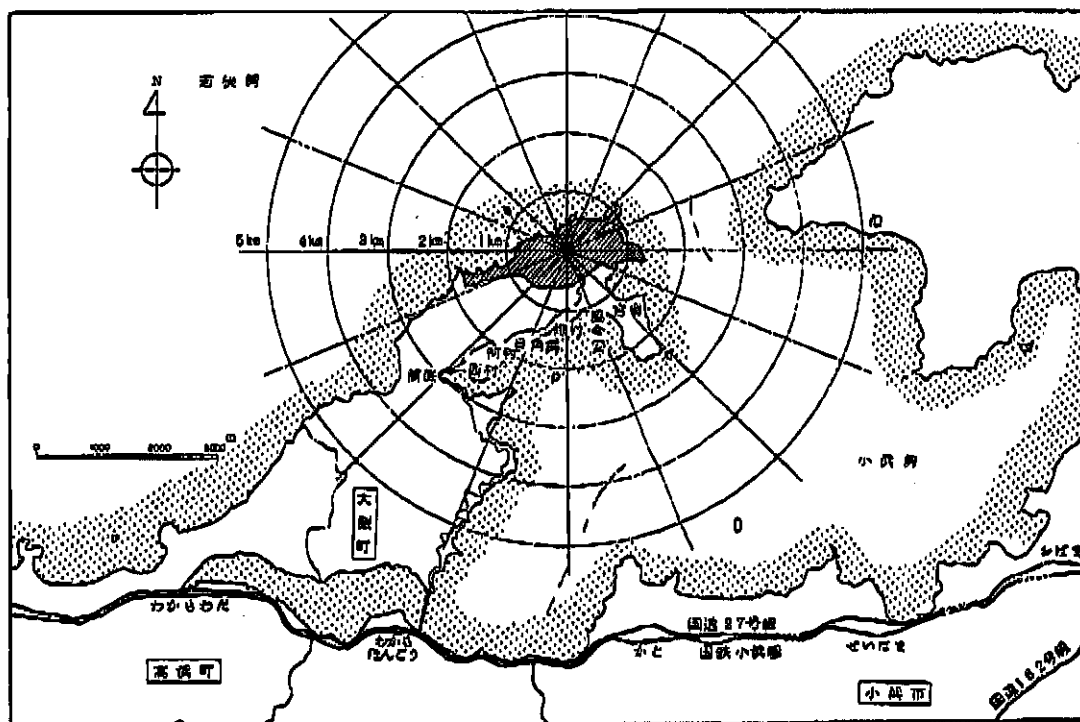
本件発電所の設置に先行して、大飯発電所1号機は昭和54年3月27日より、同2号機は同年12月5日より、それぞれ既に営業運転を開始していたところ、1審被告は、昭和57年5月から、本件発電所の増設に伴う環境調査を行い、昭和58年9月には、福井県及び大飯町に対して、本件発電所の増設願を提出した。

本件発電所について、内閣総理大臣は、昭和60年1月31日の第98回電源開発調整審議会⁶での承認を経て、昭和60年度電源開発基本計画⁷に組み込んだ。昭和60年2月15日には、1審被告が通商産業大臣に原子炉設置変更(3, 4号炉増設)許可申請を行い、これに対して、昭和62年2月10日、通商産業大臣が原子炉設置変更(3, 4号炉増設)許可処分を行った。

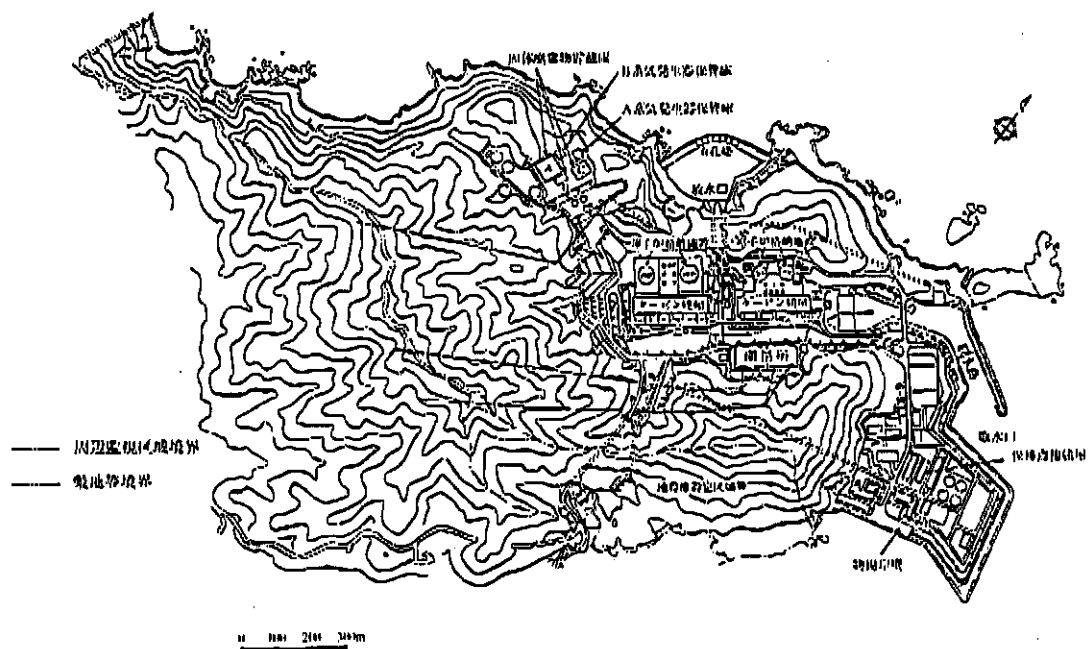
その後、1審被告は、昭和62年3月28日に、本件発電所の建設工事に着手した。そして、大飯発電所3号機は平成3年12月18日より、同4号機は平成5年2月2日より、それぞれ営業運転を開始している。

⁶ 電源開発調整審議会とは、旧電源開発促進法に基づき、電源開発基本計画等の電源開発に伴う諸事項を調査審議するための機関として総理府に設置されていた審議会をいう。

⁷ 電源開発基本計画とは、旧電源開発促進法に基づく電源開発に係る国の計画をいい、国土の総合的な開発、利用及び保全、電力需要その他電源開発の円滑な実施を図るために必要な事項を考慮して、内閣総理大臣が電源開発調整審議会に諮問して策定することとなっていた計画をいう。



【図表1 本件発電所敷地付近地図】



【図表2 本件発電所全体配置図】

第3章 本件発電所の必要性

第1 我が国のエネルギー供給体制の現状

1 我が国で求められるエネルギー供給体制

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

この点、原子力発電は、以下に述べるとおり、「供給安定性」「環境性⁸」「経済性」のいずれの点においても優れた電源である。

2 原子力発電の特長

(1) 供給安定性

現在、我が国のエネルギー自給率は約6%と主要先進国の中で最も低い水準にあり、資源小国である我が国にとって、エネルギーの安定供給に必要なエネルギー資源の安定確保は重要課題の一つとなっている。一方で、世界のエネルギー需要は、中国、インド等のアジアを中心とした新興国に牽引された世界経済の成長に伴って急増しており、今後エネルギー資源獲得競争は、さらに激化すると予想される。このような状況を踏まえると、これまでにも増して、エネルギー資源の安定確保が重要となる。

この点、エネルギー資源の約半分を占める石油については、ほとんどを中東地域からの輸入に依存しているのに対して、原子力発電の燃料となるウランは、政情の安定したカナダやオーストラリア等の国々に分散して存在することから、供給の安定性に優れている。さらに、ウランは少量で膨

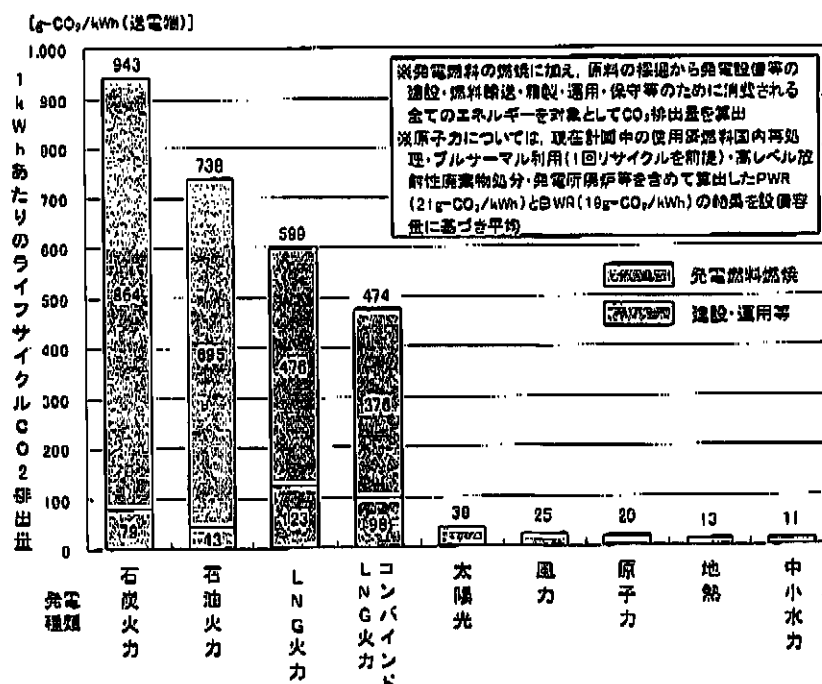
⁸ 原判決は「環境問題を原子力発電所の運転継続の根拠とすることは甚だしい筋違いである」(66頁)と述べているが、ここでいう「環境性」は、地球温暖化の原因となる二酸化炭素等の温室効果ガスの排出量削減という観点から見た「環境性」である。

大なエネルギーを生み出すこと及び燃料を装荷すると1年以上にわたって運転を維持できることから、燃料の備蓄性にも優れている等、原子力発電はエネルギーの安定供給に資する発電方法である。

(2) 環境性

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

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



データ出典：電力中央研究所「日本の発電技術のライフサイクルCO₂排出量評価 2010. 7」

【図表3 電源別のライフサイクルCO₂排出量】

(3) 経済性

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

この点、原子力発電が火力発電等と比べ1kWh当たりの発電コストが遜色ない水準であることは、政府のエネルギー・環境会議コスト等検証委員会が平成23年12月19日に取りまとめた報告書において確認されている。また、原子力発電は発電コストに占める燃料費の割合が小さいため、発電コストが燃料等の価格変動に左右されにくいという優位性もある。

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

3 原子力発電所の停止による影響

平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震(以下、「東北地方太平洋沖地震」という)以降、原子力発電所の稼働率が低下していることに伴い、政府による節電要請が毎夏・毎冬なされるなど、電力需給は厳しい状態にある。

また、原子力発電所の稼働率が低下したことによる発電電力量の減少分を補うために火力発電の焼き増しが行われており、我が国のエネルギー供給体制は、現状では火力発電に大きく依存している。東北地方太平洋沖地震発生以前の平成22年度においては、我が国の発電電力量の電源別構成比のうち火力発電の割合は約6割であったところ、平成25年度においては約9割にまで上昇している。

このように火力発電に大きく依存する状態が続けば、中東地域の政情が不安定となった場合に我が国のエネルギー供給体制は甚大な影響を受ける可能性があるだけでなく、二酸化炭素排出量の大幅な増加、化石燃料輸入量の増

加による発電コストの増大が大きな問題となる。

第2 1 審被告の電力供給体制の現状

1 1 審被告の発電電力量に占める原子力発電の割合

東北地方太平洋沖地震発生以前の平成 22 年度実績で、1 審被告の発電電力量の電源別構成比において原子力発電は約 51%を占めており、また、本件発電所の発電電力量は、1 審被告の原子力発電電力量全体の約 26%を占める等、本件発電所は、1 審被告管内の電力供給に重要な役割を担ってきた。

2 本件発電所の停止による影響

現在、1 審被告が所有する原子力発電所は、本件発電所を含めて全て運転を停止しており、発電電力量に占める原子力発電の割合は、平成 23 年度には約 26%、平成 24 年度には約 13%、平成 25 年度には約 8%にまで低下している。

このような状態において、1 審被告は、原子力発電による発電電力量の減少分を補うため、火力発電所について、長期間停止させていた発電所の運転を再開したり、定期検査の時期を延期して運転を継続させたりしているが、これらの火力発電の焚き増しのみによって発電電力量の減少分を代替することは困難である。そこで、1 審被告は、他電力会社からの応援融通や卸電力取引所を通じた電力の買取り等によって供給力を積み増しつつ、節電要請や需給調整契約の活用等によって需要を抑制し、電力供給に支障が生じないように取り組んでいるものの、1 審被告管内における電力需給は厳しい状態が続いている。

また、1 審被告の発電電力量に占める火力発電の割合は、平成 22 年度には約 38%であったところ、平成 23 年度には約 61%、平成 24 年度には約 75%、平成 25 年度には約 80%にも達している。その結果、1 審被告の二酸化炭素排出量は大幅に増加しており、1 審被告の二酸化炭素排出係数（使用電力量当た

りの二酸化炭素排出量)は、平成 20～22 年度の 3 箇年平均では 0.282kg-CO₂/kWh であったところ、平成 23 年度は 0.414kg-CO₂/kWh、平成 24 年度は 0.475kg-CO₂/kWh、平成 25 年度には 0.516kg-CO₂/kWh に上昇している。

加えて、火力発電の焚き増しによって 1 審被告の化石燃料購入量は増加しており、これに伴い燃料調達費用が増大している。

第 3 小括

1 審被告は、これまで、エネルギーの安定供給、環境への影響、経済性を総合勘案し、バランスの取れた電源構成の構築、すなわち、原子力、火力、水力等の各電源のそれぞれの特性を生かした効率のよい運用に努めてきた。しかしながら、本件発電所を含めた原子力発電所が停止した状態が続けば、上記のとおり電力需給が厳しい状態が続くほか、環境保全及び経済性の面でも大きな影響が生じる。本件発電所は、1 審被告管内の電力供給において重要な役割を担っており、関西地域における市民生活、経済活動等、社会全般を支える電力の安定供給のために必要不可欠なのである。

第4章 本件発電所の安全性

第1 はじめに

原子力発電所は核分裂反応によって生じるエネルギーを利用して発電を行っており、運転に伴って放射性物質が発生する。原子力発電所における安全確保は、この放射性物質のもつ危険性を顕在化させないこと、すなわち、人々に放射線による悪影響を及ぼさないことを基本としており、1審被告は、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。

以下では、まず、第2で原子力発電の仕組みについて、第3で本件発電所の構造等について、それぞれ基本的事項を改めて説明した上で、「第4 本件発電所の安全性」として、1審被告による安全確保対策の内容について説明する。そこでは、「1 自然的立地条件に係る安全確保対策」、「2 平常運転時の被ばく低減対策」、「3 事故防止に係る安全確保対策（多重防護の考え方に基づく設計等）」についてそれぞれ述べる。

第2 原子力発電の仕組み

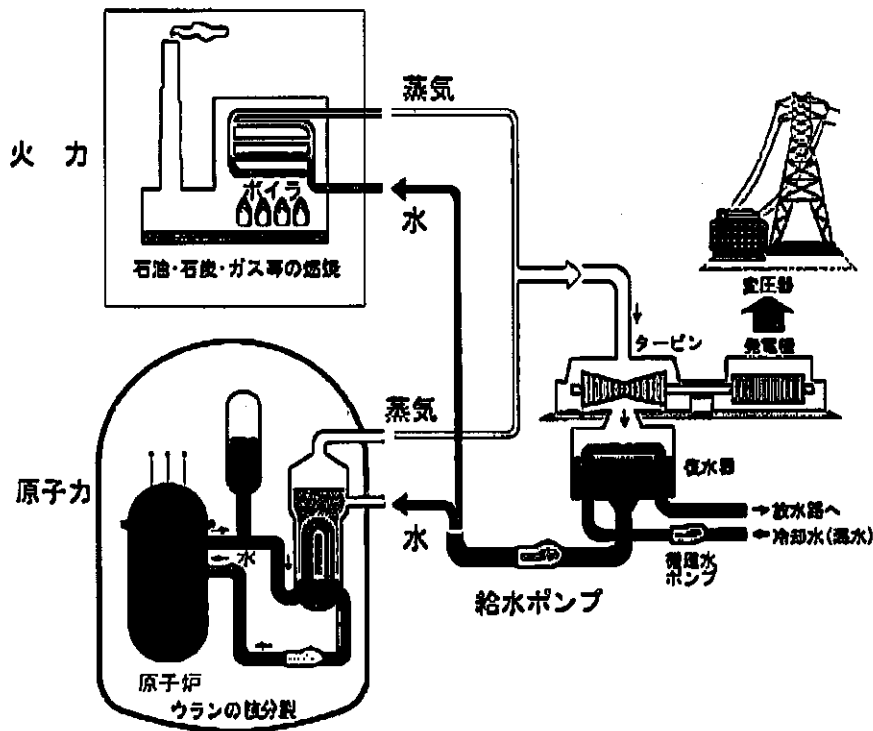
1 原子力発電の仕組み

(1) 原子力発電と火力発電

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

このように、原子力発電と火力発電とは熱エネルギーの取り出し方が異なるが、蒸気でタービンを回転させて発電を行う点では全く同じである（図

表4)。



【図表4 原子力発電と火力発電の比較】

(2) 核分裂の原理

上記のとおり、原子力発電は、原子炉においてウラン 235⁹等を核分裂させることにより熱エネルギーを発生させ、発電を行っている。以下では、その核分裂の原理を述べる。

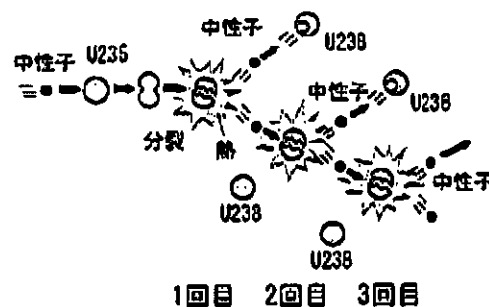
全ての物質は、原子から成り立っており、原子は原子核（陽子と中性子¹⁰の集合体）と電子から構成されている。重い原子核の中には、分裂して軽い原子核に変化しやすい傾向を有しているものがあり、例えばウラン 235の原子核が中性子を吸収すると、原子核は不安定な状態となり、分裂して

⁹ ウラン 235 とは、原子核の中の陽子数と中性子数の合計が 235 個であるウランをいう。

¹⁰ 中性子とは、陽子とともに原子核を構成している粒子をいい、電気的には中性である。

2つないし3つの異なる原子核（核分裂生成物¹¹）に分かれる。これを核分裂といい、核分裂が起きると、大きなエネルギーを発生するとともに、核分裂生成物に加え、2ないし3個の中性子を生じる。この中性子の一部が他のウラン 235 等の原子核に吸収されて次の核分裂を起こし、連鎖的に核分裂が維持される現象を核分裂連鎖反応という（図表5）。

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



【図表5 核分裂連鎖反応の仕組み】

（3）核分裂のコントロール

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

¹¹ 核分裂生成物とは、核分裂により生み出される物質をいい、その一例として、放射性物質であるセシウム 137、ヨウ素 131 等がある。

減速材¹²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。

また、核分裂連鎖反応を制御するためには、核分裂を起こす中性子の数を調整することが必要であり、中性子を吸収しやすい性質を持つ制御材を用いて中性子の数を調整している。

2 原子炉の種類

原子炉には、減速材及び冷却材¹³の組合せによっていくつかの種類があり、そのうち減速材及び冷却材の両者の役割を果たすものとして軽水¹⁴（普通の水）を用いるものを軽水型原子炉（以下、「軽水炉」という）という。

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

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

本件発電所では、上記第2章第2の1で述べたとおり、PWRを採用している¹⁵。

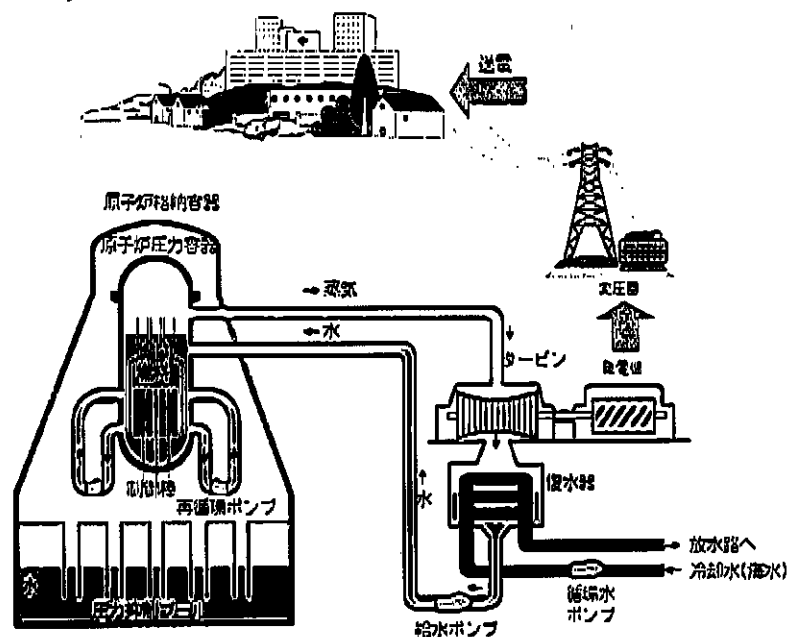
¹² 減速材とは、中性子の速度を核分裂に適した速度に減速させるために用いられる物質をいう。高速中性子が、減速材中の軽い元素の原子核と衝突を繰り返すことで、高速中性子の速度が減少し、熱中性子となる。

¹³ 冷却材とは、核分裂によって発生した熱エネルギーを運ぶ媒体をいう。

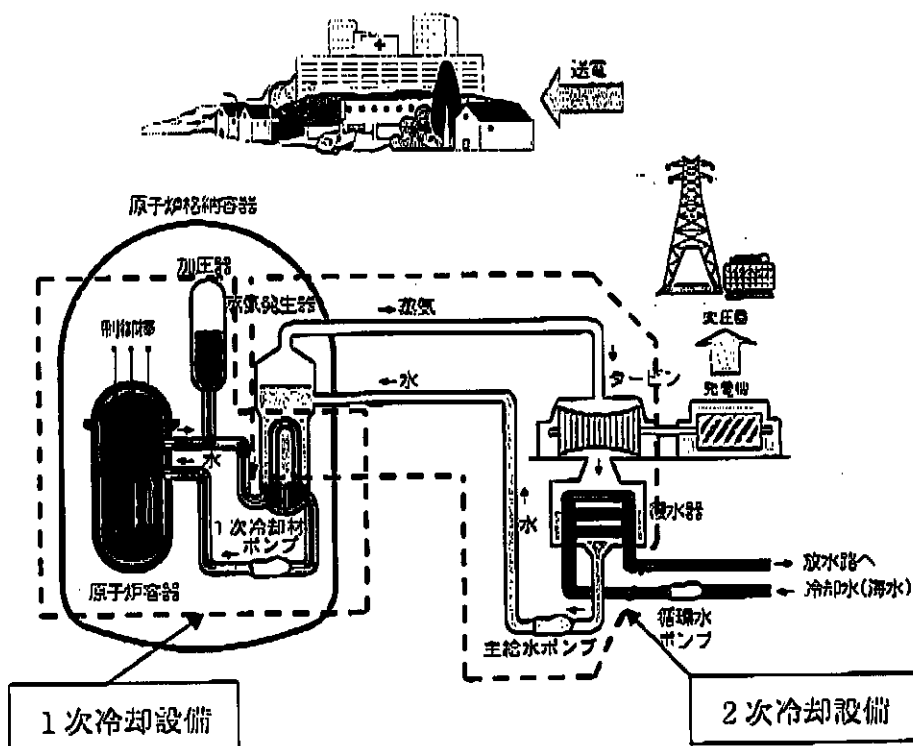
¹⁴ 軽水とは、原子核が陽子1個のみで構成される水素原子2つと酸素原子1つからなる水をいい、普通の水のことである。特に重水と区別する場合に軽水と呼んでいる。なお、重水とは、原子核が陽子1個と中性子1個から構成される水素原子2つと酸素原子1つからなる水のことである。

¹⁵ 福島第一原子力発電所は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。

<BWR>



<PWR>



【図表6 沸騰水型原子炉（BWR）と加圧水型原子炉（PWR）】

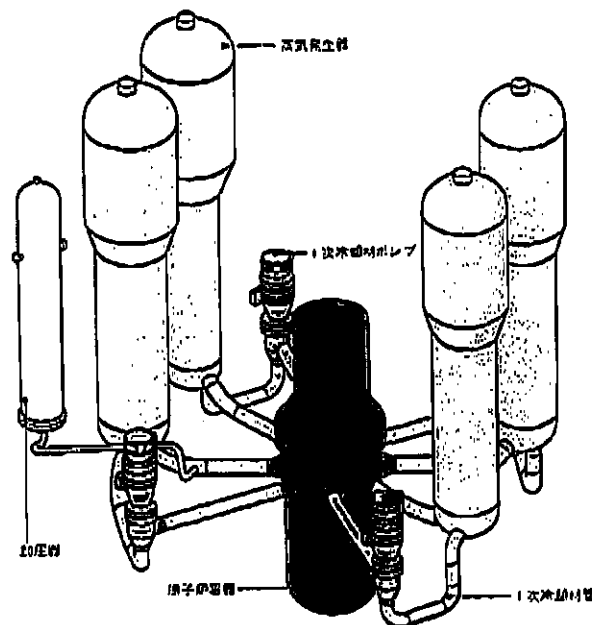
第3 本件発電所の構造等

本件発電所は、「1次冷却設備」、「原子炉格納容器」、「2次冷却設備」、「電気施設」、「補助給水設備」、「工学的安全施設」、「使用済燃料ピット」等から構成されている。

1 1次冷却設備

1次冷却設備は、原子炉、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材管等から構成されており（図表7）、原子炉内で生じた熱エネルギーで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次冷却材を蒸気にする機能を果たしている。なお、蒸気発生器内で温度が下がった1次冷却材は、1次冷却材ポンプで再び原子炉に戻される。

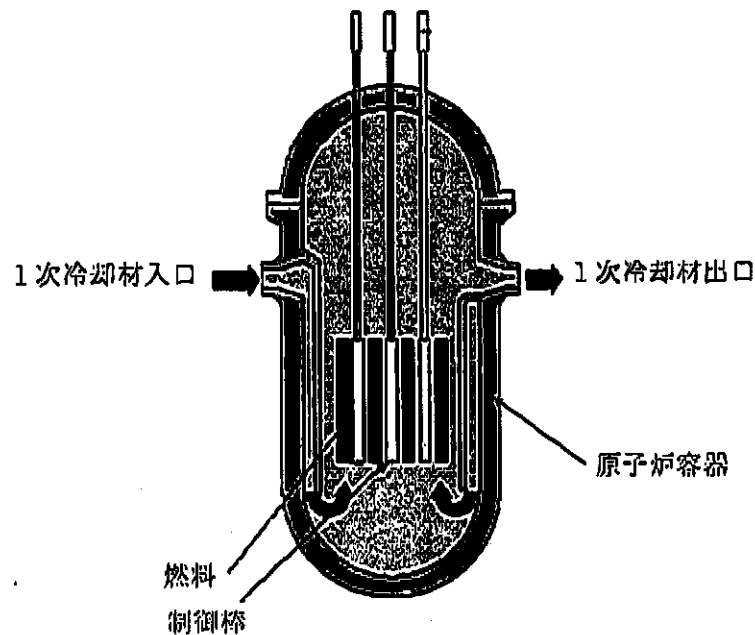
また、原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプは、1次冷却材管によって接続されて回路を形成している。本件発電所は、この回路を1つの原子炉容器を中心に4組有している（1次冷却設備の回路を4組有している原子力発電所は、「4ループプラント」とも呼ばれる）。



【図表7 1次冷却設備】

(1) 原子炉

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



【図表8 原子炉】

ア 原子炉容器

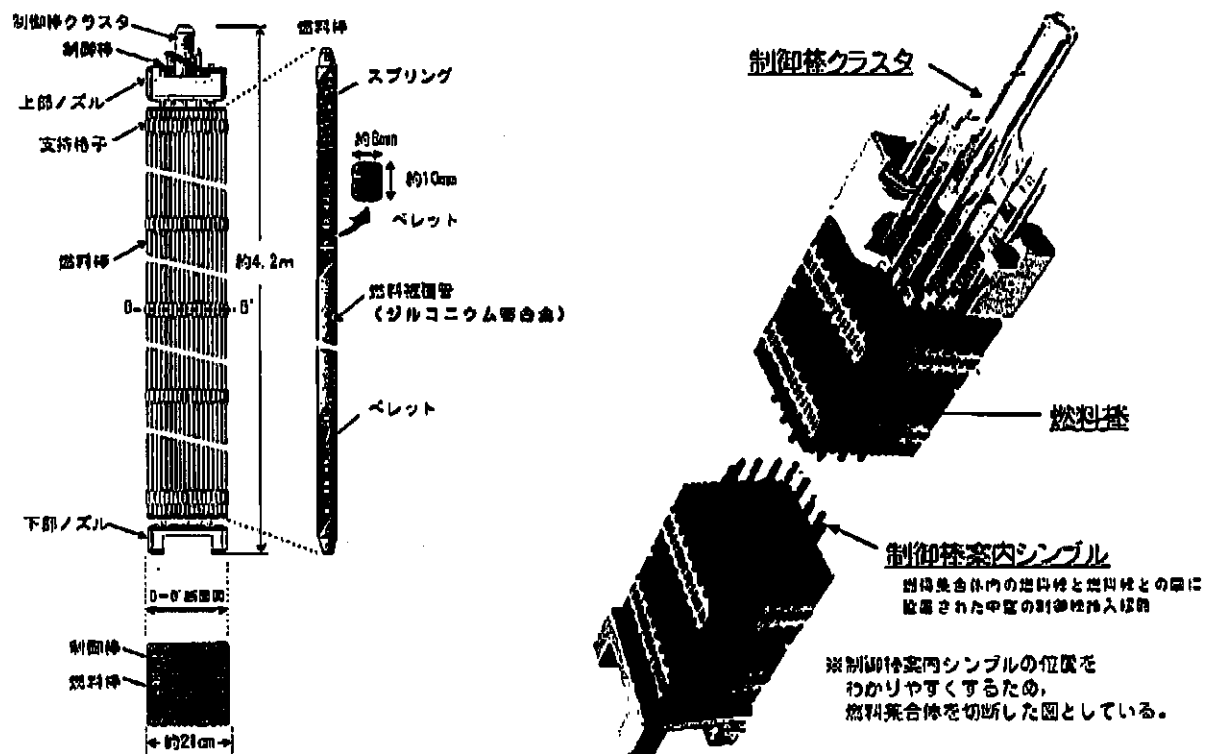
原子炉容器は、上部及び底部が半球状となっている縦置き円筒型の容器であり、その内部に1次冷却材を満たし、その中に燃料集合体と制御棒等を配置している。なお、原子炉容器内の燃料集合体が存在する部分を「炉心」という。

イ 燃料集合体

燃料集合体は、ペレットを燃料被覆管の中に詰めた燃料棒を束ねたものである。

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り、本件発電所の場合、直径約 8mm、高さ約 10mm のペレットを、長さ約 4m のジルコニウム基合金¹⁶製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 9）。



【図表 9 燃料集合体（制御棒クラスタを含む）】

ウ 制御材（制御棒及びほう素）

上記第2の1(3)で述べたとおり、核分裂連鎖反応を制御するために制御材を用いているが、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。

16 ジルコニウム基合金とは、燃料被覆管に要求される性能を満たすよう、ジルコニウムにスズ等の成分を加えた合金であり、高温水に対する強度と耐食性を向上させる目的で開発された金属材料をいう。なお、ジルコニウムとは、原子番号 40 の元素で、銀白色の硬い金属である。高温において強度が大きく、耐食性に優れるという性質を有している。

(ア) 制御棒（制御棒クラスタ）

制御棒は、中性子を吸収しやすい性質を有する銀・インジウム・カドミウム合金が用いられている。制御棒を原子炉内の燃料集合体に出し入れすることにより中性子の数を調整することで、核分裂連鎖反応を制御することができる。本件発電所では24本の制御棒を束ねて制御棒クラスタ（以下、単に「制御棒」という）とし、この制御棒を、原子炉容器の上部にある制御棒駆動装置により、炉心の特定の位置の燃料集合体に出し入れできるように配置している。

また、通常運転時には、制御棒駆動装置により、制御棒を燃料集合体からほぼ全部を引き抜いた状態で保持しているが、緊急時には、原子炉トリップ信号¹⁷によって原子炉トリップ遮断器¹⁸が自動的に開放され（制御棒を保持している制御棒駆動装置への電源が遮断され）、制御棒駆動装置による保持力が失われて、制御棒が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（「原子炉内の核分裂を止めること」を指す。以下同じ）できる仕組みとなっている。

(イ) ほう素

ほう素も、中性子を吸収しやすい性質を有している。ほう素を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。なお、ほう素は、比較的ゆっくりした核分裂連鎖反応の制御に適している。

エ 1次冷却材

1次冷却材は、熱エネルギーを伝達し、また、中性子を減速する役割を果たしている。すなわち、1次冷却材は、上記のとおり、核分裂によ

¹⁷ 原子炉トリップ信号とは、1次冷却材等の圧力、温度等の異常を検知した場合に発信される、原子炉を緊急停止（原子炉トリップ）させる信号のことをいう。

¹⁸ 原子炉トリップ遮断器とは、制御棒駆動装置と電源を接続又は切断するための設備をいう。

り生じた熱エネルギーを奪って高温となり、蒸気発生器に導かれた上で、熱エネルギーを2次冷却材に伝達している。また、中性子の減速能力が高い軽水を1次冷却材として使用することにより、減速材としての機能を果たしている。

(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。加圧器による加圧は、その底部に設置した電熱ヒーターで加圧器内部の水を加熱することによって行う。

(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。蒸気発生器で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。

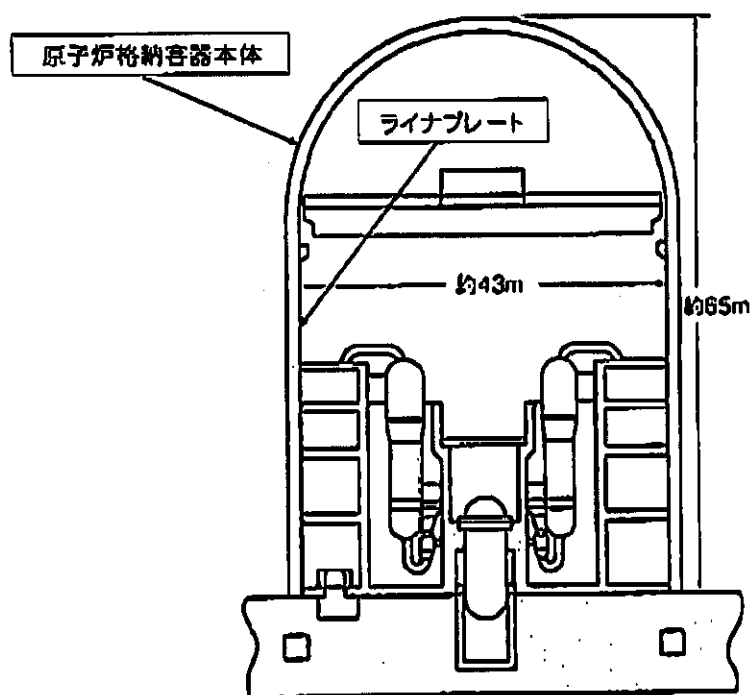
(5) 1次冷却材管

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 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、1次冷却設備を格納する容器であり、気密性が確保されている。本件発電所については、プレストレストコンクリート製原子炉格納容器¹⁹が採用されており、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、基礎部は鉄筋コンクリート造であり、内面に炭素鋼製のライナプレートが設けられている（図表10）。



【図表10 本件発電所のプレストレストコンクリート製原子炉格納容器】

¹⁹ 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物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。

3 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、それらを接続する配管等から構成されている。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、タービンを回転させ、また、タービンを回転させた蒸気を復水器において冷却して水に戻し、主給水ポンプ等で再び蒸気発生器へ送っている（図表11）。

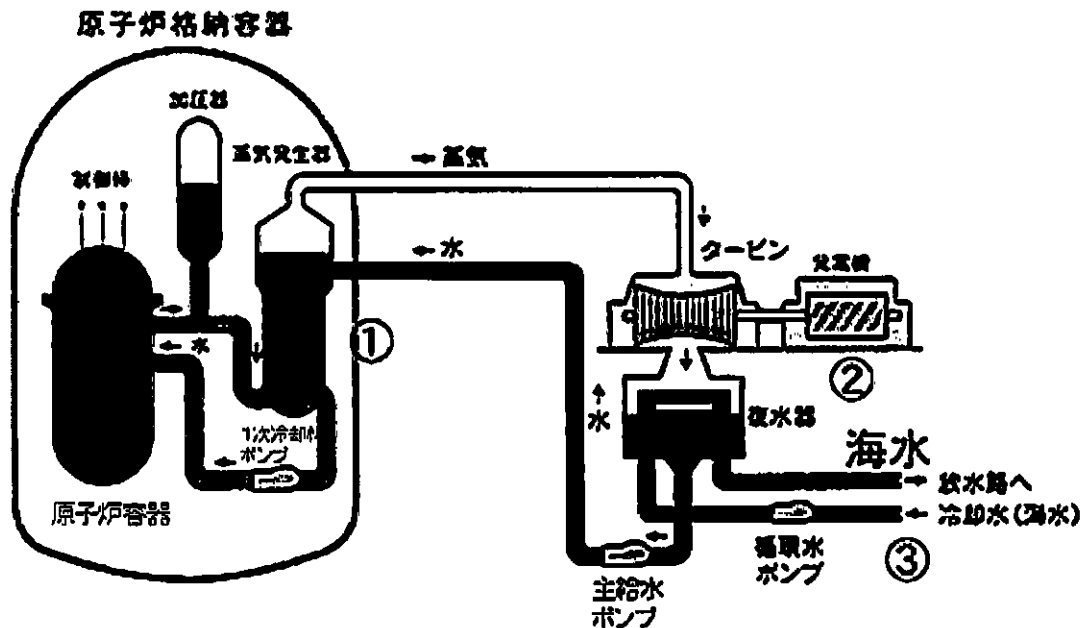
タービンは、回転軸の周囲に羽根を環状に連ねて取り付けた羽根車であり、蒸気発生器で発生した蒸気が持つ高温・高圧のエネルギーを回転エネルギーに変換する設備である。

復水器は、タービンを回転させた蒸気を海水との熱交換によって冷却し、水に戻すための設備である。

主給水ポンプは、復水器で蒸気から水に戻された2次冷却材を蒸気発生器に送るための設備である。

2次冷却設備の配管には、蒸気発生器出口からタービン入口まで蒸気となった2次冷却材を導く主蒸気管、復水器で蒸気から水に戻された2次冷却材を蒸気発生器へ導く主給水管等がある。

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
- ②2次冷却材（水）が蒸気発生器の中で沸騰して蒸気になり、タービンを回した（発電した）後に、復水器で海水に熱を伝えて再び水に戻る
- ③復水器で熱を伝えられた海水は、放水口から海に放出される

【図表 1 1 通常運転時の除熱の仕組み】

4 電気施設

電気施設には、発電機、非常用ディーゼル発電機等がある。

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る。発生した電気は、変圧器を通じて送電線に送られるほか、原子力発電所内の各設備に供給される。

非常用ディーゼル発電機は、発電機が停止し、かつ外部電源²⁰が喪失した場合に、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、

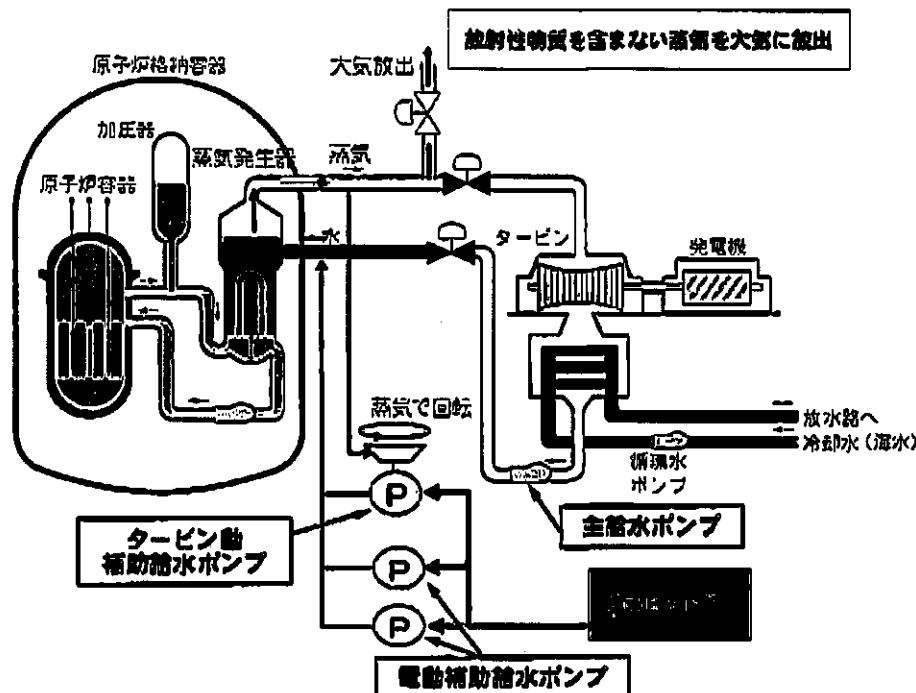
²⁰ 原子力発電所は、変圧器を通じて送電線につながっており、これにより発電所外から受電することができる。この発電所外から供給される電源のことを外部電源という。発電所内の機器に必要な電力は、発電所内の発電機が動いている場合には、発電機から供給されるが、発電機が停止している場合には、送電線（外部電源）から供給される。発電機が停止し、かつ外部電源が喪失した際に発電所内の機器に電力を供給できるよう、非常用ディーゼル発電機等が設けられているのである。

後述の工学的安全施設作動のための電力も供給する。本件発電所の場合、1台で必要な電力を供給できる容量を持つものを各号機につき2台ずつ備え、1台ずつ独立した区画に分離して設置している。

5 補助給水設備

原子炉が停止した後も、燃料集合体に内包する放射性物質の発熱が継続するため、原子炉停止後の残留熱²¹を除去する冷却手段を確保する必要がある。通常は、2次冷却設備の主給水ポンプ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次冷却材へ伝えて原子炉の残留熱を除去する。しかしながら、何らかの原因でこの主給水ポンプによる蒸気発生器への給水機能を失った場合には、別の水源から蒸気発生器に水を送る補助給水設備により、蒸気発生器への給水を維持する。補助給水設備には、電動機により駆動する電動補助給水ポンプと、動力源として電力を必要とせず蒸気タービンにより駆動するタービン動補助給水ポンプとがあり、本件発電所の各号機に、前者は2台、後者は1台ずつ設置されている。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源供給を受ける。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、主蒸気管から分岐した蒸気で駆動することから、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電源が失われた場合にも運転が可能である（図表12）。

²¹ 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。



【図表 1 2 補助給水設備による蒸気発生器への給水】

6 工学的安全施設

1 次冷却設備等の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を防止又は抑制するため、非常用炉心冷却設備（以下、「ECCS²²」という）、原子炉格納施設、原子炉格納容器スプレイ設備、アニュラス空気浄化設備等の工学的安全施設を設置している。

工学的安全施設の作動については高い信頼性を確保する必要があることから、各設備は、多重性、独立性²³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台それぞれ分離して設置し、さらにポンプの電動機は各々独立した電気系統に接続している。また、外部電源が喪失した場合でも、非常

²² ECCSは、「Emergency Core Cooling System」の略である。

²³ 脚注 32 を参照。

用ディーゼル発電機により電力が供給される。

(1) 非常用炉心冷却設備 (ECCS)

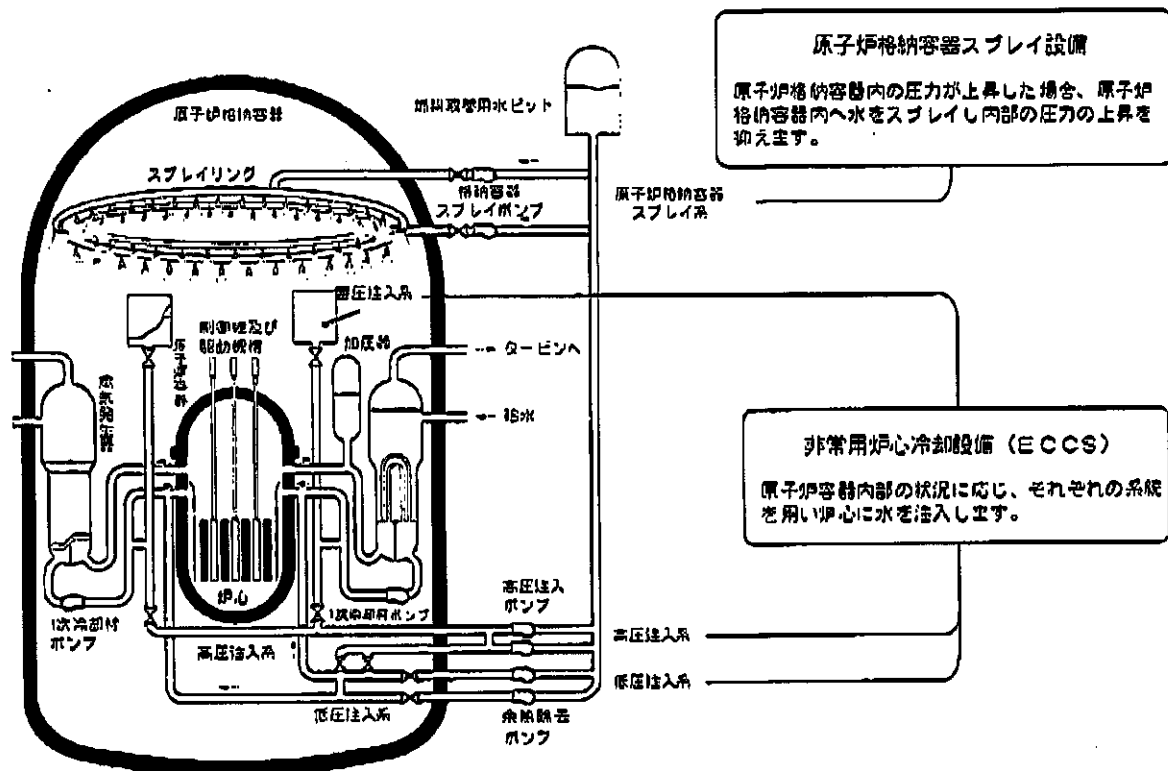
ECCSは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成され、万一、1次冷却材管の破断等により1次冷却材の喪失（以下、「LOCA²⁴」という）等が発生した場合、原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するため、ほう酸水を原子炉容器内に注入する（図表13）。

蓄圧注入系は、加圧されたほう酸水を貯えた蓄圧タンクが1次冷却設備と接続されており、LOCA等が発生し、1次冷却材の圧力が低下すると自動的にほう酸水が注入される。蓄圧注入系は、蓄圧タンク内に封入された窒素ガスの圧力によってほう酸水が注入されるため、外部電源等の駆動源は必要としない。

高圧注入系は、高圧注入ポンプ等で構成され、LOCAが発生した場合等に、燃料取替用水ピットに貯蔵されるほう酸水を原子炉容器内に注入する設備であり、原子炉容器内の圧力が高い場合にも注入できる。低圧注入系は、余熱除去ポンプ等で構成され、燃料取替用水ピットに貯蔵されるほう酸水を原子炉に注入する設備であり、原子炉容器内の圧力が低い場合に大量のほう酸水を注入できる。また、いずれの設備も燃料用水取替ピットのほう酸水の水位が低くなった際に水源を格納容器再循環サンプ²⁵に切り替えて原子炉容器内へ継続して注入することが可能である。

²⁴ LOCAは、「Loss of Coolant Accident」の略である。

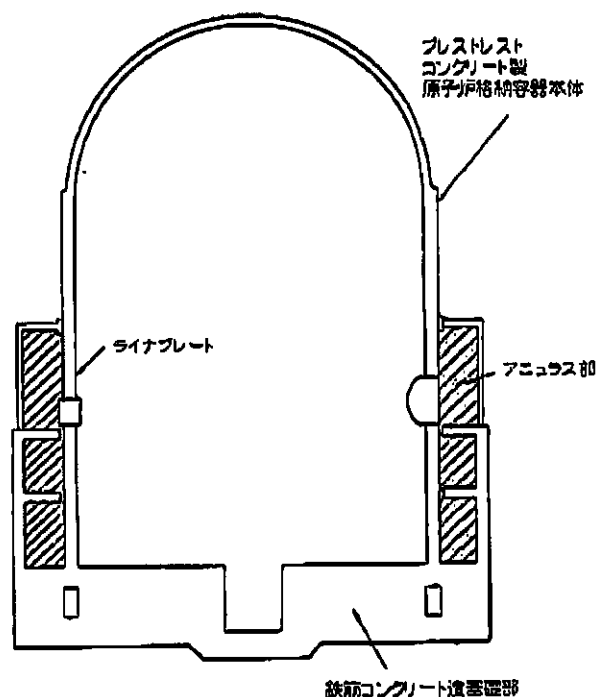
²⁵ 格納容器再循環サンプとは、原子炉格納容器の下部に設置された、1次冷却設備から流出した1次冷却材（ECCSにより注入されたほう酸水を含む）及び原子炉格納容器スプレイ設備からスプレイされたほう酸水を溜める槽のことをいう。



【図表 13 E C C S 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。原子炉格納容器は、L O C A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なる。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、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空気を閉じ込める機能を持つ（図表14）。



【図表 1 4 原子炉格納施設】

(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 1 3）。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ほう酸水に添加しながら、原子炉格納容器内に水を噴霧して圧力を下げる²⁶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。

(4) アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等で構成され、LOCAが発生した場合等に、周

²⁶ 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を下げ、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。

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²⁷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。

7 使用済燃料ピット

使用済燃料ピットは、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り、壁面及び底部を鉄筋コンクリート造とし、その内面にステンレス鋼板を内張りしている。

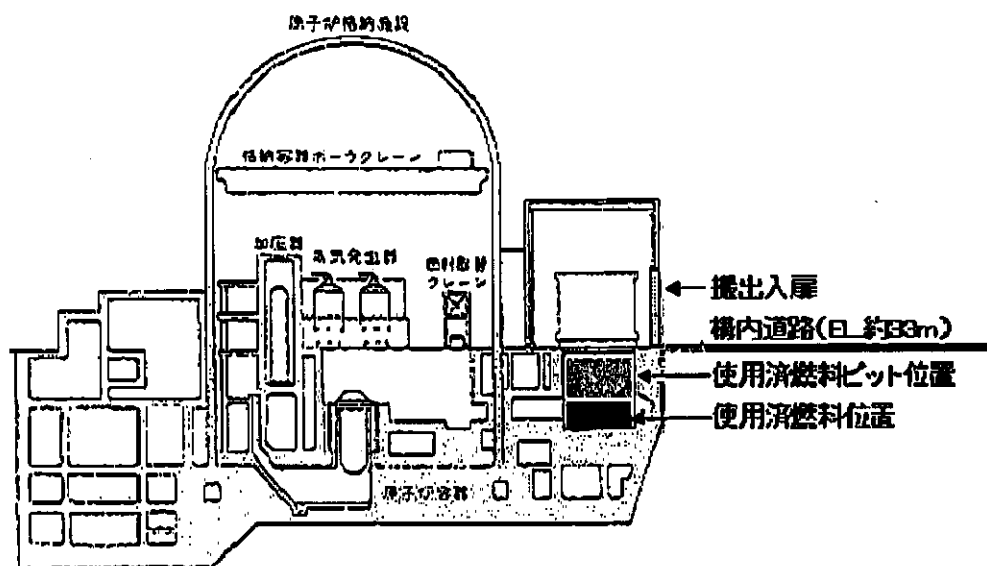
使用済燃料ピットは、使用済燃料の冷却に十分な量の使用済燃料ピット水で満たされており²⁸、貯蔵した使用済燃料の上端から水面まで十分な水深を確保している²⁹。使用済燃料ピット水は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備により継続的に浄化及び冷却されている。また、その水位等は常時監視されており、仮に冷却機能が喪失する等して水位が低下した場合でも、使用済燃料ピット水を補給するための設備を備えている。

なお、本件発電所の使用済燃料ピットは構内道路に近接した場所に配置されている（図表15）。

²⁷ 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。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時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。

²⁸ 使用済燃料ピットについては、使用済燃料の冠水状態さえ維持されていれば、使用済燃料の崩壊熱は十分除去され、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、使用済燃料から周辺環境への放射性物質の放出は生じない。

²⁹ 使用済燃料は、使用済燃料ピットの底部に設置された燃料ラック内に、垂直に立てた状態で収納されている。通常、使用済燃料ピット水位は約12mであり、使用済燃料の長さは約4mであるため、使用済燃料の上端から水面までは約8mの水位がある。



【図表 1 5 本件発電所の使用済燃料ピット位置】

第 4 本件発電所の安全性

1 審被告は、本件発電所の安全性を確保し、放射性物質のもつ危険性を顕在化させないようにするため、本件発電所に係る地盤、地震、津波等の自然的立地条件を十分に把握した上で、その特性を踏まえた設計及び建設を行っており、建設以降も随時、最新の知見等に基づいた評価・検討を行い、安全性が十分確保されていることを確認するなどしている（自然的立地条件に係る安全確保対策）。

また、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ため、平常運転時の被ばく低減対策を講じるとともに（平常運転時の被ばく低減対策）、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、多重防護の考え方に基づいた設計を行う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）。そして、こうした安全確保対策においては、本件発電所の原子炉等の安全性を確保する

ために重要な役割を果たす「安全上重要な設備³⁰」について、地震、津波等による共通要因故障³¹（共通要因による安全機能の一斉喪失）を防止した上で、信頼性確保のために、多重性又は多様性及び独立性³²を考慮した設計としている。

以上のような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、本件発電所において、放射性物質の大量放出等が生じて1審原告らの人格権等が侵害されることは考えられない。

以下、1で「自然的立地条件に係る安全確保対策」、2で「平常運転時の被ばく低減対策」、3で「事故防止に係る安全確保対策（多重防護の考え方に基づく設計等）」についてそれぞれ述べる。

1 自然的立地条件に係る安全確保対策

- (1) 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の自然的立地条件、すなわち、地盤、地震、津波等の影響を考慮した上で、これらが原子力発電所の安全確保に影響を与えるような、言い換えれば、放射性物質のもつ危険性が顕在化するような大きな事故の誘因となら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与える影響は、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、それぞれの地点の自然的立地条件に係る特性を十分に把握する必要がある。

³⁰ 1審被告の控訴理由書22～25頁で詳述したとおり、原子力発電所の設計の考え方として、発電所の通常運転に必要な設備とは別に、原子炉の安全性を確保するために重要な役割を果たす「安全上重要な設備」を設置し、この「安全上重要な設備」については、発電所の通常運転に必要な設備に比べて、格段に高い信頼性を持たせるようにしている。

³¹ 共通要因故障とは、1つの原因で複数の機器が同時に故障することをいう。

³² 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）が、設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通の要因又は従属的な要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。

1 審被告は、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詳細な現地調査等を行った上で、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、適宜新たな知見、技術の進歩等を考慮した検討、評価等を行っており、本件発電所について安全性が確保されていることを確認している。

特に、自然的立地条件のうち、地震、津波に対する安全性の確保について、詳細は追って改めて述べるところであるが、ここで概略を簡単に述べておく。

(2) まず、地震に関しては、適宜、文献調査により本件発電所敷地周辺における過去の地震発生状況を確認し、また、現地での地表地質調査³³、海上音波探査³⁴等の各種調査により敷地周辺における震源となる活断層の有無やその規模等に関する調査を実施するとともに、地震波の伝播に影響する地盤の性状に関する調査を実施している。そして、それらの調査結果を踏まえて、本件発電所敷地に到来し得る地震動³⁵についての検討、評価等を行うに際しては、例えば、地質調査結果からは連続しているとは考えられない複数の活断層について、これらが連動する可能性も考慮するなど、本件発電所敷地での地震動が大きくなるケースも検討した上で、本件発電所の地震に対する安全性が確保されていることを確認している。

³³ 地表地質調査とは、地表踏査を行った上で、試料採取、分析、年代測定等を行って、地質分布、年代、地質構造等を確認又は推定する調査手法をいい、必要に応じてトレンチ調査、ボーリング調査等を適切に組み合わせる。

³⁴ 海上音波探査とは、観測船により発振器及び受振器を曳航しながら、発振器から出た音波が海底下の地層の境界等で反射し、戻ってきたものを検知することにより、地層の厚なりや連続性を確認する調査をいう。

³⁵ 「地震」は、地下の岩盤が周囲から力を受けることによってある面を境としてずれる現象のことである。この「地震」の発生によって放出されたエネルギーは、地震波として震源からあらゆる方向に伝わっていき、ある特定の地点に到達するとその地盤を揺らすことになるが、この特定の地点における地盤の揺れのことを「地震動」という。

(3) 津波に関しても、適宜、文献調査や津波堆積物調査³⁶により本件発電所敷地周辺における過去の津波発生状況を確認し、また、本件発電所が立地している日本海側には、東北地方太平洋沖地震を惹起したような、海のプレートが陸のプレートの下に沈みこんでできる海溝型のプレート境界は存在していない³⁷ことから、本件発電所敷地周辺の海域活断層を対象とした断層調査を実施するとともに、津波の伝播に影響する海底や海岸線の地形の調査等を実施している。そして、それらの調査結果を踏まえて、本件発電所敷地に到来し得る津波についての検討、評価等を行うに際しては、津波の数値シミュレーションにおいて、地震と海底地すべりとの組合せも考慮するなど、大きな水位変動をもたらすケースも検討した上で、本件発電所の津波に対する安全性が確保されていることを確認している。

(4) 以上のように、地震、津波等の自然的立地条件に係る安全確保対策においては、過去の記録の調査や詳細な現地調査等を適宜実施し、当該地点の地域的な特性を踏まえながら、原子力発電所敷地に到来し得る地震動や津波等の評価を適切に行うことが基礎となる。その上で、原子炉等の安全性を確保するために重要な役割を果たす「安全上重要な設備」につき、全て、想定される地震動や津波等に対して機能が損なわれないようにする。このよう

³⁶ 津波堆積物とは、津波による浸食・運搬・堆積の作用を経て形成された堆積物をいい、津波堆積物調査とは、ボーリング等により津波堆積物の有無を確認し、津波堆積物が採取された場合には詳細に観察・分析することにより、津波が来襲した時代や到達範囲等を明らかにする調査をいう。

³⁷ 東北地方太平洋沖地震（マグニチュード 9.0）は、陸のプレートと海のプレートの境界で発生する「プレート間地震」である。一方、本件発電所が位置する日本海側には海のプレートが陸のプレートの下に沈みこんでできる海溝型のプレート境界は存在せず、本件発電所については「プレート間地震」の影響を考慮する必要はない。本件発電所の津波影響評価において考慮の対象とする地震は、海域に存在する陸のプレート内部の活断層を震源とする「内陸地殻内地震」である。そして、独立行政法人防災科学技術研究所の説明によれば、プレート間地震と内陸地殻内地震とでは、発生する地震の規模等にも差があるとされており、プレート間地震については、時としてマグニチュード 8 級に達する海溝型巨大地震が生起しているのに対し、内陸地殻内地震については通常マグニチュード 7 級どまりであるとされている（乙 38）。また、甲 48 号証 11 頁においても、プレート間地震は「震源の規模を示すマグニチュード M がハクラスとなることがよくあり、強い揺れをもたらすだけでなく、海底を大きく変動させるために、大津波を引き起こすのに対し、内陸地殻内地震の規模は「M セクラスとプレート境界で発生する被害地震に比べ一段小さいのが普通である」とされている。

にして、「安全上重要な設備」の地震、津波等による共通要因故障を防止し、自然的立地条件に係る安全性を確保するのである。

(5) この点に関連して、福島第一原子力発電所事故について触れておく。

東北地方太平洋沖地震により、福島第一原子力発電所1～3号機においては、全ての制御棒が挿入され、運転中の原子炉は緊急停止した。しかし、同発電所への送電設備等が損傷したため、外部電源が失われ³⁸、その後襲来した津波により、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も停止したため、交流電源を供給する全ての設備の機能を喪失するとともに、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。さらに、原子炉の冷却に係わる注水、減圧等に必要な直流電源を含む全ての電源が喪失した結果、炉心の著しい損傷に至り、放射性物質を放出する事態になったと考えられている。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」に該当）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³⁹。

このように、福島第一原子力発電所事故においては、東北地方太平洋沖地震に伴って生じた津波^{40,41}により、同発電所の「安全上重要な設備」につ

³⁸ 原子力発電所の設計上、原子炉の安全性確保に係る電力の供給は、発電機や外部電源とは別の「非常用ディーゼル発電機」が担うこととしており、この「非常用ディーゼル発電機」に格段に高い信頼性を持たせている。「外部電源」は、その役割として、原子炉の安全性を確保するために必要な電力供給を担うことを期待されてはならず、「安全上重要な設備」ではない（1審被告の控訴理由書24～26頁）。

³⁹ なお、定期検査中であった同発電所5号機は、津波到達後、全交流電源を喪失したが、隣接する同発電所6号機は、非常用ディーゼル発電機1台が作動を継続し、6号機から5号機へ電源融通を行うことにより、5号機及び6号機の中央制御室でのプラント状態の把握、原子炉への注水等のプラント制御に必要な操作を行うことができたとされている。

⁴⁰ 福島第一原子力発電所事故については、事故原因の究明や対応の検証を目的として、主に、国会、政府、民間、東京電力株式会社の4つの事故調査委員会が設置され、各委員会がそれぞれ事故調査報告書を出している。このうち、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3つの報告書は、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

いて共通要因故障が生じることとなったが、これは、同発電所の自然的立地条件に係る安全確保対策（津波に関する想定）が十分ではなかったということに外ならない。本書面の冒頭で述べたとおり、福島第一原子力発電所と本件発電所とは、自然的立地条件が大きく異なるのであるから、自ずと想定される地震や津波の影響も異なり、自然的立地条件に関して求められる安全確保対策も異なってくる。追って改めて述べるところであるが、1審被告は、本件発電所の設置地点及びその周辺の地域的な特性を十分に考慮して、本件発電所に係る地震、津波等の評価を適切に行った上で、本件発電所がそれらの自然力に対して必要な安全性を備えるように自然的立地条件に係る安全確保対策を行っているのであり、これにより地震、津波等による「安全上重要な設備」の共通要因故障を防止している。福島第一原子力発電所で自然的立地条件に係る安全確保対策の不十分さに起因する大きな事故が生じたからといって、本件発電所を含めた他の原子力発電所が全て同様の危険性を有しているということにはならないのである。

2 平常運転時の被ばく低減対策

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

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動力電源と直流電源を喪失し、原子炉を安定的に冷却する機能が失われたことを、事故の直接的原因としている（乙9、4頁）。また、これら各事故調査委員会の検討結果も踏まえ、最新の情報に基づき、平成26年3月に一般社団法人日本原子力学会が取りまとめた最終報告書においても、東北地方太平洋沖地震の地震動による、福島第一原子力発電所の安全機能に深刻な影響を与える損傷はなかったと判断されている（乙45、184～187頁）。（以上につき、1審被告の控訴理由書57～58頁）

⁴¹ 福島第一原子力発電所事故については、原子力規制委員会が継続的に分析を実施しており、「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、今般、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（乙48の1、「東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書（案）」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」（乙48の1、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」（乙48の1、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。

放射性物質)が発生する。1 審被告は、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。

第1に、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のを極力防止し、第2に、1次冷却材中に漏えいした放射性物質については、これができる限り1次冷却設備内に封じ込めるとともに、これができるだけ捕捉し、第3に、1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、放射性物質の放出量を厳重に管理するとともに、周辺環境中の放射線の線量等を監視している。

以上の対策をとることによって、大飯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⁴²の評価値は最大でも年間約0.009mSvであり、これは、線量限度等を定める告示⁴³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⁴⁴に定める線量目標値(1年間につき実効線量0.05mSv)よりも十分に低い値である。

⁴² 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。

⁴³ 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。

⁴⁴ 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。

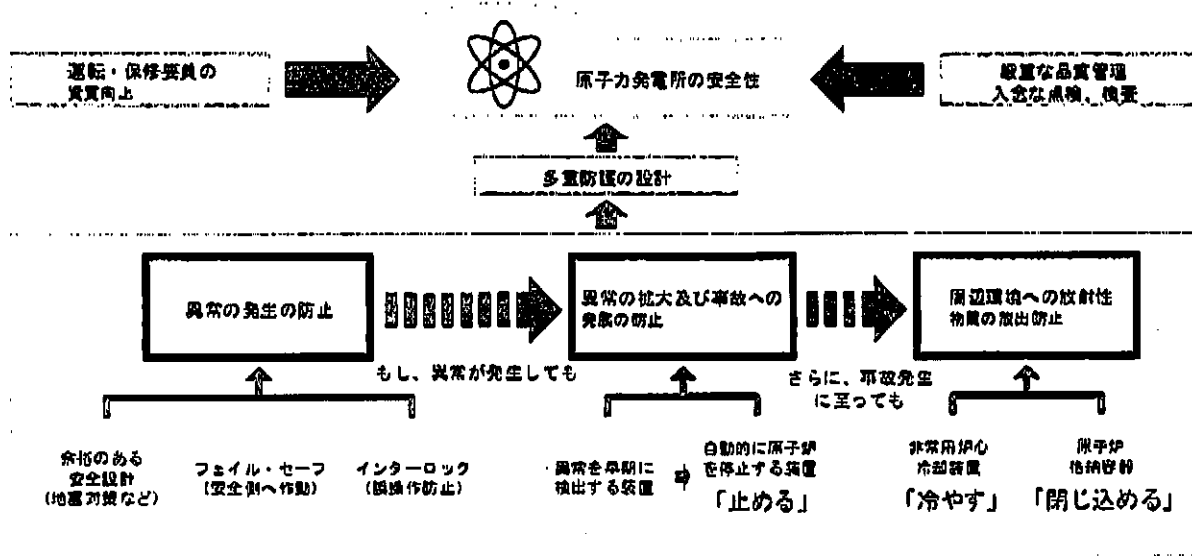
3 事故防止に係る安全確保対策（多重防護の考え方に基づく設計等）

前述のとおり、原子力発電所の安全確保は、放射性物質のもつ危険性を顕在化させないこと、すなわち、人々に放射線による悪影響を及ぼさないことを基本としている。そのため、1 審被告は、原子力発電所について、基本的に放射性物質を閉じ込める構造とした上で、「人は誤り、機器は故障する」ことを前提に、①異常の発生を未然に防止する（異常発生防止）、②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3つの段階での対策を講ずる「多重防護」の考え方を取り入れた設計を行っている（図表16）。この3つの段階での対策は、それらの対策を合わせることで初めて安全確保が図られるというものではない。それぞれの段階の対策は、後続の段階の対策に期待せず、当該段階で確実に異常の発生を防止し、確実に異常の拡大を防止し、又は周辺環境への放射性物質の異常な放出を確実に防止するのに十分な対策を講じるというものである。

万一の異常、事故の発生を想定しても、上記②の段階においては、原子炉を確実に「止める」ことが、上記③の段階に至っても、原子炉を「冷やす」こと及び放射性物質を「閉じ込める」ことが、それぞれできるように各種の設備を設けている。また、仮にその一部が故障しても安全機能を果たすことができるように独立した設備を複数設けるなどして（多重性、多様性、独立性⁴⁵）、信頼性を高めている。

加えて、1 審被告は、こうし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、定期的な点検、検査、取替え等の実施や運転員・保修員に対する教育・訓練の実施等、安全性を維持・向上するための継続的な活動に取り組んでいる。

⁴⁵ 脚注 32 を参照。



【図表 1 6 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）

原子力発電所が事故を起こさないようにするためには、事故の原因となるような異常の発生を極力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次冷却材圧力の監視、制御」、「誤動作や誤操作による影響の防止」等の対策を講じている。

ア 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、前述のとおり、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のであるが、この制御によらず、何らかの原因で核分裂反応が増加した場合に、これを自動的に抑制するという性質を有している。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 1 7）。

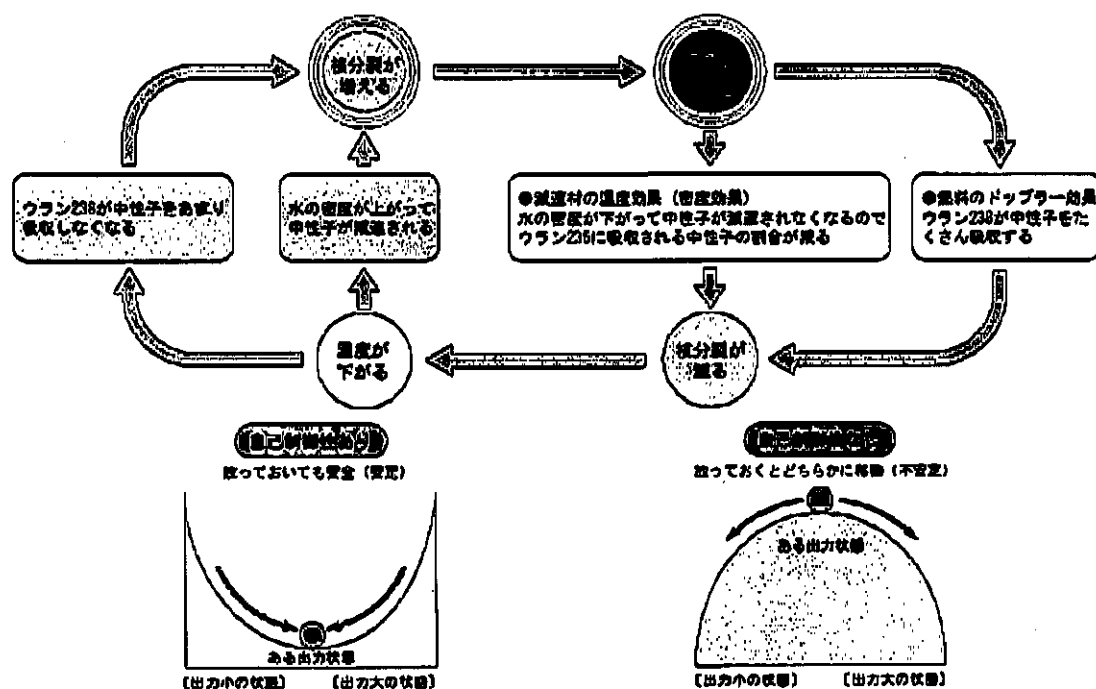
具体的には、燃料の大部分は核分裂しにくい性質を有するウラン 238 が占めているが、このウラン 238 は、その温度が上昇すると中性子を吸収し

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。

また、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⁴⁶。

このように、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のである。

⁴⁶ なお、チェルノブイリ原子力発電所（黒鉛減速軽水冷却沸騰水型原子炉）のように減速材として黒鉛を使用している場合は、中性子の減速が、冷却材たる水ではなくほとんど黒鉛によって行われるところ、温度が上昇しても黒鉛の密度はほとんど変化しないため、減速材の温度効果（密度効果）は期待できない。むしろ、冷却材中にボイド（蒸気泡）が発生すると、水による中性子の吸収が減少し、核分裂反応が盛んになる傾向がある（正のボイド効果）。低出力時では、この正のボイド効果が高出力時よりも大きくなるため、出力を一定に保つことが困難となる。



【図表 1 7 軽水炉の自己制御性】

イ 余裕のある安全設計

1 審被告は、本件発電所について、運転中の各設備に加わる力や温度等に対して、各設備が十分耐えられるような余裕のある設計を行っている。

例えば、本件発電所の原子炉容器について、通常運転圧力（約 15.4MPa [gage]⁴⁷⁾ に対し、十分余裕のある最高使用圧力⁴⁸⁾ (17.16MPa [gage]) とし、後述の加圧器圧力制御設備とあいまって、損傷しないような設計としている。

ウ 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

⁴⁷⁾ 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。

⁴⁸⁾ 最高使用圧力とは、機器等の設計における条件として定めるものであり、機器等がその主たる性能を果たすべき通常運転状態において受ける圧力に余裕をもたせた値を設定する。機器等の受ける圧力が、最高使用圧力を超えた場合であっても、直ちに機器等が損傷するものではない。

力等を安定的に制御することが重要である。

そこで1審被告は、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出力も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が自動で炉心に挿入されあるいは引き抜かれることで、原子炉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、制御している。

エ 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の引き抜きができないようにしている。

(2) 異常の拡大及び事故への発展を防止するための対策（異常拡大防止対策）

上記（1）の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、仮に異常が発生してもそれが拡大しないようにすることも重要である。そこで、「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」や「原子炉停止後の冷却手段の確保」等の対策を講じている。

ア 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なうちに検出できるように、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。

イ 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等、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（原子炉保護設備）を設置している⁴⁹。

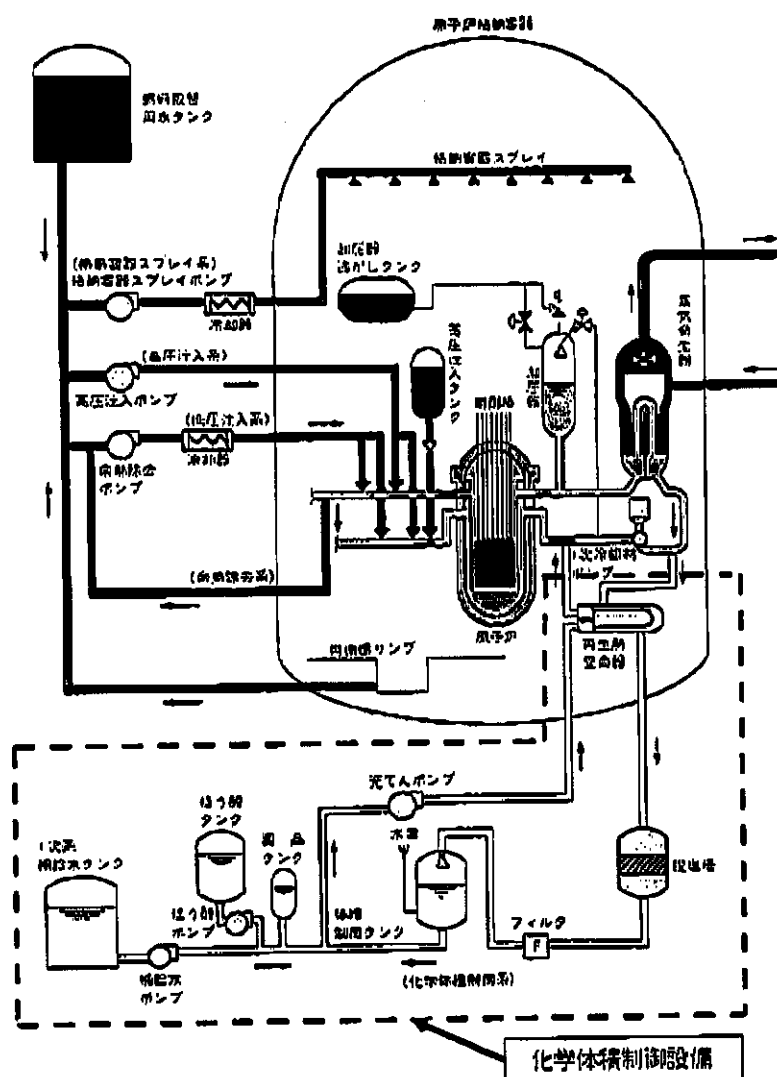
また、他の独立した系である「化学体積制御設備⁵⁰」から、ほう酸水を

⁴⁹ 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。なお、制御棒がほぼ全部引き抜かれている通常運転時でも、制御棒の先端部は炉心に入った状態で保持されていることから、地震による揺れで制御棒の炉心への挿入に失敗するような事態は生じない。

⁵⁰ 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

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としている（図表18）。

なお、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。



【図表18 化学体積制御設備】

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。

ウ 原子炉停止後の冷却手段の確保

原子炉を停止した後も、燃料集合体に内包する放射性物質の発熱が継続するため、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、原子炉を停止した後は、2次冷却設備の主給水ポンプ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次冷却材へ伝えて原子炉の残留熱を除去するが、故障等により通常使用する設備を使用できない場合に備え、他にも残留熱を除去できる手段を確保するための設備を設けている。

例えば、主給水ポンプの故障等により蒸気発生器への通常の給水機能を失った場合には、別の水源から蒸気発生器に水を送る補助給水設備により、蒸気発生器への給水を維持する。補助給水設備には、電動機により駆動する電動補助給水ポンプと、動力源として電力を必要とせず蒸気タービンにより駆動するタービン動補助給水ポンプとがあり、本件発電所の各号機に、前者は2台、後者は1台ずつ設置されている。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源供給を受ける。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、主蒸気管から分岐した蒸気で駆動することから、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの電源が失われた場合にも運転が可能である（図表12）。

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等の操作ができ、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⁵¹により大気へ蒸気を直接放出する設計としている⁵²。

(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）

上記（1）の異常発生防止対策及び（2）の異常拡大防止対策により、事故の発生を防いでいるが、それでも万一、事故発生に至った場合においても、炉心の著しい損傷や周辺環境への放射性物質の異常な放出を防止することが重要である。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」等の対策を講じている。

ア 原子炉を「冷やす」設計

原子炉を「冷やす」設計では、工学的安全施設としてECCSを設け、万一、1次冷却材管が破断するなどして、1次冷却材が喪失する事故（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することができる設計としている（図表13）。

ECCSは、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系をそれぞれ複数の系統設けており、多重性及び独立性を有した信頼性の高い設計としている。

高圧注入系及び低圧注入系の電動ポンプは、1台で必要な能力を有するものを2台それぞれ分離して設置し、さらにポンプの電動機は各々独立した電気系統に接続している。加えて、外部電源が喪失した場合でも、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。また、

⁵¹ 主蒸気安全弁とは、蒸気発生器から発生した蒸気を直接大気へ放出する弁であり、設定圧力に達すると自動的に作動するようになっている。

⁵² 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。

高压注入系及び低压注入系は、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⁵³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。

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。

イ 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。

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。

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。放射性物質が燃料被覆管から1次冷却材中に漏れ出したとしても、鋼製の原子炉容器等が防壁となり、放射性物質は原子炉容器内に閉じ込められる。

第4、第5の防壁は、原子炉格納容器内側の炭素鋼製ライナプレート、コンクリート造の原子炉格納容器本体である。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。

⁵³ 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。

原子炉格納容器においては、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を下げ、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13）。

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のである。

ウ 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19）。

まず、1次冷却材圧力や加圧器水位の低下が検知されると、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。さらに、1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が作動し、蓄圧タンク内のほう酸水も原子炉容器内に注入される。原子炉内の圧力が高い場合は高圧注入系が有効に働き、原子炉内の圧力が低下すると、蓄圧

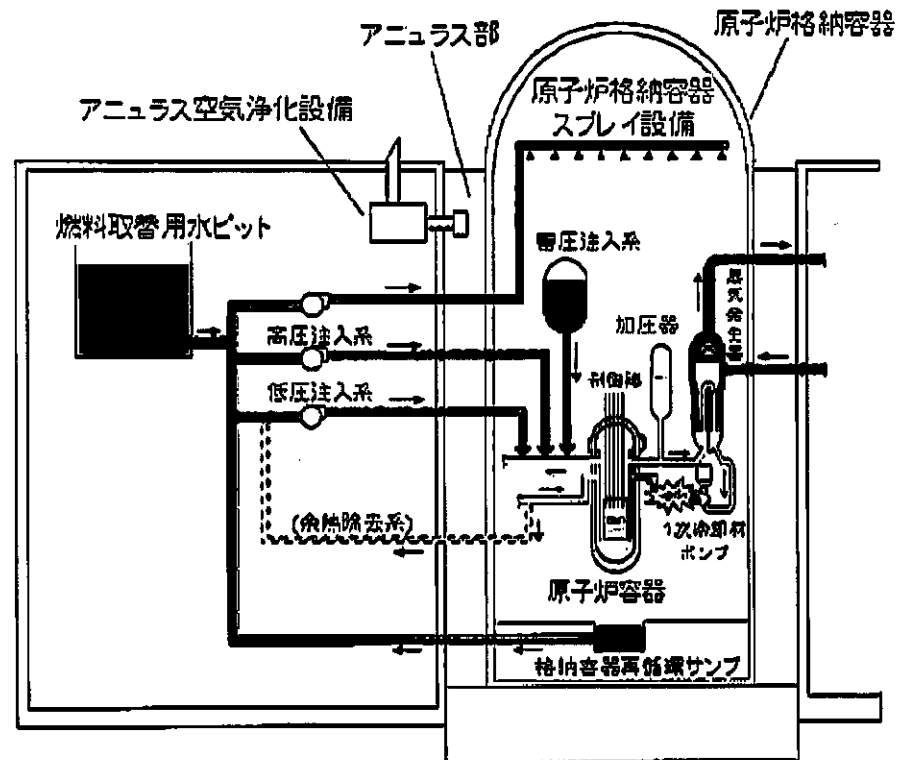
注入系や低圧注入系が機能する。

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が減少すると、水源を格納容器再循環サンプに切り替え、継続的に原子炉容器内にほう酸水が注入される。

また、L O C A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すると、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。

あわせて、E C C S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、本件発電所においては、万一L O C A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が確実に防止されるようになっているのである。



【図表 1 9 工学的安全施設によるLOCAへの対処】

(4) 安全性維持・向上のための継続的活動

ア 1 密被告は、上記(1)ないし(3)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。その具体的な内容について、以下の代表的な例で説明する。

イ 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、取替え等については、発電所のそれぞれの設備・機器に対して、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方法、時期等を定めた計画に基づいて実施している。

ウ 本件発電所の運営に携わる運転員・保守員の資質の維持・向上について、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、通常の運転操作や故障の際の対応等を定期的に確認・体験するようにしており、また、保修員は、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うようにしている。

エ 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を定めて、これに従った発電所運営を行っている。具体的には、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、これを遵守した運営を行っている。

オ 本件発電所の安全を達成・維持・向上させるため、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。

（５）小括

以上のように、１密被告は、（１）異常発生防止対策、（２）異常拡大防止対策及び（３）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く設計を行っており、さらに、（４）で述べた、定期的な点検、検査、取替え等の実施等の安全性維持・向上のための継続的活動により、その実効性を確保している。

これらにより、本件発電所において、そもそも、１次冷却材管の破断等によるＬＯＣＡ等の事故が生じることはまず考えられない上、万一、そのような事故が生じた場合であっても、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は確実に防止されるようになっているのである。

4 小括

以上のとおり、1 審被告は、本件発電所について、地震や津波等の自然力に対する対策や、事故の発生を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。本件発電所において、事故が生じること自体がまず考えられない上、万一、事故が発生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は確実に防止されるようになっており、本件発電所の安全性は確保されている。したがって、本件発電所において、放射性物質の大量放出等が生じて1 審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。

第5章 より一層の安全性向上対策

第1 はじめに

前述のとおり、第4章で述べた安全確保対策により本件発電所の安全性は確保されているのであるが、さらに、1審被告は、異常や事故に対して本件発電所の安全性を確保するために設けられた、高い信頼性を有する設備等がその安全機能を喪失するような事態をもあえて想定して、そのような場合に事象の進展、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や原子炉格納容器の破損を防止できるようにするための対策を講じている。

すなわち、1審被告は、従来から、念には念を入れてさらに安全性を向上させる観点から、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、アクシデントマネジメント策の整備を自主的に行ってきたところであるが、さらに、福島第一原子力発電所事故を契機として、上記のような事態に備えた恒設及び可搬式の設備（電源設備⁵⁴、注水設備等）を新たに配備するなど、より一層の安全性向上対策を充実させている。

本章では、上記のような事態を想定した対策としての、「炉心の著しい損傷を防止する対策」及び「原子炉格納容器の破損を防止する対策」に関して、その一部を概略的に説明する。

⁵⁴ 本件発電所において、外部電源に加え、格段に高い信頼性を有する非常用ディーゼル発電機による電源供給機能も全て喪失するような事象（全交流動力電源喪失）が生じた場合を想定しての代替電源設備として、空冷式非常用発電装置や電源車を配備している。これらは空気冷却方式を採用し、運転に海水等を必要とせず、非常用ディーゼル発電機とは位置的分散を図り、独立性を有するようにしている。空冷式非常用発電装置は、炉心の著しい損傷や原子炉格納容器破損を防止するために必要な機器に交流電源を供給する（例えば電動補助給水ポンプ等の電動機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）も可能な設計としており、各号機につき、必要な容量を有するものを高台に配備している。電源車はプラント監視機能の維持等に必要な容量を有するものを各号機につき2台ずつとバックアップ用のものも備え、空冷式非常用発電装置とは異なる場所に配置するとともに、2台の電源車同士もそれぞれ場所を分散して保管している。

第2 各対策の具体的内容

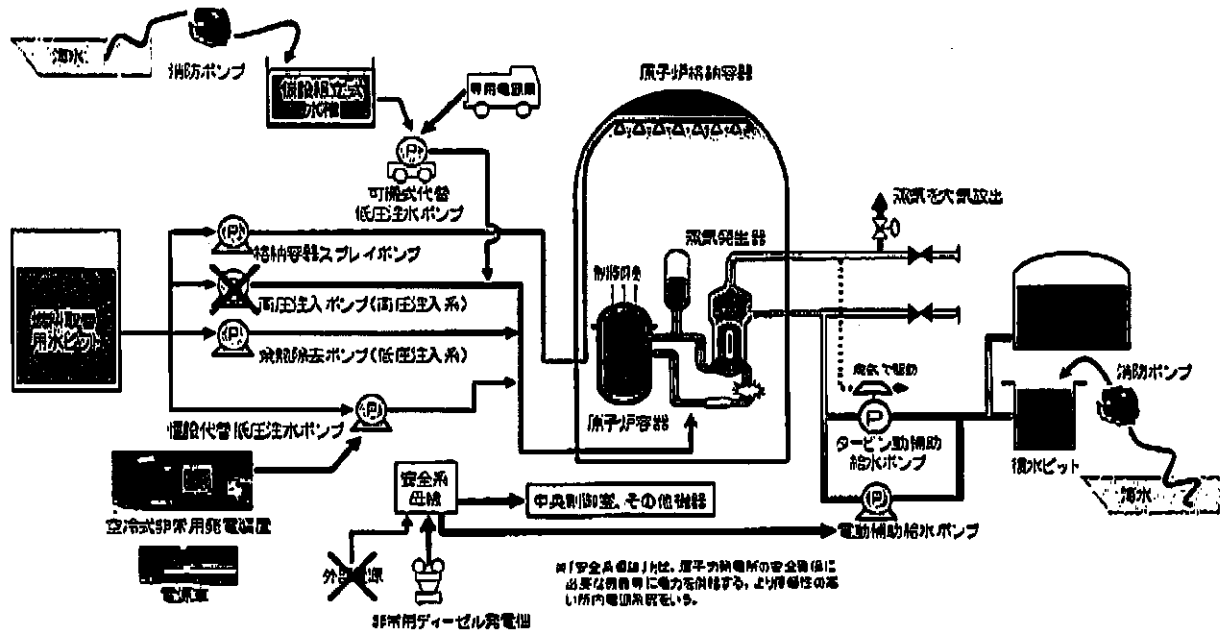
1 炉心の著しい損傷を防止する対策

- (1) 1 審被告は、異常や事故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設備等がその安全機能を喪失した場合に、炉心の著しい損傷に至る可能性があるものとして、「E C C S 注水機能喪失」等の事象を想定し、そのような場合に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。
- (2) 「E C C S 注水機能喪失」を例にとって説明すると、同事象は、原子炉の出力運転中に、1 次冷却材管が破断するなどして L O C A が発生した場合に、多重性を持たせている E C C S の高圧注入系が何らかの原因で 2 系列とも機能喪失する事象を想定するものである。この場合、原子炉は自動停止する（原子炉トリップ）が、1 次冷却材が流出し、高圧注入系が作動しないことで、炉心の冷却能力が低下する。

このような状況に対処するため、蒸気発生器を通じた除熱（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）に加えて、低圧注入系又は恒設代替低圧注水ポンプ⁶⁵により炉心へ冷却水を注入する手段を確保している。かかる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のである（図表 20）。

なお、L O C A の発生により、1 次冷却材が高温、高圧の蒸気となって原子炉格納容器内に放出されるが、原子炉格納容器スプレイ設備により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、原子炉格納容器の健全性は維持される。

⁶⁵ 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、原子炉に注水するものである。なお、1 次冷却材の減少時に冷却水を炉心に直接注入するための設備として、恒設代替低圧注水ポンプに加えて、可搬式の代替低圧注水ポンプも配備している。これは、電源を必要としない消防ポンプにより海水を仮設組立式水槽に汲み上げて水源とし、原子炉に注水するものであり、この可搬式代替低圧注水ポンプは専用の電源車を備えている。



【図表 20 ECCS注水機能喪失に係る炉心損傷防止対策】

2 原子炉格納容器の破損を防止する対策

(1) さらに1審被告は、あえて、炉心の著しい損傷が生じるに至った場合のことをも考え、かかる場合に、原子炉格納容器が破損し、発電所外へ放射性物質が異常な水準で放出される可能性があるものとして、「原子炉格納容器過圧破損」等の事象を想定し、そのような場合に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。

(2) 「原子炉格納容器過圧破損」の防止を例にとって説明すると、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が発生した場合に、ECCS及び原子炉格納容器スプレイ設備がその機能を喪失することを想定するものである⁶⁶。この場合、原子炉格納容器内に発生した蒸気等による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。

⁶⁶ 全交流動力電源（外部電源及び非常用ディーゼル発電機による電源供給機能）も喪失している前提とする。

(3) 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)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)し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制するために使用することも可能であるようにしている。

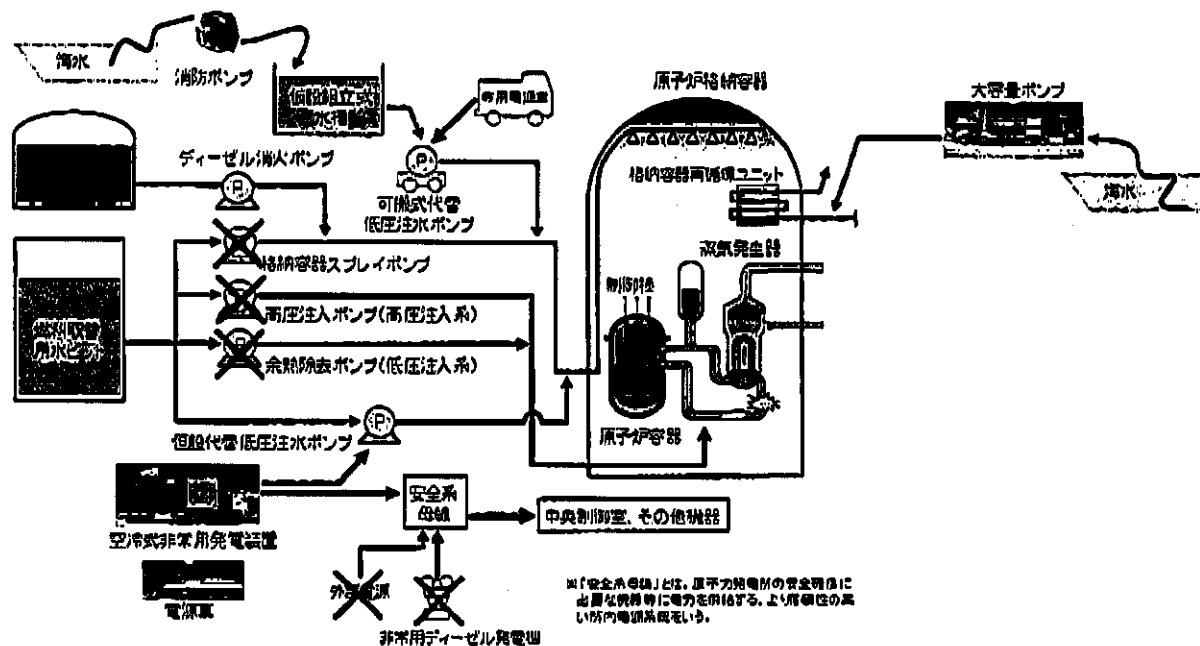
さらに、自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を可能とする格納容器再循環ユニット⁵⁷や、海水ポンプ⁵⁸の代替となるディーゼル駆動式の大容量ポンプを配備しており、これら設備によって原子炉格納容器内の温度や圧力を低下させることが可能である⁵⁹。

これらの対策により、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することができるのである(図表21)。

⁵⁷ 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。

⁵⁸ 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。

⁵⁹ 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下げることが可能である。



【図表 2 1 原子炉格納容器過圧破損防止対策】

3 小括

以上のとおり、1 審被告は、異常や事故に対して本件発電所の安全性を確保するために設けられている、高い信頼性を有する設備等がその安全機能を喪失するような事態をもあえて想定した対策として、炉心の著しい損傷を防止する対策及び原子炉格納容器の破損を防止する対策を整備している。

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

前述のとおり、第 4 章で述べた安全確保対策により、本件発電所の安全性は確保されているところであるが、このような炉心の著しい損傷を防止する対策や原子炉格納容器の破損を防止する対策を整備することにより、本件発電所の

安全性は、より一層向上しているのである。

第6章 結語

以上述べたとおり、本件発電所の安全性は確保されており、1 審原告らの人格権等が侵害される具体的危険性はない。一方、本件発電所は、1 審被告管内の電力供給において重要な役割を担っており、関西地域における市民生活、経済活動等、社会全般を支える電力の安定供給のために必要不可欠なものである。したがって、1 審原告らの運転差止請求を認容した原判決は誤りであり、すみやかに破棄されるべきである。

以 上