

副 本

平成26年(行ウ)第152号 大間原子力発電所建設差止等請求事件

原 告 函館市

被 告 国ほか1名

第30準備書面

(フルMOX炉の安全性(原告準備書面(59)に対する反論))

令和8年6月30日

東京地方裁判所民事第3部 御中

被告国訴訟代理人

竹 田



被告国指定代理人

堀 田 秀



江 原 謙



向 井 恵 美



伊 藤 健太郎



大 谷 洋 史



中 村 遼 平



堤 千雅子



野 津 佳 純

小 西 俊 輔

長 沼 俊 樹

岡 田 健 幸

高 洲 昌 弘

鶴 園 孝 夫

藤 田 悟 郎

金 澤 宏 明

須 藤 洋 平

佐 藤 清 和

吉 田 彩 乃

奥 村 鳳

大浅田 薫

澤 田 ひなた

田 上 雅 彦

小 林 源 裕

松 山 明 子

後 藤 堯 人

井 藤 志 暢

和 田 丈 弘

塩 尻 浩 貴

兼 重 直 樹

奥 崎 鴻 生

仲 村 淳 一

長 江 博

西 崎 崇 徳

渡 邊 達 樹

名 倉 繁 樹

佐 藤 雄 一

平 林 昌 樹

目 次

第1	はじめに	7
第2	MOX燃料及びMOX燃料装荷炉心の特性等	8
1	ウラン燃料を用いた原子力発電の仕組み	8
2	MOX燃料について	10
3	ウラン燃料とMOX燃料の相違について	11
(1)	MOX燃料の特性について	11
(2)	ウラン燃料であってもMOX燃料であっても、プルトニウムが核分裂(による熱エネルギーの発生)に大きく寄与していることに変わりはないこと	13
第3	フルMOXに対する科学的、専門技術的知見を前提とした現行の新規制基準に何ら科学的に不合理な点はないこと	16
1	はじめに	16
2	両報告書が取りまとめられた経緯及びその結論	17
3	1/3 MOX報告書の検討事項及びその結果	19
(1)	目的等について	19
(2)	検討範囲について	20
(3)	検討結果について	22
ア	MOX燃料の使用実績等について	22
イ	熱・機械設計について	23
ウ	核設計について	23
エ	安全評価について	24
(4)	結論について	25
4	フルMOX報告書の検討事項及びその結果	26
(1)	目的等について	26
(2)	検討範囲について	27
(3)	検討結果について	31

ア	1／3 MOX 報告書以降の技術的知見について	31
イ	MOX 燃料利用の状況について	33
ウ	熱・機械設計について	33
エ	核設計について	34
オ	熱水力設計について	35
カ	動特性について	36
キ	安全評価について	36
ク	被ばく評価について	38
(4)	結論について	40
5	軽水炉におけるフル MOX 燃料の装荷に対して、ウラン燃料の装荷と異な た別の審査基準を設ける必要はなく、従来の軽水炉の審査基準を用いて審査で きること	41
(1)	新規制基準施行前において、MOX 燃料装荷炉心に係る審査基準として、 ウラン燃料の装荷に係る審査基準を適用することに科学的・技術的に問題が ないとされていたこと	41
(2)	新規制基準においても、軽水炉におけるフル MOX 燃料の装荷に対して、 ウラン燃料の装荷と異なった別の審査基準を設ける必要はなく、従来の軽水 炉の審査基準を用いて審査できるという考え方が踏襲されていること ...	42
ア	パブリックコメントについて	42
イ	新規制基準施行以後の質問主意書及び国会質疑における政府の見解 ...	43
(3)	現在においても、両報告書の結論を否定する明確な科学的、専門技術的知 見はないこと	46
(4)	小括	47
第4	原告の主張に対する反論	47
1	フル MOX 炉について、ウラン燃料を装荷する発電用原子炉と異なる基準を 設けていないことは、「基準の欠落」ではないこと	47

(1) 原告の主張	47
(2) 被告国の反論	48
2 両報告書は、十分な科学的検討に基づくものであること	49
(1) 原告の主張	49
(2) 被告国の反論	49

被告国は、本準備書面において、原告の2026(令和8)年2月24日付け準備書面(59)(以下「原告準備書面(59)」という。)におけるフルMOX炉¹に係る審査基準の欠落等の主張に対し、必要と認める範囲で反論する。

なお、略語は、本準備書面において新たに定めるもののほか、従前の例による(本書面末尾に「略称語句使用一覧表」を添付する。)

第1 はじめに

1 原告は、①MOX燃料²とウラン酸化物燃料(以下「ウラン燃料」という。)を比較した場合、MOX燃料には万が一の場合に過酷事故につながりやすい特徴がいくつも存在するとした上で、フルMOX炉は、過酷事故が起こった場合に、周辺環境に与える悪影響が倍加するという特徴を有しており、商業用原子炉として世界に例がないことを踏まえると、「災害の防止上支障がない」(原子炉等規制法43条の3の6第1項4号)というためには、フルMOX炉における安全確保について明確な基準を策定し、これに適合していることが確認されなければならない」にもかかわらず、設置許可基準規則等にこれらの定めがないことは、「基準の欠落であって、法の委任の趣旨に反する違法なもの」とであると主張する(原告準備書面(59)第4の2(3)・41及び42ページ)。

また、原告は、②「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」(乙A第273号証。以下「1/3MOX報告書」という。)や、「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について」(乙A第274号証。以下、「フルMOX報告書」といい、1/3MOX報告書と併せて「両報告書」という。)は、十分な科学的検討の上で作成されたものではなく、「こ

¹ フルMOX炉とは、炉心に装荷する燃料を全てMOX燃料とする発電用原子炉のことをいう。本書面では、炉心に装荷する燃料が全てMOX燃料であることをフルMOX又はフルMOX装荷炉心ということがある。

² MOX燃料とは、プルトニウムとウランを混合した燃料のことをいい、「Mixed Oxide Fuel」の略語である。

れらを根拠としてフルMOXの危険性について格別の基準等が必要ないということとはできない」と主張する(原告準備書面(59)第4の2(4)・43ページ)。

- 2 原告の前記1の主張は、フルMOX炉に対応する独自の審査基準が設けられていないことをもって、本件設置変更許可申請の審査において用いられる具体的審査基準に不合理な点がある旨をいうものと解される。

そこで、被告国は、MOX燃料及びMOX燃料装荷炉心の特性等を概説した上で(後記第2)、フルMOX炉に対する科学的、専門技術的知見を前提とした現行の新規制基準(平成24年改正後の原子炉等規制法施行後に策定又は改正された規制基準の総称。以下同じ。)に何ら科学的に不合理な点はないことを述べ(後記第3)、原告の前記1①及び②の主張に対して反論する(後記第4)。

第2 MOX燃料及びMOX燃料装荷炉心の特性等

1 ウラン燃料を用いた原子力発電の仕組み

- (1) 原子力発電は、水を熱によって蒸気に変え、その蒸気の力でタービンを回転させて電気を起こす仕組みであり、火力発電と同じ原理に基づいている。異なるのは熱の発生源であり、火力発電では、石油や天然ガス等の燃焼熱を利用するのに対し、原子力発電では、ウラン燃料が核分裂する際に放出する熱エネルギーを利用している。
- (2) 自然界に存在するウラン(天然ウラン)は、その大部分(99.3%)が核分裂反応を起こしにくいウラン238であり、残りの0.7%が核分裂反応を起こしやすい(中性子を吸収すると核分裂反応を起こす)ウラン235である。そのため、原子力発電(発電用軽水型原子炉施設(以下「軽水炉」という。))においては、天然ウランをそのまま使用して発電を行うことができず、ウラン235の比率を3～5%程度に高めたものを燃料として使用している。
- 具体的に述べると、BWR(沸騰水型原子炉)に用いるウラン燃料には、ウラン235を3～5%含む二酸化ウランを円柱状に焼き固めた燃料ペレット

が使用されており、この燃料ペレットを金属（ジルコニウム合金であるジルカロイ）製の被覆管の中に縦に積み重ね、両端を密封したものが燃料棒である。この燃料棒は、数十本ごとにまとめられて一つの燃料集合体を形成し、数百体の燃料集合体で炉心を構成している。

- (3) また、原子力発電においては、ウラン燃料が核分裂する際に放出する熱エネルギーを利用することから、核分裂反応を調整し、出力を制御する必要がある。その制御材としては、内部に中性子を吸収しやすい中性子吸収材（炭化ほう素（ボロンカーバイド）等）が詰められているステンレス鋼管数十本を十字形に配列してステンレス鋼板で覆ったものなど（制御棒）が使用されており、この制御棒を出し入れすることによって炉心に存在する中性子の数を増減させ、核分裂反応を調整し、出力を制御している³。

（以上につき、乙A第240号証26ないし29ページ参照）

³ すなわち、制御棒を挿入すると、中性子が吸収されて核分裂反応が抑制され、出力が低下するのに対し、制御棒を抜くと、中性子の吸収量が減少して核分裂反応が促進され、出力が上昇する。

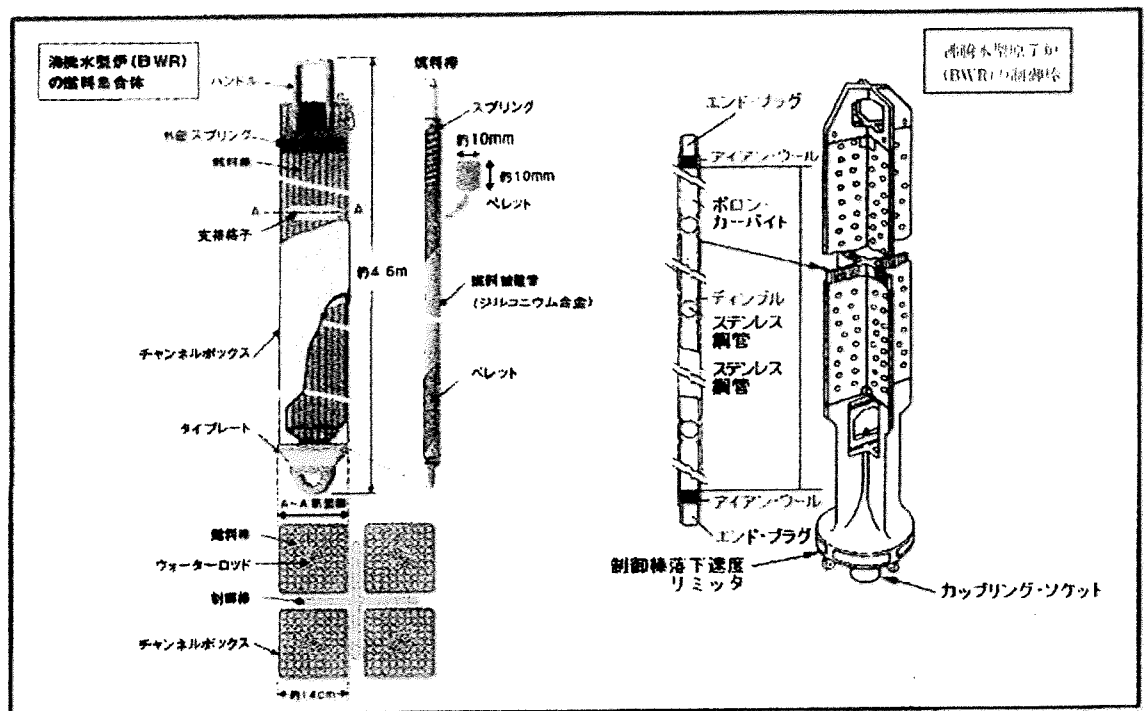


図1 BWRの燃料ペレット、燃料集合体及び制御棒(乙A第240号証29ページより抜粋)

2 MOX燃料について

MOX燃料は、前記1(2)で述べたウラン燃料と同じように、燃料ペレットに焼き固められ、燃料被覆管内に密閉されて、燃料棒(MOX燃料棒)となり、燃料集合体(MOX燃料集合体)に組み立てられる。

MOX燃料の燃料ペレット(MOXペレット)は、二酸化ウランの粉末に、プルトニウムと酸素との化合物である二酸化プルトニウム(PuO_2)の粉末を混合した混合酸化物の粉末(MOX粉末)を、直径約10mm、高さ約10mmの円柱状に硬く焼き固めたものである(下図2参照)。

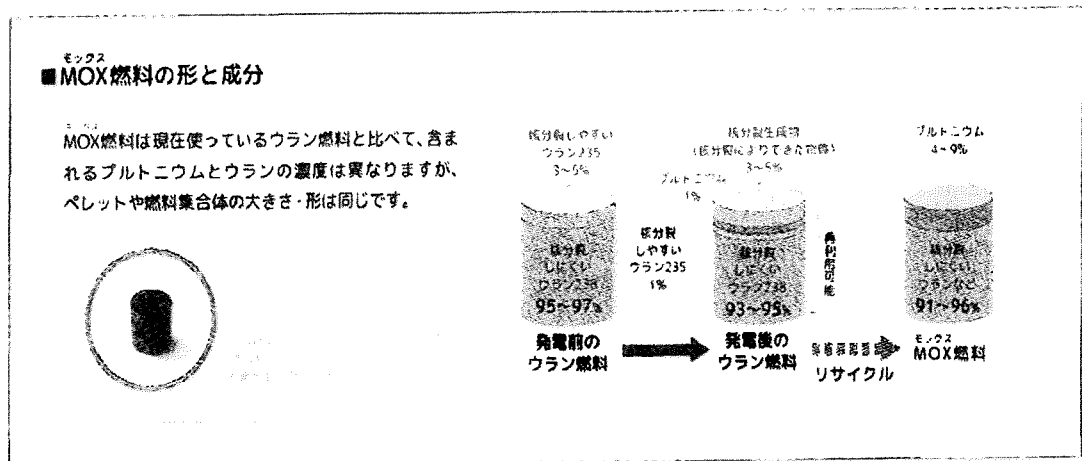


図2 MOX燃料の形と成分(乙A第275号証1ページ)

MOXペレットの原料となるMOX粉末は、その大部分がウラン238である二酸化ウラン粉末(ウラン235の割合は、0.2%程度である。)に、プルトニウムの割合が最大でも10%以下となるよう、二酸化プルトニウムの粉末を添加して調整したものである。

したがって、MOXペレットも、ウランペレットと同様に、その大部分が核分裂反応を起こしにくいウラン238で構成されており、数%含まれるプルトニウム239やプルトニウム241、ウラン235が核分裂を起こすこととなる(上図2参照)。

3 ウラン燃料とMOX燃料の相違について

(1) MOX燃料の特性について

プルトニウムは、その物性⁴にウランと異なるところがあるため、プルトニウムが含まれるMOX燃料も、ウラン燃料と異なる特性を有している。

その特性としては、MOX燃料又はMOX燃料を装荷した炉心は、ウラン

⁴ 物性とは、その物質に固有の特性をいう。

燃料又はウラン燃料を装荷した炉心と比べて、制御棒価値⁵が低下すること、ウラン燃料集合体とMOX燃料集合体とが混在している炉心において、ウラン燃料集合体と隣接する位置にあるMOX燃料集合体とそうでない集合体との間で出力偏差が生じ得ること、ボイド係数⁶がより負であること、炉心の遅発中性子⁷割合が低下することなどが挙げられる(乙A第276号証27及び28ページ参照)。

⁵ 制御棒価値とは、原子炉の出力制御に使用する制御棒が持つ反応度の大きさをいう。「制御棒価値が低下」とは、プルトニウムを含むMOX燃料の方がウラン燃料よりも中性子を多く吸収するため、制御棒が吸収する中性子の数はMOX燃料の方がウラン燃料より少なくなることから、制御棒の価値が相対的に低下することを意味する。このような制御棒価値の低下に対しては、炉心設計上の考慮によって対処することが可能である。すなわち、ABWR(改良型沸騰水型原子炉)においては、炉心内の燃料集合体相互間の間隔が広くされており、この間の水領域も広がっているため、BWRと比べれば、かかる燃料集合体間の水領域における熱中性子の数が、相対的に増加している。そして、制御棒は、この水領域に挿入されるため、ABWRの炉心でMOX燃料を使用する場合には、制御棒が吸収する熱中性子の数の減少の度合いは少なく、制御棒価値の低下はほとんどみられなくなる。(以上につき、乙A第277号証50ページ参照)

⁶ 原子炉の炉心において、核分裂反応の増加による燃料の温度上昇等に伴い、冷却材(水)中の蒸気泡(ボイド)が多くなると、減速材でもある水の密度が低下して、水と中性子との衝突が減少し、中性子が減速されにくくなることから、中性子と原子核の衝突が減少し、核分裂反応が抑制される。このような効果をボイド効果といい、ボイド効果の度合いを定量的に示す値をボイド係数という。ボイド係数が負になると、核分裂反応を抑制する傾向となる。このように、ボイド効果は、炉心内で核分裂反応が増加しても、それがボイドの増加により自動的に抑制される(自己制御性)という効果であることから、ボイド係数がより負であることは、ボイドが増えることによって核分裂反応が抑制される度合いがより大きいことを意味し、本来的には原子炉の固有の安全性を高めるものである。(以上につき、乙A第277号証52及び53ページ参照)

⁷ 遅発中性子とは、核分裂反応後数秒ないし数十秒が経ってから発生する中性子をいう。核分裂反応によって遅発中性子が発生せず即発中性子のみが発生すると仮定した場合、短時間で出力が急激に上昇することになり、制御棒等で制御することは困難となる。プルトニウムはウランよりも遅発中性子割合が小さいことから、プルトニウムを含むMOX燃料のみを装荷した炉心は、ウラン燃料のみを装荷した炉心と比べると、その炉心全体としての遅発中性子割合が小さくなる。もっとも、MOXペレットはその大部分がウラン238で構成されており、MOX燃料集合体の一部にはウラン燃料棒も含まれていること、ウラン燃料のみを装荷した炉心であっても、燃焼が進むにつれて、ウラン238から生成されたプルトニウム239が核分裂反応を起こす割合が高くなっていくため、その炉心の遅発中性子割合は次第に小さくなっていく。したがって、MOX燃料装荷炉心とウラン燃料装荷炉心とで、その遅発中性子割合に有意な差があるというわけではない。(以上につき、乙A第277号証56及び57ページ参照)

一般的な特徴	主な影響
<核特性>	
①ボイド係数、ドブラー係数がより負となる*	通常運転時の運転制御 異常時のプラント挙動
②遅発中性子割合、遅発中性子寿命が小さい*	通常運転時の運転制御 異常時のプラント挙動
③制御材の反応度価値が相対的に低下**	制御棒反応度 ホウ酸水反応度
④燃料組成と核分裂収率の違いにより、放射性物質の炉内蓄積量が異なる*	崩壊熱 放射性物質の環境への放出量
⑤燃料集合体外周などの熱中性子が多い所にある燃料棒の出力がより高くなる	燃料集合体内出力分布
<物性・照射挙動>	
⑥ペレット融点、熱伝導度がプルトニウム含有率の増加に伴い低下する	燃料ペレット温度
⑦核分裂生成ガス放出率およびヘリウム生成量がウランペレットより高めになる	燃料棒内圧
⑧ペレット内にプルトニウム含有率が局所的に高いプルトニウムスポットが存在する	燃料ペレット温度

※ MOX 燃料の炉心装荷率に応じて炉心全体への影響が変化する。

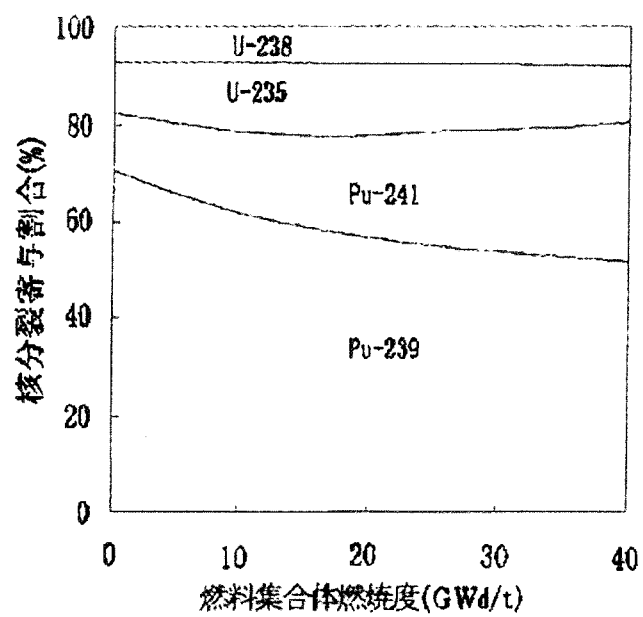
表 1 MOX 燃料炉心の主な特徴とその影響 (乙 A 第 2 7 6 号証 2 8 ページ)

(2) ウラン燃料であっても MOX 燃料であっても、プルトニウムが核分裂 (による熱エネルギーの発生) に大きく寄与していることに変わりはないこと

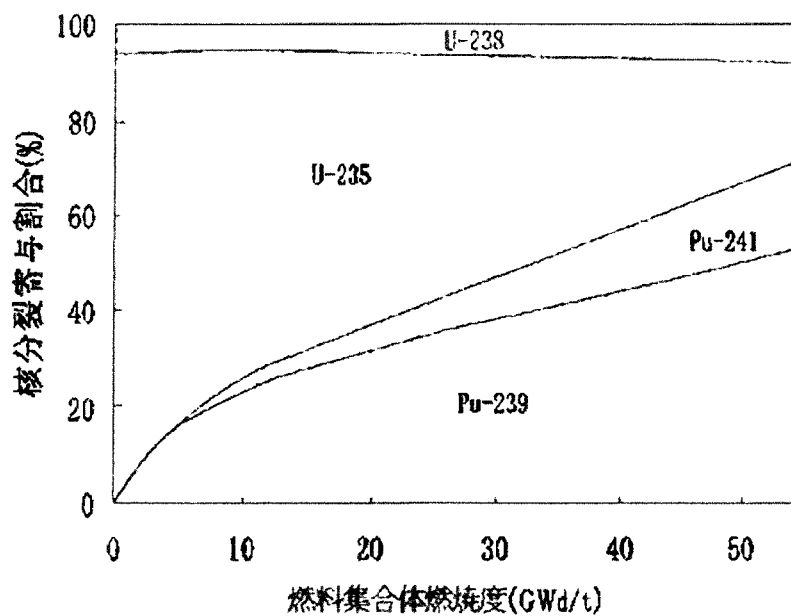
プルトニウムは、自然界においてもウラン鉱石中に存在することが確認されているが、その量は極めて微量であり、現在世界に存在する民生用のプルトニウムの多くは、原子炉においてウラン燃料を使用した結果、ウランから

生成されたものである。

そして、軽水炉においては、ウラン燃料を用いた場合でも、燃料の照射に伴い、プルトニウムが生成され、ウランから生成したプルトニウムも核分裂反応を起こしている。燃料取出時点までの積算値で見れば、核分裂量の約 1／3 はウランから生成したプルトニウムの寄与であり、燃焼末期について見れば、一般的にプルトニウムの寄与率がウランのそれを上回っている(乙 A 273 号証 2 ページ)。



MOX燃料（標準組成の場合）



9×9ウラン燃料

図3 燃料集合体におけるプルトニウムの核分裂寄与割合例 (乙A第274号証51ページ)

このように、ウラン燃料装荷炉心においても、ウラン燃料から生成したプルトニウムが核分裂(による熱エネルギーの発生)に大きく寄与しており、原子炉においてプルトニウムの核分裂反応を使用すること自体は、技術的に新しいものではない(乙A第273号証5ページ、乙A第274号証3ページ)。ウラン燃料とMOX燃料の違いは、初めからプルトニウムが混入されているか否かの違いであるといえる(乙A第278号証67及び68ページ)。

第3 フルMOXに対する科学的、専門技術的知見を前提とした現行の新規制基準に何ら科学的に不合理な点はないこと

1 はじめに

我が国は、1950ないし60年代からプルトニウム燃料の使用を企図し、①平成7年(1995年)5月、安全審査の際の指標を作成する観点から、MOX燃料の炉心装荷率1/3程度までの使用を検討対象とした1/3MOX報告書(乙A第273号証)を取りまとめ、②次いで平成11年(1999年)6月、1/3MOX報告書において検討された安全審査の際の指標等が、フルMOXの場合に変更を要するものとなるかについて重点をおいて検討するため、MOX燃料の炉心装荷率100%までの使用を検討対象としたフルMOX報告書(乙A第274号証)を取りまとめた。

両報告書は、当時の我が国における原子力分野の専門家がそれぞれ相当な期間、協議を重ねて取りまとめられたものであり、現在においても科学的合理性を有するものである。そして、現行の新規制基準も、両報告書を十分に踏まえた規制対応を行っており、何ら科学的に不合理な点はない。

以下、両報告書が取りまとめられた経緯及びその結論を述べた上で(後記2)、両報告書の検討事項及びその結果について詳述し(後記3及び4)、軽水炉におけるフルMOX燃料装荷炉心に対して、ウラン燃料装荷炉心と異なった別の審査基準を設ける必要はなく、従来の軽水炉の審査基準を用いて審査できること

を述べる(後記5)。

2 両報告書が取りまとめられた経緯及びその結論

(1) 原子力委員会⁸は、原子力基本法に沿って原子力の平和利用を計画的かつ効率的に推進するため、昭和31年(1956年)からおおむね5年ごとに、「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」(以下「原子力長期計画⁹」という。)を策定してきたが、その当初から、発電用原子炉におけるプルトニウム燃料の使用について言及していた。具体的には、昭和36年(1961年)に策定された原子力長期計画では、「(5) プルトニウム利用の見直し」として、「プルトニウムの濃縮ウラン代替利用に関する研究開発をすすめる。」などとされた(乙A第279号証17枚目)。このような背景があり、昭和43年(1968年)以降、MOX燃料の照射挙動等を確認するための試験¹⁰、及びMOX燃料装荷炉心の核特性を確認するための試験が開始された。

そして、原子力安全委員会¹¹は、MOX燃料の本格的な使用の開始に先立

⁸ 原子力委員会とは、原子力基本法に基づき、原子力利用に関する国の施策を計画的に遂行し、原子力行政の民主的な運営を図るために設置された行政機関である(同法4条)。

⁹ 原子力長期計画とは、わが国の原子力開発を計画的に進めるための基本的政策を定めた計画である。昭和31年(1956年)に最初の計画を策定して以来、おおむね5年ごとにその時々々の情勢を踏まえて見直しがされてきた。平成16年(2004年)の10回目の見直しでは、各省庁における施策の企画・推進のための指針を示すとともに、原子力行政にかかわりの深い地方公共団体や事業者、さらには原子力政策を進める上で相互理解が必要な国民各層に期待を示すという理由から、「原子力政策大綱」と名称を改め、平成17年(2005年)10月、今後10年程度の原子力の基本方針として閣議決定された。その後、原子力委員会の在り方が見直され、「原子力政策大綱」は作成しないこととされた。

¹⁰ 照射挙動とは、物質や材料が外部からのエネルギー照射を受けた際の挙動や変化のことをいい、照射挙動等を確認するための試験とは、燃料に中性子を照射させ、その挙動(ふるまい)を確認するための試験をいう。これは試験用に作成した燃料を、試験炉や商業炉の炉心に装荷し、中性子を一定期間照射した後、炉心から取り出して、外観を観察したり、分解・切断したりして、燃料の形状や内圧の変化などを調べるものである。

¹¹ 原子力安全委員会とは、昭和53年(1978年)に原子力の安全確保の充実強化を図るため、原子力基本法の一部を改正し、原子力委員会から分離され、発足した内閣府の審議会等の一つであり、その職務は、原子力の研究、開発及び利用に関する事項のうち、安全の確保に関する事項について企画し、審議し、及び決定することにあつた。平成24年(2012年)9月19日に廃止され、その職務は原子力規制委員会に引き継がれた。

ち、原子炉安全基準専門部会¹²を通じて、平成7年(1995年)に1/3 MOX報告書(乙A第273号証)を、平成11年(1999年)にフルMOX報告書(乙A第274号証)を、それぞれ取りまとめ、MOX燃料を炉心に装荷する軽水炉の安全審査(当時)の際の指標として、両報告書を用いた。

- (2) フルMOX報告書は、1/3 MOX報告書を踏まえて、それ以降の科学的、専門技術的知見や、フルMOXとした場合の違いに重点をおいて取りまとめたものであり(乙A第274号証1ページ)、炉心設計について特に着目された点は、ウラン燃料装荷炉心の設計に用いられる炉心設計コード¹³が、MOX燃料を全炉心に装荷した場合にも問題なく適用できるかということであった。

そして、この点については、国内外の炉物理試験¹⁴のうち、ベルギー原子力発電所のVENUS炉における試験、日本原子力研究所の軽水臨界実験装置TCAにおける試験、フランスのカダラッシュ研究所のEOLE炉におけるEPICURE試験¹⁵の結果の検証を通じて、燃料物性、炉物理、炉工学等に関する専門家の間で炉心設計コードの検討が行われ、その結果、MOX燃料を全炉心に装荷した場合にも、ウラン燃料装荷の炉心設計コードを問題なく

¹² 原子炉安全基準専門部会は、原子力安全委員会の専門部会のひとつである。専門部会の専門委員は、学識経験がある者のうちから、内閣総理大臣が任命するものとされていた(乙A第280号証・原子力委員会及び原子力安全委員会設置法施行令3条1項及び2項)。原子炉安全基準専門部会の設置の目的は、「原子炉施設の安全に係る基準及び指針の整備、充実に図り、客観的かつ合理的な安全規制の実施に資する」ことであり、具体的には、原子炉施設の安全に係る基準及び指針に関する事項、原子炉施設の安全に係る国際的基準に関する事項、その他原子炉施設の安全に関し、必要と認められる事項が審議された(乙A第281号証及び乙A第282号証)。

¹³ 炉心設計コードとは、炉心設計の際に核燃料が配置される炉心の性能や安全性を計算・シミュレーションするための一連のプログラム解析コードをいう。

¹⁴ 炉物理試験とは、炉心の核特性を確認するための試験をいう。これはBWRやPWRの炉心状態を模擬した原子炉において、実際に燃料を炉心に装荷し、当該炉心を臨界状態にしてその出力分布、制御材の反応度価値、ボイド反応度等を調べる試験である。

¹⁵ 特に、EOLE炉においては、1987年以降、様々な炉心状態を模擬した炉物理試験が複数回実施されている。

適用できると判断された。

そのため、フルMOX報告書では、フルMOX燃料装荷炉心においても、従来のウラン燃料装荷炉心と大きくは変わらない特性を有する炉心設計が可能であるとし、1/3MOX報告書に示される結論と同様に、従来のウラン燃料装荷炉心に用いている判断基準並びにMOX燃料の特性等について適切に取り込んだ安全設計手法及び安全評価手法を適用することは差し支えないと結論づけている(乙A第274号証12ページ)。

- (3) なお、両報告書では、新規制基準施行前に原子力安全委員会が審査において判断の基準としていた、安全審査指針類について言及している。そこで、新規制基準施行前から、MOX燃料に関する設計の考え方、判断基準等が存在していたことを明確にしておくため、後記3及び4の本文中において、審査基準であった安全審査指針類に該当するものに下線を付しておく。

3 1/3MOX報告書の検討事項及びその結果

(1) 目的等について

ア 1/3MOX報告書は、原子炉安全基準専門部会において、軽水炉に取替燃料の一部としてMOX燃料を装荷することに係る安全審査の際の指標を作成する観点から、安全設計、安全評価及びその他関連事項について検討を行った内容を取りまとめたものである(乙A第273号証1ページ)。

イ 原子炉安全基準専門部会は、専門委員¹⁶からなる「MOX燃料検討小委員会」を設置した。同小委員会は、平成6年3月8日に第1回会合を開催し、検討を開始して以来計18回の会合を開催し、さらに、動力炉・核燃料開発事業団新型転換炉ふげん発電所等におけるMOX燃料の使用状況及

¹⁶ 当時の「MOX燃料検討小委員会」の専門委員は、石川迪夫(主査)(北海道大学)、市川達生(日本原子力研究所)、井上晃(東京工業大学)、小林岩夫(財団法人高度情報科学技術研究機構)、塩沢周策(日本原子力研究所)、関本博(東京工業大学)、田坂完二(主査代理)(名古屋大学)(なお、平成7年2月14日退任)、野村末雄(財団法人核物質管理センター)、藤城俊夫(日本原子力研究所)、古橋晃(財団法人核物質管理センター)、松岡理(財団法人電力中央研究所)、村尾良夫(日本原子力研究所)である(乙A第273号証30ページ)。

び再処理施設、燃料加工施設等の現地調査を行った結果、平成7年3月30日の第18回会合において結論を得て、小委員会報告書を決定した。原子炉安全基準専門部会は、平成7年5月31日に開催した第48回専門部会において同小委員会から報告を受け審議した結果、1/3 MOX 報告書を決定した。その上で、原子力安全委員会は、同報告書を平成7年6月19日付けで了承した。(以上につき、乙A第273号証30ページ)

(2) 検討範囲について

原子炉安全基準専門部会は、当面軽水炉において使用が予想されるMOX燃料を想定し、安全設計、評価手法等について検討を行った。検討の前提として、MOX燃料は、取替燃料の一部として使用し、MOX燃料を装荷した炉心の特性を従来のウラン燃料装荷炉心のそれと大幅に変えない設計方針とすることとされた。具体的には、MOX燃料の基本構造はこれまで十分な使用実績のあるウラン燃料と同一とし、核分裂性プルトニウム富化度¹⁷は最も高い燃料ペレットで約8% (プルトニウム含有率約1.3%) という範囲のものまで、また、MOX燃料の炉心装荷率は1/3程度までが検討対象とされた。燃料集合体最高燃焼度¹⁸は、ウラン燃料を超えない範囲とした。なお、混合するプルトニウムについては、使用済みのウラン燃料及び金属天然ウラン燃料から得られた原子炉級プルトニウム(ここではプルトニウム中の核分裂性プルトニウム割合が8割程度までのものをいう。)が対象とされた。(以上につき、乙A第273号証1ページ)

BWRを前提とする燃料集合体の基本仕様の代表例について、ウラン燃料(高燃焼度8×8燃焼の場合)とMOX燃料の比較は次の図のとおりである。

¹⁷ プルトニウム富化度とは、全燃料重量に占めるプルトニウム重量の割合(%)をいう。

¹⁸ 燃焼度とは、炉心に装荷された燃料がどの程度核分裂反応を起こしたかを表す指標をいう。燃料の炉内滞在中の核分裂反応による発生熱エネルギーを、単位燃料重量当たりで表示される(単位はMWd/t (メガワット・デイ・パー・トン)で表される。)

第1表 燃料集合体の基本仕様の比較 (BWR)

項 目		ウ ラ ン 燃 料 (高燃焼度 8×8 燃 料 の 場 合)	MOX 燃 料
1. 燃料集合体			
配 列	—	8 × 8	同 左
全 長	m	約4.47	同 左
燃 料 棒 数	本	60	同 左
平均ウラン-235濃縮度	wt%	約3.6	約1.2
平均核分裂性 プルトニウム富化度	wt%		約2.6
集合体最高燃焼度	MWD/t	50,000	40,000
2. 燃焼棒			
ヘ レ ッ ト 直 径	mm	約10.4	同 左
ベ レ ッ ト 材	—	UO ₂ UO ₂ -Gd ₂ O ₃	UO ₂ (ウラン燃料棒) UO ₂ -Gd ₂ O ₃ (ウラン燃料棒) UO ₂ -PuO ₂ (MOX燃料棒)
被 覆 管 外 径	mm	約12.3	同 左
被 覆 管 厚 さ	mm	約0.86 〔うちジルコニウム 内張約0.1mm〕	同 左
被 覆 管 材 料	—	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)	同 左
ペレット-被覆管間隙	mm	約0.20	同 左
3. ウォータ・ロッド			
本 数	—	1	同 左
外 径	mm	約34.0	同 左
材 料	—	ジルカロイ-2	同 左
4. スーパーサ形式	—	丸セル型	同 左

(注) 上記基本仕様については代表例を示した

平均ウラン-235濃縮度=集合体ウラン-235重量/集合体ウラン重量

平均核分裂性プルトニウム富化度=集合体核分裂性プルトニウム重量/(集合体ウラン重量+集合体プルトニウム重量)

図4 燃料集合体の基本仕様の比較 (BWR) (乙A第273号証8ページ)

(3) 検討結果について

1/3 MOX 報告書では、まず、「燃料及び装荷炉心の一般的な特徴」として、「MOX 燃料は、その基本構造がウラン燃料と同一であるので、燃料被覆管と冷却材間の熱水力特性はウラン燃料と変わらない。また、MOX 燃料を装荷した炉心では、その炉心の諸特性をウラン燃料炉心とほぼ同等に設計し得ること、燃料集合体最高燃焼度がウラン燃料を超えない範囲に限定していること等から、ウラン燃料との共存性については問題はない。」としている。

そして、「MOX 燃料の軽水炉における核的特性¹⁹及びその物性、照射挙動は、ウラン燃料に比べ差があるものの、これらは把握されており、これまでに得られている経験、データ等からは、安全に係わる特段の問題は生じていない。しかし、安全設計及び安全評価に当たっては、以下に示す MOX 燃料の特徴に留意する必要がある」として、ウラン燃焼との相違に留意した上で、次のアないしエの検討結果が整理された。(以上につき、乙A第273号証2ページ)

ア MOX 燃料の使用実績等について

軽水炉においては、取出時点までの積算値で見れば、ウラン燃料でも核分裂量の約 1/3 は燃焼中に生成したプルトニウムの寄与であり、燃焼末期について見れば、一般的にプルトニウムの寄与率がウランのそれを上回っている。プルトニウムは結果として既に利用されているものであり、軽水炉においてプルトニウムの核分裂反応を使用すること自体は新しい問題ではない。海外や我が国での使用実績等に照らしても、MOX 燃料の使用についてはこれまで相当の実績があり、また、安全上の課題も特には見当たらないことから、今後、軽水炉において取替燃料の一部として MOX 燃料を使用する上で基本的な技術は確立されているものと判断する。(以

¹⁹ 核的特性とは、核燃料が中性子を吸収した際に核分裂反応を起こすか、またどの程度起こしやすいかなどの性質をいう。

上につき、乙A第273号証2及び3ページ)

イ 熱・機械設計について

MOX燃料は、基本構造がこれまで良好な使用実績を有するウラン燃料と同一であり、MOXペレットを使用すること以外はウラン燃料と基本的に変わるところがないから、ウラン燃料に用いているものと同様の燃料設計手法等にMOX燃料の特性を適切に取り込むことにより、燃料挙動²⁰を評価することが可能である。MOX燃料に関する設計の考え方、判断基準等については、「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」、「沸騰水型原子炉に用いられる8行8列型の燃料集合体について」及び「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」(乙A第283号証3枚目「3. 原子炉安全基準専門部会報告書」の「(1) 設計」及び「7. 原子炉安全専門審査会内規」の「(1) 設計」)等)に示されるものを適用することは妥当であると判断する。(以上につき、乙A第273号証3及び4ページ)

ウ 核設計²¹について

BWRにおいては、ウラン燃料においても濃縮度に分布を持たせた燃料集合体を使用しているので、MOX燃料集合体及び炉心の核設計方針はウラン燃料のものと変わるところがなく、核設計手法としても入力データを適切に設定すれば現行のまま対処できる。代表的な炉心における設計例の検討の結果から、MOX燃料集合体の装荷率が1/3程度であれば、ウラン燃料炉心と同等の特性を有する炉心設計は可能と考えられる。

ただし、燃料集合体及び炉心の核設計においては、使用するプルトニウムの組成を考慮し、プルトニウム富化度の調整を行う等、適切に考慮され

²⁰ 燃料挙動とは、燃料が照射を受けた場合の挙動(照射挙動)に限らず、単に温度上昇が発生した場合の挙動なども含む、燃料の挙動全般のことをいう。

²¹ 核設計とは、燃料の核分裂及び制御に関係する設計のことをいう。

ることが必要であり、安全設計及び安全評価に当たっては、これらの組成変動要因及び炉心内のMOX燃料装荷率を十分考慮した上で、燃料・炉心設計を行い、安全評価入力値を適切に設定することが必要である。そして、これらの影響については、個別プラントにて安全評価を実施する際に詳細な検討を行うことが必要である。(以上につき、乙A第273号証4及び5ページ)

エ 安全評価について

検討したMOX燃料の装荷については、MOX燃料が取替燃料の一部として使用される他には基本的なプラントの構成上の変更はなく、軽水炉としての特徴は変わらない。すなわち、MOX燃料は、基本構造をウラン燃料と同一としているため、燃料被覆管と冷却材間の熱水力特性はウラン燃料と変わらない。更にプラント挙動についても、基本的なプラントの設計等の変更がないため、MOX燃料の装荷率に応じて炉心パラメータ²²がウラン燃料炉心から連続的に変化するものである。したがって、原子炉施設の安全評価の妥当性を確認するために想定すべき代表的な事象についても、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(安全評価指針。乙A第21号証)に示された事象をそのまま用いることができると判断する。

また、安全評価における判断基準等について、原子炉冷却材喪失事故に関しては、原子炉冷却材圧力バウンダリ²³や非常用炉心冷却系等は従来と変更されるものではないこと、当該事象時のMOX燃料の崩壊熱がウラン燃料のそれよりも小さいこと、また、MOX燃料の被覆管材質等の基本構

²² 炉心パラメータとは、炉心設計に関わる安全設計、熱水力設計、燃料設計等のあらゆる主要な要素の条件をいう。

²³ 原子炉圧力容器に接続する配管や隔離弁などは、運転時に原子炉から発生する蒸気によって原子炉圧力容器と同じ圧力がかかっている。この圧力がかかる範囲のことを、原子炉冷却材圧力バウンダリという。

造はウラン燃料と同一で、燃焼度としても燃料集合体最高燃焼度がウラン燃料を超えない範囲であり、照射後試験等の結果からMOX燃料の被覆管の照射挙動はウラン燃料のそれと同様であることから、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(乙A第283号証1枚目)に示された判断基準等を適用することは妥当と判断する。

さらに、反応度投入事象²⁴に関しては、プルトニウム含有率の不均一性等について検討を行った結果、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(乙A第283号証1枚目)に示される判断基準等を適用することは妥当と判断する。

そして、その他の事象に対する判断基準等については、MOX燃料を装荷した場合もウラン燃料炉心と基本的なプラント設計等の変更がなく、軽水炉としての特徴は変わらないことから、その安全評価についてもウラン燃料炉心と変わるところはなく、安全評価指針に示されるものをウラン燃料炉心と同様に適用することは妥当と判断する。(以上につき、乙A第273号証5及び6ページ)

(4) 結論について

1/3 MOX報告書は、結論として、1/3 MOX報告書の決定時までには得られている知見を基に、軽水炉において取替燃料の一部として使用が予想されるMOX燃料及びそれを装荷した炉心について検討を行った結果、検討

²⁴ 反応度投入事象とは、臨界又は臨界近傍の原子炉に、一定限度以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピー増大が生じる事象をいう。また、燃料エンタルピーとは、燃料の中に蓄えられている熱エネルギー量をいう。原子力安全委員会の定めた「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(乙A第283号証1枚目)では、原則的に1ドル以上の反応度が急激に投入された場合について評価することとなっている。なお、1ドルとは核分裂の際に遅発中性子によって加えられる反応度であり、1ドル以上の反応度が加わるということは遅発中性子なしでの臨界、いわゆる即発臨界の状態に至ることを意味する。こうした事象の例としては、制御棒が定められた引き抜き速度を超えてなお引き抜かれる事態、設定した温度より低い温度の冷水が急激に炉心に送り込まれる事態等がある。

範囲としたMOX燃料の特性、燃料挙動は、ウラン燃料と大きな差はなく、また、MOX燃料及びその装荷炉心は従来のウラン燃料炉心と同様の設計が可能であると認められるので、安全評価に当たって、従来ウラン燃料炉心に用いている判断基準並びにMOX燃料の特性を適切に取り込んだ安全設計手法、安全評価手法を適用することは差支えないものと判断する。すなわち、MOX燃料の特性、プルトニウムの組成変動及びMOX燃料の装荷率等を、評価モデル、入力値等に適切に取り入れることにより、安全設計及び安全評価ができるものと判断する。(以上につき、乙A第273号証6及び7ページ)

4 フルMOX報告書の検討事項及びその結果

(1) 目的等について

ア フルMOX報告書は、平成7年8月25日付け原子力委員会決定「新型転換炉実証炉建設計画の見直しについて」(乙A第284号証)により改良型沸騰水型原子炉(以下「ABWR」という。)の全炉心にMOX燃料を装荷することを目指した計画が進められていたことを踏まえ、当時の原子炉安全基準専門部会において、ABWRに炉心装荷率1/3を超えて全炉心までMOX燃料を装荷することに係る安全審査の際の指標を作成する観点から、安全設計、安全評価及びその他関連事項について検討を行った内容を取りまとめたものである。

そして、「全炉心までMOX燃料を装荷する炉心は、従来のウラン燃料装荷炉心と特性が変わることを配慮し、その違いが現行の安全審査の際の指標の変更を要するほど大幅なものであるか否かに重点をおいて検討を行った」(乙A第274号証1ページ)と記載されているとおり、1/3 MOX報告書に変更を加える必要があるかという観点から検討が行われた。すなわち、その当時までに得られている技術的知見を基に、特に1/3 MOX報告書以降に得られた知見に留意して、ABWR(初めて燃料を装荷す

る炉心ではMOX燃料を1／3程度まで装荷し、その後に全炉心までMOX燃料を装荷するもの。以下、このようなABWRを「フルMOX－ABWR」という。)について、安全設計、安全評価及びその他の関連事項に関する検討が行われたものである。

なお、フルMOX報告書の作成当時(現時点においても)、MOX燃料を全炉心に装荷することを予定したABWRは、本件原子炉のみである。

イ 原子炉安全基準専門部会は、専門委員²⁵からなる「ABWRフルMOX検討小委員会」を設置した。同小委員会は、平成10年12月4日に第1回会合を開催して以来計13回の会合を開催し、平成11年4月27日の第13回会合において結論を得て、小委員会報告書を決定した。同専門部会は、平成11年4月28日に開催した第55回専門部会において同小委員会から報告を受け審議し、平成11年5月12日に開催した第56回専門部会において、専門部会報告書を決定した。原子力安全委員会は、同報告書に関して「原子力安全委員会における情報公開等の推進について(平成10年4月20日原子力安全委員会決定)」に基づき、一般から意見募集を行った。同専門部会は、意見公募実施結果を踏まえ、平成11年6月24日に開催した第57回専門部会において審議し、フルMOX報告書を決定した。その上で、原子力安全委員会は、同報告書を平成11年6月28日付けで了承した。(以上につき、乙A第274号証91及び92ページ)

(2) 検討範囲について

ア 検討の対象としたABWRプラントは、先行ABWR²⁶から基本的なブ

²⁵ 当時の「ABWRフルMOX検討小委員会」の専門委員は、井上晃(岐阜大学)、小林岩夫(財団法人高度情報科学技術研究機構)、小林定喜(放射線医学総合研究所)、塩沢周策(日本原子力研究所)、関本博(東京工業大学)、飛岡利明(主査)(日本原子力研究所)、野村末雄(主査代理)(財団法人核物質管理センター)、古橋晃(財団法人核物質管理センター)、村尾良夫(日本原子力研究所)である(乙A第274号証91ページ)。

²⁶ 先行ABWRとは、ウラン燃料を装荷したABWRのことである。

ラント構成上の変更がないものとされた。その基本仕様は、図5のとおりである。

そして、MOX燃料集合体(燃料集合体の炉心への装荷当初において、MOX燃料棒の出力分担が支配的なもの)の炉心装荷率は、初めて燃料を装荷する炉心で1/3程度まで、その後、ウラン燃料から定期的にMOX燃料に取り替えた後の炉心で全炉心までとされ(フルMOX-ABWR)、MOX燃料を装荷した炉心の特性を、従来のウラン燃料を装荷した炉心のそれと大幅に変えない設計方針のものとされた。(以上につき、乙A第274号証1及び2ページ)

イ 検討の対象としたMOX燃料は、前記3(2)で述べた、1/3 MOX報告書に示されている検討範囲内のものであり、その基本構造は、これまで十分な使用実績のある高燃焼度8行8列型ウラン燃料集合体(以下「高燃焼度8×8ウラン燃料」という。)と同一とされた。なお、前記アのとおり、初装荷炉心ではMOX燃料集合体の炉心装荷率は1/3程度にとどまるところ、この場合のMOX燃料集合体と混在するウラン燃料集合体は、9行9列型ウラン燃料集合体(以下「9×9ウラン燃料」という。)とされた(乙A第274号証1及び2ページ。図6参照²⁷)。

²⁷ 本件発電所で使用するウラン燃料も、「9×9ウラン燃料」である。また、本件発電所で使用するMOX燃料については、それまでに十分な使用実績があったウラン燃料「高燃焼度8×8ウラン燃料」と同一の基本構造のものであるが、フルMOX報告書においても、図6の「参考」欄及び「MOX燃料集合体」欄記載のとおり、「高燃焼度8×8ウラン燃料」と比較的構造の近い「MOX燃料集合体」を基本仕様(代表例)として各種検討が行われている(乙A第276号証27ページ)。

第1表 プラントの基本仕様

項 目	基 本 仕 様
型 式	軽水減速、軽水冷却、沸騰水型 (改良型沸騰水型原子炉)
熱出力 (定格)	3,926MW
炉心入口流量 (定格)	約 $52.2 \times 10^4 \text{ t/h}$
原子炉圧力	約7.17MPa (abs) (73.1kg/cm ² a)
格子形状	N格子
燃料集合体数	872体 (8行8列型MOX燃料集合体) (9行9列型ウラン燃料集合体)
制御棒本数	205本
原子炉圧力容器	内径：約7.1m、高さ：約21m
冷却材再循環系	インターナルポンプ方式 (ポンプ台数：10台)
制御棒駆動系	出力制御：電動駆動 スクラム：水圧駆動
非常用炉心冷却系	低圧注水系 (3系統) 高圧炉心注水系 (2系統) 原子炉隔離時冷却系 自動減圧系
残留熱除去系	3系統
原子炉格納容器	圧力抑制系 (鋼製ライナ内張り鉄筋コンクリート製)
蒸気タービン形式	くし形6流排気再熱再生復水式

注) 基本仕様は先行ABWRと同一

図5 プラントの基本使用 (乙A第274号証15ページ)

第2表 燃料の基本仕様例

項 目	基本仕様 (代表例)		
	MOX燃料集合体	参考 (高燃焼度8×8ウラン燃料)	ウラン燃料集合体 (9×9燃料)
1. 燃料集合体 配 列	8行×8列	同 左	9行×9列
集合体寸法 (m)	約1.17	同 左	同 左
燃料棒本数 (本)	60 (MOX燃料棒本数は 約8割) (ウラン燃料棒本数は 約2割)	同 左	A型: 74 B型: 72
平均ウラン濃度 (wt%)	約1.2 ¹⁾	約3.5	約3.8
平均核分裂型フルトニ ウム富化度 (wt%)	約2.9 ²⁾		
集合体最高燃焼度 (MWd/t)	40,000	50,000	55,000
2. 燃料棒			
ペレット直径 (mm)	約10.4	同 左	A型: 約9.6 B型: 約9.4
ペレット材	UO ₂ -PuO ₂ (MOX燃料棒) UO ₂ -Gd ₂ O ₃ (ウラン燃料棒)	UO ₂ UO ₂ -Gd ₂ O ₃	同 左
被覆管外径 (mm)	約12.3	同 左	A型: 約11.2 B型: 約11.0
被覆管厚さ (mm)	約0.86	同 左	A型: 約0.71 B型: 約0.70
被覆管材料	ジルカロイ-2(Zr内張)	同 左	同 左
ペレット-被覆管間隙 (mm)	約0.20	同 左	同 左
燃料棒有効長さ (m)	約3.55 (MOX燃料棒) 約3.71 (ウラン燃料棒)	約3.71	A型: 約3.71 (標準燃料棒) 約2.16 (部分長燃料棒) B型: 約3.71 A型: 約0.1
ブレナム体積比	約0.1 ³⁾	約0.1	

			(標準型燃料棒) 約0.2 (部分長燃料棒) B型: 約0.1
3. ウォータ・ロッド			
本 数 (本)	1	同 左	A型: 2 B型: 1
外 径 (mm)	約34.0 (太径部)	同 左	A型: 約24.9 (太径部) B型: 約38.5 (角管部)
材 料	ジルカロイ-2	同 左	A型: ジルカロイ-2 B型: ジルカロイ-4
1. スペーサ形式	丸セル型	同 左	同 左

(注1) ABWRプラントの燃料設計例

(注2) 9×9ウラン燃料には、A型及びB型2種類の設計がある。

(注3) 平均²³⁵U濃縮度=集合体²³⁵U/集合体全U×100wt%
プルトニウムと混合するウラン母材の²³⁵U濃度は約0.2～0.4wt%としているが、ここでは約0.2wt%の場合である。
ウラン燃料棒平均²³⁵U濃縮度 約4.6wt%

(注4) 原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合は約67wt%
MOX燃料棒平均核分裂性プルトニウム富化度 約3.6wt%

(注5) ジルコニウム内張り約0.1mmを含む

(注6) MOX燃料棒で約0.13、ウラン燃料棒で約0.08であり、MOX燃料棒のほうが大きい。

図6 燃料の基本仕様例(乙A第274号証16及び17ページ)

(3) 検討結果について

フルMOX報告書では、1/3MOX報告書以降に得られた新しい知見に留意した上で、フルMOX-ABWRの安全設計、安全評価及びその他関連事項について、次のアないしクの検討結果が整理された。

ア 1/3MOX報告書以降の技術的知見について

熱・機械設計、核設計及び安全評価については、1/3MOX報告書の取りまとめ以降、以下のような知見が得られている。

(7) 熱・機械設計について

1/3MOX報告書以降、国内外で公表されたMOX燃料挙動に係る照射・照射後試験の結果は、いずれもMOX燃料の照射挙動が基本的にはウラン燃料のそれと変わらないとする同報告書の結論を裏付けている。

また、特にオランダのドーデバルト炉で使用されたMOX燃料の照射後試験結果から、新たにペレット燃焼度約63,000MWd/tまでの核分裂生成ガス(FPガス)放出率²⁸、燃料ペレットの密度変化等のデータが得られており、これらのデータは、1/3MOX報告書で妥当性が確認された「燃料棒熱・機械設計コード」が、MOX燃料に対してもウラン燃料と同程度の精度で燃料挙動を予測できることを示している。(以上につき、乙A第274号証2ページ)

(イ) 核設計について

1/3MOX報告書以降、日本原子力研究所TCAでの臨界試験データ及びフランスEOLE炉でのEPICURE臨界試験データを用いた、MOX燃料装荷炉心に対する核設計手法の検証が行われた。これらの検証結果は、1/3MOX報告書で妥当性が確認された「燃料集合体核特性計算コード」等が、MOX燃料体系においてもウラン燃料体系と同程度の精度で適用できることを示している。(以上につき、乙A第274号証3ページ)

(ロ) 安全評価について

MOX燃料に関する新たな反応度事故模擬試験として、日本原子力研究所NSRRにおいて、平成8年3月から、新型転換炉ふげん発電所で集合体燃焼度約20,000MWd/tまでベース照射されたMOX燃料を供試燃料として、破損しきい値の目安及び反応度事故時の燃料挙動を把握するための試験が行われている。また、フランスのカダラッシュ研究所にあるCABRI炉においても、平成8年3月から、照射済MOX燃料を用いた同様な試験が行われているが、原子炉安全基準専門部会が平成10年4月に取りまとめた「発電用軽水型原子炉施設の反応度投

²⁸ FPガス放出率とは、燃料ペレット内で生成したFPガスの総量に対する、燃料ペレットから燃料被膜管内の自由空間へのガスの放出量の割合をいう。

入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(乙A第283号証3枚目「3. 原子炉安全基準専門部会報告書」の「(2) 安全評価」。以下「反応度投入事象取扱報告書」という。)以降、新たに集合体燃焼度が約28,000 MWd/tのMOX燃料について試験データが得られている。これらの試験の結果では、ペレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損(以下「PCMI²⁹破損」という。)のしきい値のめやすを超える条件を与えても燃料破損が生じていないことから、反応度投入事象取扱報告書のPCMI破損のしきい値の目安を変える必要は認められない。(以上につき、乙A第274号証3ページ)

イ MOX燃料利用の状況について

国内外のBWRでのMOX燃料使用実績及び健全性が確認されたことを踏まえ、BWRにおけるMOX燃料の使用について安全上の問題点は特に見いだされておらず、その基本的な技術は確立されているものと判断する(乙A第274号証3及び4ページ)。

ウ 熱・機械設計について

フルMOX-ABWRで使用するMOX燃料は、燃料棒の寸法と配列、被覆管の材質と肉厚、スぺーサ³⁰の形状等の基本構造がこれまで良好な使用実績を有する高燃焼度8×8ウラン燃料と同一であるので(図6参照)、MOXペレットを使用すること及びFPガス放出量の増大を考慮しプレナム³¹体積を大きくしていること以外は、高燃焼度8×8ウラン燃料と基

²⁹ PCMIとは、「Pellet-Cladding Mechanical Interaction」の略であり、自己発熱によって鼓型に熱膨張したUO₂燃料の外表面とそれを収納しているジルカロイ被覆材の内面が互いに接触し、作用反作用の原理で、前者に圧縮応力が後者に引張応力が働く状態をいう。

³⁰ スぺーサとは、燃料棒を束ねている金具をいう。

³¹ プレナムとは、MOX燃料棒の上部にある空間をいう(ウラン燃料にも同様に存在する)。プレナム体積を大きくしているのは、燃焼度が高い領域において同じ燃焼度で比較した場合、MOX燃料の方がウラン燃料よりもFPガスの放出量が多いため、燃料被膜管内の圧力が高くなるようにするという考慮に基づくものである。

本的に変わるところがなく、また、その基本仕様は1/3 MOX報告書の検討範囲内である。このため、MOX燃料集合体の炉心装荷率が1/3から全炉心まで増加しても、燃料の照射挙動は基本的に変わるところがなく、1/3 MOX報告書以降に得られたデータ等を踏まえても、MOX燃料の燃料挙動をウラン燃料と同程度の精度で予測できるという、1/3 MOX報告書で述べられている結論を変える要因は見いだされていない。

このように、フルMOX-ABWRのMOX燃料の基本仕様が1/3 MOX報告書の検討範囲内であり、燃料の照射挙動がウラン燃料の場合と基本的には変わらないことなどから、フルMOX-ABWRのMOX燃料に関する設計の考え方、判断基準等について、「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」、「沸騰水型原子炉に用いられる8行8列型の燃料集合体について」(乙A第283号証3枚目「3. 原子炉安全基準専門部会報告書」の「(I) 設計」及び「7. 原子炉安全専門審査会内規」の「(I) 設計」)等
に示される手法を適用することは妥当であると判断する。(以上につき、乙A第274号証4ないし6ページ)

エ 核設計について

現行のBWRの核設計手法において、プルトニウムの影響は、燃焼の進んだウラン燃料と同様にMOX燃料についても、詳細な核データライブラリ³²を通じて取り込んでいる。また、現行の核設計手法のMOX燃料及びMOX燃料を装荷した炉心に対する検証は、国内外の炉物理試験で得られたデータに基づき行われており、MOX燃料体系とウラン燃料体系とで、出力分布、ボイド反応度、動特性パラメータ等について同程度の解析精度を有することを確認した。また、MOX燃料の燃焼に伴うプルトニウム同

³² 核データライブラリとは、原子炉の核計算における基礎的な入力データであり、計算結果の信頼性を左右する重要な基盤である。我が国では、高速中性子原子炉の開発のために整備が始まり、1977年に最初の核データライブラリ(Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL))が公開された。

位体の組成変化についても、ドーデバルト炉照射のMOX燃料の解析値は測定値をよく再現していることを確認した。これらのことから、ウラン燃料のみが装荷された炉心に対する核設計手法を、フルMOX-ABWRにも適用することは妥当であると判断する。

また、ボイド係数等の炉心パラメータは、MOX燃料集合体の炉心装荷率及び燃焼度に応じて変化するものの、現行のウラン燃料装荷炉心と大きくは変わらない特性を有する炉心設計は可能と考えられる。

さらに、MOX燃料のみが装荷された炉心では、特性の相違が相対的に小さいMOX燃料同士が隣接することから、燃料集合体相互の影響は、例えば、MOX燃料集合体の炉心装荷率が1/3の炉心のようにMOX燃料とウラン燃料が隣接する場合より小さいものと認められる。(以上につき、乙A第274号証6ページ)

オ 熱水力設計³³について

検討対象としたMOX燃料集合体については、燃料棒の寸法、配列等の基本構造が高燃焼度8×8ウラン燃料と同一であること等から、MOX燃料集合体にも、高燃焼度8×8ウラン燃料と同じ圧力損失計算式及び沸騰遷移相関式を適用して差し支えないと判断する。

さらに、フルMOX-ABWRは、先行ABWRから基本的なプラント構成上の変更がないことから、その熱水力設計においても、「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法について」及び「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法の適用について」(乙A第283号証3枚目「7. 原子炉安全専門審査会内規」の「(I) 設計」)に示されている手法を適用することは妥当であると判断する。(以上につき、乙A第274号証7ページ)

³³ 熱水力設計とは、炉心・燃料の冷却性能などの熱的な条件に関係する設計をいう。

カ 動特性³⁴について

ウラン燃料装荷炉心に対して適用している現行の各種安定性解析手法は、入力値にM O X 燃料及びM O X 燃料装荷炉心の特徴を適切に取り込むことができるので、フルM O X－A B W Rにも適用することは妥当であると判断する。

炉心安定性及び領域安定性は、炉心パラメータの影響を受け、M O X 燃料装荷炉心では、ウラン燃料装荷炉心に比べてボイド係数がより負となる(脚注6 参照)ため、安定性に係る減幅比³⁵が大きくなる傾向があるが、フルM O X－A B W Rの炉心パラメータは現行のウラン燃料装荷炉心と大きくは変わらないことから、減幅比をいずれも1未満に設計することが可能であり、安定性上問題になることはないと考えられる。(以上につき、乙A第274号証7ページ)

キ 安全評価について

(ア) M O X 燃料集合体の炉心装荷率が1／3から全炉心まで増加するに伴って、安全評価において留意すべきことは、安全解析の入力値である炉心パラメータがM O X 燃料集合体の炉心装荷率に応じて変化することなどによる、プラント挙動の変化、M O X 燃料の物性・熱的特性等の変化及びそれらが各種の判断基準に及ぼす影響である。これらのことを踏まえて、フルM O X－A B W Rの安全評価については、次のとおり判断する。

³⁴ 動特性とは、数秒から数時間程度の比較的短い時間での原子炉の中性子数あるいは出力の変化をいう。

³⁵ 減幅比とは、通常の原子炉運転状態において、ボイド効果等により出力が上昇と下降を繰り返しながら(出力振動)、自然に減衰して収束するという減衰特性を有することを示す指標のこと。減幅比が1であれば、出力振動は減衰することなく持続し、1を超える場合は、時間の経過に伴って出力振動は大きくなっていくため、仮に減幅比がこれらの値である原子炉が存在すれば、その炉心は不安定と評価される。他方で、減幅比が1未満である原子炉は、出力振動が自然に減衰して収束するため、その炉心は安定であると評価される。(以上につき、乙A第277号証55及び56ページ参照)

すなわち、フルMOX-ABWRは、全炉心にまでMOX燃料が装荷されるほかには先行ABWRから基本的なプラントの構成上の変更はなく、軽水炉としての特徴は変わらない。また、MOX燃料集合体の基本構造が高燃焼度8×8ウラン燃料と同一であるので、燃料被覆管と冷却材間の熱水力特性は高燃焼度8×8ウラン燃料と変わらない。さらに、炉心パラメータは、MOX燃料集合体の炉心装荷率に応じて変化するもののウラン燃料装荷炉心と大きくは変わらず、入力値にMOX燃料及びMOX燃料装荷炉心の特徴を適切に取り込むことができるので、プラント挙動はウラン燃料装荷炉心と大きく変わることはないものと判断する。

さらに、今回の検討範囲でのMOX燃料の燃料挙動はウラン燃料の燃料挙動と大きくは変わらないことから、安全設計の基本方針の妥当性を確認するために安全評価で想定すべき代表的な事象として、安全評価指針に示された事象を適用することは妥当であると判断する。

- (イ) また、安全評価における判断基準等につき、原子炉冷却材喪失事故に関しては、当該事象時のMOX燃料の崩壊熱がウラン燃料のそれよりも小さいこと、MOX燃料の被覆管材質等の基本構造は高燃焼度8×8ウラン燃料と同一であること、燃焼度としても燃料集合体最高燃焼度がウラン燃料を超えない範囲であること、燃料の最大出力位置における被覆管の高速中性子照射量はウラン燃料を超えず、被覆管材料の特性の変化はウラン燃料のそれに包絡されること、照射後試験等の結果からMOX燃料の被覆管の照射挙動はウラン燃料のそれと同様であることから、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(乙A第283号証1枚目)に示された判断基準等を適用することは妥当であると判断する。

- (ロ) 反応度投入事象(脚注24参照)に関しては、フルMOX-ABWRで使用するMOX燃料は1/3 MOX報告書の検討範囲内であること、及びその取りまとめ以降の技術的知見を勘案しても、その結論を変える要

因はないことなどから、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(乙A第283号証1枚目)及び反応度投入事象取扱報告書に示される判断基準等をフルMOX-ABWRにも適用することは妥当であると判断する。

- (イ) その他の事象に関しては、フルMOX-ABWRの基本仕様は先行ABWRと同一であり、軽水炉としての特徴は変わらないことから、安全評価指針に示される判断基準等を適用することは妥当であると判断する。
(以上につき、乙A第274号証7ないし9ページ)

ク 被ばく評価について

- (ア) フルMOX-ABWRは、先行ABWRから基本的なプラント構成上の変更がなく、また、全炉心にまでMOX燃料が装荷されても、ウラン燃料装荷炉心と比べて炉心パラメータが大きくは変わらないため、事故時を含むフルMOX-ABWRのプラント挙動が先行ABWRと大きく変わることはないと判断する。このため、フルMOX-ABWRの平常運転時、事故時及び重大・仮想事故時の被ばく評価における対象核種、放出経路、想定すべき事象、評価条件等の基本的考え方は、先行ABWRと同様であり、安全評価指針、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値³⁶に対する評価指針」(乙A第283号証2枚目)等にも示されている手法等を適用することは妥当であると判断する。
- (イ) しかしながら、フルMOX燃料装荷炉心は、被ばく評価のための発生源としての核分裂生成物の炉心内核種組成がウラン燃料装荷炉心の場合とは異なってくことに留意する必要がある。したがって、フルMOX-ABWRにおける核分裂生成物の炉心内蓄積量等の計算に用いる核分

³⁶ 線量目標値とは、軽水炉について、ICRP(国際放射線防護委員会)のALARA(合理的に達成可能な低減を目指す)の精神に従って、放出放射性物質による周辺公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低く保つための設計及び運転管理の目標として定められたものである。

裂収率については、ウラン燃料装荷炉心とフルMOX燃料装荷炉心との両方を念頭に置いて、評価対象となる各事象について核種(希ガス、よう素)ごとにウラン235の核分裂収率を用いる場合とプルトニウム239の核分裂収率を用いる場合とを比較して、より保守的な結果を与える核分裂収率をそれぞれ選択して用いることとする。

- (ウ) また、安全評価指針に定められている評価方法とは別に、念には念を入れるとの観点から考慮すべき「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」(乙A第283号証2枚目「2. 試験研究炉、高速増殖炉、新型転換炉、原子力船などに関係するもの」の「(2) 高速増殖炉に関するもの」。以下「プルトニウムめやす線量」という。)を用いた被ばく評価については、「「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて」(乙A第283号証3枚目「3. 原子炉安全基準専門部会報告書」の「(2) 安全評価」)において、現在の軽水炉では、1/3 MOX燃料装荷までは「決定核種判別法³⁷⁾」による検討の結果、プルトニウムめやす線量を用いた被ばく評価を行う必要はないとされており、「今後、軽水炉においてMOX燃料の装荷率が1/3を超えて増大する場合については、「プルトニウムめやす線量」を用いた被ばく評価の可否を個別に判断すべきであるが、その検討方法として「決定核種判別法」の考え方を用いることは基本的に可能であろうと考える」とされている。

この点に関しては、①フルMOX-ABWRは、基本的なプラント構成等が先行ABWRから変わることはないこと、②これに伴い放射性物質

³⁷⁾ 決定核種判別法とは、立地評価(当時)で離隔の距離を定める際に、従来のウラン燃料の場合に対象としていた希ガス、よう素が、念には念を入れての観点でのプルトニウムの放出を想定したときに、敷地境界までの距離を定める上での判断基準(めやす線量)との兼ね合いにおいて、最も厳しくなる核種は何かを定めようとするものである。

の環境への放出経路が変わらないこと、③MOX燃料集合体の炉心装荷率が1/3から全炉心まで増加しても放射性物質の炉心内蓄積量は、プルトニウムが増大しているほかは、比較対象とするよう素等はほとんど変わらないことから、プルトニウムとよう素との比較による「決定核種判別法」を用いることは可能であると判断する。

- (I) 以上を踏まえ、プルトニウムめやす線量を用いた被ばく評価の要否の判断は、個別の安全審査において実施されるものであるが、その際「決定核種判別法」を用いることは妥当であると判断する。ただし、その際のような素の屋外放出放射エネルギーの評価に用いる核分裂収率としては、「決定核種判別法」を用いた評価結果がより保守的となるようにウラン235の核分裂収率を用いることとする。(以上につき、乙A第274号証9及び10ページ)

(4) 結論について

フルMOX報告書は、前記(3)のとおり、MOX燃料集合体の基本構造、燃料集合体最高燃焼度、使用するプルトニウムの性質等を検討した上で、1/3 MOX報告書の取りまとめ以降、その結論を変更するような技術的な新見が見いだされていないこと、フルMOX燃料装荷炉心においても従来のウラン燃料装荷炉心と大きくは変わらない特性を有する炉心設計が可能であると認められることから、1/3 MOX報告書で示された結論と同様、ウラン燃料装荷炉心に用いている判断基準並びにMOX燃料の特性、MOX燃料集合体の炉心装荷率、プルトニウム組成変動等を適切に取り込んだ安全設計手法及び安全評価手法を適用することは差し支えないものと判断する。

すなわち、新規制基準施行前の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」、「安全評価指針」等を変える必要は認められず、新たに検討の対象としたフルMOX-ABWRにそのまま適用できるものと判断する。(以上につき、乙A第274号証12ページ)

5 軽水炉におけるフルMOX燃料の装荷に対して、ウラン燃料の装荷と異なった別の審査基準を設ける必要はなく、従来の軽水炉の審査基準を用いて審査できること

(1) 新規制基準施行前において、MOX燃料装荷炉心に係る審査基準として、ウラン燃料の装荷に係る審査基準を適用することに科学的・技術的に問題がないとされていたこと

前記2ないし4のとおり、両報告書は、新規制基準施行前において、設計の妥当性確認のために各種指針等を用いた安全評価及び立地審査指針に基づく立地評価を行うに当たり、国内外におけるMOX燃料を装荷した軽水炉の実証試験等の実績の報告があることや、MOX燃料がウラン燃料と大きく変わるものでないことなどから、軽水炉におけるフルMOX燃料の装荷に対して、ウラン燃料の装荷と異なる審査基準を別途設ける必要はなく、従来の軽水炉の審査基準を用いて審査できるものと結論づけている。すなわち、前記3及び4において下線を付した指針類は、新規制基準施行前において、いずれも原子力安全委員会において安全審査指針類とされていた審査基準であったところ(乙A第283号証)、両報告書は、MOX燃料装荷炉心に係る審査基準として、これらの審査基準を適用することが科学的・技術的に問題がないとしており、新規制基準施行前における許可基準適合性の判断は、このような考え方が前提にされていた。このことは、乙A第283号証3枚目「3. 原子炉安全基準専門部会報告書」の「(1) 設計」欄に、両報告書が挙げられていることから裏付けられる。

そこで、新規制基準施行前における許可基準適合性の判断に当たっては、上述した審査基準を基礎としつつ、なおMOX燃料にはウラン燃料と異なる特徴を有している部分があることを踏まえ、このような部分については、個別具体的な申請に対する審査の中で、MOX燃料の特徴を踏まえた設計のほか、安全評価、立地評価において評価結果を厳しくする評価条件の設定がさ

れているか等を確認することした(乙A第273号証6及び7ページ、乙A第274号証12及び13ページ)。

- (2) 新規制基準においても、軽水炉におけるフルMOX燃料の装荷に対して、ウラン燃料の装荷と異なった別の審査基準を設ける必要はなく、従来の軽水炉の審査基準を用いて審査できるという考え方が踏襲されていること

新規制基準においても、前記(1)の新規制基準施行前と同様に、両報告書の内容が科学的合理性を有することを前提とした対応が採られている。

すなわち、新規制基準は、従前の審査に用いられてきた指針類を必要に応じて引用し、特に新規制基準で追加・拡張された点を除いて、発電用原子炉施設における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価については、安全評価指針等の従前から用いられてきた指針類を用いて実施することとしており、設計基準に対する要求についても、従前から用いられてきた基本的な指針をベースとしている(乙A第285号証5ないし7ページ)。また、前記(1)のとおり、新規制基準施行前における許可基準適合性の判断に当たっては、両報告書の内容を踏まえた対応がされていたものであり、新規制基準においても、新規制基準施行前と同様に、前記3及び4に記載した両報告書の考え方(軽水炉におけるフルMOX燃料の装荷に対して、ウラン燃料の装荷と異なった別の審査基準を設ける必要はなく、従来の軽水炉の審査基準を用いて審査できることなど)が踏襲されている。

そして、新規制基準においても、両報告書の内容を踏まえた対応がされていることは、次のア及びイのとおり、対外的にも表明しているところである。

ア パブリックコメントについて

原子力規制委員会は、平成27年2月12日付け「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対するご意見への考え方」(甲D第43号証)の中で、当該申請に対する審査結果を示した審査書案を対象とした

意見及び回答であることを前提として、「重大事故等について、ウラン炉心とプルサーマル炉心との違いについて検討し判断する根拠となるべき基準、MOX炉心を明記した判断基準は審査ガイドには見当たらない」との意見に対して、「新規制基準では、ウラン燃料を使うかMOX燃料を使うかにかかわらず同じ基準を適用することとしており、重大事故等に関して、MOX燃料に特定した基準・審査ガイド等は必要ありません」（55ページ）と回答している。

これは、新規制基準においては、ウラン燃料装荷炉心とMOX燃料装荷炉心とで同じ基準を用いることを示した上で、設置（変更）許可における規制要求としてはMOX燃料装荷炉心における重大事故等に関してMOX燃料に特定した基準を別途設ける必要がないという考え方を明らかにしたものである。

イ 新規制基準施行以後の質問主意書及び国会質疑における政府の見解

新規制基準施行以後においても、ウラン燃料装荷炉心とMOX燃料装荷炉心とで同じ基準を用いることとし、フルMOXを含むMOX燃料装荷炉心に特化した基準を別途設ける必要がないことについては、政府の見解として次のとおり回答されている。

(7) 平成27年5月25日提出質問第142号「参議院議員福島みずほ君 提出MOX燃料の審査基準に関する質問に対する答弁書」

福島みずほ議員は、平成27年5月25日、政府に対し、「一 MOX燃料特有の規制基準はないという理解でよいか。もしあるならその法規、基準等を明示されたい。」、「二 「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成七年六月十九日原子力安全委員会了承。以下「いわゆる三分の一MOX報告書」という。）で示された内容は、現行の規制基準には入っていないという理解でよいか、政府の見解を明らかにされたい。」、「三 前記二に関して、いわゆる三分の一MOX報告書

が、例えば、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈等で引用されていることはあるか。もしあれば、その法規・基準等及び引用箇所を明示されたい。」との質問をした(乙A第286号証3枚目)。

これに対し、政府は、「一について 実用発電用原子炉については、実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則(平成二十五年原子力規制委員会規則第七号)第六条において、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材が適合すべき基準について規定されている。」、「二及び三について 原子力規制委員会設置法(平成二十四年法律第四十七号)により改正された核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和三十二年法律第百六十六号)及び同法の規定に基づく実用発電用原子炉に係る原子力規制委員会規則等に定める基準並びに同基準の解釈に係る原子力規制委員会決定(以下「新規制基準等」という。)において、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」(平成七年六月十九日原子力安全委員会了承)は引用されていないが、新規制基準等は「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」の内容を踏まえたものである。」と答弁し、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」(1/3 MOX報告書)の内容を踏まえた上で、MOX燃料ないしMOX炉に特化した基準を別途設ける必要がないとの考え方を明らかにしている(乙A第287号証3枚目)。

なお、前記「一」について、前記答弁当時は、実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則(以下「燃料体規則」という。)6条において、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料材(MOX燃料)が適合すべき基準について規定されていたが、令和2年1月23日号外原子力規制委員会規則第3号により燃料体規則は廃止され、現在、MOX燃料を含む燃料体に関する規制要求は、技術基準規則23条、実用発電用

原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(以下「技術基準規則解釈」という。)23条3項及び別記-10に定められている(乙A第288号証65ページ及び別記-10・1及び2ページ)。ただし、技術基準規則及び技術基準規則解釈は、設置(変更)許可の基準を定めた原子炉等規制法43条の4の6第1項4号に委任を受けた規則ではなく、同法43条の3の14の技術上の基準を定めたものであり、その適合性は、設置(変更)許可がされた後に審査されるものである。

(イ) 平成26年4月17日衆議院原子力問題調査特別委員会における国会質疑

第186回国会衆議院原子力問題調査特別委員会において、荒井聰議員は、「それでは、通常の軽水炉とフルMOXの炉との違い、安全審査基準上の相違点というのはどんなところにあるんですか。」と質問した。

これに対し、竹内大二政府参考人(当時、原子力規制庁長官官房原子力安全技術総括官)は「通常の軽水炉とフルMOXの審査基準についてでございますが、原子力発電所の規制基準につきましては、通常のウラン燃料を使うかMOX燃料を使うかにかかわらず、同じ基準を適用することといたしております。規制基準で求められている内容は、緊急時に速やかに原子炉を未臨界に移行できること、配管破断などの事故時でも緊急冷却装置を作動させ燃料を冷却できることなどでありまして、これらは燃料の種類にかかわらず満足する必要があるものでございます。審査に際しましては、ペレットの融点がプルトニウム含有率の増加に伴い低下するなどのMOX燃料の特徴を踏まえた上で、基準の要求を満足するかどうかを確認することとしております。」、「MOX燃料の利用につきましては、これまでも「ふげん」それから軽水炉における利用等々が行われておりまして、そういうときに際しまして、原子力安全委員会では、発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料についてですとか、

全炉心にそれを装荷するときにつきまして検討がなされております。そうした検討の中におきましては、MOX燃料の特徴はあるものの、既存の審査指針等を使うということで、特徴を踏まえながら審査することが適当であるというような結論に至っておりますので、先ほど申しましたように、基準自体につきましては通常の軽水炉と同じ、ただし、特徴を考慮しつつ検討していくということとしております。」と回答しており、フルMOXを含むMOX燃料装荷炉心に特化した基準を別途設ける必要がない旨の回答がされている。(以上につき、乙A第289号証11ページ)

(3) 現在においても、両報告書の結論を否定する明確な科学的、専門技術的知見はないこと

前記3及び4のとおり、両報告書は日本における原子力に関連する多数の専門家が、内閣総理大臣の任命を受けて専門委員として協議した会議体において結論を出したものであり、科学的に高度な信頼性を有する報告である。そして、現在においても、これを否定する科学的、専門技術的知見は見当たらず、現在の科学的、専門技術的知見を踏まえても、両報告書の内容には科学的合理性が認められる。

このことは、前記(2)で述べたとおり、新規制基準以後においても、軽水炉におけるフルMOX燃料の装荷に対して、ウラン燃料の装荷と異なった別の審査基準を設ける必要はなく、従来の軽水炉の審査基準を用いて審査できること等の両報告書の内容を踏襲していること、両報告書の結論を否定する政府見解はもとより、原子力規制委員会の見解が表明されていないことから、明らかである。

また、平成28年11月11日に、原子力発電所設置許可処分取消等請求事件、大間原子力発電所建設・運転差止等請求事件(函館地裁平成22年(行ウ)第2号ほか)において函館地方裁判所で実施された、原子力安全委員会原

子炉安全専門審査会の元委員(東北大学名誉教授)である若林利男氏(以下「若林証人」という。)³⁸に対する尋問³⁹において、裁判官からの「このフルMOX報告書に記載されている知見の中で最新の知見に反する、国際的に反するような実験結果が出たとか、若しくはその前提とされている燃料の基本構造の中で、最新の国際水準に反するといったものなどがありますか」との質問に対し、若林証人が「ないと思います。」と証言していることから裏付けられる(甲F第83号証42及び43ページ)。

(4) 小括

以上のことからすれば、現行の新規制基準において、軽水炉におけるフルMOX燃料の装荷に対して、ウラン燃料の装荷と異なった別の審査基準を設ける必要はなく、従来の軽水炉の審査基準を用いて審査することは科学的合理性を有するものであり、フルMOX炉に対応する独自の審査基準が設けられていないことをもって、本件設置変更許可申請の審査において用いられる具体的審査基準に不合理な点があるとは認められないことは明らかである。

第4 原告の主張に対する反論

1 フルMOX炉について、ウラン燃料を装荷する発電用原子炉と異なる基準を設けていないことは、「基準の欠落」ではないこと

(1) 原告の主張

原告は、前記第1の1①のとおり、MOX燃料とウラン燃料を比較した場合、MOX燃料には万が一の場合に過酷事故につながりやすい特徴がいくつ

³⁸ 若林利男氏は、リスクマネジメント、原子炉物理、原子炉の炉心設計・安全性評価、放射性核種の分離核変換、燃料サイクル等を専門とし、平成7年から平成21年に原子力安全委員会原子炉安全専門審査会委員を務めたほか、平成17年6月から本件原子炉施設の設置許可申請に係る審査に携わった人物である(乙A第290号証)。

³⁹ 若林証人に対する主尋問は、平成28年(2016年)9月30日に実施された(乙A第290号証)。

も存在すると主張する。その上で、原告は、フルMOX炉は、過酷事故が起こった場合に、周辺環境に与える悪影響が倍加するという特徴を有しており、商業用原子炉として世界に例がないことを踏まえると、「災害の防止上支障がない」(炉規法43条の3の6第1項第4号)というためには、フルMOX炉における安全確保について明確な基準を策定し、これに適合していることが確認されなければならない」にもかかわらず、設置許可基準規則等にこれらの定めがなく「災害の防止上支障がない」といえるかについての定量的で具体的な基準が定められていないとし、このことが、「基準の欠落であって、法の委任の趣旨に反する違法なもの」であると主張する(原告準備書面(59)第4の2(3)・41及び42ページ)。

(2) 被告国の反論

しかしながら、原子炉等規制法43条の3の6第1項4号の要件である「災害の防止上支障がないもの」であることは、その表現自体が抽象的・包括的であり、そうすると、この点については原子力規制委員会の専門技術的裁量によって判断されることが予定されているといえ、これが同号に関する立法者意思であると考えられる。そして、同法が予定している原子力規制委員会の専門技術的裁量の一つとして、具体的な審査のための基準あるいは判断基準の策定についての専門技術的裁量がある(高橋利文「最高裁判所判例解説 民事篇平成4年度」415及び416ページ参照)。

フルMOX炉について、ウラン燃料を装荷する発電用原子炉と異なる基準を新たに設けなくても発電用原子炉施設の安全性を確保できることは、前記第3のとおり、専門家の十分な検討と議論を経て、科学的、専門技術的知見に基づいて結論づけられているものであり、現在においても科学的に合理的なものである。そうすると、フルMOX炉についてウラン燃料を装荷する発電用原子炉と異なる基準を別途設けていないことについて、原子力規制委員会の専門技術的裁量を逸脱又は濫用するものであることをうかがわせる事情

はなく、このような基準を設けていないことをもって原子炉等規制法の委任の趣旨に反するものとはいえない。

したがって、原告の前記(1)の主張は理由がない。

2 両報告書は、十分な科学的検討に基づくものであること

(1) 原告の主張

原告は、両報告書について、「十分な科学的検討のうえになされたた(マ)ものとは到底認められず、これらを根拠としてフルMOXの危険性について格別の基準等が必要ないということはできない」と主張する(原告準備書面(59)第4の2(4)・43ページ)。

(2) 被告国の反論

しかしながら、原告は、両報告書について、十分な科学的検討がされていない旨主張するのみであって、その主張を裏付ける的確な証拠を一切提出していないことはもとより、いかなる理由で両報告書における検討が不十分というのかさえ具体的には主張していない。

かえって、既に述べたとおり、両報告書は、専門家の十分な検討と議論を経て、科学的、専門技術的知見に基づいて決定されたものであり、その内容は十分な科学的検討に基づくものであることが明らかである。すなわち、前記第3の3及び4のとおり、1/3MOX報告書は、専門委員からなる「MOX燃料検討小委員会」において、約1年にわたって計18回の会合を開いて検討されたものであり、フルMOX報告書も、専門委員からなる「ABWRフルMOX検討小委員会」において、約4か月にわたって計13回の会合を開いて検討されたものであるところ、これらはいずれも、原子炉安全基準専門部会においても審議・決定されているのである(乙A第273号証30ページ、乙A第274号証91及び92ページ)。

そして、新規制基準も、両報告書を踏襲しているところ、現在においても、両報告書の結論を否定する科学的知見は見当たらず、その内容に科学的合理

性が認められることは、前記第3の5で述べたとおりである。

したがって、両報告書について、十分な科学的検討がされていないことを前提とする原告の前記(1)の主張は、前提を誤るものであり、明らかに理由がない。

以 上

略称語句使用一覧表

平成26年(行ウ)第152号
大間原子力発電所建設差止等請求事件
原告:函館市

略語	語彙	書面	ページ
数字			
2号要件	「原子炉設置(変更)許可」の基準の一つである、「その者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力」	第5準備書面	28
3号要件	「原子炉設置(変更)許可」の基準の一つである、「その者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があること。」	第5準備書面	28
4号要件	「原子炉設置(変更)許可」の基準の一つである、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。」	第5準備書面	26
9×9ウラン燃料	9行9列型ウラン燃料集合体	第30準備書面	28
英字			
ABWR	改良型沸騰水型原子炉	第30準備書面	26
IAEA	国際原子力機関	第12準備書面	5
IAEA安全基準	IAEA安全基準「Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. S SR-2/1」	第3準備書面 ※第19準備書面 で変更	61
IAEA安全基準SSR-2/1	IAEA安全基準「Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. S SR-2/1」	第19準備書面 ※第3準備書面 から変更	13
MS	異常影響緩和系	第11準備書面	12
PCMI 破損	ペレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損	第30準備書面	33
PS	異常発生防止系	第11準備書面	12
JNES	独立行政法人原子力安全基盤機構	第16準備書面	13

略語	語彙	書面	ページ
IAEA閣僚会議日本政府報告書	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	第18準備書面	12
IAEA安全基準	原子力安全に係るIAEAの基準	第19準備書面	13
IAEA核セキュリティ基準	核セキュリティに係るIAEAの基準	第19準備書面	13
IAEA憲章	国際原子力機関憲章	第19準備書面	13
IAEA安全基準NS-R-3(改定第1版)	"Site Evaluation for Nuclear Installations" No.NS-R-3(Rev.1)	第19準備書面	18
IAEA安全基準SSR-1	新に策定されたIAEA安全基準SSR-1"Site Evaluation for Nuclear Installations"	第19準備書面	19
EUR	European Utility Requirements	第19準備書面	19
PWR	加圧水型原子炉	第25準備書面	26
BWR	沸騰水型原子炉	第25準備書面	26
PRA	個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価	第29準備書面	28
あ			
安全重要度分類	発電用軽水原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について、安全上の見地から定めた相対的重要度	第11準備書面	9
安全審査指針類	旧原子力安全委員会が策定してきた各指針	第5準備書面	36
安全設計審査指針	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、平成13年3月29日一部改訂)	第3準備書面	11
安全評価指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)	第3準備書面	11
い			
伊方最高裁判決	最高裁判所平成4年10月29日第一小法廷判決・民集46巻7号1174ページ	答弁書	27
異常影響緩和機能	発電用原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が発電用原子炉を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能	第10準備書面	7

略語	語彙	書面	ページ
異常発生防止機能	その機能の喪失により発電用原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能	第10準備書面	7
伊東弁護士「再論」	伊東良徳弁護士が月刊「科学」2014年3月号(電子版)に掲載した「再論 福島第一原発1号機の全交流電源喪失は津波によるものではない」	第3準備書面	30
入倉氏	入倉孝次郎京都大学名誉教授	第20準備書面	9
う			
ウラン燃料	ウラン酸化物燃料	第30準備書面	7
お			
大熊町	福島県双葉郡大熊町	第3準備書面	9
屋外火災	屋外における火災	第13準備書面	24
屋内火災	屋内における火災	第13準備書面	24
女川発電所	東北電力株式会社女川原子力発電所	第18準備書面	19
か			
改正規則	「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律の一部の施行に伴う実用発電用原子炉に係る原子力規制委員会関係規則の整備等に関する規則」(令和2年原子力規制委員会規則第3号)。	第25準備書面	39
改正原子力基本法	平成24年改正後の原子力基本法	第1準備書面	41
改正原子炉等規制法	平成24年改正後の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律	答弁書	5
外部事象	地震などの自然現象と外部人為事象といった発電所外の事象	第10準備書面	6
仮想事故	重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故	第17準備書面	10
核セキュリティ勧告I NFCIRC/225(改訂第5版)	「核物質及び原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告」(NFCIRC/225/Revision 5)	第19準備書面	16
火山ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド	第23準備書面	6
火山ガイド案	平成25年4月10日の原子力規制委員会で取りまとめられた火山ガイドの案	第24準備書面	14

略語	語彙	書面	ページ
加藤スペクトル	加藤ほか(2004)による「震源を事前に特定できない地震」による震源近傍の観測記録の水平動応答スペクトル	第26準備書面	30
海水ポンプ等	原子炉補機冷却系の海水ポンプ及び循環水系の循環水ポンプ等を併せたもの	第27準備書面	37
き			
技術基準規則	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(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	第4準備書面	11
技術基準規則解釈	技術基準規則の解釈	第30準備書面	47
技術基準適合命令	平成24年改正前電気事業法40条に基づく、経済産業大臣による事業用電気工作物の修理、改造、移転、使用の一時停止、使用の制限の命令	第5準備書面	11
技術的能力基準	実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準	第13準備書面	10
基準地震動による地震力	耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力	第7準備書面	13
基準津波	設計基準対象施設の供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある津波	第13準備書面	10
規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和52年法律第80号による改正前のもの)	第6準備書面	16
行訴法	行政事件訴訟法	答弁書	6
緊急時対応	避難計画を含むその地域の緊急時における対応	第12準備書面	12
基本的目標a	立地審査指針1及び2ページの基本的目標のa	第17準備書面	9
基本的目標b	立地審査指針1及び2ページの基本的目標のb	第17準備書面	9
基本的目標c	立地審査指針1及び2ページの基本的目標のc	第17準備書面	9
け			
原告第2準備書面	原告の平成26年9月30日付け第2準備書面	第1準備書面	8
原告準備書面(5)	原告の平成26年12月18日付け準備書面(5)	第7準備書面	5
原告準備書面(6)	原告の平成27年3月12日付け準備書面(6)	第6準備書面	6
原告準備書面(9)	原告の平成27年9月29日付け準備書面(9)	第7準備書面	5
原告準備書面(10)	原告の平成28年1月19日付け準備書面(10)	第11準備書面	5

略語	語彙	書面	ページ
原告準備書面(11)	原告の平成27年10月6日付け準備書面(11)	第6準備書面	6
原告準備書面(12)	原告の平成28年1月19日付け準備書面(12)	第6準備書面	6
原告準備書面(13)	原告の平成28年(2016年)1月19日付け原告準備書面(13)	第6準備書面	6
原告準備書面(14)	原告の平成28年4月20日付け準備書面(14)	第17準備書面	5
原告準備書面(15)	原告の平成28年4月20日付け準備書面(15)	第15準備書面	6
原告準備書面(17)	原告の平成28年7月14日付け準備書面(17)	第23準備書面	6
原告準備書面(18)	原告の平成28年10月18日付け準備書面(18)	第16準備書面	8
原告準備書面(19)	原告の平成28年10月18日付け原告準備書面(19)	第9準備書面	6
原告準備書面(20)	原告の平成29年1月18日付け原告準備書面(20)	第13準備書面	7
原告準備書面(21)	原告の平成29年4月21日付け原告準備書面(21)	第17準備書面	5
原告準備書面(22)	原告の平成29年4月21日付け原告準備書面(22)	第12準備書面	5
原告準備書面(35)	原告の令和元年7月9日付け原告準備書面(35)	第19準備書面	5
原告準備書面(37)	原告の令和元年10月30日付け原告準備書面(37)	第26準備書面	7
原告準備書面(40)	原告の令和2年9月9日付け原告準備書面(40)	第23準備書面	6
原告準備書面(55)	原告の2024(令和6)年8月22日付け原告準備書面(55)	第27準備書面	6
原告準備書面(56)	原告の2025(令和7)年2月13日付け原告準備書面(56)	第28準備書面	6
原告準備書面(57)	原告の2025(令和7)年8月20日付け原告準備書面(57)(同月26日付け「準備書面(57)の訂正申立書」による訂正後のもの。)	第29準備書面	6
原子力長期計画	原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画	第30準備書面	17
軽水炉	発電用軽水型原子炉施設	第30準備書面	8
原告準備書面(59)	原告の2026(令和8)年2月24日付け準備書面(59)	第30準備書面	7
原子力利用	原子力の研究、開発及び利用	第5準備書面	12
原子炉設置(変更)許可	原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可	第5準備書面	26

略語	語彙	書面	ページ
原子炉等規制法	平成24年改正前原子炉等規制法と改正原子炉等規制法を区別しないとき	答弁書	5
原則的立地条件(1)	立地審査指針1ページの原則的立地条件の(1)	第17準備書面	8
原則的立地条件(2)	立地審査指針1ページの原則的立地条件の(2)	第17準備書面	8
原則的立地条件(3)	立地審査指針1ページの原則的立地条件の(3)	第17準備書面	8
原子炉施設等基準検討チーム	発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チーム(第16準備書面では「検討チーム」と略語設定)	第18準備書面	22
原子力安全基盤機構(2005)	JNHSによる「震源を特定しにくい地震による地震動:2005」	第26準備書面	35
原子力安全基盤機構(2012)	JNESによる安全研究年報(平成23年度)の「I. 3. ③ 基準地震動の超過確率評価に係わる技術の整備」	第26準備書面	35
こ			
航空機	大型航空機	第13準備書面	12
航空機衝突影響評価	特定重大事故等対処施設における故意による大型航空機の衝突による影響の評価	第13準備書面	12
航空機衝突評価ガイド	実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド	第13準備書面	15
工場等	発電用原子炉を設置する工場又は事業所	第13準備書面	7
高燃焼度8×8ウラン燃料	高燃焼度8行8列型ウラン燃料集合体	第30準備書面	28
後段規制	原子炉の設計及び工事の方法の認可以降の規制	第5準備書面	8
国会事故調	東京電力福島原子力発電所事故調査委員会	第3準備書面	25
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作成に係る国会事故調報告書	第3準備書面	25
降下火砕物検討チーム	降下火砕物の影響評価に関する検討チーム	第25準備書面	19
後藤意見書	後藤政志氏の意見書	第27準備書面	25
さ			
3条委員会	国家行政組織法(昭和23年法律第120号)3条2項に規定される委員会	第22準備書面	7
サイト	原子力施設サイト	第23準備書面	36
産総研	産業技術総合研究所	第25準備書面	17

略語	語彙	書面	ページ
産総研報告書	産業技術総合研究所による報告書である「吸気フィルタの火山灰目詰試験」	第25準備書面	17
1/3MOX報告書	原子炉安全基準専門部会による報告書である「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」	第30準備書面	7
し			
事件性の要件	当事者間の具体的な権利義務ないし法律関係の存否に関する紛争であること	第1準備書面	17
事故防止対策	自然的条件及び社会的条件との関係をも含めた事故の防止対策	第7準備書面	6
地震ガイド	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド	第14準備書面	11
地震本部	地震調査研究推進本部	第14準備書面	22
地震本部報告書	『「活断層の長期評価手法」報告書(暫定版)』(平成22年11月)	第14準備書面	22
実用炉則	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年通商産業省第77号)	第4準備書面	12
重大事故	炉心等の著しい損傷に至る事故	第7準備書面	6
重大事故等	重大事故とは、発電用原子炉の炉心の著しい損傷又は核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体若しくは使用済燃料の著しい損傷を指し(改正原子炉等規制法43条の3の6第1項3号、実用炉則4条)、それに至るおそれがある事故(ただし、運転時の異常な過渡変化や設計基準事故を除く。)とを併せたもの	第8準備書面	5
重大事故等対策	「重大事故の発生防止対策」及び「重大事故の拡大防止対策」を併せて	第7準備書面	7
重大事故等対処設備	重大事故等に対処するための機能を有する設備	第11準備書面	15
重大事故の拡大防止対策	重大事故が発生した場合における自然的条件及び社会的条件との関係をも含めた大量の放射性物質が敷地外部に放出される事態を防止するための安全確保対策	第7準備書面	7
重大事故の発生防止対策	重大事故に至るおそれがある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。)が発生した場合における自然的条件及び社会的条件との関係をも含めた炉心等の著しい損傷を防止するための安全確保対策	第7準備書面	7
重要度分類指針	「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)	第8準備書面	9

略語	語彙	書面	ページ
手法①	気中降下火砕物濃度の推定方法として原子力規制庁が提案した手法のうち、観測地の外挿による手法	第25準備書面	24
手法②	気中降下火砕物濃度の推定方法として原子力規制庁が提案した手法のうち、降灰継続時間を仮定し、原子力発電所の敷地における堆積量等から気中降下火砕物濃度を推定する手法	第25準備書面	24
手法③	気中降下火砕物濃度の推定方法として原子力規制庁が提案した手法のうち、FALL3Dによる数値シミュレーションを用いて原子力発電所の敷地における気中降下火砕物濃度を推定する手法	第25準備書面	24
使用済燃料	原子炉に燃料として使用した核燃料物質その他原子核分裂をさせた核燃料物質	第5準備書面	7
常設重大事故緩和設備	重大事故緩和設備のうち常設のもの	第14準備書面	10
常設重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち常設のもの	第14準備書面	10
常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	第14準備書面	10
使用停止等処分	改正原子炉等規制法43条の3の23第1項に基づく、発電用原子炉施設の使用の停止、改造、修理又は移転、発電用原子炉の運転の方法の指定その他保安のために必要な措置	第3準備書面	57
省令62号	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	第5準備書面	10
昭和38年最高裁判決	最高裁判所昭和38年3月27日大法廷判決(刑集17巻2号112ページ)	第1準備書面	15
昭和39年立地審査指針	原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて(昭和39年5月27日原子力委員会決定。平成元年3月27日一部改訂)	第3準備書面	42
昭和57年最高裁判決	最高裁判所昭和57年9月9日第一小法廷判決(民集36巻9号1679ページ)	第6準備書面	19
審査基準等	「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」	第5準備書面	35
地震等検討小委員会	地震・津波関連指針等検討小委員会	第18準備書面	18

略語	語彙	書面	ページ
地震等基準検討チーム	発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる規制基準に関する検討チーム	第18準備書面	22
地震本部	文部科学省に設置されている地震調査研究推進本部	第20準備書面	16
事態対処法	武力攻撃事態等及び存立危機事態における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律(平成15年6月13日法律第79号)	第21準備書面	10
地震動検討チーム	震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム	第26準備書面	7
新規規制基準	平成24年改正後の原子炉等規制法施行後に策定又は改正された規制基準の総称	第30準備書面	8
震源特定せず報告書	全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書	第26準備書面	7
せ			
政府案	原子力の安全の確保に関する組織及び制度を改革するための環境省設置法等の一部を改正する法律案	第1準備書面	51
設置許可基準規則	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(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)	第3準備書面	15
設置許可基準規則の解釈	平成25年6月19日原規技発第1306193号原子力規制委員会決定「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」	第7準備書面	9
設置法	原子力規制委員会設置法	答弁書	30
設置許可基準規則等	原子力規制委員会が定めた設置許可基準規則、同規則の解釈及び審査ガイド等	第18準備書面	5
た			
耐震重要施設	設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの	第14準備書面	8
耐震重要度	設計基準対象施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度	第11準備書面	9
耐震重要度分類	耐震重要度に応じた設置許可基準規則の解釈別記2の2に掲げる分類	第11準備書面	9
竜巻ガイド	原子力発電所の竜巻影響評価ガイド	第16準備書面	8
耐震指針	改正前を含む「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)	第18準備書面	18

略語	語彙	書面	ページ
大規模損壊	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉の大規模な損壊	第19準備書面	9
田中前委員長	田中俊一前原子力規制委員会委員長	第22準備書面	19
ち			
地域協議会	地域原子力防災協議会	第12準備書面	11
地質審査ガイド	平成25年6月19日原管地発第1306191号原子力規制委員会決定「敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド」	第7準備書面	9
て			
電中研	電力中央研究所	第25準備書面	17
電中研報告書	平成28年4月に電力中央研究所が公表した報告書である「数値シミュレーションによる降下火山灰の輸送・堆積特性評価法の開発(その2)」	第25準備書面	17
と			
東電	東京電力株式会社	第3準備書面	25
東北地方太平洋沖地震	平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震	第3準備書面	9
特重審査ガイド	実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド	第13準備書面	11
東海第二発電所	日本原子力発電株式会社東海第二発電所	第18準備書面	19
な			
仲野意見書	仲野教授の意見書	第6準備書面	6
仲野教授	京都大学仲野武志教授	第6準備書面	6
浪江町	福島県双葉郡浪江町	第3準備書面	9
中田教授	中田節也東京大学地震研究所火山噴火予知研究センター教授	第23準備書面	37
ね			
燃料体	発電用原子炉に燃料として使用する核燃料物質	第5準備書面	31
燃料体規則	実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則	第30準備書面	43
の			

略語	語彙	書面	ページ
濃度考え方	気中降下火砕物濃度等の設定、規制上の位置付け及び要求に関する基本的考え方	第25準備書面	31
は			
函館市長	工藤壽樹函館市長	第3準備書面	9
発電用原子炉設置者	原子力規制委員会から発電用原子炉の設置許可を受けた者	第5準備書面	13
反応度投入事象取扱報告書	原子炉安全基準専門部会が平成10年4月に取りまとめた報告書である「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」	第30準備書面	33
ひ			
被告会社	被告電源開発株式会社	答弁書	5
被告会社準備書面1	被告会社の平成26年9月30日付け準備書面1	第6準備書面	26
被告国第1準備書面	被告国の平成26年12月25日付け第1準備書面	第2準備書面	4
被告国第4準備書面	被告国の平成27年10月6日付け第4準備書面	第6準備書面	21
被告国第5準備書面	被告国の平成28年1月12日付け第5準備書面	第7準備書面	5
被告国第6準備書面	被告国の平成28年7月14日付け第6準備書面	第7準備書面	5
被告国第7準備書面	被告国の平成28年10月18日付け第7準備書面	第8準備書面	5
被告国第12準備書面	被告国の平成30年2月9日付け被告国第12準備書面	第17準備書面	14
被告国第13準備書面	被告国の平成30年5月14日付け被告国第13準備書面	第19準備書面	6
被告国第18準備書面	被告国の令和元年7月17日付け被告国第18準備書面	第19準備書面	12
被告国第11準備書面	被告国の平成29年11月8日付け被告国第11準備書面	第21準備書面	6
被告国第9準備書面	被告国の平成29年4月21日付け被告国第9準備書面	第21準備書面	6
被告国第19準備書面	被告国の令和元年11月6日付け被告国第19準備書面	第21準備書面	6
被告国第10準備書面	被告国の平成29年8月2日付け被告国第10準備書面	第21準備書面	19

略語	語彙	書面	ページ
被告国第26準備書面	被告国の令和4年10月12日付け第26準備書面	第28準備書面	6
非常用DG	非常用ディーゼル発電機	第27準備書面	19
ふ			
福島第一発電所	東京電力株式会社福島第一原子力発電所	第3準備書面	9
福島第一発電所事故	平成23年3月11日の福島第一原子力発電所における原子炉事故	第3準備書面	9
双葉町	福島県双葉郡双葉町	第3準備書面	9
福島第一発電所事故の技術的知見	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(平成24年3月原子力安全・保安院)	第18準備書面	11
福島第二発電所	東京電力株式会社福島第二原子力発電所	第18準備書面	19
藤原氏	藤原広行氏	第20準備書面	24
プルトニウムめやす線量	「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」(乙A第283号証2枚目「2.試験研究炉、高速増殖炉、新型転換炉、原子力船などに関係するもの」の「(2) 高速増殖炉に関するもの」)	第30準備書面	39
フルMOX-ABWR	初めて燃料を装荷する炉心ではMOX燃料を1/3程度まで装荷し、その後全炉心までMOX燃料を装荷するABWR	第30準備書面	26
フルMOX報告書	原子炉安全基準専門部会による報告書である「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について」	第30準備書面	7
へ			
米国NRC	アメリカ合衆国原子力規制委員会	第16準備書面	13
平成9年最高裁判決	最高裁判所平成9年1月28日第三小法廷判決(民集51巻1号250ページ)	第6準備書面	20
平成13年3月最高裁判決	最高裁判所平成13年3月13日第三小法廷判決(民集55巻2号283ページ)	第1準備書面	30
平成13年7月最高裁判決	最高裁判所平成13年7月13日第二小法廷判決(訟務月報48巻8号2014ページ)	第1準備書面	24
平成14年1月最高裁判決	最高裁判所平成14年1月22日第三小法廷判決(民集56巻1号46ページ)	第1準備書面	36

略語	語彙	書面	ページ
平成14年7月最高裁判決	最高裁判所平成14年7月9日第三小法廷判決(民集56巻6号1134ページ)	第1準備書面	18
平成18年耐震設計審査指針	発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)	第3準備書面	14
平成24年改正	平成24年法律第47号による改正	答弁書	5
平成24年改正前原子力基本法	平成24年改正前の原子力基本法	第1準備書面	41
平成24年改正前原子炉等規制法	平成24年改正前の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律	答弁書	5
平成24年改正前電気事業法	設置法による改正前の電気事業法	第5準備書面	6
平成24年審査基準	平成24年9月19日付け審査基準等	第5準備書面	35
平成25年審査基準	平成25年6月19日付け審査基準等	第5準備書面	36
平成18年耐震指針	平成18年改正後の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」	第18準備書面	18
平成13年耐震指針	平成18年耐震指針以前の平成13年耐震設計審査指針	第20準備書面	19
平成29年改正火山ガイド	平成29年11月に改正された火山ガイド	第25準備書面	7
平成25年火山ガイド	平成25年6月19日に制定された火山ガイド	第27準備書面	9
2			
保安院	原子力安全・保安院	第3準備書面	26
本件訴え変更申立書	原告の平成27年7月7日付け訴えの交換的変更申立書(被告国関係)	第4準備書面	6
本件各訴え	本件差止めの訴え及び本件無効確認の訴えを併せるとき	答弁書 ※第4準備書面で変更	5
本件各訴え	本件差止めの訴え及び本件無効確認の訴えを併せるとき	第4準備書面 ※答弁書から変更	7
本件義務付けの訴え	原子力規制委員会が被告会社に対して本件発電所の建設の停止を命ずることの義務付けの求め	答弁書	5

略語	語彙	書面	ページ
本件原子炉	本件発電所に係る原子炉	答弁書	5
本件原子炉施設	本件発電所に係る原子炉及びその附属施設	答弁書	5
本件工事計画認可申請	被告会社が平成26年12月16日付けで原子力規制委員会に対してした、本件原子炉施設に係る工事計画認可申請	第4準備書面	12
本件差止めの訴え	原告の本件設置変更許可処分をすることの差止めの訴え	第4準備書面	6
本件設置許可処分	経済産業大臣の平成20年4月23日付け被告会社に対する本件発電所の設置許可処分	答弁書	5
本件設置変更許可処分	原子力規制委員会の本件設置変更許可申請に対する本件原子炉の設置変更許可処分	第4準備書面	6
本件設置変更許可申請	被告会社が平成26年12月16日付けで原子力規制委員会に対してした、本件原子炉の設置変更許可申請	第4準備書面	6
本件発電所	大間原子力発電所	答弁書	5
本件法律案	「原子力規制委員会設置法案」起草案	第1準備書面	52
本件無効確認の訴え	本件設置許可処分の無効確認の訴え	答弁書	5
防災指針	平成12年に改称された原子力施設等の防災対策について	第17準備書面	28
み			
南相馬市	福島県南相馬市	第3準備書面	33
む			
村上委員	原子炉安全専門審査会原子炉火山部会の北海道大学大学院理学研究院附属地震火山研究観測センター特任教授(当時)村上亮審査委員	第27準備書面	43
も			
もんじゅ最高裁判決	最高裁判所平成4年9月22日第三小法廷判決・民集46巻6号571ページ	答弁書	9
もんじゅ最高裁平成17年判決	差戻し後の上告審である最高裁判所平成17年5月30日第一小法廷判決	第22準備書面	17
や			
山崎教授	山崎晴雄首都大学東京大学院教授	第23準備書面	37
よ			

略語	語彙	書面	ページ
要対応技術情報	何らかの規制対応が必要となる可能性がある最新知見に関する情報	第23準備書面	39

略語	語彙	書面	ページ
リ			
立地審査の指針2. 1	立地審査指針2ページの立地審査の指針の2. 1	第17準備書面	10
立地審査の指針2. 2	立地審査指針2ページの立地審査の指針の2. 2	第17準備書面	10
立地審査の指針2. 3	立地審査指針2ページの立地審査の指針の2. 3	第17準備書面	10
立地審査指針要求事項①	原則的立地条件(2)、基本的目標a、立地審査の指針2. 1	第17準備書面	13
立地審査指針要求事項②	原則的立地条件(3)、基本的目標b、立地審査の指針2. 2	第17準備書面	13
立地審査指針要求事項③	原則的立地条件(3)、基本的目標c、立地審査の指針2. 3	第17準備書面	14
両報告書	1/3MOX報告書及びフルMOX報告書	第30準備書面	7
る			
留萌地震	2004年北海道留萌支庁南部地震	第26準備書面	16
れ			
レシピ	震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)	第15準備書面	23
令和3年改正設置許可基準規則の解釈	令和3年4月21日に改正した設置許可基準規則の解釈	第26準備書面	7
令和3年地震ガイド	令和3年4月21日原規技発第2104217号原子力規制委員会決定による改正後の地震ガイド	第26準備書面	50
令和元年改正	令和元年12月18日の火山ガイドの改正	第27準備書面	9
令和3年改正	原子力規制委員会が令和3年4月21日に行った標準応答スペクトルを規制に取り入れるための設置許可基準規則の解釈や地震ガイド等の一部改正	第28準備書面	9
ろ			
炉心等の著しい損傷	発電用原子炉の炉心の著しい損傷若しくは核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷	第7準備書面	6
炉心損傷防止等有効性評価ガイド	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防災対策の有効性評価に関する審査ガイド	第17準備書面	22
わ			
若林証人	原子力安全委員会原子炉安全専門審査会の元委員(東北大学名誉教授)である若林利男氏	第30準備書面	47