

る(乙76)。

上記④の消防ポンプは、本件各原子力発電所に複数台分散して、地震により生じる周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり等によって影響を受けない位置に設置しており、さらに予備をも設置している(乙76)。

(イ) 抗告人は、上記②について、本件各原子力発電所の使用済燃料ピットへの注水ラインの接続口は建屋の異なる面の隣接しない位置に距離をとって複数設置しており(乙76)、仮に、ある接続口が何らかの原因により使用できないとしても、他の接続口を使用することができる。また、接続口を介さないでも消防ポンプを用いて使用済燃料ピット開口部に直接注水することもできる。

(ウ) 抗告人は、上記③について、本件各原子力発電所における地盤の耐震安全性を確認しており、本件各原子力発電所の原子炉建屋周辺斜面について、基準地震動によっても崩壊のおそれがないことを確認している(乙76)。

また、抗告人は、原子炉補助建屋等も基準地震動に対する耐震安全性を有することを確認している(乙76)。

仮に構内道路(通路)に損壊が生じたとしても、重機により車両運行ルートの新設を図ることとしていることに加え、ルートは複数確保されており、消防ポンプは人力で敷設することが可能であるから、段差が生じてもそれを乗り越えることが可能である(乙76、乙199)。

(エ) 抗告人は、上記⑤ないし⑦について、本件各原子力発電所又はその近傍に、十分な数の初動対応要員を常時駐在させており(乙76)、緊急事態に対しても機動的に対応できる。

また、本件各原子力発電所近傍に駐在する召集要員について、仮に何らかの事情で本件各原子力発電所への進入路が確保できなくなった場合でも、ヘリコプターや船舶による輸送手段を確保している。さらに、万一の緊急事態への対応に備え、悪天候、夜間、高放射線環境等の厳しい条件を想定し訓練を繰り返し行っている(乙

76)。

(オ) 設置許可基準規則及び重大事故等防止技術的能力基準(乙119)においては、消防ポンプを含む重大事故等対処設備について、必要な機能が地盤の変位等、地震、津波及び火災によって損なわれるおそれがないこと、また、必要な容量、保管場所及びアクセスルート確保等が要求されており、重大事故等に対処するために必要な手順等に関して規定する方針であることが要求されている。

原子力規制委員会は、抗告人の上記対策がこれらの要求内容に適合していることを確認している(乙14の2)。

また、重大事故等に対処するために必要な手順等については、これらの方針を満足するように保安規定を定めることが要求されている(乙200)。

原子力規制委員会は、抗告人の定めた上記対策に係る保安規定がこの要求内容に適合していることを確認している(乙201, 乙202)。

(カ) 以上によれば、抗告人は、相手方が主張する危険性について適切に対応しており、安全性が欠如しているとはいえない。

(キ) したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(9) 過酷事故対策について

ア 相手方らの主張

新規制基準の過酷事故対策においては、「後付の簡易な可搬型設備等による対処」しか要求しておらず、「使用済み核燃料を『閉じ込める』という発想」はないし、「原子炉格納容器の中の炉心部分と同様に」堅固に防御を固めるという発想がない。

イ 検討

(ア) 使用済み燃料は、冠水状態を保つことにより健全性が確保され、使用済み燃料ピットから周辺環境への放射性物質の放出を防止することができるから、使用済み燃料ピットの水位及び水温の監視機能や、冷却・注水機能が重要となるところ、

新規制基準は、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は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水位が低下するような異常な事態においても、これらが有効に機能することを求めており、合理的なものといえる（乙76、乙273の1）。

(イ) すなわち、使用済燃料は、使用済燃料ピットにおいて、大気圧（1気圧）の下、通常約40℃以下に保たれた使用済燃料ピット水により、冠水状態で貯蔵されている。使用済燃料は、冠水さえしていれば崩壊熱が十分除去され、放射性物質を閉じ込める役割を果たす燃料被覆管の損傷に至ることはなく、その健全性が維持されることから、使用済燃料ピットから周辺環境への放射性物質の放出を防止するためには、使用済燃料の冠水状態を保つ必要があるといえる。そして、このような状態では、放射性物質を含む高温、高圧の水蒸気（水）が瞬時に発生、流出するような事態はおよそ起こり得ないことから、原子炉等と異なり、使用済燃料ピットは、耐圧性能を有する原子炉格納容器のような堅固な施設による閉じ込めを必要としない（乙76、乙273の1）。

(ウ) 新規制基準では、使用済燃料の冠水状態を保つことについて、福島第一原子力発電所事故では、使用済燃料貯蔵槽が破損する可能性が危惧されたことや、使用済燃料貯蔵槽の水温、水位等の把握が困難であったことを踏まえ、重大事故等対策として、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は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当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために必要な設備を設けることを要求している。また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において燃料体又は使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けることを要求するとともに、使用済燃料ピットの監視のために、水位、水温等について測定可能な設備の設置を要求

している（設置許可基準規則54条及び同解釈54条）。

(エ) 使用済燃料の冠水状態を保つことにより、使用済燃料の健全性が確保され、使用済燃料ピットから周辺環境への放射性物質の放出を防止することができるのであるから、使用済燃料ピットの水位及び水温の監視機能や、使用済燃料ピットの冷却・注水機能が重要であり、設置許可基準規則の重大事故等対策に関する要求内容は合理的なものといえる。

相手方らは、新規制基準は可搬型設備等による対応しか求めておらず、使用済燃料を「閉じ込める」という発想がないと批判するが、使用済燃料の管理に必要な機能という観点からすると、同主張を採用することができない。

(オ) 設置許可基準規則は、使用済燃料ピットについて、設計基準対象施設として、地震、津波、その他の外部事象からの衝撃による損傷の防止を求め（設置許可基準規則4～6条）、さらに、取扱中の燃料体や重量物の落下に対して、その機能が損なわれることがないことを要求している（同16条2項2号ニ）のであるから、外部の事象に対する防御の発想がないという相手方らの主張を採用することができない。

そうすると、新規制基準は、使用済燃料ピットの防護について適切な配慮をしており、安全性が欠如しているとはいえない。

(カ) したがって、相手方らの主張を採用することができない。

8 原子力燃料に対する安全確保対策

(1) 原子力燃料

ア 燃料の設計・製造（乙59、乙76、乙283の1、2、乙284の1、2）

(ア) 燃料の設計

a 原子炉設置（変更）許可を得るに当たり、燃料について、原子炉等規制法43条の3の6第1項4号、及び設置許可基準規則15条5項、同条6項1号等に

適合することを要求している。

また、原子炉等規制法は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、加工の工程ごとに原子力規制委員会の検査を受け、合格した後でなければ、発電用原子炉設置者は、これを使用してはならない（原子炉等規制法43条の3の12第1項）と規定するとともに、その検査を受けようとする者は、あらかじめ、原子力規制委員会規則で定めるところにより、その燃料の設計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と規定している（同条第2項）。

上記認可に当たっては、燃料の健全性を維持するために設定されている技術上の基準（技術基準規則23条1項、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「実用炉燃料規則」という。〕、及び「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」〔昭和63年5月12日原子力安全委員会了承〕）に適合することが要求されている。

なお、輸入した燃料の検査についても、輸入した燃料体は、原子力規制委員会の検査を受け、これに合格した後でなければ、発電用原子炉設置者は、これを使用してはならない（原子炉等規制法43条の3の12第4項）とされ、上記検査においては、燃料の健全性を維持するために設定されている技術上の基準（実用炉燃料規則）に適合することが要求されている（原子炉等規制法43条の3の12第5項）。

b 原子力発電所で使用する燃料は、原子炉内での使用期間を通じ、燃料棒の内圧差、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、ペレットの変形等を考慮して、十分な強度を有するように設計されている。これにより、ペレットや燃料被覆管は、放射性物質を閉じ込める機能を保持することができる。

具体的には、燃料棒設計において、以下の5項目を考慮して設計されている。すなわち、①燃料棒内圧について、サーマルフィードバックによる燃料温度の過大な上昇を防ぎ得る範囲に留めること、②運転中に最も温度の上がりやすい燃料

中心について、最高温度がペレットの溶融点（ウランペレットの場合、二酸化ウランの溶融点）未満となるようにすること、③燃料被覆管応力及び④燃料被覆管歪みについて、その健全性を確保し得る値とすること、並びに⑤周期的な燃料被覆管歪みについて、燃料の使用期間中に予想される負荷に対して燃料被覆管の健全性を確保し得る値とすることをそれぞれ考慮して設計されている。

c. 燃料棒内圧に係る考慮

燃料棒の燃焼初期においては、燃料棒の内圧が1次冷却材圧力（以下「外圧」という。）よりも低いため、燃料被覆管の径が減少して燃料被覆管とペレットが接触する場合がある。その場合、燃焼が進むに従ってペレットが膨張するため、ペレットによる押し出しにより燃料被覆管は径が増加する。更に燃焼が進むと、ペレットから放出される気体状の放射性物質（FPガス）の蓄積により燃料棒の内圧が上昇し、燃焼が進んだ燃料棒では内圧が外圧を超えて、ある一定の圧力を超えると、内圧により燃料被覆管の径が増加して、一旦は接触していたペレットと燃料被覆管との間に隙間（ギャップ）が生じる可能性がある。

このように、燃料被覆管に外向きのクリープ変形（比較的低い応力を受けて、徐々に燃料被覆管が変形する現象。）が生じてペレットと燃料被覆管との間にギャップが生じると、ペレットの熱が1次冷却材に伝わりにくくなり、ペレット温度が上昇しやすくなる。ペレット温度が上昇すると、ペレットから更に気体状の放射性物質（FPガス）が放出され、燃料棒の内圧が上昇し、その結果、更にギャップが広がる可能性が生じる。この現象を「サーマルフィードバック」といい、サーマルフィードバックが生じた状態で燃料集合体の使用を継続すると、ペレット温度の過大な上昇を招くことになる。

そこで、このようなサーマルフィードバックの発生を避けるべく、新規制基準は、燃料棒内圧が、上記のギャップを増加させる圧力を超えない設計であることを要求している。

d 燃料中心温度に係る考慮

ペレットが溶融すると、ペレットの体積が膨張して燃料被覆管に大きな圧力がかかる事態が想定される上、ペレットから放射性物質が過度に放出される事態も想定される。

このような事態を防止するため、新規制基準は、ペレットの中心温度がペレットの溶融点未満（ウランペレットの場合、二酸化ウランの溶融点未満）となる設計であることを要求している。すなわち、ペレットの溶融点は燃焼に伴って低下し、ペレットの中心温度も燃焼に伴って変化するが、溶融点とペレットの中心温度の差が最も小さくなるときにも、ペレットの中心温度は、ペレットの溶融点未満となる設計であることを要求している。

e 燃料集合体の製造

原料（ウランペレットの場合は二酸化ウラン）を焼き固めて、ペレットを製造し、ペレットを燃料被覆管に封入して燃料棒を製造し、燃料棒を組み上げて燃料集合体とする。

国内で燃料集合体を製造する場合、原子力規制委員会規則で定める加工の工程ごとに原子力規制委員会の検査を受け、組成、寸法、形状等が、原子力規制委員会規則で定める技術基準に適合していることの確認を受ける。

イ 燃料の運用・管理（乙59、乙76、乙283の1、2、乙284の1、2）

前記のとおり設計・製造された燃料集合体は、その使用に当たっても、健全性を確保し、機能を損なわないよう、管理された状態で使用しなければならない。

そこで、新規制基準は、原子炉に燃料を装荷するに当たっては、新旧の燃料集合体を炉心の中心部と周辺に適切に配置すること等を通じて出力分布を平坦化し、ペレットが溶融するような過度な線出力密度（燃料集合体を構成する燃料棒1本の単位長さ当たりの出力をいい、kW/mで表す。）にならないようにする等、燃料の

健全性確保を考慮して燃料を配置するよう要求している。

なお、この炉心設計の妥当性については、原子炉起動時に、炉物理検査（実際の燃料取替後の炉心において、ほう素濃度や出力分布を測定することにより炉心設計の妥当性を確認する検査をいう。）により確認することができる。

また、原子炉の運転中においては、原子炉容器外部側面に配置された中性子束（単位時間に単位面積を通過する中性子の数を表す尺度）検出器により原子炉出力を監視することにより、異常な出力に至っていないことを常時監視するとともに、1次冷却材の温度、圧力等の値を監視することにより燃料棒表面が膜沸騰状態（運転中に何らかの原因で燃料棒の出力が大きくなり過ぎ、燃料棒表面が蒸気の泡で覆われる状態をいう。この状態になると、1次冷却材への熱の伝わり方が悪くなり、燃料被覆管表面の温度が上がって燃料被覆管を損傷するおそれがある。）にならず、正常に冷却されていることを常時監視することにより、安全性を確認することができる。

さらに、原子炉容器の下部から中性子束検出器を挿入し、定期的に原子炉内の立体的な出力分布を測定し、この測定結果から、原子炉内の出力分布に異常な偏りがないこと、燃料棒表面が膜沸騰状態になっていないこと等を確認することができる。

ウ MOX燃料の設計・製造（乙59、乙76、乙283の1、2、乙284の1、2）

（ア） プルサーマル

プルサーマルとは、プルトニウムの「プル」と熱中性子炉（サーマルリアクター）の「サーマル」を合成した和製英語であり、ウランとプルトニウムを混合したMOX燃料を軽水炉等の熱中性子炉に装荷して原子力発電を行う手法である。

原子力発電で用いるウラン燃料は、発電後の使用済燃料においても、まだ燃料として使用できるウラン、プルトニウムが約95%残存しているため、これらを

再処理して分離、回収し、MOX燃料として再利用するという手法である。

本件各原子力発電所3号機においては、平成22年12月25日からプルサーマルの調整運転を開始し、平成23年1月21日から営業運転を開始し、平成24年2月20日に運転を停止するまでの間、燃料集合体157体のうち、8体はMOX燃料集合体を使用し、残り149体はウラン燃料集合体を使用した（乙56～58）。

(イ) MOX燃料の設計について、「MOX燃料の特性、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」（乙59）とされていることから、抗告人は、MOX燃料とウラン燃料との差を考慮して、MOX燃料の設計を行っている。新規制基準も、前記のとおり、MOX燃料についても、ウラン燃料と同様に、原子力規制委員会規則で定めるところにより検査を受け、合格した後でなければ、使用してはならない等と規定している。

新規制基準は、燃料棒設計において、ウラン燃料の場合と同様に、①燃料棒内圧、②燃料中心温度、③燃料被覆管応力、④燃料被覆管歪み、及び⑤周期的な燃料被覆管歪みの5項目を考慮して設計することとし、その際に、MOX燃料の物性及び照射挙動に関する特性、すなわち、[i]ペレットの融点及び熱伝導率（物質内に同じ温度分布が生じる場合の熱の伝わり易さを表す尺度をいう。）がプルトニウム含有率（プルトニウム富化度）の増加に伴って低下すること、[ii]気体状の放射性物質（FPガス）放出率がウランペレットよりも若干高めであることを考慮して設計することを要求している。

[i] ペレットの融点及び熱伝導率がプルトニウム含有率（プルトニウム富化度）の増加に伴って低下すること

MOXペレットは、プルトニウム含有率の増加に伴い、ウランペレットに比べ、ペレットの融点が低下するとともに、熱伝導率が低下することで燃料中心温度が

高くなる。一方、抗告人は、MOXペレットにおけるプルトニウム含有率を一定値以下に抑える設計としていることから、プルトニウム含有率の増加に伴うペレット融点及び熱伝導率の低下の度合いは小さくなる。その結果、通常運転時及び運転中の異常発生時のMOXペレットの最高温度は、厳しく評価しても約2260℃であり、MOXペレットの融点の最小値と評価される約2520℃を大きく下回っており、溶融することがないことを確認している。

[ii] 気体状の放射性物質（FPガス）放出率がウランペレットよりも若干高めであること

MOXペレットは、FPガス放出率がウランペレットよりも若干高いことにより、燃焼が進んだ際に、FPガスの蓄積による燃料棒の内圧の上昇の度合いが、ウランペレットに比べて若干高くなる。そこで、抗告人は、この点を踏まえた上でなお、燃料棒内圧が前記のサーマルフィードバックを生じさせない範囲に留まるように、すなわちペレットと燃料被覆管のギャップを増加させる圧力を超えることがないように燃料を設計している。そして、運転期間中におけるMOX燃料棒内圧を評価した結果、当該圧力を超えないことを確認している。

（ウ） MOX燃料の製造

MOX燃料の製造については、ウラン燃料の製造と同様に、原料（二酸化プルトニウム、二酸化ウラン）を混合して焼き固め、MOXペレットを製造し、MOXペレットを燃料被覆管に封入してMOX燃料棒を製造し、MOX燃料棒を組み上げてMOX燃料集合体とする。

MOX燃料集合体を輸入して使用する場合は、製造前及び製造後に輸入燃料体検査申請書を原子力規制委員会に提出し、国内で製造する場合と同様に検査を受け、組成、寸法、形状等が原子力規制委員会規則で定める技術基準に適合していることの確認を受ける。

抗告人は、フランスのメロックス社で製造されたMOX燃料を使用していると

ころ、同社では、原料の二酸化ウラン粉末と二酸化プルトニウム粉末を2段階で混合することで原料を十分に混合し、ペレット内のプルトニウム含有率の不均一が十分に小さくなる製法で製造している。

抗告人は、メロックス社から輸入したMOX燃料について輸入燃料体検査を申請し、ペレット内のプルトニウムの均一性も含め、原子力規制委員会の確認を受けている。

エ MOX燃料の運用・管理(乙76)

(ア) 原子炉の制御

プルトニウムはウランに比べて中性子を吸収しやすいため、制御棒やほう素に吸収される中性子の割合が低くなり、①制御棒や②ほう素による制御能力が若干低くなる傾向にある。

そこで、抗告人は、①制御棒による制御能力については、MOX燃料集合体とウラン燃料集合体を適切に配置することにより、本件各原子力発電所の停止余裕（制御棒の制御能力から、原子炉を停止するために必要な制御能力を差し引いたものをいう。）が一定の制限値を上回ることをもって、所要の制御能力が確保されていることを確認している。

なお、本件各原子力発電所の保安規定では、取替炉心の安全性評価を行うこと、また、その評価の中で停止余裕について確認することを定めており、抗告人は、定期的な検査において、停止余裕が確保されていることを確認している。新規制基準では、原子力規制委員会規則に定めるところにより保安規定を定め、原子力規制委員会の認可を受けること、また、その保安規定に取替炉心の安全性評価を行う旨を定めることを要求している（原子炉等規制法43条の3の24第1項、及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」）。

また、②ほう素による制御能力については、1次冷却材に添加するほう素の濃度を調整することによって中性子の数を調整し、所要の制御能力を確保している。また、本件各原子力発電所においては、万一、LOCA等が発生した場合にECCS

により原子炉容器に注入するほう酸水について、燃料取替用水タンク及びほう酸水注入タンク内のほう酸水のほう素濃度を上昇させており、原子炉停止時に臨界（中性子の生成と消失の均衡が保たれ、核分裂する数が一定〔出力が一定〕である状態をいう。）とならないようにするために必要な能力を確保している。

MOX燃料は、ウラン燃料と比べて遅発中性子（核分裂の際に放出される中性子のうち、即時に出てくる中性子〔即発中性子という〕より、いくらか遅れて出てくる中性子をいう。核分裂が生じてから中性子が吸収されるまでの時間が長いことから、急激な出力変化を抑制する効果がある。）の割合が小さいため、正の反応度（反応度とは、原子炉が臨界からずれている程度を表す指標をいい、正の反応度が加わるとは、制御棒を引き抜いたり、1次冷却材に添加するほう素の濃度を減らしたりすることで、反応度を正の方向へ変化させることをいう。）が加わった場合、ウラン燃料と比べて出力上昇が早くなる傾向となる。他方、燃料のドップラー効果に関して、MOX燃料を構成するプルトニウムは、ウラン燃料を構成するウラン238（核分裂しにくい性質を持つ）と同様に、燃料温度の上昇により中性子を吸収しやすくなるという特性を有するため、MOX燃料は、ウラン燃料と比べて温度上昇による核分裂の増加抑制効果（ドップラー効果）は大きい。そして、この抑制効果は前者の出力上昇傾向を相殺するものであるから、結局のところ、反応度が加わった場合の原子炉の出力変化は、MOX燃料もウラン燃料も同程度となる。

抗告人は、原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き等の事象においても、ドップラー効果によりMOX燃料の急速な出力上昇が抑制され、原子炉を緊急停止させることで安全性が確保されることを確認している。

（イ）燃料集合体の配置

抗告人は、ウラン燃料の場合と同様に、原子炉に燃料を装荷する（定期的な検査の際に一部の燃料を取り替える場合を含む。）に当たって、MOX燃料の特性を考慮して、下記のとおり、燃料の配置を決定し、燃料の健全性を確保している。

なお、本件各原子力発電所の保安規定では、燃料を原子炉に装荷する際の配置等

について計画を定めることとしており、抗告人は、定期的な検査において、その計画のとおり燃料の配置がなされていることを確認している。新規制基準では、前記のとおり、原子力規制委員会規則に定めるところにより保安規定を定め、原子力規制委員会の認可を受けることが要求されている（原子炉等規制法43条の3の24第1項）。

原子炉内でMOX燃料集合体とウラン燃料集合体が隣接する場合、プルトニウムは、ウランより熱中性子を吸収しやすいため、燃料内の（ウランやプルトニウムに吸収されないでいる）熱中性子の密度が相対的に低くなることから、ウラン燃料集合体内の熱中性子の一部が、相対的に密度の低いMOX燃料集合体に向かって流入する結果、ウラン燃料集合体と隣接するMOX燃料集合体の外縁部の出力が、MOX燃料集合体の中心部より相対的に高くなる。抗告人は、これを緩和するため、MOX燃料集合体については、燃料集合体を構成する264本のMOX燃料棒のプルトニウム含有率に3段階の変化をつけて配列し、燃料集合体周辺部の出力を抑制することにより、燃料集合体における出力の分布が平坦化するように設計している。

（ウ） 被ばく対策

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

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

放射線の線量等を監視している。

本件各原子力発電所の平常運転に伴って、周辺環境へ放出する放射性物質からの放射線により周辺公衆が受ける実効線量の評価値は、MOX燃料の使用を前提として評価しても、最大で年間約0.012mSvであるが、これは、線量限度等を定める告示（「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」〔平成13年経済産業省告示第187号〕）に定める線量限度（1年間につき実効線量1mSv）、さらには、線量目標値指針（「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」〔昭和50年5月13日原子力委員会決定〕）に定める線量目標値（1年間につき実効線量0.05mSv）よりも十分に低い値である。

実効線量とは、放射線の人体に対する影響の度合い（発がんなどのリスク）を定量的に定義したものである。

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

抗告人は、MOX燃料の運用・管理において、MOX燃料の特性を考慮した遮へい対策を施す等することにより、MOX燃料をウラン燃料と同様に安全に取り扱うことができ、本件各原子力発電所の作業員が、法律で定められた基準を超えて被ばくすることがないように、管理している。

オ 使用済燃料の貯蔵・管理（乙76）

本件各原子力発電所の使用済燃料ピットは、その全貯蔵容量まで使用済燃料を貯蔵した場合にも使用済燃料から発生する崩壊熱を十分除去する能力を有してい

るが、抗告人は、使用済MOX燃料を実際の使用状況を踏まえた貯蔵量よりも大きく増やした条件においてもなお、使用済燃料から発生する崩壊熱を十分除去する能力を有していることを確認している。

カ 抗告人は、原子力規制委員会における本件各原子力発電所の新規制基準適合性審査において、MOX燃料を使用することを前提に、MOX燃料とウラン燃料の差異を適切に考慮して安全確保対策を講じており、本件各原子力発電所の燃料の健全性が確保されていることを説明した。

原子力規制委員会は、「3号炉及び4号炉でのMOX燃料の使用は、既に許可されたものであり、本審査は、MOX燃料の使用を前提としている」とした上で、「審査では、重大事故等の進展に影響する核的特性、物性、照射挙動等に係る諸特性は、ウラン燃料とMOX燃料を炉心へ装荷する運用などを踏まえた条件のもとで、重大事故等時における炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策等が有効であることなどを確認しています」(乙40)と判断した。

(2) まとめ

以上によれば、抗告人は、本件各原子力発電所の「原子力燃料の安全確保対策」に関する新規制基準適合性について、新規制基準の策定内容を含めて、不合理な点がないことを、相当の根拠及び資料に基づいて疎明したものと見える。

そこで、相手方らの主張について次に検討する。

(3) 相手方らの主張

ア MOX燃料は、①融点低下による燃料ペレットの融点の低下、②熱伝導低下による燃料ペレットの中心温度の上昇、③核分裂ガス放出率の上昇による燃料棒内圧の上昇、④ウラン・プルトニウム不均衡によるプルトニウムスポット発生という特性があり、燃料の健全性に影響を与える。

イ MOX燃料はウラン燃料に比べ、高速中性子を大量に発生させることによ

り、中性子照射脆化が加速する。

ウ プルサーマルには、①プルトニウムが熱中性子を吸収しやすいので制御棒の熱中性子吸収割合が減少し制御棒の効きが低下する、②反応度係数の絶対値増加による過度事象時の急激な反応度変化、③出力キーピング増大による出力分布の隔たり、④遅発中性子割合の減少による反応度投入時の出力上昇という、原子炉運転時の不安定さを増大させる要因がある。

エ MOX燃料は、ウラン燃料に比べて、①核分裂収率が異なることによるヨウ素、トリウム等の放射性核種生成の著しい増加、②崩壊熱の増加と発熱期間の長期化による使用済み核燃料の貯蔵管理、廃棄物の長期化と困難化、③アルファ一線放出核種生成の増加による高い発ガン性、特に内部被曝の危険性の増加がある。

オ MOX燃料のペレットの加工は乾式研削によらざるを得ず、加工精度が落ちるため、規格外れのペレットが多数混在する可能性がある。

カ MOX燃料の核分裂時の膨張速度の変化の計測値はウラン燃料とほぼ同じである等と安易に仮定して適用しているが、燃焼度や膨張速度の異なるMOX燃料では運転末期のかなり前にギャップ再開が生じる可能性がある。

ギャップ再開が生じると熱伝導性が低下し（熱が冷却剤へ伝達放散されない）、過度の温度上昇が生じる。核燃料に過度の温度上昇が続くと更にFPガスが発生してギャップが拡大し続けることとなり、やがてジルコニウム合金の被覆管は強度の限界に達して破断し核燃料棒が溶融破損することとなり、炉心全体が溶融破損してメルトダウンすることにつながる。

(4) 検討

ア 前記のとおり、抗告人は、本件各原子力発電所でMOX燃料を使用するに当たり、MOX燃料の特性を踏まえ、適切に設計・製造、運用・管理、使用済み燃料の貯蔵・管理を行い、本件各原子力発電所のMOX燃料の安全性を確認してい

る。また、原子力規制委員会も、新規制基準適合性を確認し、MOX燃料の安全性を確認している。

相手方らの上記主張は、MOX燃料がプルサーマルについて一般的な危険性を述べるにとどまり、本件各原子力発電所のMOX燃料が有している危険性について具体的に主張するものとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

イ なお、付言すると以下のとおりである（乙59、乙76、乙283の1、2、乙284の1、2）。

（ア）MOXペレットは、プルトニウム含有率の増加に伴い、ウランペレットに比べ、ペレットの融点が低下するとともに、燃料中心温度が高くなるが、抗告人は、MOXペレットのプルトニウム含有率を一定値以下に抑える設計とし、ペレット融点及び熱伝導率の低下の度合いが小さくなるようにしており、その結果、MOXペレットが溶融することがないことを確認している。原子力規制委員会も、新規制基準適合性を確認している。

また、抗告人が使用するMOX燃料を製造するフランスのメロックス社では、原料を十分に混合し、ペレット内のプルトニウム含有率の不均一（プルトニウムスポット）が十分に小さくなる製法で製造しており、抗告人は、メロックス社から輸入したMOX燃料について、ペレット内のプルトニウムの均一性も含め、原子力規制委員会の確認を受けている。

（イ）原子炉容器に用いられる材料（以下「鋼材」という。）が中性子の照射を受けることによって、ねばり強さ（靱性）が低下する（脆化する）現象のことを中性子照射脆化という。

抗告人は、原子炉の運転に伴う中性子の照射により鋼材の靱性が低下することを考慮し、検査によってき裂が認められないにもかかわらず、き裂の存在を想定し、事故時の温度変化を実際の温度変化と比べて急激に変化すると仮定するなど、

保守性を備えた破壊力学（工学の一分野であり、欠陥又はき裂を有する部材・材料について、破壊現象を定量的に扱う工学的手法の一つをいう。）評価により、原子炉容器の健全性（脆性破壊が起こらないこと）を確認している。

また、MOX燃料ではウラン燃料より中性子線が多く発生するところ、抗告人は、本件各原子力発電所の原子炉容器の健全性評価において、原子炉容器が受ける中性子照射量をウラン燃料の場合より大きく想定して、中性子の照射による鋼材の靱性低下を評価し、原子炉容器の健全性を確認している。

以上によれば、抗告人がMOX燃料を使用していることに基づき、中性子照射脆化が加速するとはいえない。

したがって、相手方らの主張を採用することができない。

(ウ) 抗告人は、制御棒の制御能力から原子炉を停止するために必要な制御能力を差し引いた停止余裕が、制限値を上回ることをもって、制御棒の制御能力が確保されていることを確認している。

抗告人は、MOX燃料集合体とウラン燃料集合体を適切に配置することにより、制限値に対する停止余裕を十分に確保している。

MOX燃料は、反応度が加わった場合、ウラン燃料と比べて遅発中性子の割合が小さいため、ウラン燃料と比べて出力上昇が早くなる傾向となる一方、ウラン燃料と比べて温度上昇による核分裂の増加抑制効果（ドップラー効果）が大きいことから、反応度が加わった場合の原子炉の出力変化は、MOX燃料もウラン燃料も同程度となるため、反応度が加わった場合でも急速な出力上昇となることはない。

MOX燃料集合体を構成するMOX燃料棒のプルトニウム含有率に変化をつけて配列し、燃料集合体周辺部の出力を抑制することにより、燃料集合体における出力の分布が平坦化するように設計している。

(エ) 抗告人は、事故防止に係る安全確保対策、被ばく低減対策を講じ、MO

X燃料の特性を適切に考慮して運用・管理し、ウラン燃料を用いた場合と同様に、本件各原子力発電所の安全性が確保されることを確認している。

また、抗告人は、プルトニウムを適切に考慮して、遮へい等の被ばく対策を講じることで、MOX燃料を、ウラン燃料と同様に安全に取り扱うことができるようにしている。

(オ) ペレットは、原料(MOXペレットの場合、二酸化ウラン粉末と二酸化プルトニウム粉末)を混合し、プレスで圧力を加え、円筒形に整形し、これを焼結炉にて焼結してセラミックとした後、所定の寸法にするため研削機で研削することにより製造するところ、抗告人は、MOX燃料の特性を適切に考慮して製造されたMOX燃料を使用することとしており、燃料の組成、寸法、形状等については原子力規制委員会の確認を受けている。

(カ) 燃料棒は、その燃焼初期においては、燃料棒の内圧が外圧より低いことにより燃料被覆管とペレットが接触する場合があるところ、燃焼が進むと、ペレットから放出される気体状の放射性物質(FPガス)の蓄積により燃料棒の内圧が上昇して外圧より高くなり、更に一定の圧力を超えると内圧により燃料被覆管の径が増加して、一旦は接触していたペレットと燃料被覆管との間に隙間(ギャップ再開)が生じる可能性がある。

しかし、抗告人は、ギャップ再開を防止するため、MOXペレットについて、気体状の放射性物質(FPガス)放出率がウランペレットよりも若干高く、燃焼が進んだ際に、FPガスの蓄積による燃料棒内圧の上昇の度合いが、ウランペレットに比べて若干高くなるとの特性を考慮し、燃料棒内圧が、ペレットと燃料被覆管のギャップが増加する圧力を超えない設計とし、運転期間中におけるMOX燃料棒の内圧を評価した結果、燃料棒内圧が、ペレットと燃料被覆管のギャップを増加させる圧力を超えないことを確認している。

(キ) 抗告人は、本件各原子力発電所の使用済燃料ピットについて、使用済MO

X燃料を実際の使用状況を踏まえた貯蔵量よりも大きく増やした、厳しい条件においてもなお、使用済燃料から発生する崩壊熱を十分除去する能力を有していることを確認している。

すなわち、抗告人は、MOX燃料の特性を適切に考慮して使用済燃料の貯蔵・管理を行っている。

(ク) 以上によれば、本件各原子力発電所のMOX燃料の安全性が欠如しているとはいえない。

9 テロリズム対策

(1) 原子炉等規制法等による規制内容

原子力基本法2条は、原子力利用における安全確保の目的の1つとして、我が国の安全保障に資することを掲げ、また、原子炉等規制法1条は、原子炉の設置及び運転等に関し、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い、我が国の安全保障に資することを同法の目的として掲げている。

これを受けて、原子炉等規制法は、原子炉設置（変更）許可の基準の一部としてテロリズム対策に関する基準を設けているほか、保安や核燃料物質に対する所定の防護措置を義務付けている。

前者の原子炉設置（変更）許可に係るテロリズム対策に関する基準については、同法43条の3の6第1項3号及び同項4号並びに設置許可基準規則及び「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」（別紙「規則・告示・内規一覧表(14)」）に定められ、後者の保安、防護措置については、同法43条の3の2第1項及び第2項並びに「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（同1(1)、実用炉規則）に定められている。

(2) 法体系上の位置づけ

我が国の法制上、テロリズムを含む犯罪行為の予防及び鎮圧は警察の責務とされ（警察法2条1項）、ミサイル攻撃等の大規模テロ攻撃に対しては、「武力攻撃事態

等における国民の保護のための措置に関する法律」(以下「国民保護法」という。)等に基づき、緊急対処事態として国が対策本部を設置し、原子力災害への対処、放射性物質による汚染への対処等に当たり、原子力事業者は、国と連携して対処することとされている。

原子力災害対策特別措置法も、3条において、「原子力事業者は、この法律又は関係法律の規定に基づき、原子力災害の発生の防止に関し万全の措置を講ずるとともに、原子力災害(原子力災害が生ずる蓋然性を含む。)の拡大の防止及び原子力災害の復旧に関し、誠意をもって必要な措置を講ずる責務を有する。」と規定し、原子力災害の発生の防止に関し事業者に万全の措置を講ずる責務を課す一方で、同法4条の2において、「国は、大規模な自然災害及びテロリズムその他の犯罪行為による原子力災害の発生も想定し、これに伴う被害の最小化を図る観点から、警備体制の強化、原子力事業所における深層防護の徹底、被害の状況に応じた対応策の整備その他原子力災害の防止に関し万全の措置を講ずる責務を有する。」と規定している。

以上のとおりの原子力利用に関する法令の規定からすれば、発電用原子炉施設を含む原子炉施設のテロリズムその他の犯罪行為に対する安全性の確保については、国の責務であることを基本としつつ、施設の構造及び設備並びに重大事故等対策の観点からの規制を通じて原子力事業者にも一定の責務を課しているものということができ、設置許可基準規則等の以下の定めは、以上のような法の趣旨を具体化したものといえることができる。

(3) 大規模損壊の定義等(乙273の1)

大規模損壊とは、「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施設の大規模な損壊」のことで定められている(実用炉規則86条)。

このうち、「大規模な自然災害」とは、設置許可基準規則で想定する自然現象を超える大規模な自然災害であり、「故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

ム」は設置許可基準規則42条の「故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム」と同義である。

大型航空機の衝突などによる大規模な損壊は、原子炉施設の一定の範囲が著しく損壊すると考えられ、特定の事故シーケンスを想定した対策を講じるのではなく、損壊を前提に、放射性物質の放出を低減することなどが全くできなくなることを避けることが重要である。大規模損壊という極限的な状態をあらかじめ想定し、施設や設備を柔軟に用いることができるよう手順等を準備するとともに、工場等外への放射性物質の放出を低減するために有効な設備が一切機能しないことにならないよう要求することが合理的である。

(4) 対応方針に対する要求事項（乙273の1）

技術的能力基準2.1において、大規模損壊時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策や放射性物質の放出を低減するための対策などに関する手順書が適切に整備されていること、又は整備される方針が適切に示されていることに加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること、又は整備される方針が適切に示されていることが要求される。すなわち、いわゆるソフト面において、大規模損壊に対応する手順、体制及び資機材等の整備が求められる。

(5) 設備に対する要求事項（乙273の1）

設置許可基準規則は、設計基準として、事故の誘因を排除する目的で想定すべき自然現象を含む外部事象による損傷の防止を要求することに加え、事故防止対策を講じることを要求し、さらに深層防護の観点から、重大事故等対策を講じることを要求している。

そして、重大事故等対策においては、原子炉施設について、炉心の著しい損傷の防止や格納容器の破損の防止および工場等外への放射性物質の異常な水準の放出の防止を要求し、さらに講じた対策について有効性評価を実施させることとし

ている。

これらの対策が講じられることによって、事故防止対策及び重大事故等対策に関する要求は十分高い水準になっているが、さらに、設置許可基準規則は、想定を大幅に上回る外部事象による大規模損壊への対策を求めることによって、放射線による影響緩和のための対処をすることを求めるものである。

大規模損壊への対処として、設備面においては対処に必要な設備が共に機能しなくなることを避けることが合理的である。そこで、設置許可基準規則は、重大事故等対処設備として要求する設備のうち、可搬型重大事故等対処設備については、要求事項（同規則43条1項、3項）の一つとして、「地震、津波その他の自然現象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影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。」を要求している（同規則43条3項5号）。これにより、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮することとされ、例えば、原子炉建屋から100km以上離隔をとり、原子力建屋と同時に影響を受けないこと、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを求めている（同規則43条の解釈7項）。

すなわち、可搬型重大事故等対処設備は、分散配置が求められるなどしており、大規模損壊を招く、想定を大幅に超える自然現象や故意による大型航空機の衝突があったとしても、同時に故障することがないように措置が求められている。

具体的には、炉心注水活動や航空機燃料火災の消火活動（設置許可基準規則55条の解釈の第1項b））といった対処のほか、想定を大幅に超える自然災害により、道路等のアクセスルートが損壊した場合には、分散配置されている重機でアクセスルートの復旧を行うこと（設置許可基準規則43条3項6号、技術的能力基準1.0）、航空機の衝突により原子炉建屋の片側に大規模損壊が発生し、その

周辺にある設備や炉心注水のための接続口等が損壊した場合に備え、分散配置されている給水ポンプや電源車などの可搬型設備を、損壊している部分の反対側の、健全な接続口等から接続できるようにすること（設置許可基準規則43条3項3号）などが想定されている。

(6) 以上の要求を踏まえ、大規模損壊時においては、残存した設備を用いて、大規模損壊が発生した場合への対応のための手順や体制等に基づき、炉心の著しい損傷や格納容器の破損などを緩和するための対策や放射性物質の放出を低減するための対策を講じることができることが求められる。

(7) 抗告人は、従前から、本件各原子力発電所において防護区域、周辺防護区域、警備区域を設定し、各区域の境界で本人確認や物品検査といった出入管理を行っていたところ、新規制基準の施行を受けて、防護区域では出入管理としてさらに爆発物検査を実施するとともに、警備区域を立入制限区域として、センサー・監視カメラ等の監視装置を充実させた。また、防護区域内外の枢要設備の防護を強化した。

抗告人は、新規制基準の施行を受けて、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって本件各原子力発電所の大規模な損壊が発生した場合に備えた体制の整備等を行った。具体的には、テロリズムによる大規模損壊によって本件各原子力発電所が受ける被害範囲は不確定性が大きく、予めシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、周辺環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、可搬型設備による対応を中心とした対策手順を整備した。抗告人のこれらのテロリズム対策は、原子力規制委員会から新規制基準への適合性の確認を受けている（乙76、乙122）。

(8) 以上によれば、「テロリズム対策」に関する新規制基準が不合理であるとはいえないし、抗告人の本件各原子力発電所におけるテロリズム対策の状況を考慮しても、本件各原子力発電所の安全性が欠如しているとはいえない。

(9) 相手方らの主張に対する検討

ア 相手方らの主張

新規制基準が策定し、抗告人が実施するテロリズム対策は、次のとおり不合理なものである。

(ア) 新規制基準のテロリズム対策は、特定重大事故対処施設の設置であり、具体的には、緊急時制御室、フィルター付きベント、緊急時注水設備、緊急時減圧設備、電源設備等であり、テロ攻撃を防止する対策ではなく、テロ攻撃を受けても過酷事故に発展させない対策にすぎない。しかし、今日の複雑な国際情勢の中では、上記のような対策でテロリズムによる過酷事故への進展を防止でできるといえるのは根拠のない楽観的見通しでしかない。

(イ) 抗告人の主張する対策でテロ攻撃を防ぐことは不可能であるし、新規制基準及び抗告人の対応は、ミサイル攻撃を想定していない点で重大な欠陥がある。

イ 検討

(ア) 前記のとおり、原子炉設置（変更）許可に係るテロリズム対策に関する基準については、原子炉等規制法43条の3の6の第1項3号及び4号並びに設置許可基準規則及び「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」に定められ、テロリズム対策に関する保安、防護措置については、同法43条の3の2第1項及び第2項並びに実用炉規則に定められ、これらに基づいて実施されている。

これらのテロリズム対策により、本件各原子力発電所への不正アクセスや不審者の侵入等の防止対策を実施している上、テロによる本件各原子力発電所の大規模な損壊が生じた場合を想定して、そのような場合に放射線物質の放出を防ぐための対策や特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制が整備されている。さらに、ミサイル攻撃等の大規模テロ攻撃に対しては、国民保護法等に基づき、緊急対処事態として国が対策本部を設置し、原子力災害対策への対処、放射線物質による

汚染への対処等に当たり、原子力事業者は、国と連携して対処することとされている。原告人は、国民保護業務計画を定め（乙123）、これに基づいて国と連携して対処することとしている。

（イ）前記のとおり、原告人は、テロによる原子力発電所の大規模な損壊が発生した場合における体制の整備等に関して、大規模損壊によって原子力発電所が受ける被害範囲は不確定性が大きく、予めシナリオを想定した対応操作は困難であると考えられることなどから、周辺環境への放射線物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、可搬型設備による対応を中心とした対策手順を整備した上、大規模損壊発生時の体制について、要員への教育、体制の整備、大規模損壊発生時の対応に必要な設備及び資機材を整備しており（乙121、「高浜発電所原子炉施設保安規定」）、原子力規制委員会は、原告人の上記テロリズム対策について重大事故等防止技術的能力基準への適合性を確認している（乙14の2、乙122）。

（ウ）以上によれば、新規制基準が策定し、原告人が実施するテロリズム対策が不合理なものであるとはいえない。

（エ）したがって、相手方らの主張を採用することができない。

10 原子力災害対策

(1) 深層防護とは（乙273の1）

深層防護とは、一般に、安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標を持った幾つかの障壁（防護レベル）を用意して、各々の障壁が独立して有効に機能することを求めるものである。

原子力発電所は、炉心に大量の放射性物質を内蔵しており、人と環境に対して大きなリスク源が存在し、かつ、どのようなリスクが顕在化するかの不確かさも大きいという点で、不確実さに対処しつつリスクの顕在化を着実に防ぐため、従来から深層防護の考え方を適用することが有効とされており、国際原子力機関（IAEA）においても採用されてきた。

例えば、国際原子力機関（IAEA）の最上位の安全基準である「基本安全原則」（SF-1）においては、原子力発電所において事故を防止し、かつ、発生時の事故の影響を緩和する主要な手段は、深層防護の考え方を適用することであるとされている。この深層防護は、複数の連続かつ独立したレベルの防護の組合せによって主に実現されるとし、ひとつの防護レベル又は障壁が万一機能しなくても、次の防護レベル又は障壁が機能するとされている。そして、各防護レベルが独立して有効に機能することが、深層防護の不可欠な要素であるとされている（基本安全原則 3.3.1.）。

(2) 原子力発電所における5層の深層防護（乙273の1）

国際原子力機関（IAEA）の安全基準の一つである「原子力発電所の安全：設計」（Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1)）では、深層防護の考え方を設計に適用し、5つの異なる防護レベルにより構築している。

具体的には、第1層の防護レベルは、通常運転状態からの逸脱と安全上重要な機器等の故障を防止することを目的として、品質管理及び適切で実証された工学的手法に従って、発電所が健全でかつ保守的に立地、設計、建設、保守及び運転されることを要求するものである。

第2層の防護レベルは、発電所で運転期間中に予期される事象（設計上考慮することが適切な、原子炉施設の運転寿命までの間に、少なくとも一度は発生することが予想される、通常の運転状態から逸脱した操作手順が発生する事象である。この事象は、安全上重要な機器に重大な損傷を引き起こしたり、事故に至るおそれがないものをいう。設置許可基準規則では「運転時の異常な過渡変化」と定義している。）が事故状態に拡大することを防止するために、通常運転状態からの逸脱を検知し、管理することを目的として、設計で特定の系統と仕組みを備えること、それらの有効性を安全解析により確認すること、さらに運転期間中に予期さ

れる事象を発生させる起因事象を防止するか、さもなければその影響を最小に留め、発電所を安全な状態に戻す運転手順の確立を要求するものである。

第3層の防護レベルは、運転期間中に予期される事象又は想定起因事象が拡大して前段のレベルで制御できず、また、設計基準事故に進展した場合において、固有の安全性及び工学的な安全の仕組み又はその一方並びに手順により、事故を超える状態に拡大することを防止するとともに原子力発電所を安全な状態に戻すことができることを要求するものである。

第4層の防護レベルは、第3層の防護レベルでの対策が失敗した場合を想定し、事故の拡大を防止し、重大事故等の影響を緩和することを要求するものである。重大事故等に対する安全上の目的は、時間的にも適用範囲においても限られた防護措置のみで対処可能とするとともに、敷地外の汚染を回避又は最小化することである。また、早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を引き起こす事故シーケンスの発生の可能性を十分に低くすることによって実質的に排除できることを要求するものである。

第5層の防護レベルは、重大事故に起因して発生しうる放射性物質の放出による影響を緩和することを目的として、十分な装備を備えた緊急時対応施設の整備と、所内と所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画と緊急時手順の整備が必要であるというものである。

(3) 設置許可基準規則は、深層防護の考え方を踏まえて策定されたものであること(乙273の1)

設置許可基準規則は、深層防護の考え方を踏まえ、設計基準対象施設(同規則第2章)と重大事故等対処施設(同規則第3章)を明確に区別している。これを国際原子力機関(IAEA)の安全基準との関係で整理すれば、同規則第2章には「設計基準対象施設」として第1から第3層の防護レベルに相当する事項を、同規則第3章には「重大事故等対処施設」として主に第4層の防護レベルに相当

する事項をそれぞれ規定している。

(4) 国際原子力機関(IAEA)の「原子力発電所の安全：設計」等における避難計画の位置づけ(乙273の1)

国際原子力機関(IAEA)の安全基準「原子力発電所の安全：設計」(SSR-2/1(Rev.1))においては、避難計画に関する事項は、第5層の防護レベルにおける「所内と所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画と緊急時手順の整備」に含まれるが、国際原子力機関(IAEA)の「原子力発電所の安全：設計」においては、深層防護の概念を原子力発電所の設計に適用すべきとされているにとどまり、必ずしもその第1層から第5層に係る全ての対応を設置許可基準規則等の原子力事業者に対する規制に規定することが求められているわけではない。

また、国際原子力機関(IAEA)の安全基準「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」(GSRpart7)においても、政府は、規定を設け、原子力又は放射線源による緊急事態に対する準備と対応に関する役割と責任を明示し、割り当てることを確実なものとしなければならないとされており、避難計画に関する事項を含む緊急事態に対する準備と対応について原子力事業者に対する規制として規定することは求められていない。

(5) 我が国の法体系における避難計画の位置づけ(乙273の1)

ア 原子炉等規制法について

原子炉等規制法全体としては、国際原子力機関(IAEA)が示す深層防護のうち、第1層から第4層の防護レベルまでに関する事項については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用を行う者に対する事業の規制を通じて担保されており、設置許可基準規則においては、重大事故等対策を講じること(深層防護のうち第4層の防護レベル)を要求事項としている。一方、所内及び所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画等の整備(深層防護のうち第5層の防護レベル)等は要求事項とされていない。

イ 災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法について

第5層の防護レベルに関する事項については、我が国の法制度上、「災害」の一形態としての「原子力災害」に対し、国、地方公共団体、原子力事業者等がそれぞれの責務を果たすこととされており、災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法によって措置されている。

(ア) 災害対策基本法について

災害対策基本法は、国土並びに国民の生命、身体及び財産を災害から保護するため、防災に関し、基本理念を定め、国、地方公共団体及びその他の公共機関を通じて必要な体制を確立し、責任の所在を明確にするとともに、防災計画の作成、災害予防、災害応急対策、災害復旧及び防災に関する財政金融措置その他必要な災害対策の基本を定めることにより、総合的かつ計画的な防災行政の整備及び推進を図り、もって社会の秩序の維持と公共の福祉の確保に資することを目的とする法律である（災害対策基本法1条）。この場合の災害には、原子力災害を含んでいる（同法2条1号、同法施行令1条）。

そして、内閣府に設置される中央防災会議は、防災に関する総合的かつ長期的な計画や防災業務計画及び地域防災計画において重点をおくべき事項等を定める防災基本計画を作成することとされている（災害対策基本法11条、34条、35条）。

(イ) 原子力災害対策特別措置法について

原子力災害対策特別措置法は、原子力災害の特殊性に鑑み、原子力災害の予防に関する原子力事業者の義務等、原子力緊急事態宣言の発出及び原子力災害対策本部の設置等並びに緊急事態応急対策の実施その他原子力災害に関する事項について特別の措置を定めることにより、原子炉等規制法、災害対策基本法その他原子力災害の防止に関する法律と相まって、原子力災害に対する対策の強化を図り、もって原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的とする法