

令和3年(行夕)第2号 執行停止申立事件

申立人 X1 外13名

相手方 国

参加人 関西電力株式会社

意見書(2)

令和3年4月30日

大阪高等裁判所第6民事部C E係 御中

参加人代理人 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 谷 健 太 郎

弁護士 中 室 祐

弁護士 持 田 陽 一

目 次

第1章 はじめに.....	7
第2章 本件発電所.....	8
第1 本件発電所の概要.....	8
第2 本件発電所の設置の経緯等.....	8
第3章 原子力発電の仕組みと本件発電所の構造等	10
第1 原子力発電の仕組み.....	11
1 原子力発電の仕組み	11
(1) 原子力発電と火力発電.....	11
(2) 核分裂の原理.....	12
(3) 核分裂のコントロール.....	13
2 原子炉の種類.....	13
第2 本件発電所の構造等	15
1 1次冷却設備	16
(1) 原子炉.....	16
(2) 加圧器.....	19
(3) 蒸気発生器.....	19
(4) 1次冷却材ポンプ.....	20
(5) 1次冷却材管.....	20
2 2次冷却設備	20
3 電気施設	21
(1) 常用電源設備 (発電機, 外部電源)	21
(2) 非常用電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	23
4 原子炉停止の際に原子炉内の熱を除去する設備	23
(1) 主給水設備及び補助給水設備	24
(2) 余熱除去設備	25

5 工学的安全施設	26
(1) 非常用炉心冷却設備（ECCS）	27
(2) 原子炉格納施設	28
(3) 原子炉格納容器スプレイ設備	29
(4) アニュラス空気浄化設備	30
6 使用済燃料ピット	30
第4章 原子炉等規制法による規制の概要	31
第1 段階的安全規制	32
第2 新規制基準の具体的内容	33
1 原子炉設置（変更）許可に係る規則	34
2 設計及び工事計画（変更）認可に係る規則	35
3 原子力規制検査に係る規則	35
4 使用前事業者検査等に係る規則	36
5 保安規定（変更）認可に係る規則	36
6 定期事業者検査に係る規則	36
7 安全性向上評価に係る規制	37
第3 新規制基準と本件発電所の安全対策	37
第5章 本件発電所の安全確保対策	38
第1 安全確保対策の概要	39
第2 自然的立地条件に係る安全確保対策	39
1 はじめに	39
2 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	40
3 その他	41
第3 事故防止に係る安全確保対策	42
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）	44
(1) 自己制御性を有する原子炉の採用	44

(2) 余裕のある安全設計 ······	45
(3) 原子炉出力、1次冷却材圧力等の監視・制御 ······	46
(4) 誤動作や誤操作による影響を防止する設計 ······	46
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） ······	47
(1) 異常の早期検知が可能な設計 ······	47
(2) 原子炉を安全に「止める」設計 ······	48
(3) 原子炉停止後の冷却手段の確保 ······	48
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） ······	49
(1) 原子炉を「冷やす」設計 ······	50
(2) 放射性物質を「閉じ込める」設計 ······	50
4 安全性維持・向上のための継続的活動 ······	52
5 小括 ······	53
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 ······	54
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	54
第2 本件発電所における安全確保対策の強化 ······	57
1 自然的立地条件に係る安全確保対策の強化 ······	57
2 事故防止に係る安全確保対策の確認及び強化 ······	58
3 小括 ······	59
第3 より一層の安全性向上対策の充実 ······	59
1 福島第一原子力発電所事故後における設備の充実 ······	60
(1) 電源設備の充実（空冷式非常用発電装置、電源車等） ······	60
(2) 最終的な除熱機能の充実 ······	62
(3) 使用済燃料ピットの冷却機能の充実 ······	67

2 より一層の安全性向上対策の内容	68
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	69
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	70
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	72
3 原子力規制行政の変化	74
第2 原子力安全規制の強化（新規制基準の制定）と従来の規制からの変更点	76
1 新規制基準の制定に至る経緯	76
(1) 検討チームの設置	76
(2) 基準検討チームにおける検討	77
(3) 地震・津波検討チームにおける検討	78
(4) 新規制基準の制定	81
2 従来の規制からの変更点	82
第3 本件発電所の新規制基準適合性審査の結果	83
第4 小括	84
第8章 結語	85

第1章 はじめに

申立人らは、執行停止の申立書（以下、「本件申立書」という）において、原子力規制委員会が平成29年5月24日付で相手方参加人（以下、「参加人」という）に対してした大飯発電所3号機及び4号機（以下、「本件発電所」という）に係る発電用原子炉の設置変更許可処分（以下、「本件処分」という）について、①本件処分が違法である（本案について理由がないとはみえない）と指摘した上で、②本件処分により生ずる重大な損害を避けるため緊急の必要がある、③公共の福祉に重大な影響を及ぼすおそれがないなどと主張して、本件処分の効力の執行停止を求めている（以下、「本件申立て」という）。

しかしながら、令和3年4月30日付参加人意見書（1）（以下、「参加人意見書（1）」といい、他の書面の略称もこの例による）で詳細に述べたとおり、本件申立てには理由がないから、速やかに却下されるべきである。

本書面では、本件発電所における安全対策について概観し、本件処分により生ずる重大な損害を避けるため緊急の必要があるとは認められないことを明らかにする。

本書面の構成は、次のとおりである。すなわち、まず、本件発電所における安全対策を述べる前提として、第2章では、本件発電所の概要等について述べ、第3章では、原子力発電の仕組みと本件発電所の構造等について述べる。

その上で、第4章ないし第7章では、新規制基準を踏まえた本件発電所における安全対策について述べる。

具体的には、第4章では、新規制基準の体系や概要を述べ、第5章では、新規制基準を踏まえた安全確保対策（自然的立地条件に係る安全確保対策及び事故防止に係る安全確保対策）により、本件発電所の安全性が確保され、申立人らに重大な被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。

そして、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述べる。

また、第7章では、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審査結果について述べる。

第2章 本件発電所

第1 本件発電所の概要

参加人は、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¹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）²を使用する原子力発電所である。

	電気出力 (万 kW)	原子炉設置（変更） 許可年月日	営業運転開始年月日
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

第2 本件発電所の設置の経緯等

本件発電所の設置に先立ち、大飯発電所1号機は昭和54年3月27日から、同2号機は同年12月5日から、それぞれ営業運転を開始したところ、参加人は、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。

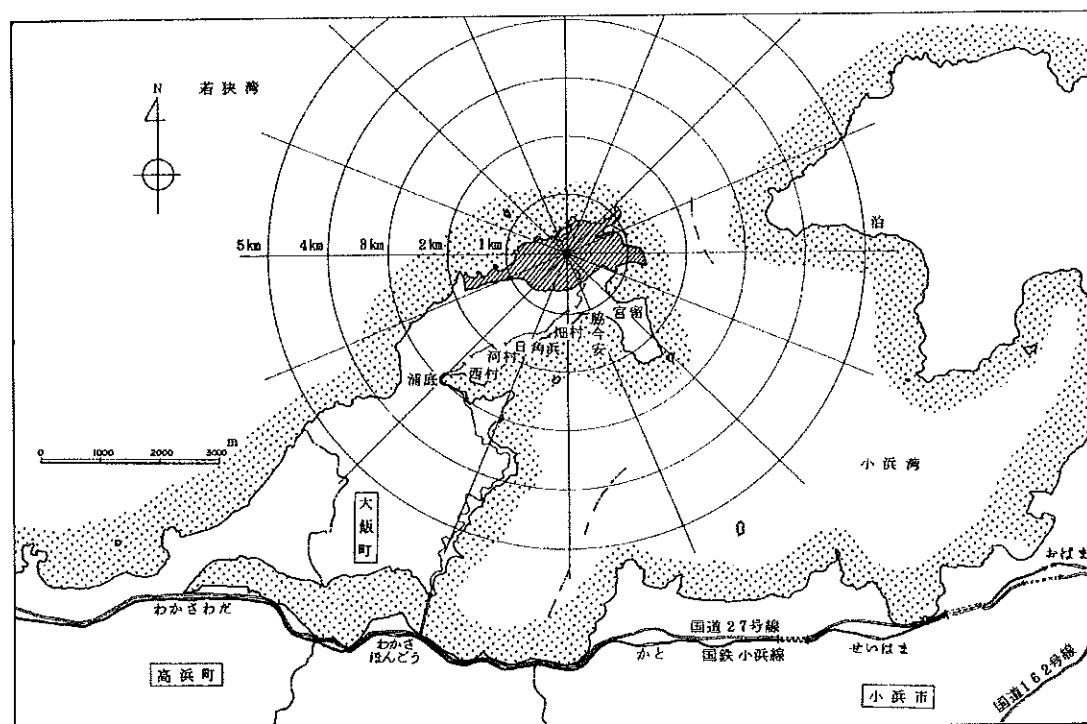
本件発電所について、内閣総理大臣は、昭和60年1月31日の第98回電源開発調整審議会での承認を経て、昭和60年度電源開発基本計画に組み込んだ。

¹ 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是、原子炉設置許可ではなく、原子炉設置変更許可となる。

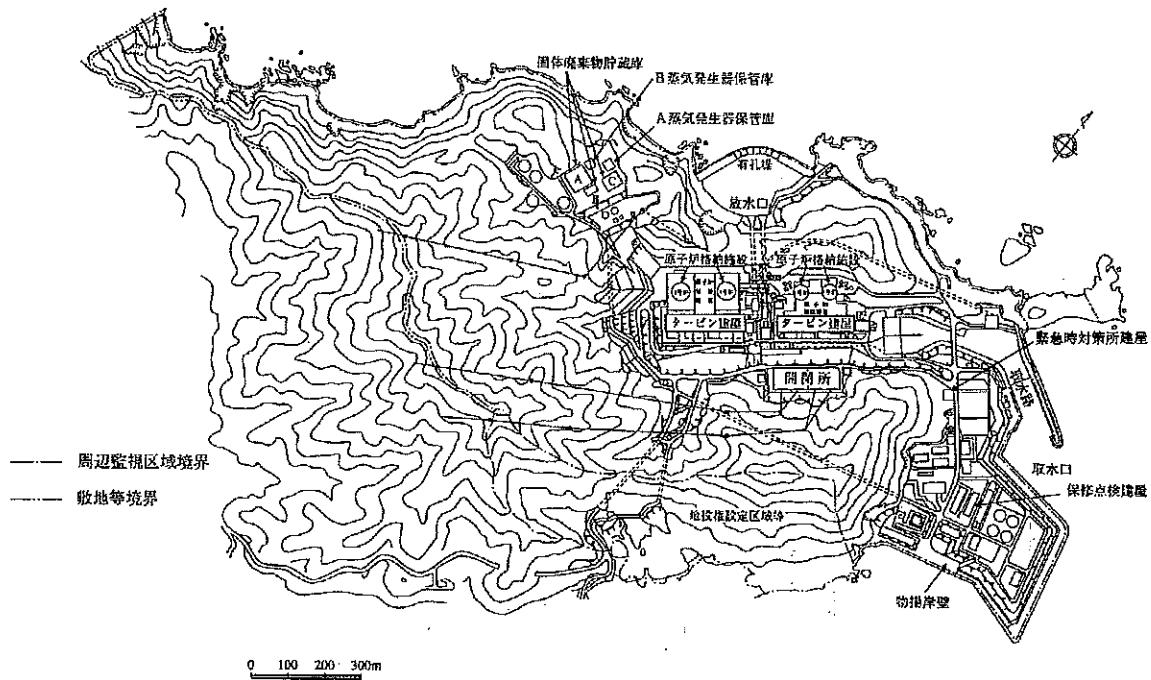
² 下記第3章第1の2を参照。

昭和 60 年 2 月 15 日には、参加人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、参加人は、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、3 号機は平成 3 年 12 月 18 日から、4 号機は平成 5 年 2 月 2 日から、それぞれ営業運転を開始している。



【図表 1 本件発電所敷地付近地図】



【図表2 本件発電所全体配置図】

第3章 原子力発電の仕組みと本件発電所の構造等

原子力発電所は核分裂反応によって生じるエネルギーを利用して発電を行っており、運転に伴って放射性物質が発生する。原子力発電所における安全確保は、この放射性物質の持つ危険性を顕在化させないこと、すなわち、人々に放射線による悪影響を及ぼさないことを基本としており、参加人は、放射性物質の持つ危険性を顕在化させないために様々な安全確保対策を講じている。

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

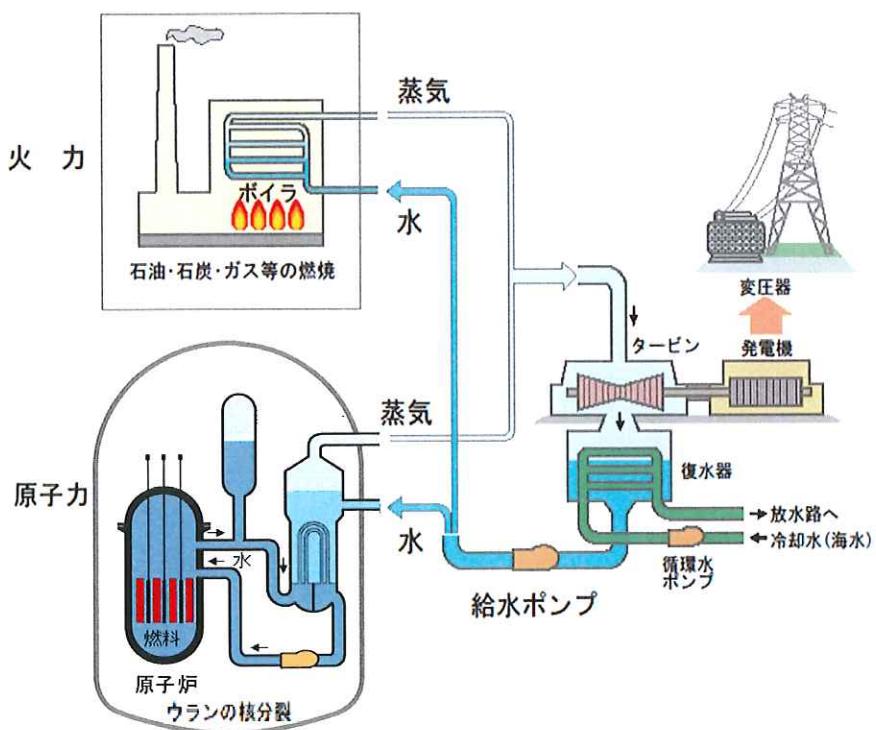
第1 原子力発電の仕組み

1 原子力発電の仕組み

(1) 原子力発電と火力発電

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

このように、原子力発電と火力発電とは熱エネルギーの取り出し方が異なるが、蒸気でタービンを回転させて発電を行う点では全く同じである（図表3）。



【図表3 原子力発電と火力発電の比較】

(2) 核分裂の原理

原子力発電は、原子炉においてウラン³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。

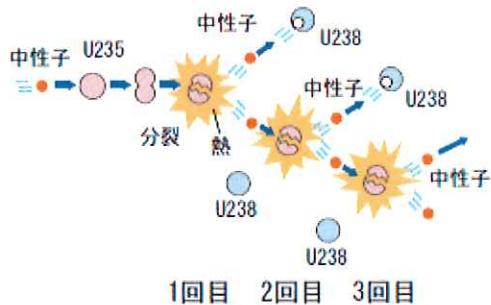
全ての物質は、原子から成り立っており、原子は原子核（陽子と中性子⁴の集合体）と電子から構成されている。重い原子核の中には、分裂して軽い原子核に変化しやすい傾向を有しているものがあり、例えばウラン²³⁵の原子核が中性子を吸収すると、原子核は不安定な状態となり、分裂して2つないし3つの異なる原子核（核分裂生成物⁵）に分かれる。これを核分裂といい、核分裂が起きると、大きなエネルギーを発生するとともに、核分裂生成物に加え、2つないし3個の中性子を生じる。この中性子の一部が他のウラン²³⁵等の原子核に吸収されて次の核分裂を起こし、連鎖的に核分裂が維持される現象を核分裂連鎖反応という（図表4）。

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、我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。

³ 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。

⁴ 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。

⁵ 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。



【図表4 核分裂連鎖反応の仕組み】

(3) 核分裂のコントロール

ウラン 235 等の原子核が中性子を吸収して核分裂する確率は、中性子の速度が遅い場合に大きくなる（速度の遅い中性子を「熱中性子」という）。このため、本件発電所が採用している原子炉のように熱中性子を利用して核分裂連鎖反応を行わせる種類の原子炉では、核分裂を継続させるために、減速材⁶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⁷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⁸（普通の水）

⁶ 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。

⁷ 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。

⁸ 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。

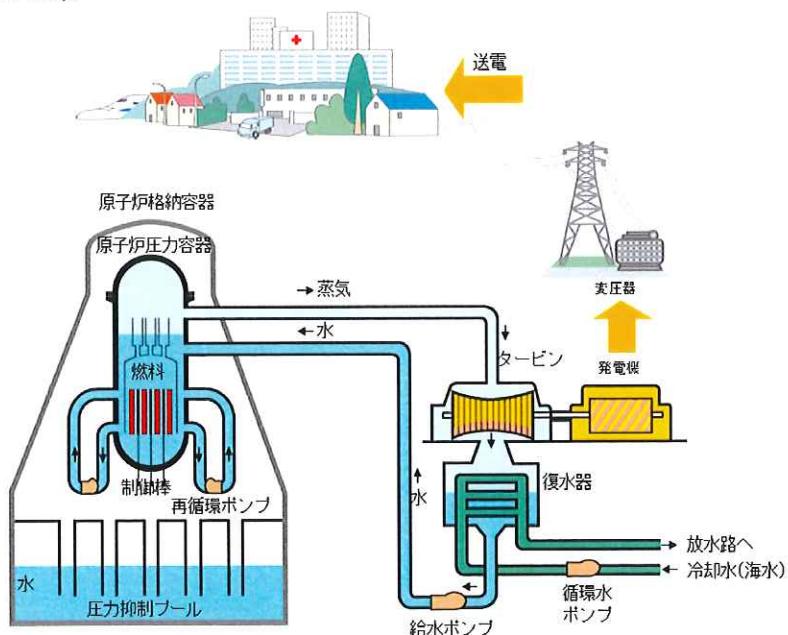
を用いるものを軽水型原子炉（以下、「軽水炉」という）という。

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。

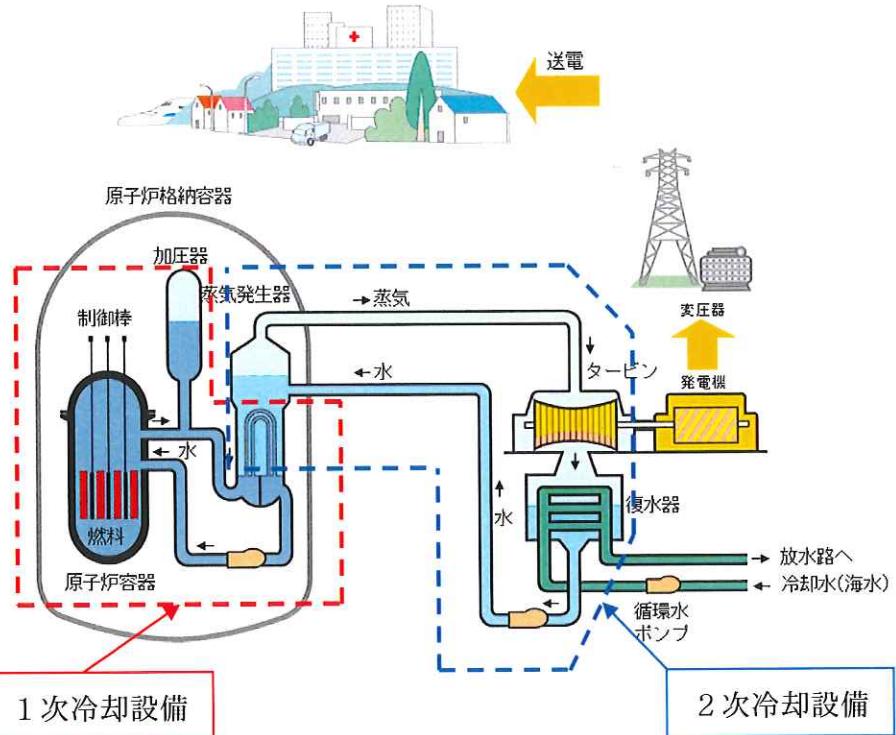
BWRは、原子炉内で冷却材を沸騰させ、そこで発生した蒸気を直接タービンに送って発電する。PWRは、1次冷却設備を流れる高圧の1次冷却材を原子炉で高温水とし、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器において、高温水の持つ熱エネルギーを、2次冷却設備を流れている2次冷却材に伝えて蒸気を発生させ、この蒸気をタービンに送って発電する（図表5）。

本件発電所では、上記第2章第1で述べたとおり、PWRを採用している。なお、福島第一原子力発電所は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 5 沸騰水型原子炉（BWR）と加圧水型原子炉（PWR）】

第2 本件発電所の構造等

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

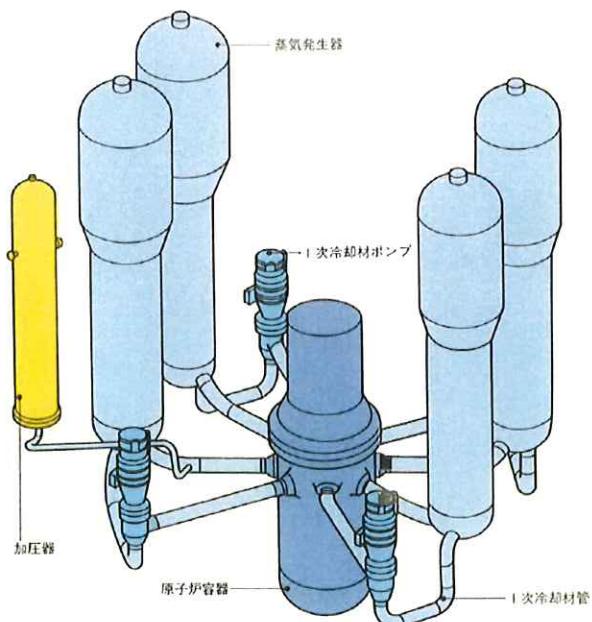
本件発電所の主な設備としては、燃料から取り出した熱エネルギーを2次冷却材に伝達する「1次冷却設備」(原子炉・蒸気発生器・1次冷却材管等)、蒸気発生器で蒸気となった2次冷却材でタービンを回転させるための「2次冷却設備」、電気を供給するための「電気施設」、「原子炉停止の際に原子炉内の熱を除去するための設備」等があり、これに加えて、緊急時の安全性を確保するための「工学的安全施設」等が設けられている。また、使用済燃料を貯蔵する設備として「使用済燃料ピット」を備えている。

以下では、本件発電所を構成する主要な設備や施設について具体的に述べる。

1 1次冷却設備

1次冷却設備は、原子炉容器、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6），原子炉容器内で生じたウラン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。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容器に戻される。

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）。

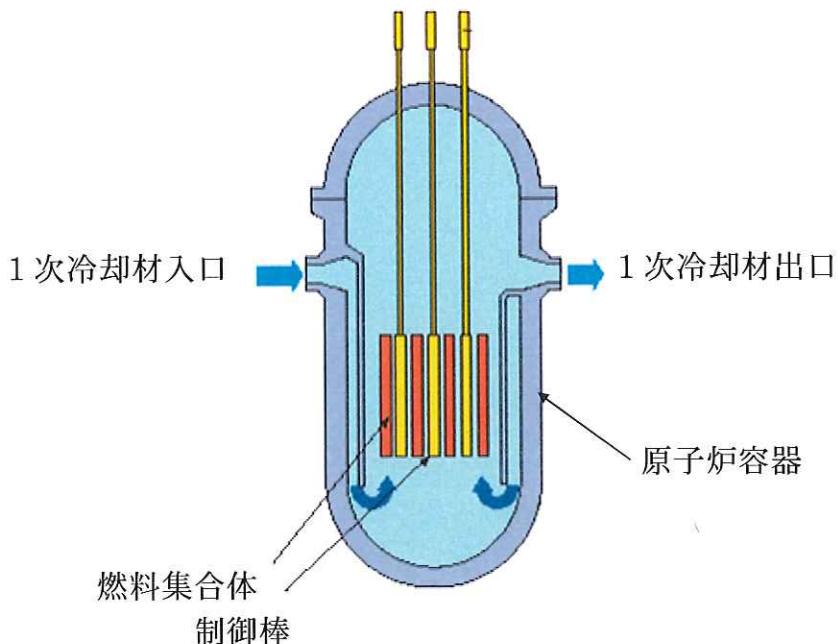


【図表6 1次冷却設備】

(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7）。



【図表7 原子炉】

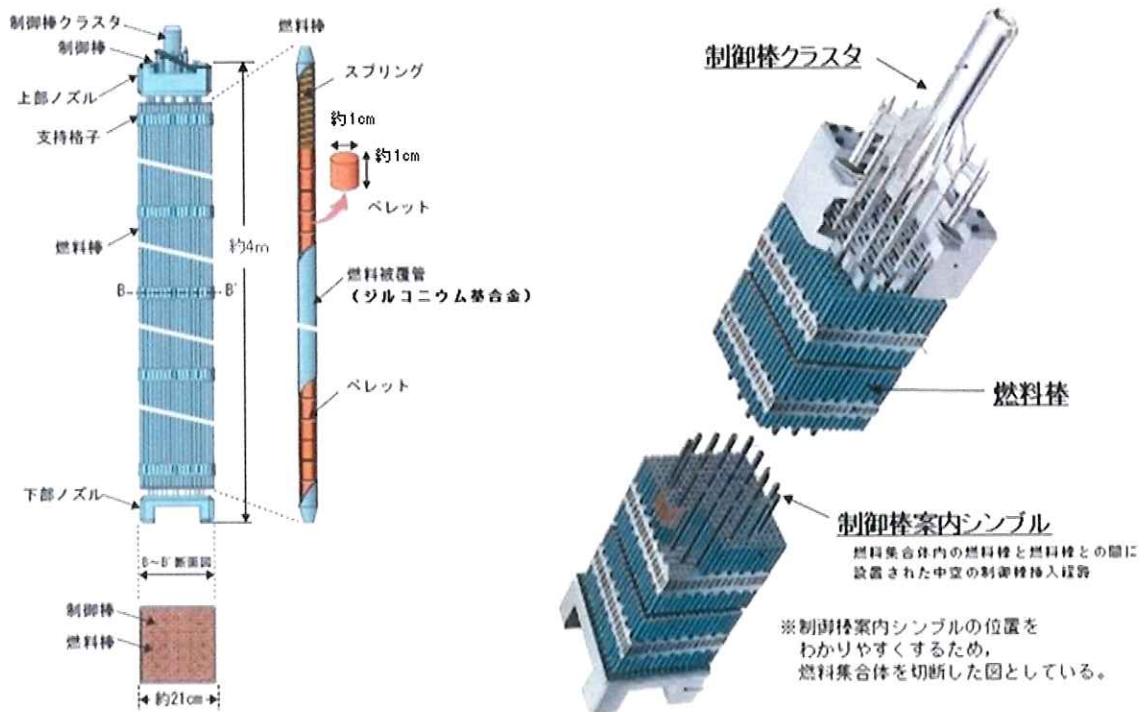
ア 原子炉容器

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。（図表8）

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8 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⁹（図表8。以下、単に「制御棒」という）とし、この制御棒を、原子炉容器

⁹ 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。

工 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。

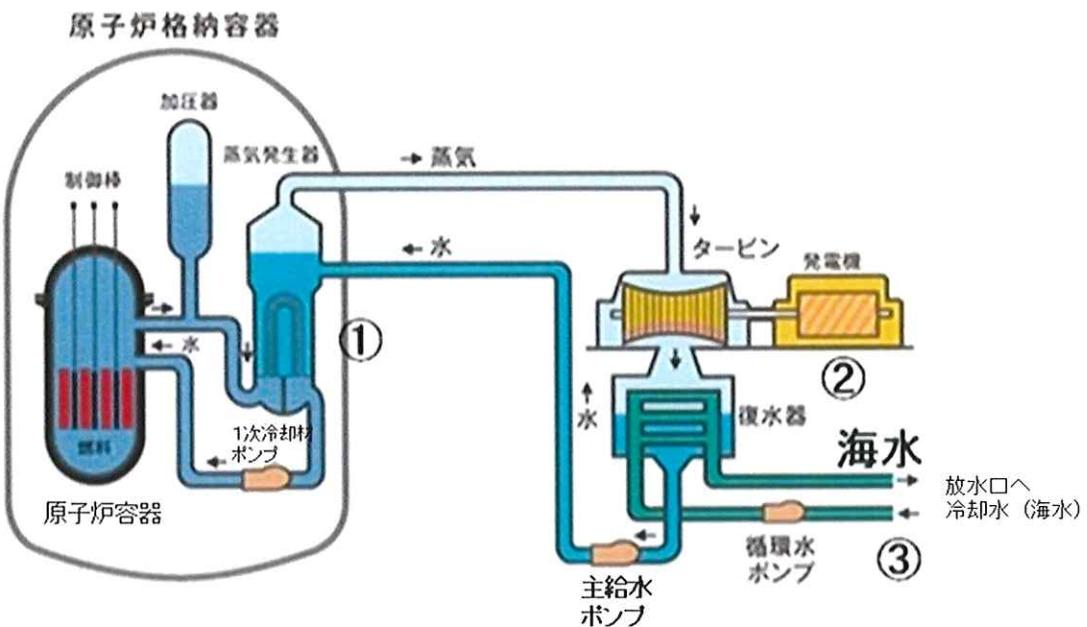
(5) 1次冷却材管

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5）。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、蒸気の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9）

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9 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。

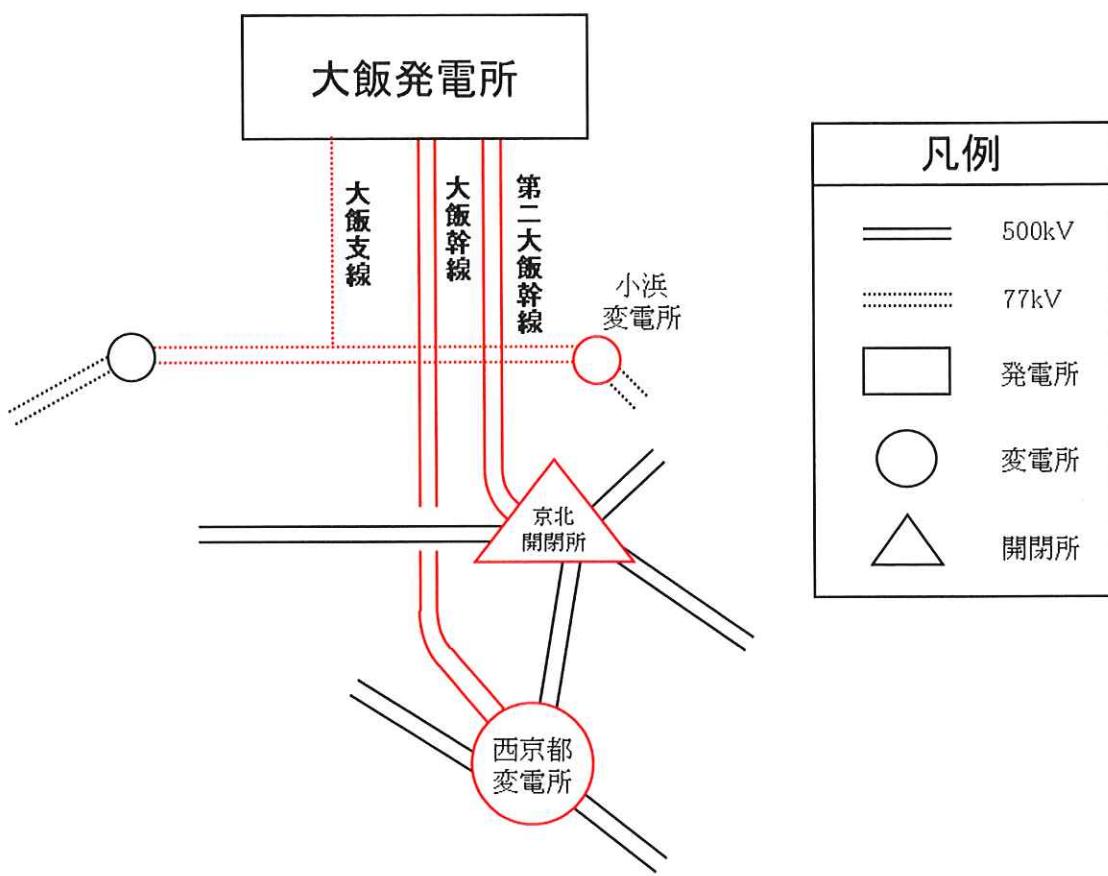
イ 外部電源

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¹⁰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 10、疎丙 24、「大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3、4号炉完本）」添付書類八、8-1-275～8-1-276 頁）

¹⁰ 脚注 19 を参照。



【図表10 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（疎丙24、添付書類八、8-1-277～8-1-279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¹¹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）

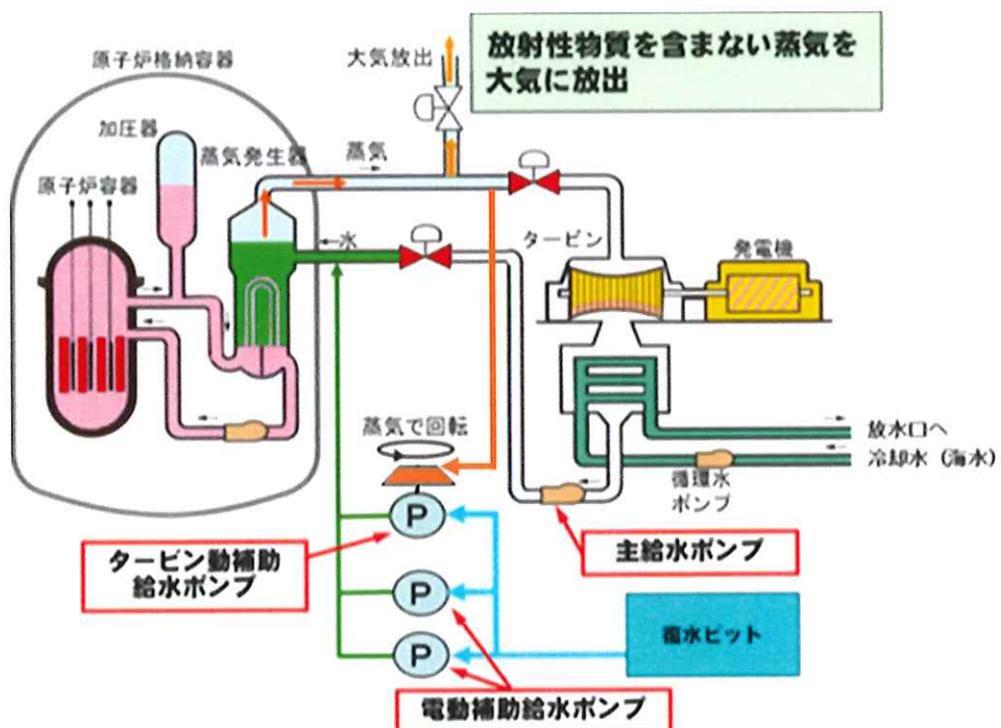
主給水ポンプ等による給水機能が故障その他何らかの原因で失われた場合等には、補助給水設備を用いて、復水ピット（補助給水設備用の貯水槽）を水源として蒸気発生器への給水を維持する。

補助給水設備には、電動機により駆動する電動補助給水ポンプと、動力源として電力を必要とせず蒸気タービンにより駆動するタービン動補助給水ポンプを設けている。本件発電所では、それぞれ電動補助給水ポンプが2台、タービン動補助給水ポンプが1台設置されている。電動補助給水ポンプの電動機は、外部電源が失われた場合でも、非常用ディーゼル発電

¹¹ 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ある。原子炉停止後も引き続き発生し続ける。「崩壊熱」ともいう。

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1-1）。

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）。

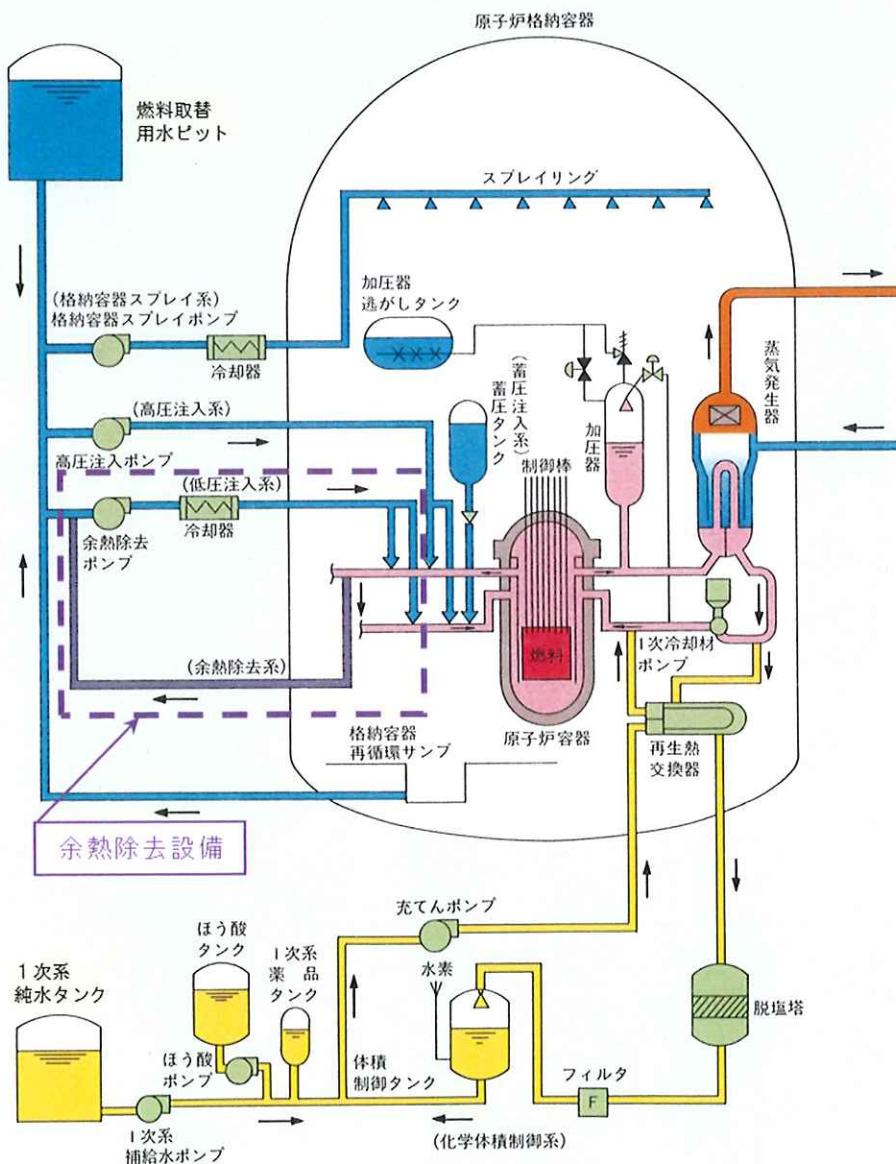


【図表1-1 補助給水設備による蒸気発生器への給水】

(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1-2）。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1 2 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、「ECCS¹²」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¹³、独立性を持たせ、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。

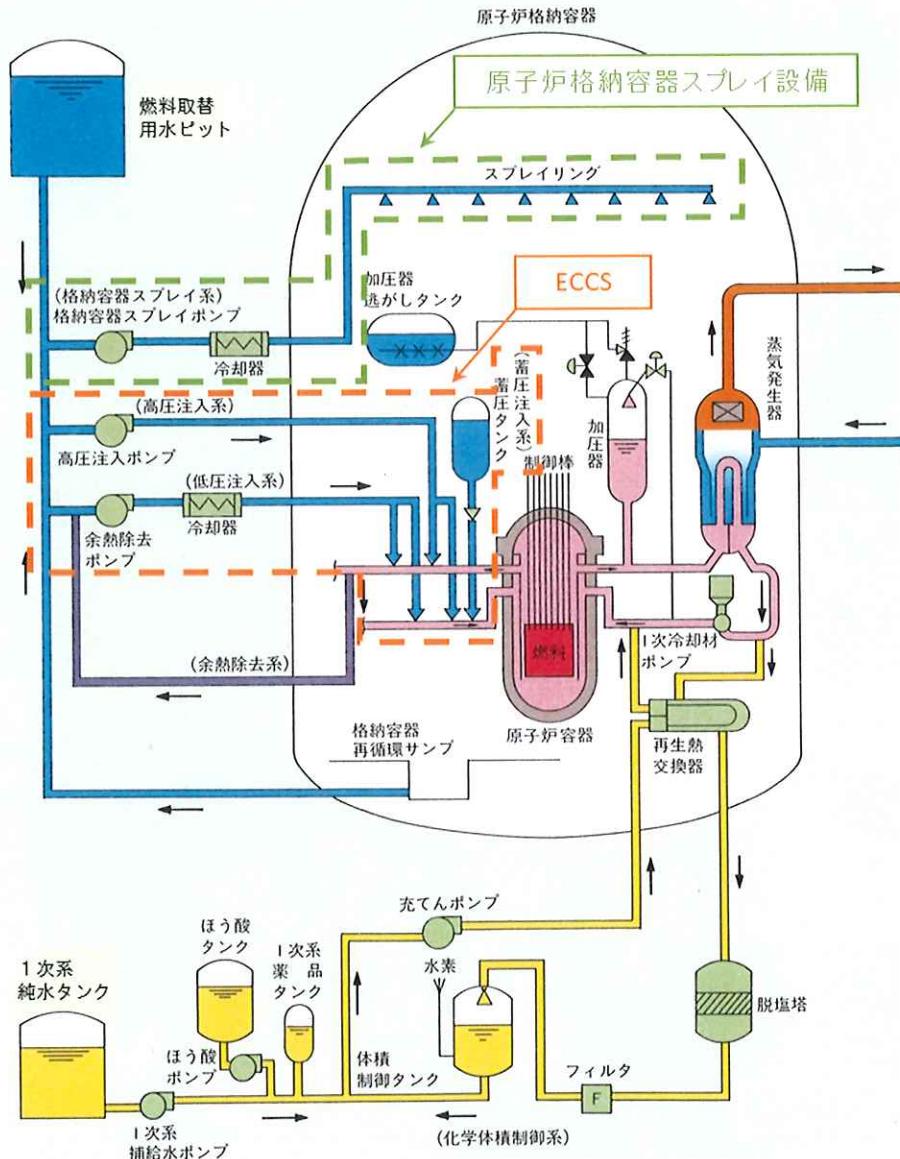
(1) 非常用炉心冷却設備 (ECCS)

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、「LOCA¹⁴」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13）。

¹² ECCSは、「Emergency Core Cooling System」の略である。

¹³ 脚注19を参照。

¹⁴ LOCAは、「Loss of Coolant Accident」の略である。



【図表13 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

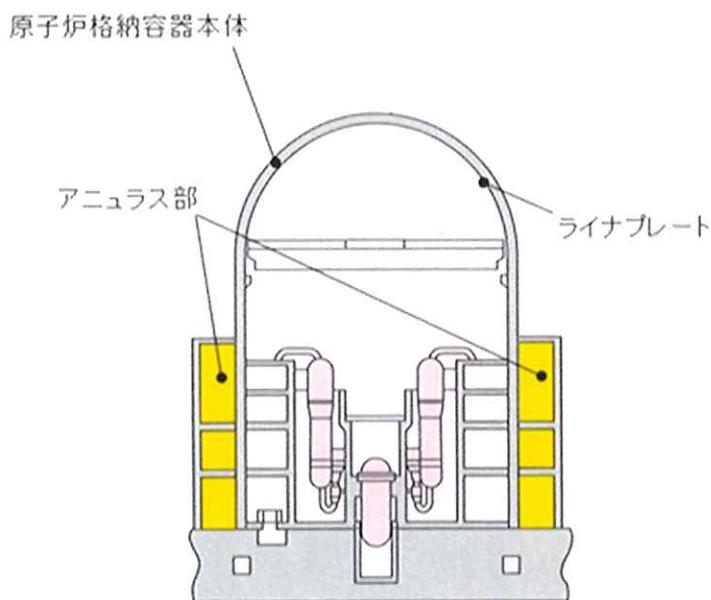
原子炉格納施設は、原子炉格納容器及びアニュラス部で構成されている。

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、LOCAs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。

本件発電所においては、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¹⁵、その内面に気密性を確保するためのライナプレート¹⁶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、L O C A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14)



【図表14 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13)。L O C Aが発生した場合等に、核分裂により生成した放射性よう素を吸収しやすくする薬剤を添加しながら原子

¹⁵ 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。

¹⁶ 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。

炉格納容器内にほう酸水を噴霧して圧力上昇を抑える¹⁷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、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¹⁸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。

6 使用済燃料ピット

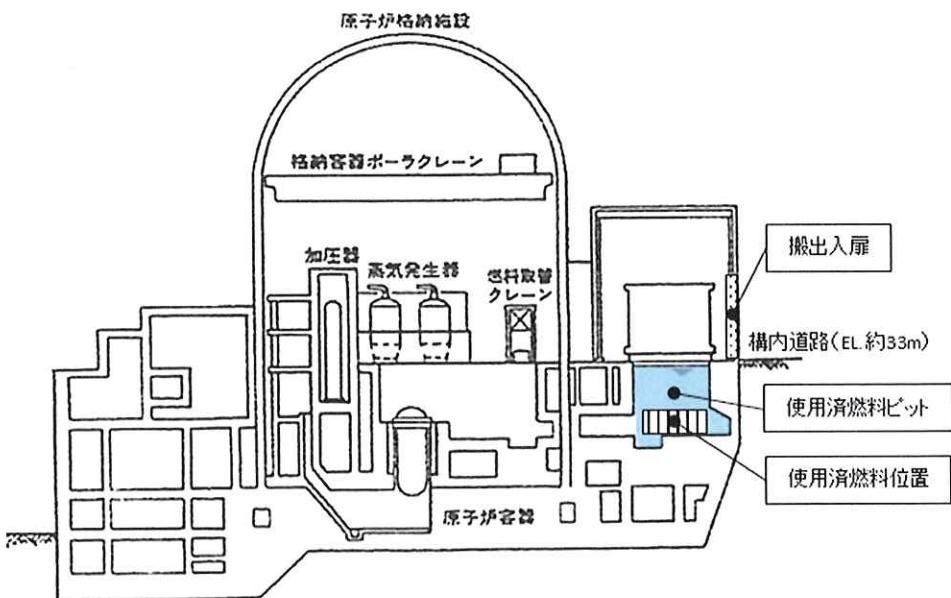
原子炉から取り出された使用済燃料を貯蔵する設備である使用済燃料ピット（図表15）は、使用済燃料の冷却に十分な量の使用済燃料ピット水で満たされており、貯蔵した使用済燃料の上端から水面まで十分な深さを確保している。具体的には、使用済燃料の長さが約4mであるのに対して、使用済燃料ピットの水深は約12mあり、使用済燃料の上端から水面まで約8mの深さを確保している。

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

¹⁷ 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。

¹⁸ 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。

給するための設備も設けられている（補給機能）。



【図表15 使用済燃料ピット位置（概略図）】

第4章 原子炉等規制法による規制の概要

本件発電所は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「原子炉等規制法」という）による安全上の規制を受けており、福島第一原子力発電所事故後の現在においては、同法に基づき新たに制定された規制基準（新規制基準）による規制を受けるところ、下記第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ている。

そこで本章では、本件発電所が受ける原子炉等規制法による規制の概要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（段階的安全規制）について述べた上で（下記第1）、新規制基準の具体的な内容について述べ（下記第2）、最後に、新規制基準と本件発電所の安全対策との関係について述べる（下記第3）。

第1 段階的安全規制

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

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

- ①基本設計等に関し、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、設計及び工事計画認可の申請を行い、同認可処分を受けること（同法43条の3の9）
- ③工事后、発電用原子炉の運転開始前に、事業者は使用前事業者検査を行い、確認を受けること（同法43条の3の11）
- ④原子炉施設の運用に関する事項を規定した保安規定を定め、同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、事業者は定期事業者検査を実施し、当該検査が終了したことを原子力規制委員会に報告すること（同法43条の3の16）
- ⑥原子力規制委員会が行う各種検査（原子力規制検査）を受けること（同法61条の2の2）

が要求されている。

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

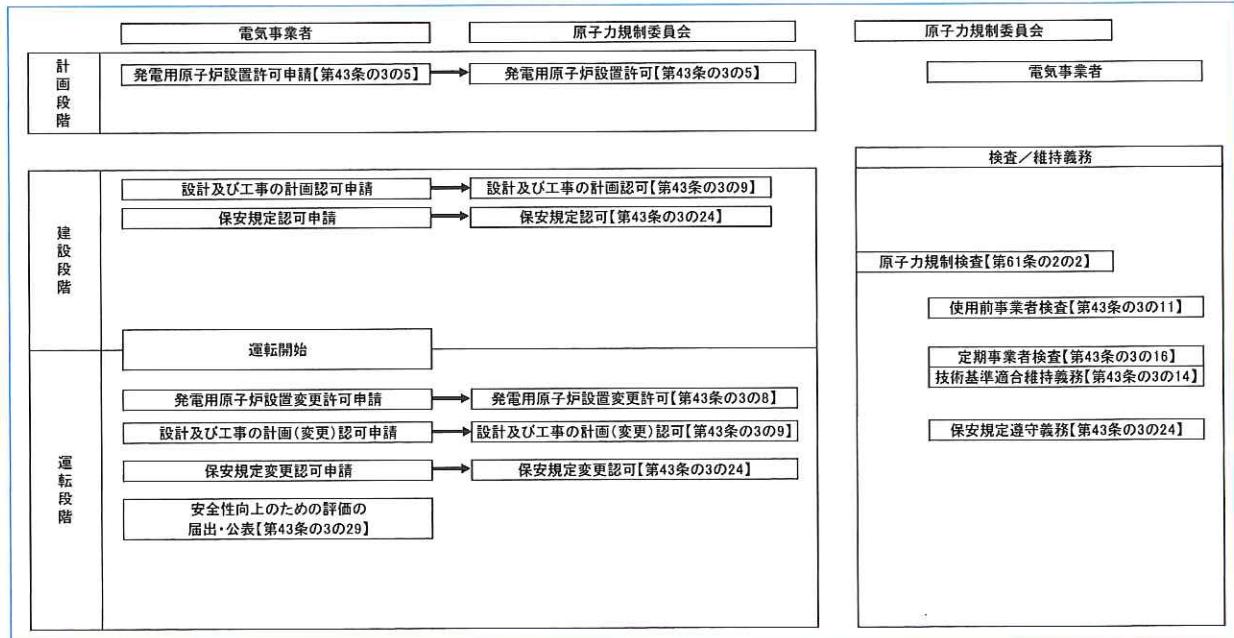
- ⑦原子炉設置変更許可を受けた上で（同法43条の3の8）、原子炉設置許可と同様に、設計及び工事計画認可、使用前事業者検査の確認並びに保

- 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⑦の原子炉設置変更許可においては、申請に係る原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針の安全性に関わる事項の妥当性等が審査される。
これに対し、②から⑥までの規制においては、設置（変更）許可処分時に審査された基本設計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・確認（④、⑤、⑥）が行われる。
- 3 このような段階的安全規制が設けられた趣旨は、原子炉施設の安全性が確保されないときは、当該原子炉施設の周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、周辺の環境を放射能によって汚染するなど、深刻な災害を引き起こすおそれがあることに鑑み、このような災害が万が一にも起こらないようにするために、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。
- 4 本件の本案である御序令和3年（行コ）第4号発電所運転停止命令義務付け請求控訴事件で争われるには、基本的設計方針に係る設置変更許可処分（記①及び⑦）の当否であるのに対して、本件において、「重大な損害を避けるため緊急の必要があるとき」に当たるか否かを判断する上では、設計及び工事計画認可（②及び⑦）申請時の詳細設計に含まれる各種余裕等が考慮される必要がある。

第2 新規制基準の具体的な内容

原子炉等規制法は、新規制基準の具体的な内容について、原子力規制委員会の定める規則に委任している（疎丙 25、「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。



【図表1 6 実用発電用原子炉に対する規制の流れ】

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ず（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11号までに掲げる事項を変更しようとするときは、原子力規制委員会の許可（原子炉設置変更許可）を受けなければならない（同法43条の3の8第1項）。

原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の基準は、同法43条の3の6第1項1号から5号までに規定されており、同項1号には発電用原子炉の利用目的、同項2号及び3号には技術的能力等、同項4号には発電用原子炉施設の位置、構造及び設備、同項5号には保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の

整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「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という）である。

2 設計及び工事計画（変更）認可に係る規則

(1) 発電用原子炉施設の設置又は変更の工事をしようとする発電用原子炉設置者は、当該工事に着手する前に、その設計及び工事の計画について原子力規制委員会の認可を受けなければならない。また、これを変更しようとするときも同委員会の認可を受けなければならない。（原子炉等規制法43条の3の9第1項、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」が設計及び工事の計画認可の要件とされている。

(2) ここで、同項2号にいう「第43条の3の14の技術上の基準」としては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下、「技術基準規則」という）が定められている。

3 原子力規制検査に係る規則

原子力事業者は、検査の実施状況、技術上の基準の遵守状況、講すべき措置の実施状況について、原子力規制委員会が行う検査を受けなければならない。（原子炉等規制法61条の2の2）

4 使用前事業者検査等に係る規則

設計及び工事の計画の認可を受けて設置又は変更の工事をする発電用原子炉施設等は、原則として、原子力規制委員会規則で定めるところにより、使用前事業者検査についての原子力規制検査を受け、その工事が認可済み又は届出済みの設計及び工事の計画に従って行われたものであること、技術上の基準に適合するものであることの確認を受けた後でなければ、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 3 項）

5 保安規定（変更）認可に係る規則

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

これを受けて、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」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。

6 定期事業者検査に係る規則

発電用原子炉施設を設置する者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、定期に、発電用原子炉施設について検査を行い、技術上の基準に適合していることを確認し、原子力規制委員会に報告しなければならない（原子炉等規制法 43 条の 3 の 16 第 1 項ないし第 3 項）。

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

7 安全性向上評価に係る規制

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

第3 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（疎乙 4, 120~122 頁）。

「第二章 設計基準対象施設」では、地震を含む自然の条件による施設の損傷防止に関する定め（3~6 条）に加えて、事故防止の観点から、電源設備の確保（14 条）、火災、溢水による損傷の防止（8 条、9 条）、誤操作の防止（10 条）、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（疎乙 4, 138~

177 頁)。

2 設置許可基準規則と下記第 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 に概ね対応する。なお、参加人意見書（1）脚注 3（24 頁）で述べたとおり、参加人は、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、設置許可基準規則 2 条 2 項 9 号の「重要安全施設」に概ね相当する。ただし、「重要安全施設」には「使用済燃料ピット」を含まないのに対して、参加人は、「使用済燃料ピット」も含めて「安全上重要な設備」と呼んでいる。

また、「重大事故等対処施設」に関する基準は、下記第 6 章第 3 に概ね対応する。なお、下記第 6 章第 3 の 1 で述べる設備は、同（2）工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 なお、33 頁で述べたとおり、本件において「重大な損害を避けるため緊急の必要があるとき」に当たるか否かを判断する上では、詳細設計に含まれる余裕も考慮される必要がある。この詳細設計に関しては、工事計画認可に係る審査基準である技術基準規則及び同規則解釈により規制されるところ、参加人は、耐震設計に係る工認審査ガイドにおいて適用可能な規格として示された「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」に定める手法等により設計を行っている（参加人意見書（3）211～216 頁）。

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参加人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、申立人らに重大な損害が生じ、これを避けるための緊急の必要があるとは認められないことを明らかにする。

なお、本章で述べる安全確保対策に関しては、福島第一原子力発電所事故の発生及びこれを契機に制定された新規制基準の施行を受けて、その内容が従来に比べて強化された。この強化された内容については、下記第7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らず、その運転に伴って放射性物質が発生する。原子力発電所における安全確保とは、この放射性物質の持つ危険性を顕在化させないよう適切に管理し、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。

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

第2 自然的立地条件に係る安全確保対策

1 はじめに

原子力発電所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、参加人は、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動、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。

2 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

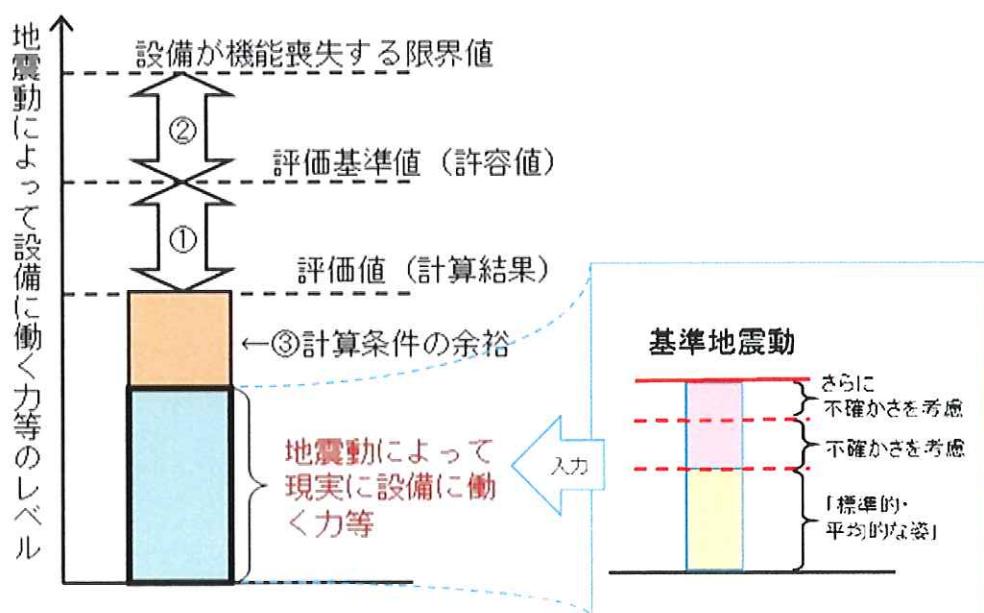
参加人意見書（3）で詳細に述べたとおり、参加人は、地震に対する安全性を確保すべく、新規制基準（設置許可基準規則）の要求を踏まえ、本件発電所敷地周辺における地震発生状況や活断層の分布状況等を調査の上、上記の地域的な特性を十分に考慮し、不確かさを十分に踏まえた保守的な条件設定の下で地震動評価を行い、本件発電所の耐震安全性を確保ないし確認するための基準となる地震動（基準地震動）を策定している。

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、疎乙3、11頁、128頁、130～131頁）の全てが、この基準地震動（による地震力）に対する耐震安全性を備えるようにすること

で、地震に対する安全性を確保している。

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

また、本件発電所の基準地震動は十分な大きさのものとして策定されていることから、本件発電所が基準地震動を超える地震動に襲われることはまず考えられないところ、本件発電所の耐震安全性評価に含まれる様々な余裕により、仮に、基準地震動を超える地震動に襲われることがあったとしても、ただちに本件発電所の安全性が損なわれることはない。



【図表1 7 耐震安全上の様々な余裕のイメージ】

3 その他

参加人は、上記2（詳細については参加人意見書（3）を参照）で述べた地

震に対する安全性の確認のほか、地盤の安全性や、津波、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。

第3 事故防止に係る安全確保対策

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

このような危険性を顕在化させないようにするため、参加人は、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、原子炉格納容器内側のライナープレート及びコンクリート造の原子炉格納容器本体の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、参加人は、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18）。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。

参加人は、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、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、各種の安全機能を有する設備を設けている。

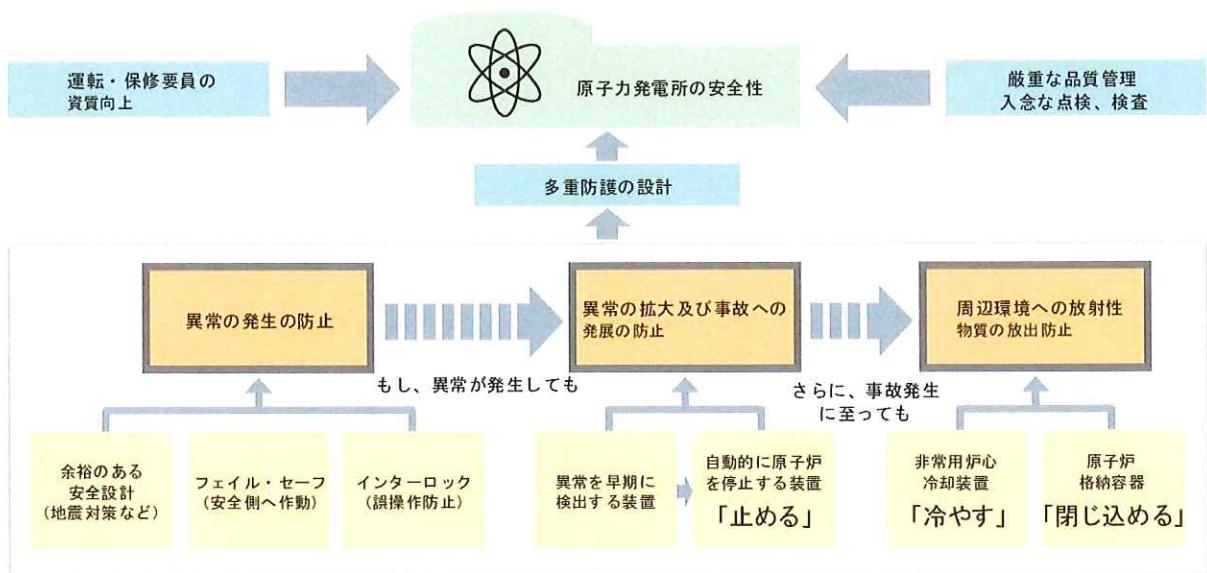
このような安全機能を有する設備のうち、安全機能の重要度が特に高い「安全上重要な設備」については、地震、津波等の自然現象を含む外部事象が複数の安全機能を同時に喪失させ得るものであることに鑑み、かかる共通要因故障が発生すること自体を確実に防止するために、地震、津波等の外部事象に対して設備が確実に耐えられるように対策（自然的立地条件に係る安全確保対策（上記第2））を施している。その上で、設備の構造、動作原理、及び果たすべき安全機能の性質等を考慮して、仮に設備の一部について人的過誤や偶発的事情等による故障が発生した場合であっても安全機能が失われることがないよう、独立した設備を複数設けるなど（多重性又は多様性及び独立性¹⁹の確保）、格段に高い信頼性を確保する設計としている²⁰。

さらに、参加人は、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説明する。

¹⁹ 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性の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。

²⁰ 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（疎乙4、105～113頁）。



【図表18 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）

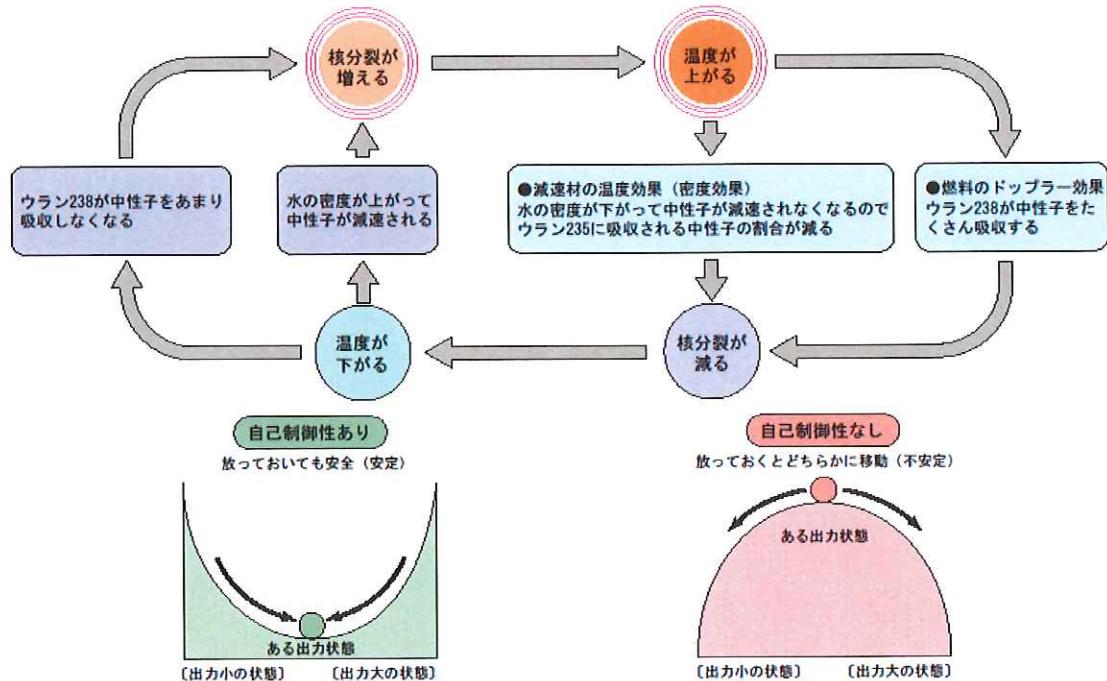
原子力発電所における事故の発生を防止するためには、事故の原因となるような異常の発生を未然に防止することが重要である。このため、本件発電所においては、「自己制御性を有する原子炉の採用」、「余裕のある安全設計」、「原子炉出力、1次冷却材圧力等の監視、制御」、「誤動作や誤操作による影響を防止する設計」等の様々な対策を講じている。

（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19）。

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²¹」、減速材に水を使用することによる「減速材の温度効果（密度効果）²²」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19 原子炉（軽水炉）の自己制御性】

（2）余裕のある安全設計

参加人は、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。

²¹ 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。

²² 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。

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]²³⁾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²⁴(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、参加人は、本件発電所において、制御棒制御設備、加圧器圧力制御設備等からなる原子炉制御設備を設けている。

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

さらに、原子炉出力、1次冷却材圧力等を制御する原子炉制御設備等の計測装置及び制御装置を、中央制御室の制御盤に配置し、運転員が常時これらを集中的に監視、制御できるシステムを採用している。

(4) 誤動作や誤操作による影響を防止する設計

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

²³ 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。

²⁴ 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。

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。

(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²⁵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なっている。

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。

²⁵ 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。

(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13、図表20）。

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

このうち、高圧注入系及び低圧注入系は、1次冷却材圧力の低下等が検知された場合、運転員の操作を待たずに、工学的安全施設作動設備²⁶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。

(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

²⁶ 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。

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8）。

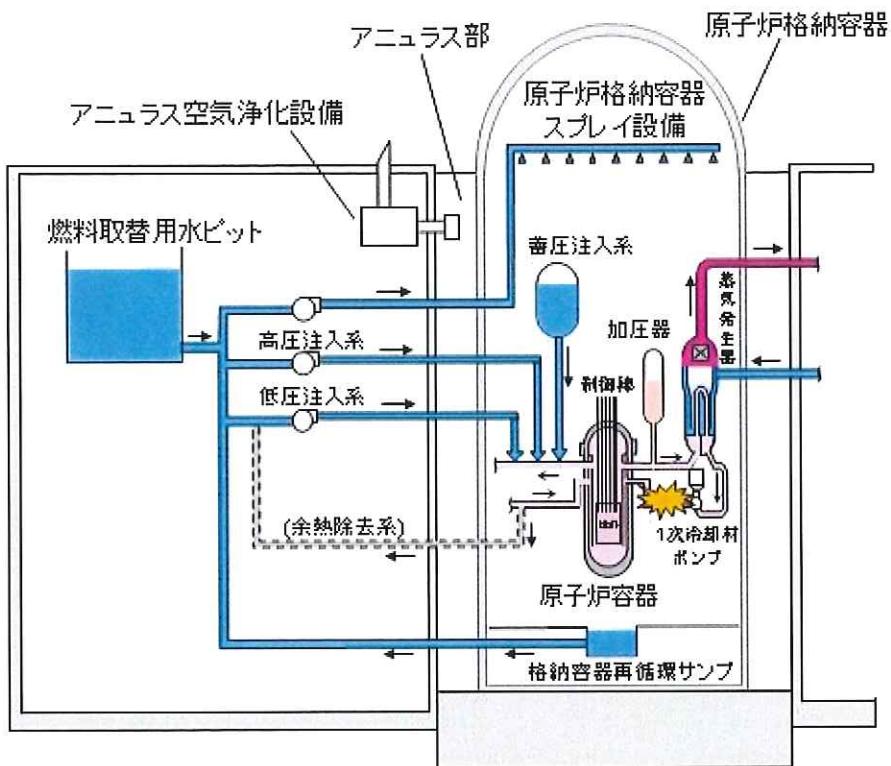
第2の防壁は燃料被覆管である。気体状の放射性物質は一部がペレット外に出るが、ペレットは燃料被覆管内に密封されており、この気体状の放射性物質は燃料被覆管内に閉じ込められる（図表8）。

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7）。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ライナープレート及びコンクリート造の原子炉格納容器本体である（図表14）。原子炉格納容器は耐圧性能を有しており、仮に放射性物質が1次冷却設備から原子炉格納容器内に漏れ出した場合でも、放射性物質は原子炉格納容器内に閉じ込められる。

万一、1次冷却材管が破断するなどして、原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が高温、高圧の蒸気となって放出され、原子炉格納容器内の圧力が上昇する事象が発生したとしても、原子炉格納容器スプレ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20）。

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



【図表 20 工学的安全施設によるL O C Aへの対処】

4 安全性維持・向上のための継続的活動

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

すなわち、本件発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準（令和二年原子力規制委員会規則第二号）」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。

また、本件発電所の運営に携わる運転員・保修員の資質の維持・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っている。

5 小括

以上のとおり、参加人は、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、放射性物質の持つ危険性を顕在化させないための様々な安全確保対策を講じている。

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

以上に照らせば、本件発電所の安全性は十分に確保されるのであり、本件発電所における放射性物質の異常放出等により申立人らに重大な損害が生じ、これを避けるための緊急の必要があるとは認められない。

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

参加人は、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、参加人は、本件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、参加人は、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、申立人らに重大な損害が生じ、これを避けるための緊急の必要があるとは認められ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、下記第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。

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、その後襲來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²⁷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）。津波襲來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、疎乙4、42～44頁、疎丙26、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」4～5頁）

3 上記のような福島第一原子力発電所事故の経過を踏まえ、同事故に係る事故調査委員会の報告書等においては、事故の直接的原因が、津波によって全交流電源と直流電源とを喪失し、原子炉を安定的に冷却する機能が失われたことであったことや、事故前の対策として、特に、津波想定、過酷事故（シビアアクシデント）対策、複合防災対策に問題があったこと等の指摘がなされた（疎丙27、「調査と情報第756号『福島第一原発事故と4つの事故調査委員会』」15頁）。

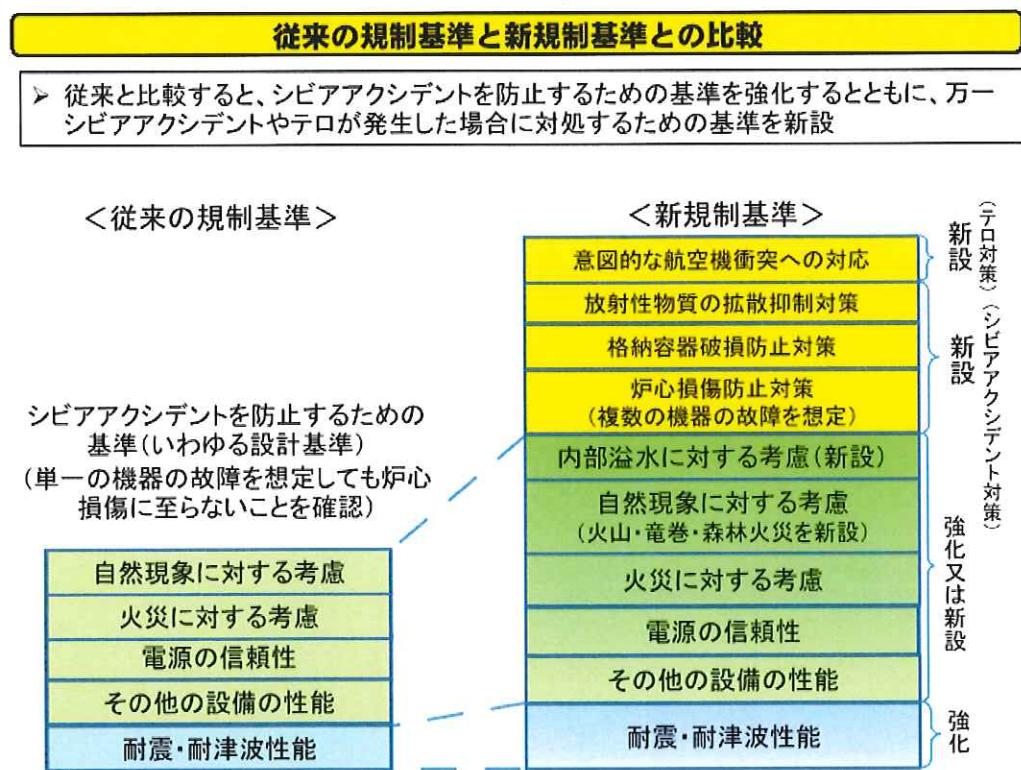
4 福島第一原子力発電所事故後に新たに発足した原子力規制委員会では、このような事故調査委員会の報告書等における指摘のほか、国際原子力機関（IAEA）等の海外の規制動向、その他最新の科学的、専門技術的知見を踏まえて、

²⁷ 「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（疎乙4, 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たこととなった。

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になった。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になった。



【図表21 従来の規制基準と新規制基準との比較²⁸】

²⁸ 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 本件発電所における安全確保対策の強化

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

1 自然的立地条件に係る安全確保対策の強化

- (1) 第5章で述べたとおり、参加人は、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、参加人は、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。

本件発電所における自然的立地条件に係る安全確保対策について述べると、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」(疎丙28, 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ていた基準地震動Ss(最大加速度700ガル(水平方向))を見直し、新たな基準地震動(最大加速度856ガル(水平方向))を策定した。そして、本件発電所について、耐震補強工事を行うなどの対策を講じることにより、耐震重要施設である「安全上重要な設備」が、新たな基準地震動に対する耐震安全性を有する

ことを確認した（第5章第2の2）。

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、地震随伴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、新規制基準においては、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、参加人は、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、本件発電所について、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。

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。

2 事故防止に係る安全確保対策の確認及び強化

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

例えば、全交流電源喪失への対策としては、非常用ディーゼル発電機について、新規制基準を踏まえて、従来よりも引き上げられた基準地震動に対する耐震安全性を確保し、また、外部からの支援なしに7日間以上にわたって給電できるよう、燃料を貯蔵するタンクの増設などの対応を行っている。

（以上につき、疎丙24、添付書類八、8-1-277～8-1-278頁、8-1-711～8-1-713頁）

3 小括

参加人は、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、本件発電所において、炉心が著しく損傷し、放射性物質が周辺環境に異常に放出されるような事態に至ることは考えられない。

第3 より一層の安全性向上対策の充実

本件発電所の安全確保の上で重要な役割を果たす「安全上重要な設備」については、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、本件発電所の安全性は十分確保されており、仮に「異常状態」（「運転時の異常な過渡変化」²⁹又は「設計基準事故」³⁰）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、参加人は、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

²⁹ 設置許可基準規則2条2項3号

³⁰ 設置許可基準規則2条2項4号

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って想定した対策（重大事故等対策）に関する規制が新設されたことを踏まえて、本件発電所において、より一層の安全性向上対策についても充実させていく。すなわち、参加人は、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。

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概要について述べる（下記2）。

1 福島第一原子力発電所事故後における設備の充実

本件発電所では、前述のとおり、津波により電源や海水冷却機能を喪失する事態に陥った福島第一原子力発電所事故を踏まえて、安全性を更に向上させるために設備を充実させている³¹。

（1）電源設備の充実（空冷式非常用発電装置、電源車等）

前述のとおり、本件発電所の発電機が停止し、かつ外部電源を喪失した場合であっても、必要な設備を作動できるように非常用ディーゼル発電機を

³¹ なお、参加人は、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。

設置しているが、万一、この非常用ディーゼル発電機までその機能を喪失する事態（全交流電源喪失）に至った場合でも必要な電力を供給できるよう、代替の電源として、空冷式非常用発電装置（図表22）、電源車（図表23）、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、いずれも発電所敷地内の高台に、非常用ディーゼル発電機から離れた位置に分散して配置している。また、全交流電源喪失に至った後、これらの代替電源による電力供給が開始されるまでの間に必要な電力を供給する設備として、蓄電池（安全防護系用）を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³²が機能喪失し、「安全上重要な設備」が受電できなくなったことを踏まえ、本件発電所には、所内の電気設備が機能喪失した場合に備えて、恒設の代替所内電気設備を新たに設けている（疎丙24、添付書類八、8-1-370～8-1-374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。

また、本件発電所における蓄電池（安全防護系用）及び恒設の代替所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。

³² 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。



【図表 2 2 空冷式非常用発電装置】



【図表 2 3 電源車】

(2) 最終的な除熱機能の充実

ア 送水車

補助給水設備である電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは復水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（図表24）を、3号機では標高約14mと約33mの位置に、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。

（以上につき、疎丙24、添付書類八、8-5-193頁、添付書類十、10-5-8、10-5-130～10-5-134頁）



【図表24 送水車】

イ 大容量ポンプ

原子炉施設内の設備の冷却に必要な海水を汲み上げる海水ポンプが使用できない場合に備えて、その代替となるディーゼル駆動式の大容量ボ

ンプ（図表25）を、発電所敷地内の高台に分散して配置している。

本件発電所では、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台で本件発電所の設備の冷却に必要な容量の海水を同時に汲み上げる機能を有している。

（以上につき、疎丙24、添付書類八、8-5-114～8-5-120、8-5-211頁）



【図表25 大容量ポンプ】

ウ 代替低圧注水ポンプ

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

また、原子炉格納容器スプレ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（図表26）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（図表27）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。

（以上につき、疎丙24、添付書類八、8-1-333～8-1-337、8-5-60～8-5-61、8-5-181～8-5-182頁、8-5-192頁）



【図表26 恒設代替低圧注水ポンプ】



【図表 2-7 可搬式代替低圧注水ポンプ】

工 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、本件発電所の各号機に、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（図表 2-8）を、原子炉補助建屋内（津波防護対策済み）に設置している。

（以上につき、疎丙 24、添付書類十、10-5-51 頁）



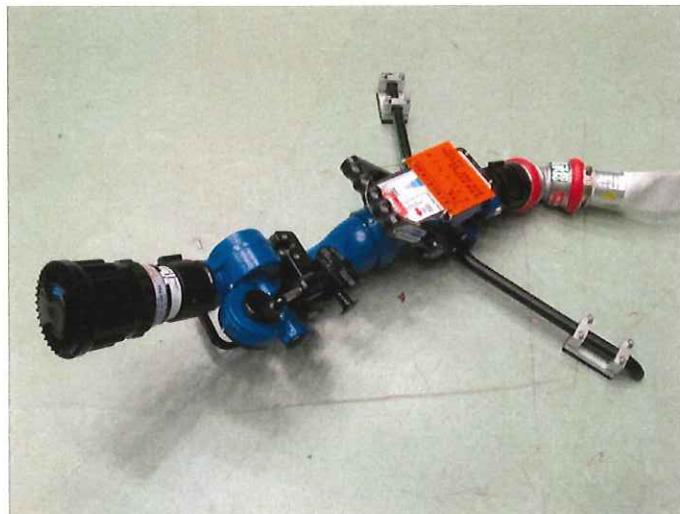
【図表 2 8 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ】

(3) 使用済燃料ピットの冷却機能の充実

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

本件発電所では、送水車等による海水の注水や、送水車及びスプレイヘッダ（図表 2 9）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（疎丙 24、添付書類八、8-4-17～18 頁）。

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



【図表29 スプレイヘッダ】

2 より一層の安全性向上対策の内容

そして、参加人は、上記の設備等により、次の4つより一層の安全性向上対策を講じている³³。

- 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
- 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想定される事象を抽出し、そのような事象が発生したとしても原子炉格納容器の破損を防止する対策
- ③使用済燃料ピットの「安全上重要な設備」等（冷却機能、補給機能（注水機能）に係る設備）がその安全機能を喪失して、使用済燃料等の燃料

³³ 参加人ウェブサイト参照。

https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/anzenkakuho/taisaku/various_risk/ooi/genba.html

体の著しい損傷に至る可能性があると想定される事象を想定し、そのような事象が発生したとしても燃料体の著しい損傷を防止する対策

④運転停止中の原子炉内の燃料体の著しい損傷に至る可能性があると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

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

第5章で述べた安全確保対策により、本件発電所の安全性は確保されているところであるが、上記の対策を整備することにより、本件発電所の安全性は、より一層向上しているのである。

第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。

本章では、福島第一原子力発電所事故の発生を踏まえて原子力規制行政がどのように変化し（下記第1）、原子力安全規制がどのように強化されたのか（下記第2）について詳述する。その上で、本件発電所の新規制基準への適合性審査結果について述べ、本件発電所の安全性が十分確保されていることを明らかにする（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³⁴ものの、概ね同程度のレベルであったと評価されている（疎丙 29、「福島原子力事故調査報告書 添付資料（抜粋）」）。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。

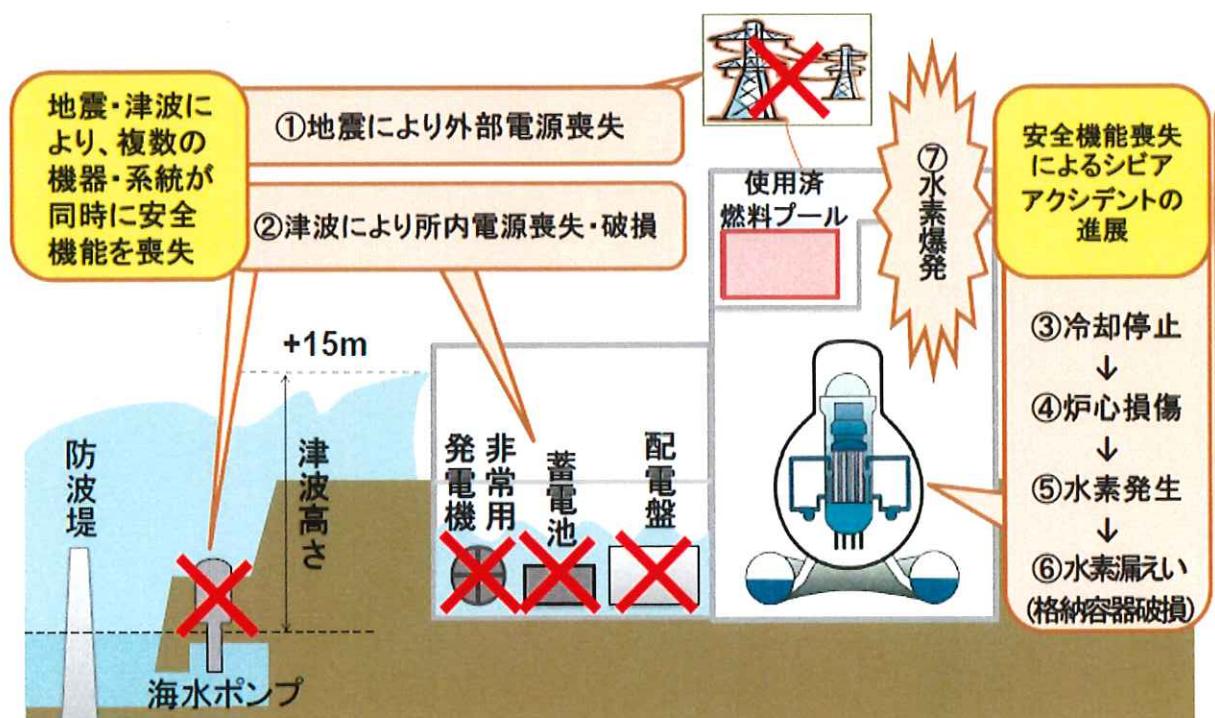
³⁴ 福島第一原子力発電所2、3、5号機の原子炉建屋最下階の最大加速度（東西方向）が、各々の、基準地震動 S s に対する最大応答加速度を上回ったとされている。

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、疎乙 4, 42~44 頁, 疏丙 26, 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³⁵。

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（疎丙 26, 25 頁）。



³⁵ 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。

【図表 3 0 福島第一原子力発電所事故の概要^{36】}

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 IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について－」を作成した。また、事故原因の究明や対応の検証を目的として、国会、政府、民間、東京電力株式会社の 4 つの事故調査委員会が設置され、平成 24 年には各委員会がそれぞれ事故調査報告書を取りまとめた。他方、原子力安全・保安院も事故分析を行い、同年 3 月に「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」と題する報告書（疎丙 26）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（疎丙 26, 53～64 頁, 疎丙 27, 4 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（疎丙 30, 「福島第一原子

³⁶ 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」（疎乙 4）44 頁から引用。

力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言－学会事故調最終報告書－」
184～187 頁)。

(2) また、原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所事故について継続的に分析を実施しているところ、まずは、「国会事故調報告書において未解明問題として、規制機関に対し実証的な調査が求められている事項」を対象に検討を進め、同委員会としての見解を中間報告書としてとりまとめた(疎丙 31、「東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書」1 頁)。

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

(3) 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」(疎丙 32) が閣議決定された。同方針には、「規制と利用の分離」の観点から、原子力安全・保安院の原子力安全規制部門を経済産業省から分離し、原子力安全委員会の機能を統合して、環境省の外局として、原子力安全庁（仮称）を設置すること、福島第一原子力発電所事故を踏まえた新たな規制の仕組みの導入等、規制の在り方や関係制度の見直しを行うこと等が盛り込まれた。

その後、平成 23 年 10 月から 12 月までにかけて、原子力安全規制に関する組織の在り方、原子力安全規制強化の在り方等につい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（疎丙 33、「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（疎丙 34 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（疎丙 35、「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項に基づく、いわゆる3条委員会として（設置法2条）、高度の独立性が保障されることとなった。そして、従来の原子力安全委員会及び原子力安全・保安院の事務のほか、文部科学省及び国土交通省の所掌する原子力安全の規制等に関する事務を集約して、原子炉に関する規制をはじめ原子力利用における安全の確保を図るために必要な施策の策定・実施を一元的につかさどり（同法4条）、その運営にあたっては、情報の公開を徹底する（同法25条）こととされた。

また、原子力利用における安全確保について、設置法は、「事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならないという認識に立って、確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図る」（同法1条）と規定しているところ、原子力規制委員会の組織理念において、「原子力規制委員会は、・・・原子力の安全管理を立て直し、真の安全文化を確立すべく、設置された。原子力にかかわる者は・・・常に世界最高水準の安全を目指さなければならない」とされた（疎丙36、「原子力規制委員会の組織理念」）。

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

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

このバックフィット制度の導入により、原子力規制委員会は、既に許可を

与えた発電用原子炉施設について、最新の科学的、専門技術的知見を踏まえた新たな基準を定めた場合には、当該施設を当該基準に適合させるよう命じることができるようになった。

第2 原子力安全規制の強化（新規制基準の制定）と従来の規制からの変更点

1 新規制基準の制定に至る経緯

（1）検討チームの設置

設置法に基づき原子力規制委員会が設置されるとともに、同法附則15条ないし18条に基づき原子炉等規制法の改正及び施行が順次行われ、発電用原子炉施設等に関する規制基準の見直しが進められることになった。原子力規制委員会は、その発足後に新たな規制基準の制定作業に着手し、同委員会の下に「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」（以下、「基準検討チーム」という）、「発電用原子炉施設の新安全規制の制度整備に関する検討チーム」及び「発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム」（以下、「地震・津波検討チーム」という）を設置して検討を進めた。

各チームの会合には、原子力規制委員会の担当委員や多様な学問分野の外部専門家をはじめ、原子力規制に対して造詣が深い原子力規制庁職員及び旧独立行政法人原子力安全基盤機構の職員らが出席し、それぞれ約7ヶ月間ないし約11ヶ月間、回数にして12回ないし23回にわたり会合が開かれ、原子力安全委員会、原子力安全・保安院における検討結果、最新の科学的、専門技術的知見、海外の規制動向等も踏まえて議論が重ねられた（疎乙4、51～52頁、疎丙37の1ないし3、疎丙38の1ないし3、疎丙39の1ないし3、原子力規制委員会ウェブサイト「発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム」等）。

なお、新規制基準の策定にあたっては、透明性・中立性を確保するため、

原則として各検討チームの議事、資料及び議事録が公開され（疎丙 37 の 1 ないし 3、疎丙 38 の 1 ないし 3、疎丙 39 の 1 ないし 3）、また、外部専門家については、「原子力規制委員会が、電気事業者等に対する原子力安全規制等に関する決定を行うに当たり、参考として、外部有識者から意見を聞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」（疎丙 40）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（疎乙 4、53 頁）。

（2）基準検討チームにおける検討

基準検討チームでは、原子力安全委員会が策定し、原子炉設置許可の基準として用いられてきた「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定。以下、「安全設計審査指針」という）等の指針類の内容を見直し、新たな規制基準を検討する作業が進められた。なお、地震及び津波に関する新たな規制基準については、地震・津波検討チームにおいて別途検討が進められた。

基準検討チームでは、事故防止対策に係る規制について、安全設計審査指針等の内容をもとに、見直した上で規則化等する検討が進められた。また、原子炉等規制法の改正により、新たに規制の対象になった重大事故等対策についても検討が進められた。検討にあたっては、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院が福島第一原子力発電所事故の発生を受けて規制基準を検討した結果（疎丙 26、疎丙 41、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）」）を参照し、福島第一原子力発電所事故の教訓や、IAEA 安全基準や欧米の規制状況等の海外の知見も勘案された。

（以上につき、疎乙 4、52～54 頁）

(3) 地震・津波検討チームにおける検討

本件の争点が、本件発電所の基準地震動が過小評価であるか否かという点であることに鑑みて、以下では、原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における検討内容（原子力規制委員会設置前の検討内容）について詳細に述べた上で、原子力規制委員会の下に設置された地震・津波検討チームにおける検討内容について説明する。

ア 原子力安全委員会及び原子力安全・保安院における検討

(ア) 原子力安全委員会における検討

原子力安全委員会が平成 18 年に改訂した耐震設計審査指針（疎丙 28, 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、原子力安全委員会は、平成 18 年の耐震設計審査指針改訂後に蓄積された知見、平成 23 年 3 月 11 日以降に発生した地震及び津波に係る知見並びに福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震及び津波に対する発電用原子炉施設の安全確保策について検討した。

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

さらに、同小委員会は、地震調査研究推進本部（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（疎丙 42、「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）」（疎丙43）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、疎乙4、48～50頁）

（イ）原子力安全・保安院における検討

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

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

地震・津波の解析結果の評価に関する意見聴取会においては、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波について、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、女川原子力発電所及び東海第二発電所における地震動及び津波の解析・評価を行い、これに基づく同地震に関する新た

な科学的・技術的知見について、耐震安全性評価に対する反映方針が検討された。

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

これらの意見聴取会において、それぞれ報告書が取りまとめられ（疎丙 44、「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～」、疎丙 45、「平成 23 年東北地方太平洋沖地震による福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価について～中間取りまとめ～」）、平成 24 年 2 月、原子力安全委員会に報告された。

（以上につき、疎乙 4、50～51 頁）

イ 地震・津波検討チームにおける検討

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

そして、地震・津波検討チームは、この検討方針に基づき、地震及び津波について、IAEA 安全基準、アメリカ、フランス及びドイツの各規制内容のほか、福島第一原子力発電所事故を踏まえた国会及び政府等の事故調査委

員会の主な指摘事項のうち耐震関係基準の内容に関するものを整理し、これらと平成18年改訂の耐震設計審査指針（疎丙28、別添1）とを比較した上で、国や地域等の特性に配慮しつつ、我が国の規制として適切な内容を検討した。また、地震・津波検討チームは、発電用原子炉施設における安全対策への取組みの実態を確認するため、電気事業者に対するヒアリングを実施するとともに、東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波を受けた女川原子力発電所の現地調査を実施し、これらの結果も踏まえ、安全審査の高度化を図るべき事項についての検討を進めた。

（以上につき、疎乙4、54～56頁）

（4）新規制基準の制定

基準検討チーム及び地震・津波検討チームは、以上の検討結果を踏まえ、新規制基準の骨子案を作成し、次いで、基準案を取りまとめた。骨子案及び基準案の各段階においては、行政手続法39条1項に基づく意見公募手続（パブリックコメント）が行われた（疎丙46、「発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案に対する意見募集の結果について」、疎丙47、「原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則（案）等に対する意見募集の結果について」、疎丙48、「『発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案』に対するご意見募集について」、疎丙49の1及び2、「原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則（案）等に対する意見募集について」等）。なお、基準案の段階では、原子力規制委員会規則等に加え、同委員会の内規も、行政手続法によらない任意の意見公募手続の対象とされた（疎丙49の1及び2、疎丙50の1及び2、「原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則（案）等に関連する内規に対する意見募集について」等）。

そして、これらの意見公募手続で寄せられた意見を検討し、必要な見直し

を行った上で、平成 25 年 6 月に新規制基準が制定された。

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

(以上につき、疎乙 4, 56~57 頁)

2 従来の規制からの変更点

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

例えば、本件の争点である地震に関して具体的にいえば、新規制基準施行前の平成 18 年耐震設計審査指針（疎丙 28, 別添 1）に定められていた、基準地震動の策定方法の基本的な枠組みや、耐震設計上の重要度分類に応じた耐震性の要求は概ね維持しつつ、新規制基準における設置許可基準規則では、①基準地震動の策定過程で考慮される地震動の大きさに影響を与えるパラメータについてのより詳細な検討や、②津波防護施設等を耐震設計上の重要度分類の S クラスと分類することが求められることとなった。

津波については、新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（疎丙 28, 別添 1, 15 頁）の

に対し、新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等が求められることとなつた。

(2) また、重大事故（シビアアクシデント）の発生防止、拡大防止という観点から、従来、原子力事業者の自主的取組みに委ねられていた重大事故対策を、規制上義務付けることとなった（疎乙4, 138～149頁）。さらに、原子炉等規制法1条に、「テロリズムその他の犯罪行為の発生も想定した必要な規制を行う」ことが目的として追加されたことから、海外の知見を踏まえて、テロリズムへの対策が強化された。

(3) 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」ものと評価されている（疎乙4, 138頁）。

第3 本件発電所の新規制基準適合性審査の結果

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、設計及び工事計画認可、保安規定の変更認可を受け、さらに、使用前事業者検査の確認を受けて合格することが必要となる³⁷（第4章第2）。

2 本件発電所について、平成25年7月、参加人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

³⁷ 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）。

行った。これを受けて、原子力規制委員会では、本件発電所の新規制基準への適合性に係る審査のため、専門的知見を有する担当委員、職員等が出席する審査会合が、平成 29 年 5 月までに約 70 回開かれているほか（疎丙 51 の 1 ないし 4、「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（疎丙 52、「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・技術的意见の募集（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、本件発電所に係る原子炉設置変更許可がなされた（疎丙 53、「大飯発電所の発電用原子炉の設置変更（3 号及び 4 号発電用原子炉施設の変更）について」、疎丙 6）。また、平成 29 年 8 月 25 日には工事計画認可が、同年 9 月 1 日には保安規定変更認可がなされ、さらに、平成 30 年 4 月 10 日には 3 号機が、同年 6 月 5 日には 4 号機が使用前検査に合格した。

なお、本件発電所の新規制基準対応に係る原子炉設置変更許可申請書に記載している「変更の工事に要する資金の額」は、1323 億円に及んでいる。

第 4 小括

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ているのであり、このことは、本件発電所の安全性が十分に確保されていることを裏

付ける極めて重要な事実である。

第8章 結語

これまでに述べたとおり、参加人は、本件発電所の設計、建設時のみならず、建設以降も、隨時、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、申立人らの生命、身体等に直接的かつ重大な被害が生じるような放射性物質の異常放出等が生じることは考えられないものであるが、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く。

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。

以上に照らせば、「申立人らは明日にでも、本件各原発にかかる原子炉事故等がもたらす災害により生命、身体等に直接的かつ重大な被害を受ける可能性があるというべき」との申立人らの主張はおよそ認められるべきものではないことから、本件申立ては速やかに却下されるべきである。

以上