

平成28年(ワ)289号等 伊方原発運転差止等請求事件

原告 〇〇〇〇〇〇 外









被告 四国電力株式会社

### 準備書面23

(過酷事故対策)

広島地方裁判所 民事第2部 御中

平成31年4月26日

原告ら訴訟代理人弁護士	能	勢	顯	男		
同	弁護士	胡	田	敢		
同	弁護士	前	川	哲	明	
同	弁護士	竹	森	雅	泰	
同	弁護士	松	岡	幸	輝	
同	弁護士	橋	本	貴	司	
同	弁護士	村	上	朋	矢	
同	弁護士	河	合	弘	之	

(但し、1281号事件のみ)

本書面は、被告の準備書面（10）（平成30年7月26日付）に対する反論及び原告の準備書面18（設計基準事故及び過酷事故対策）（平成30年6月8日付）の補充の主張を述べるものである。

## 目次

第1	安全の考え方	3
第2	被告の主張に対する反論	4
1	放射性物質の閉じ込め機能は「五重の障壁」という詭弁	4
2	対策が常に有効に働く保証はないこと	5
3	異常の早期検知は可能といえるか	8
4	原子炉停止は確実と言えるか	9
5	原子炉が停止した後、崩壊熱を除去することが確実にできるか	10
6	放射性物質異常放出対策	12
第3	電源確保の信頼性	15
第4	まとめ	34

## 第 1 安全の考え方

被告は、準備書面（10）2頁において、「事故防止に係る安全確保対策を講じるにあたっては、①異常発生防止対策、②異常拡大防止策、③放射性物質異常放出防止対策を講じ、それぞれの段階について、前段否定の考え方に立った上で、後続のレベルに期待せず当該レベルで異常の発生・拡大を防止するという深層防護の考え方を採用している。」旨主張している

しかし、どんなに深層防護をしても、その対策のいずれもが確実でないと各層で事故の進展を確実に止めることができない。深層防護が大規模事故を防げない原因は、各層で使われている技術が信頼性を基本にした「確率的な安全」に依存した技術であるからである。信頼性が高いことは、故障率が小さいことであるが、故障がゼロにならないと安全性は確保できない。具体的な仕組みを図1で考えてみる。

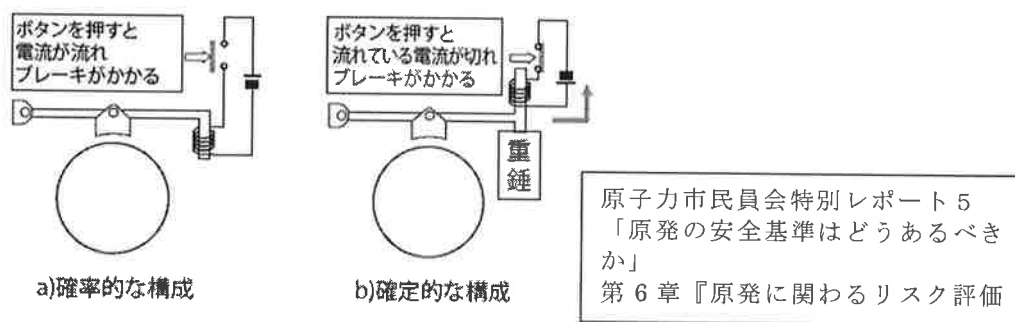


図1 確率的な安全と確定的な安全

例えば、車のブレーキシテムを考えた時、a)のような確率的な構成では、ボタンを押してスイッチを入れると電流が流れて電磁石でブレーキがかかる仕組みだが、回路を構成する部品、例えばスイッチ・電源・電磁石・電線のいずれかが故障するとスイッチを入れてもブレーキはかからない。装置として故障しにくいものであっても、ある部品に製造時に傷や欠陥が起きたり時間と共に劣化して部品が

故障したりすることは避けられないのである。地震その他の外部の要因で故障することもある。さらに回路を構成する部品点数が増えると、部品点数に比例して故障が発生しやすくなり故障するとブレーキが効かなくなる。仕組みによるが、部品点数は数十個あるいは百個を超える場合もあり得るので、その場合故障の発生確率は桁違いに増加する。このような仕組みは、安全性は部品の故障率に依存するため、「確率的な安全」と呼ぶ。

図1のb)は、常時コイルに電流を流しておき、電磁石の力でブレーキがはずれるようにしておいたものである。ボタンを押して電流を切ると重錘の重みでブレーキがかかるように設計する。部品点数が増えるにしたがって故障することが増えるが、部品の故障は電流を切ることになるので、自動的にブレーキがかかることになる。故障すると、その度にブレーキが確実に効くことになる。こうした設計を「確定的安全」といつている。機械装置はできる限りこうした「確定的安全」に作り込むことが重要である。

## 第2 被告の主張に対する反論

### 1 放射性物質の閉じ込め機能は「五重の障壁」という詭弁

被告は、「1 異常発生防止対策」について「異常が発生した場合・・・放射性物質を「閉じ込める」ことにより、五重の障壁の健全性を維持して放射性物質の環境への大量の放出を防止する・・・」と主張する(2頁)。

しかし、この認識そのものが「安全性の誇大宣伝」である。「五重の障壁」とは、燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉建屋を意味しているものと解される。

まず、燃料ペレットは焼き固めただけで、燃料被覆管もペレットを

中に入れたもので、放射能を閉じ込めると言うよりは、単に必要な形状を維持するだけのものであり、事故が発生した場合に閉じ込められるわけではない。もし、原子炉内の冷却ができなくなった場合には、燃料の温度が上がり被覆管が破れて放射性のガスが原子炉内に出てくることになる。

次に、温度が上昇し炉心溶融に至ると、原子炉圧力容器自体がもたなくなる。原子炉圧力容器も一次系の水を循環させており、加圧器、蒸気発生器、一次冷却材ポンプや配管・バルブから構成されており、軸受他様々な部分から漏えいする経路があり、さらに事故の時には原子炉格納容器内に大量の放射能を含んだ冷却水が出てくる。

実質的に事故時の閉じ込め機能を有するものは、原子炉格納容器だけである。被告は、格納容器の貫通部等から漏れた蒸気等は原子炉建屋に閉じ込めるとしているが、原子炉建屋の圧力に対する漏えい限界は大きくないので、事故時に閉じ込め機能を期待できない。

「五重の障壁」などとあたかも事故時の放射性物質の閉じ込め機能が五重になっているかのごとく喧伝しているが、実際は原子炉格納容器だけが実質的な閉じ込め機能を有しているだけであり、過酷事故（重大事故）時にはその原子炉格納容器さえも、種々の爆発や高温・高圧、格納容器のベント等により閉じ込め機能を失う可能性がある。

## 2 対策が常に有効に働く保証はないこと

被告は、「本件 3 号機において、何らかの原因で核分裂反応が増加した場合、核分裂反応が常に自動的に抑制されるという性質（自己制御性）を有する原子炉を採用している。」とし（2 頁）、「制御棒制御系、加圧器圧力制御系等の設備で一次冷却材のホウ素濃度を調整することで制御しているが、タービン出力が変化するなど原子炉出力を調整する必要が生じた場合にも、制御棒制御系によって制御棒を自動で

上下駆動させることで、安定的に制御される。一次冷却材の圧力についても、加圧器圧力制御によって、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。」としている（3頁）。また、被告は、「誤作動や誤操作により異常が発生することを防止するため、異常が発生した場合に常に安全側に作動するフェール・セーフ・システムや、一定の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インターロック・システムの仕組みを採用している。」とし、「何らかの原因で核分裂反応が増加した場合、核分裂反応が常に自動的に抑制される」自己制御性を有するとしている（3頁）。

しかし、自己制御性というものは、常に成立するわけではない。例えば、「原子力教科書・原子炉動特性とプラント制御 岡芳明・鈴木勝男編著オーム社、平成20年」p.22は、「加圧水型軽水炉（PWR）では、1次冷却水にほう酸を入れ、燃焼とともにその濃度を減少させて燃焼に伴う反応度低下を補償している。これをケミカルシムという。この場合は、減速材/冷却材温度の上昇に伴いその密度が低下すると、ほう酸の濃度も低下するので中性子吸収が減少し、減速材温度係数が、ほう酸濃度が高いときには正になることがある。」（下線原告）と説明している。ここで、減速材温度係数は、自己制御性を維持するために、通常減速材/冷却材の温度が上がると核反応が抑制され反応度が下がる負の状態にするべきものである。しかし、PWRでは核反応の制御をほう酸の濃度で行っており、ほう酸の濃度が高い状態で、減速材/冷却材温度が上昇すると（上記下線部参照）ほう酸の密度が低下するため、減速材温度係数が正になることがあると指摘されている。したがって、通常のプラントの運転状態では、減速材温度係数は負になっており温度が上がると反応度は下がるが、ほう酸の濃度が高い場合は減速材温度係数が正になることがあるという。つまり、一定の条件下

ではあるが、減速材温度係数が正になることがあるので、核反応の自己制御性が常に働くというわけではないといえる。

また、上記文献は、続いて、「なお、反応度係数は負で大きいほど安全というわけでは必ずしもない。例えば、運転していなかった冷却水ループがあるときに、そのポンプを誤起動すると炉心に冷たい冷却水が入るので、正の反応度が投入される。これを冷水事故という。負の反応度係数が大きいと正の投入反応度量は大きくなる。」と説明している。つまり、減速材/冷却材の温度が上がる方向に対して負の反応度が投入（核反応が抑制）されるということは、減速材/冷却材の温度が急激に下がると正の反応度が入る（核反応が促進）ことになる。事故時、特に重大事故時に外部から非常に冷たい冷却材を入れざるを得なくなった場合には、反応度事故のリスクが生じることになる。核反応を抑制するためほう酸水を入れるのが普通であるが、メルトダウンが危惧される緊急時には、ほう酸水を入れる余裕がなく、仕方なしに冷たい真水を入れざるを得ないことも十分想定される。設計の段階で反応度係数\*を適切に設定する必要があることを意味している。

\*反応度係数は、減速材温度係数や燃料温度係数ほか出力の変化による出力係数等、多くの影響があるから、他の影響も考慮して予期せぬ正の反応度が投入されることのないように慎重に設定される。

チェルノブイリ原発事故は、黒鉛減速軽水冷却炉（RBMK）で軽水炉とは特性が違うものの、冷却材温度係数が正になり易く、核暴走に至った。反応度係数が正になっていると、核反応の制御は非常に複雑であり、温度や圧力等様々な外乱があった場合には、核反応が急激に増加する反応度事故が発生するリスクを生じる。どのような状態でも、安易に自己制御性があると断定することは危険である。

さらに、各パラメータの異常やセンサ等の故障ならびに人為的なミ

ス等不測の事態が生じた場合に確実に核暴走を防ぐことが求められている。

しかし、制御棒制御系やほう酸水注入系が必ず意図したように機能することが保証されているわけではない。フェール・セーフ・システムやインターロック・システムといっても、どこまで導入されているか不明であることと、図1で述べた「確定的安全」になっていない限り、事故の可能性は否定し得ない。

### 3 異常の早期検知は可能といえるか

被告は、「何らかの異常が発生した場合、その異常の発生を早期に、かつ、確実に検知するため、原子炉計装、プロセス計装等を設置している。すなわち、原子炉の状況及び一冷却材の温度、圧力、流量、水位等の変化などが示す異常の兆候を、検出器で検知し、中央制御室の制御盤に警報を発することにより、24時間体制で運転状況を監視している運転員は、直ちに原子炉の停止などの適切な対応をとることができる。」と主張している（4頁）。

しかし、これも計装系の検出器等が設置されていることを言っているだけで、異常発生時に確実に原子炉計装やプロセス計装が機能する保証は全くない。原発の状態を把握する上で、計装系の検出器や信号およびその表示システムは非常に重要であるが、事故時に機能しなかったことが多々ある。

その例として、1979年米国スリーマイル島原発事故がある。まず、主給水ポンプの故障から始まり、自動起動した副給水ポンプは点検時にバルブを開け忘れていたため、給水ができなかった。バルブの開閉状況を示す計装系のランプが中央制御室の制御盤で表示されていたが、何らかの理由で制御盤の当該ランプが札の陰に隠れていて、バルブが閉じていることに気がつかなかった。その後 ECCS が働き原子炉



に給水でき事故は収束したかに見えたが、運転員が、水位計が機能していなかったことに気がつかず、原子炉が満水になっていると勘違いして ECCS を絞ってしまう。運が悪いことに、加圧器逃がし弁が開いて繰り返し一次系の減圧をしていたが、逃がし弁が開固着して冷却水が流出し原子炉が空焚きになり、メルトダウンしてしまった。格納容器内で水素爆発等が起きたと考えられているが、格納容器を破壊するほどの規模にはならなかった。このように、人為ミスによるバルブの開け忘れやバルブの開閉表示ミス、ECCS の誤停止、水位計の機能喪失、逃がし安全弁の開固着等々たった 1 回の事故で多くの故障や人為ミス、設計ミス等が発生している。これはスリーマイル島原発事故に限らず、後に触れるように福島第一原発事故でも同様である。

#### 4 原子炉停止は確実と言えるか

被告は、原子炉の停止の項で、「検出器が異常の発生又は兆候を検知した場合には、必要に応じ、運転員が手動で原子炉停止操作を行い、制御棒を炉心に挿入して原子炉を停止する。」とし、続いて「一方、燃料被覆管や原子炉被覆管の健全性に重大な影響を及ぼすおそれがある異常が発生した場合、すなわち、検出器が検知した値があらかじめ定めた設定値を超えるなど異常な状態になった場合には、原子炉保護設備から原子炉トリップ信号が発せられる。原子炉トリップ信号が発せられると、自動的な制御棒が挿入され、原子炉を緊急停止させる。」と主張する（5 頁）。

しかし、原子炉トリップ信号は異常が発生した場合に、いかなる状況でも確実に信号を発信するとは限らない。確かにトリップ信号を発する仕組みは一定の信頼性の高い仕組みになっているが、状態を把握する検出器が故障するとトリップ信号は発せられないし、信号系統も厳密な意味ではフェールセーフにはなっていない。例えば地震でトリ

ップ信号が発せられるように多重化した仕組みになっているが、こうした仕組みは信頼性を上げる仕組みにはなっていない、基本的には図1で示した「確率的安全」の仕組みと同様であり、一定の確率で故障し故障すると安全側に作動しない、安全装置として機能しないことがあり得る。さらに、仮にトリップ信号が発信した場合にも、自重で挿入される制御棒制御系も機械的な装置なので、何らかの理由で変形したり、接触部の摩擦が大きくなり過大により地震動で挿入される時間が遅れたりすることも否定できない。そして、その上で仮に制御棒が入らなかった場合に、ほう酸水を注入して核反応を止める多重の安全系になっているが、予期せぬ故障でほう酸水注入系が機能しなかった場合には核反応を停止できないことになる。それぞれの装置がフェールセーフ化された仕組みになっていない限り、そのような制御棒制御系とほう酸水を注入するシステムが同時に故障する可能性は少ないとはいえ、これが全くないとはいえない。

#### 5 原子炉が停止した後、崩壊熱を除去することが確実にできるか

被告は、原子炉が停止することに成功した場合に崩壊熱を除去する冷却手段について、「通常は主給水ポンプによって蒸気発生器へ二次冷却材の供給を継続し、一次冷却材の熱を蒸気発生器で二次系冷却材に伝え、二次冷却材の熱を復水器を通じて海中へ放出することで運転停止後の崩壊熱等を除去する。また、仮に通常使用する主給水ポンプ等が故障等により使用できない場合でも、原子炉を冷却できるよう、補助給水設備を使用する冷却方法や主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を使用する冷却方法などを確保しており、これらの設備に、安全上重要な設備として格段の信頼性を持たせている。」としている（5頁）。さらに、被告は、「以上のとおり、被告は、これらの異常拡大防止対策によって、仮に本件3号機において何らかの異常が発生した場合で

も、原子炉を止めることで、放射性物質を大量に放出しないよう、確実にペレット、燃料被覆管及び原子炉格納容器の障壁の中に閉じ込めることとしている。」と主張している。

しかし、冷却方法の確保や放射性物質の閉じ込めができるのは、すべて想定した範囲の故障や事故に限られている。前述の米国スリーマイル島原発事故で明らかになったとおり、バルブ等の故障や人のミス等が重なると、「確率的安全」な仕組みである限り、炉心溶融事故まで至ってしまうのである。安全装置をつけたから事故を防げるということにはならない。

被告は、「主給水ポンプが故障した時にも、補助給水設備を使用する冷却方法や主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を使用する冷却方法などを確保しており、これらの設備に、安全上重要な設備として格段の信頼性を持たせている。」としているが、あくまで信頼性に依存した「確率的安全」に過ぎず、機器の故障や人為的なミスを含めて、冷却ができず炉心溶融してしまうリスクを排除しきれない。理論上装置が故障した場合に、炉心溶融に至る事故シナリオがあり得る上、何よりも米国スリーマイル島事故で、主給水ポンプの故障、副給水ポンプの機能喪失（定検時のバルブ開け忘れ）、水位計の機能喪失、加圧器逃がし弁の開固着、ECCSの誤停止等々、機器の故障と人為的なミスが次々と重なりメルトダウンを起こしている事実がある。こうした事故を確実に防ぐ仕組みにはなっていないのである。

また、LOCAでも主蒸気管破断事故等の場合には、ECCSが作動し冷たい水を注入するが一次冷却材を冷却しすぎると、反応度が上昇するので、原子炉へ注入する水はほう酸水を使い反応度を抑える。しかし、前述したとおり、運転していなかった冷却水ループがあるときに、そのポンプを誤起動すると炉心に冷たい冷却水が入るので、正の反応

度が投入される。これを冷水事故という。負の反応度係数が大きいと正の投入反応度量は大きくなるため、一次系に冷却水が入ることだけでも反応度が異常に上昇することがある。その場合には、制御棒クラスタの挿入および化学体積制御設備またはほう酸注入安全注入ポンプによりほう酸水を原子炉に注入する必要性があるがそれらも必ず作動するとは限らない。

そもそも PWR では、原子炉の冷却をしていく段階で反応度が添加されることになる特性を持っている。PWR を冷温停止状態に移行する過程で、温度が下がってくると未臨界を維持できなくなってくるので、原子炉を停止するには、ほう酸水を入れる仕組みになっている。したがって、冷却材喪失事故で冷却水を入れる場合、真水ではなくほう酸水を入れる必要があるという大きなハンディを負っている。特に、冷却材喪失事故で緊急炉心冷却系 (ECCS) が機能しなかった場合に、やむを得ず外部から冷却水を入れるような重大事故状態において、機器の故障等で通常使用されるほう酸水が入れられず、冷たい真水が入れられるようなことも想定される。事故の時に、例えば「高圧注入系および低圧注入系の水源は燃料取替用水タンクであるが、この水位が低くなると、水源を格納容器再循環サンプに切り替え、注水を継続する。」(6頁)としているように、水源も様々に切り替えられる可能性もある。そうした事故の混乱した状況で、反応度事故が発生する可能性もあり得る。事故の時にすべてが想定通りに機能するとは限らないため、福島原発事故のように事故が長期間にわたった場合に、注入する冷却水がほう酸水でないと反応度が投入されてしまう危険もある。これは、安全系が機能する時、大きなリスクを負っていることになる。

## 6 放射性物質異常放出対策

被告は、仮に一次系冷却管が破断するなどして LOCA が発生しても

ECCS を設けており、「ECCS は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系からなり、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。高圧注入系及び低圧注入系の電動ポンプへは外部電源が喪失した場合であっても、独立した2系統の非常用ディーゼル発電機から給電することができる。蓄圧注入系は、LOCA等が発生し、一次冷却系の圧力が低下すると、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になっており、電源等の駆動源は必要としない。」と主張する（6頁）。

しかし、蓄圧注入系や高圧注入系あるいは低圧注入系は、それぞれ圧力条件や原子炉の状態に応じて、機能を発揮する条件が異なっており、すべてが多重化しているわけではない。例えば、低圧注入系は原子炉（加圧器を含む一次系）の圧力がポンプの押し込み圧力より低くなければ水は入らない。また、蓄圧注入系も一次冷却材管の破断時に当該破断ループの蓄圧タンク1基を除く残りの蓄圧タンクで、高圧注入系が作動するべきであるが、一次冷却系の圧力検出器や窒素ガスを出す弁の不作動やほう酸水タンクの故障などが生じると、ほう酸水の注入ができないことになる。

また、被告は「・・・放射性物質が放出される事態においては、原子炉容器の外側に設けた原子炉格納容器及びコンクリート遮へい壁が放射性物質を閉じ込める障壁となる。」とし、さらに「LOCA等が発生した場合、一次冷却材管等から放射性物質を含む一次冷却材が高温、高圧の水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。・・・原子炉格納容器内に原子炉格納容器スプレイ設備を設けており、圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備を設けており、圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備が自動でほう酸水をスプレイし、水蒸気を凝縮させて圧力を下げること

で、原子炉格納容器の健全性をたもつことができる。」としている。

しかし、原子炉格納容器は直径約 43m、高さ約 70m 近い大きな鉄筋コンクリート製の容器であり、地震力に対して構造的な脆弱性がある。原子炉格納容器は、大きなドーム型で、BWR 型原発と違って他の構造と独立した構築物であるから、基準地震動に対してもつように設計されているとしても、設計基準地震動を大幅に超えるような大地震に対しては破壊し易い。また、容器が非常に大きいため、古くなると鋼製部の腐食や劣化が生じても発見が困難である。なお、原子炉格納容器スプレイは、高い所にあり格納容器の壁に沿って設置されているが、事故の時に機能するとは限らない。スプレイ水を送るポンプが機能することが重要だが、動的な機器なので単一故障基準を適用して、少なくとも 2 台以上多重化されていると推測するが、スプレイ配管(スプレイヘッダー)はひとつだけで、もしそれが詰まると機能喪失する。スプレイ配管の中にサビやゴミなどがたまってくると、事故時にスプレイ水を撒こうとしてもスプレイ配管に散水ようにとりつけてあるスプレイノズルの穴が小さいため詰まってしまう危険性がある。また、スプレイの機能確認は空気等の気体で行っていると推測されるが、実際に水を使って機能確認をしていないので事故が起きた時にスプレイノズルが詰まらないことを確認できていない。事故時に格納容器スプレイが機能喪失すると、格納容器内の温度・圧力が上昇してしまい、格納容器破損に至る。つまり、放射性物質を閉じ込める原子炉格納容器の健全性が確保できていない。むしろ多重故障により原子炉一次系の冷却に失敗すると炉心溶融を起こすが、同時に格納容器スプレイが機能喪失し、格納容器が過圧・過温破壊する危険性がある。また、事故の進展によるが、炉心溶融が起こり、溶融デブリが原子炉下部を溶融貫通し格納容器下部に落下すると、①燃料被覆管と水蒸気のジルコ

ニウム水反応により大量の水素ガスが発生し、水素爆発により格納容器が破壊する。②溶融デブリを水で冷却できないとコアコンクリート反応（MCCI）により大量の可燃性ガス発生しながらコンクリートを侵食し格納容器下部を破壊する。③格納容器床に冷却のため水を張ると、落下してきた溶融デブリが水と接触して大規模な水蒸気爆発を起こし、格納容器を破壊する。

原発では、共通要因故障などにより原子炉一次系の冷却に失敗すると、炉心溶融を起こすが、炉心溶融をすると事故の収束は極めて難しくなる。福島事故でも、一旦炉心溶融が始まると運転中の3機すべてメルトダウン、メルトスルー(溶融貫通)してしまったことから、炉心溶融が事故進展の重要な決定的な分岐点であることが分かる。ちなみに、PWRの場合には事故の開始から約20分前後で炉心溶融が始まり、1時間半内外で原子炉容器を溶融貫通してしまう事故シナリオが存在する。

### 第3 電源確保の信頼性

- 1 被告は「燃料補給を必要とする非常用電源設備は、軽油を燃料とする可搬設備（電源車など）及び重油を燃料とする常設設備（空冷式非常用発電装置及び非常用発電機）がある。これらの非常用電源設備への燃料輸送は、燃料移送配管又はミニローリーにて行うところ、被告は、いずれの設備についても、重大事故等対処設備に位置付け、基準地震動  $S_s$  によっても機能を失うことのないよう耐震安全性を確保している。そして、これら重大事故等設備については、地震、津波その他の自然現象等による共通要因によって、同時にその機能が損なわれるおそれがないよう可能な限り、多様性、独立性及び位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とするなど、高い信頼性を確保してい

る。」と主張する（19頁）。

しかし、そもそも、外部電源のバックアップとして機能すべき非常用電源設備は、電源車などの可搬設備にしても空冷式非常用発電装置及び非常用発電機等の常設設備にしても、いずれも軽油を燃料としており燃料枯渇や起動失敗のリスクがあるから複数台用意しているものである。改めて強調するようなことではない。

被告は、共通要因故障により同時に機能が失われないように、可能な限り、多様性、独立性および位置的な分散を図って高い信頼性を確保しているとしているが、原告準備書面18において指摘したとおり、可搬型の設備は、手動によるものである。そして、全電源を喪失し、冷却機能も喪失するほどの大地震に襲われた原発施設では、地割れ、余震、交通渋滞等が想定され、人命優先から避難を優先した対応がなされることは必至であり、情報も錯綜する中、そのような条件下で人の手によって上記の起動及び運転継続ができるかは極めて疑問である。

- 2 また、装置の複雑さや部品点数の多さから、フェールセーフ化されていない設備は常に故障や機能喪失のリスクをはらんでいることを忘れてはならない。部品や材料の劣化に伴う故障などは、通常は潜在的に存在し、事故が発生してはじめて知ることはが多い。このことは過去の様々な故障を考えてみれば明らかである（伊方3号機・充填ポンプ主軸折損事故（甲F10－原子力産業新聞記事）、泊1号A充てんポンプ故障（甲F11－北海道電力(株)泊発電所1号機A充てんポンプの故障）等）。
- 3 被告は、「常設代替電源設備による給電手段については、空冷式非常用発電装置は燃料補給が必要であることに対し、非常用ガスタービン発電機は7日間燃料補給を必要としないことから、優先順位として



は、非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置の順とする。」とし，空冷式非常用発電装置の燃料補給の必要性を認めている。非常用ガスタービン発電機も7日間しか燃料がない。

また，被告は，「既許可の有効性評価は，空冷式非常用発電装置により実施しているが，非常用ガスタービン発電機による給電のための活動開始から，非常用高圧母線受電までの所要時間は約30分と空冷式非常用発電装置を使用した場合と同じであり・・・」としており，これを前提とすると，いずれの常設代替電源設備も，非常用電源として機能するためには約30分間が必要であるということになる。しかし，非常時に，こうした時間が確実に守れる保証などない。事故の状況によっては，約30分という時間では間に合わないこともあり得る。事故とはそうしたものである。予め想定した条件下で有効性評価をしたからといって事故の時に確実に機能することが保証されているわけではない。「装置をつけてあるから安全」であるという主張は，「赤外線センサーをつけてあるから安全」という思い込みが回転ドアの子供の死亡事故を生んだことと同様の轍を踏むことである。

- 4 被告は，「重大事故等が発生した場合における電源車及びミニローリーなどの可搬式重大事故等対処設備の運搬や移動については，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災を想定しても支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートは，基準地震動による地震力に対して，運搬や移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保している。また，地震による周辺斜面の崩壊や道路路面の滑りによる崩壊土砂等の障害物に対しては，本件発電所内に分散配置している2台のホイールローダによる仮復旧を行うことで通行性を確保することとしている。」と主張する（19頁）。

しかし，自然現象や溢水及び火災はあくまで想定であり，一定の規

模の事故に対して「支障をきたすことのないよう」などと言っても、想定を超える事態に対処できなければ重大事故を防ぐことなどできない。また、斜面の崩壊に対して障害物を排除し、アクセスルートを仮復旧させるためホイールローダを配置していると言うが、どの程度の規模を想定しているのか、想定を超えた場合にはどうするのか、どの程度の時間がかかるのか、全く不明である。このような不確実性に照らせば、状況次第では全く手が付けられない事態が発生することも十分あり得ることである。

被告は「原子力委員会は、被告がとる対策について、非常用発電設備については、積雪等の想定される自然現象、人為事象、火災、溢水によっても安全機能が損なわれないように設計することを確認しており、燃料の輸送手段についても、想定される自然現象を考慮しても必ず一手段を確保し、ディーゼル発電機の7日間以上の連続運転に支障がない設計としていることを確認している。」と主張しているが、あくまでも想定される自然現象で、想定される人為事象、想定される火災、想定される溢水に対して最小限の基準を満たしていることを確認したにとどまるものである。安全機能が損なわれないように設計したつもりでも、その設計した非常用発電設備が想定外に故障し、あるいは、機能喪失してしまえば安全機能は失われる。想定通り設計しても故障時や人為的ミス等により機能喪失してしまったり、想定を超える状況では安全機能が喪失することになる。

- 5 被告は、非常用電源の燃料保有量について、「7日間の外部電源喪失を仮定」しているが、その根拠は新規制基準の考え方、つまり福島第一原子力発電所の事故の例で「免震重要棟のガスタービン発電機の燃料供給に3日程度を要したため、より保守的に、少なくとも7日間と設定したものである」としている（20頁）。

しかし、そもそも福島原発事故で、燃料補給に3日程度要したという事は、同事故の様々な環境の中で偶然生じた事態であり、それが十分な時間であるなどとはいえない。それを「より保守的に7日間とした」としても、それで足りるともいえない。それは、事故の状況を限定して対策をしているにすぎず、安全性を確保できたといえるものではない。福島事故以前には何の確たる根拠もなく、電源喪失をしても30分あれば回復できるとしていた。同じ過ちを繰り返そうとしているのである。

- 6 被告は、「事象発生後6日間までに燃料補給等の外部支援を受けられる体制を整備し、原子力規制委員会においても、事象発生7日間は外部支援なしで対応を維持できること及び事象発生後6日までに外部支援が受けられることを確認している。」と主張する（21頁）。

しかし、実際の事故は様々な事故シーケンスが有りうる中で、福島事故の一例を根拠にして、事故のシナリオを狭く断定的にとらえて対策をすることで、それが十分であるということとはできない。また、「外部からの支援を受けられる体制を整備」するよう計画したことは分かるが、それはあくまで計画であり、現実の事故の時に、組織がなかなか機能しないことは、福島事故の時の混乱を見てもよくわかる。福島原発事故時は原子力安全委員会のメンバーすら集まることが困難であったとされている。特に複合的な原発災害の時には、外部からの支援を当てにすることは難しいと考えておくべきである。

- 7 被告は、「号機間連絡ケーブルとして、通常時より非常用高圧母線間にケーブルを接続し、両端に設けた遮断器（2箇所）により物理的に切り離し、この遮断器の投入は自動化せず運転員の手動操作のみにしている。本件1、2号機及び3号機の中央制御室は、電力融通のモードスイッチと遮断器操作スイッチを設け、運転員が遮断器を手動投

入する」場合、選択スイッチを「送電」又は「受電」に切り替えた上で遮断器操作スイッチを「入」としなければ遮断機が投入されないインターロックとし、誤操作による遮断器投入を防止している。」と主張している（21頁）

しかし、誤投入を防止するため、自動化せずに運転員の手動に任せることは、他方で、人的なミスを生じさせる可能性があるということである。遮断器操作スイッチを投入する場合、選択スイッチで送電と受電を切り替える操作をした上でないと遮断器操作スイッチを操作しないと投入されないとしているが、インターロックのロジックによっては、ある種の故障と人為的なミスが重なり誤投入あるいは別のトラブルが発生することがないといえるのか明らかでない。電力融通の選択スイッチを追加したため、装置がより複雑になり手順も増えるので故障や人的なミスも発生しやすくなる面もある。被告は、「融通する号機間においては、運転員が状況の確認を相互に行ったうえで、手順を進める」としているが、人がすることで人為的な間違いが起こることは否定できないため、潜在的なトラブル等が重なってもインターロックにより確実に危険側の故障が生じないことを確認する必要があるが、これがなされているとは認められない。

- 8 被告は、空冷式非常用発電装置は火山灰等によるフィルタのつまりについて脆弱であるとの指摘に対し、「多重性又は多様性及び独立性を有するなど、様々な保守性を確保し高い信頼性を持たせているのであって、仮に空冷式非常用発電装置が火山灰をはじめとする降下火砕物に対して脆弱であったとしても、それをもって、重大事故時等における被告の対応が不十分であることにならない。」と主張する（23頁）。

しかし、空冷式非常用発電装置は、冷却に水を不要とするため、大

量の空気を取り入れる必要がある。火山灰等が大量に降り注ぐ環境下で正常に機能すると考えることが間違っている。しかも、「着脱可能な火山灰フィルタ等を吸気口に設置することで・・・機能維持できることを確認している」等と言うが、火山灰等の降下量は非常に不確定性が大きい量であり、目づまりする危険性は極めて高く、人為的な手段で対応可能であるとするのが安全性の考え方から逸脱している。1982年6月24日ブリティッシュ・エアウェイズ9便のボーイング747のジェットエンジンが、インドネシア上空で火山灰が詰まったことにより4基とも停止し、同機は滑空状態となった。ゼロに近い確率だといわれていた四発機の全エンジン停止という、未曾有の事態に乗員達は悪戦苦闘を重ね、どうにかエンジンの再始動に成功し、ジャカルタへ緊急着陸に成功。それまで何も講じられていなかった航空路における火山の噴煙への対策が世界的に急がれるきっかけとなった（ウィキペディア（Wikipedia）”ブリティッシュ・エアウェイズ9便エンジン故障事故”）。ジェットエンジンであろうと、ガスタービンやディーゼルエンジンであろうと燃料を空気と混合させ燃焼するため、高濃度の火山灰等の環境下では機能喪失する可能性が高い。上記のように吸気口にフィルタをつければよいなどという対策は、安全性の観点からはあり得ない発想である。英国航空の事故では、ジェットエンジン4機すべてが機能喪失する事態になったため、原子力でやろうとしているような小手先の対策ではなく、火山灰が降り注ぐ所へは近づかないことで、確実に安全な対策としている。被告の上記主張は、安易にフィルタの設置や交換に頼り、全機が同時に使用できなくなるリスクを無視したものである。

- 9 被告は、「仮に非常用ディーゼル発電機が機能喪失して全交流電源喪失に至った場合であっても、タービン動補助給水ポンプを使用する

ことにより、長期間にわたって原子炉の冷却を継続し、本件 3 号機の安全を確保することができることを確認している。」と主張する（23 頁）。

しかし、火山灰等の環境による多重故障や事故の進展に伴う様々な人的なミスや勘違い等の可能性があり、また、タービン動補助給水ポンプなど原子炉の蒸気で稼働する機械も原子炉の圧力が低下する中で止まってしまうのであり、被告の上記主張は、これらの点を看過したものである。福島第一原発事故で、地震・津波で電源喪失した後、2 号機及び 3 号機は、電源なしで原子炉の蒸気で駆動する原子炉隔離時冷却系（RCIC）が作動し、冷却が確保できていたが、原子炉の圧力が低下して、RCIC が停止し、メルトダウンにつながったとみられている。多様性を有する機器も、確実に作動する状況が確保できなければ、結局は事故を収束（ここでは冷却）できないのである。

10 原告らは、準備書面 18 において、「空冷式非常用発電装置と非常用ガスタービン発電機の起動について、地震等による電源喪失事故が発生している状況下で、有効性評価で認められた 30 分以内で確実に作業できるとはいえない。」と指摘した。これに対し、被告は、「外部電源及び非常用ディーゼル発電機から給電できない場合には、非常用ガスタービン又は空冷式非常用発電装置を代替電源とした給電手段に着手することとしており、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計 4 名により約 30 分で実施することとしている。」と主張する。

しかし、こうした対策が確実に機能するかは、極めて疑問である。事故という緊張した状況で、様々な機器の故障や人的なミスも想定される中で、想定した作業が時間内にできるということは、何ら保証できない。もちろん 4 名の担当者がうまく処理できる可能性もあるが、様々な状況を考えると、30 分以内に確実に実施できると考えるのは

あまりに楽観的である。

この点について、被告はさらに、「原告らは、想定通りに事故への対処ができるとは限らない旨を主張したいのかもしれないが、上記第1の4(3)で述べたとおり、被告としても現実の事故対応が予定通り進まない可能性があること自体を否定するものではない。」と主張し、原告らの主張を一部認めている。また、被告は、「だからこそ、様々な訓練を繰り返して非常時の対応手順を確認し続けるとともに、不測の事態への対応能力を高めていくことが重要であると認識している。そうした認識の下で、被告は、極めて厳しい事象の発生を想定した上でも、ある程度の余裕を持って初動対応をとることが可能な人員配置を行い、また、常に訓練を繰り返して改善を図っていくこととしており、現実の対応が予定通り進まない可能性がゼロではないとしてもそれをもって対策の合理性が失われることにはならない」と主張する。

しかし、このような認識は、福島事故の進展を正しく理解したものでない。現実の事故シナリオは人智の想定を超えるものである。福島第1原子力発電所事故の詳細（原告準備書面18，平成30年6月8日）第1福島事故から学ぶべきこと p.4-8 参照）を真摯に分析すれば、事故そのものが多くの不具合や故障、潜在的な欠陥が顕在化、通常はあり得ない誤判断や誤った操作を誘発することが明らかであり、この点が強く留意されなければならない。

- 11 被告は、常設代替電源設備の関連設備の機能確保について、「空冷式非常用発電装置の起動に当たって使用する中央制御室の制御盤から遠隔で行うことができ、制御盤は基準地震動  $S_s$  に対する耐震安全性を有する設計としており、当該装置の設置場所においても操作スイッチにより起動等行うことができる。」と主張している（25頁）。

しかし、制御盤から遠隔で操作できるようにしたつもりであっても、位置的に離れた場所であることから、地震や火災などいずれかあるいはいくつかの事故の組み合わせにより、遠隔操作ができなくなることもあり得る。そのため、遠隔操作ができなくなった場合に備えて、機側で操作できるように多重防護しているが、遠隔操作ができない事態になった場合に、同時に機側での操作ができなくなることもあり得る。耐震設計も、基準地震動  $S_s$  に対して設計しているが、日本では次々と設計基準地震動を超える地震が何度も起きていることから、設計基準地震動  $S_s$  を設計上考慮したことから、耐震性が確保できたというのは早計である。設計はあくまで、設計想定事象にしか対応していないから、耐震上全く機能喪失することはない等ということは難しい。また、今後設置を予定している非常用ガスタービン発電機においても、同様の設計する予定の、燃料貯蔵設備、燃料輸送設備についても、個別に耐震性を評価しているとしているが、耐震性に関しては、空冷式非常用発電装置と同様、設計基準地震動を超える可能性があることは避けられない。

被告は、「空冷式非常用発電装置又はガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統においては、非常用ディーゼル発電機の電路とは別ルートで系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの電源構成に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立した設計とするなど、非常用高圧母線への常用電源の接続の信頼性を確保している。」と主張している。

しかし、配線上、位置的に近い部分では、火災や爆発的な事故が共通要因故障の原因になり得るし、何らかの要因で、非常用高圧母線自体や配電盤など、機能を集中的に共有している部分が故障すれば、他を多重化して分離、独立したシステムであっても、結果として機能喪



失することがあり得る。装置類や機器類の機能喪失を防ぐことは難しいので、多重化、多様化をもって同時に全ての装置類あるいは機器類が故障することを避けようとしているが、故障した場合に機能維持ができる仕組みになっていないため、共通要因故障で複数の装置が同時に故障すると機能喪失し、安全性の確保が困難になるのである。

12 被告は、平成 16 年（原告らは、原告ら準備書面 18 の 25 頁で、「平成 26 年」とあるのを「平成 16 年」と訂正する。誤記である。）1 月 16 日発生の伊方原発 1 号機のタービン動補助給水ポンプの軸封部のトラブルについて、「その原因は、前回定期点検時に取り換えた軸封部のグランドパッキンが従来品より厚いものであったため、グランドパッキンと軸スリーブの摩擦により温度が上昇してグランドパッキンから白煙が発生したものであった。そのため、軸封部グランドパッキンの厚さの管理を行うこととし、その旨を作業要領書に記載することで再発防止を図っている。」としている。

このトラブル自体は、比較的軽微なトラブルで収束したが、軸封部拡大図から推測（ここでも軸径を記載していない。）すると、軸径は 30 数 mm 程度あり決して小さい軸ではない。しかも高速で回転するタービンの軸が摩擦で白煙が出たということは、トラブルの発見がさらに遅れたときは軸が焼き付き軸や軸受けの破損から周辺を巻き込む事故に発展した可能性もある。また、事故の原因として、交換部品を間違えただけでこのようなトラブルの原因になること自体が重要である。作業要領書にグランドパッキンの厚さの管理を加えることで、事故対策としているが、このような交換部品は当該部品のような軸封グランドパッキンだけではなく、それ以外のパッキン類やボルトナット等々、非常に多岐、多数に上るから、当該パッキンの厚さの管理だけではこの種の交換部品の間違いを防止ですることはきない。再発対策

が十分であるとはいえない。しかも、こうして誤って取り付けられた部品が間違っていたこと、トラブルが発生して初めて分かるものである。

被告は、平成 16 年 3 月 9 日に発生した伊方原発 3 号機の充てんポンプの軸の破断（被告準備書面 10 p.26・27）は、工場の製作段階において、スリップリング溝部コーナの R 止まりの曲率半径が小さく、主軸との接触により応力が発生し、応力集中部から疲労破壊したと判明した、という。さらに、定期点検時の体積制御タンク大気開放時の運転により応力が重畳し破断したとしている。

しかし、定期点検時のやり方を見直したにしても、軸の機械加工の R の径が少し小さかっただけで軸が疲労破壊してしまうことが問題である。このような機械化加工の局部的な応力集中による疲労破壊事故の代表的なものが、1995 年 12 月 8 日に高速増殖炉もんじゅの温度計さや管の流力振動による疲労破壊とそれに伴うナトリウム流出事故（甲 F8）であることはすでに指摘したとおりである（原告準備書面 18 p.19 下段）。この事故は流力振動という流れにより発生した振動が原因であるが、さや管の段差部分に R を設けなかったことも重要な要因であった。つまり、伊方原発 3 号機の充てんポンプの軸より 10 年近く前に同様な応力集中による事故があったにもかかわらず、技術的には類似の事故を起こしている。その再発防止対策が全く意味を持たなかったと言わざるを得ない。もんじゅ事故は当時マスコミでも繰り返し取り上げられた重大事故であり、その技術的な意味は十分わかっていたはずである。少なくとも機械加工部分の切欠き（応力集中を起こす鋭い形状）の問題をきちんと理解し対策をできていなかったことは明らかである。

被告は、平成 22 年 8 月 20 日発生の伊方 2 号機の充てんポンプの逃

がし弁の誤動作に関するトラブルの原因は、「充てんポンプの運転機の切換操作において、充てんポンプの速度調整と充てん流量調整弁の開度調整の操作タイミングがわずかにずれたため、充てんラインの圧力が高くなり、当該弁が（誤）動作したものであった。」としている。充てんポンプの重要性を考えた場合、速度調整と流量調整弁の開度調整の操作のタイミングがわずかにずれただけで、通常は動作しないはずの逃がし弁が動いてしまう等ということは、基本的に仕組み自体が問題ではないか疑われる。その対策として、「充てんラインに圧力計を設置し、充てんライン圧力を監視しながら充てんポンプ切換等の運転操作できるようにするなどして再発防止を図っている」としているが、圧力を監視しながら運転操作することで抜本的な対策になっているのかは疑わしい。前項の伊方3号の充てんポンプのトラブルも同様であったが、言ってみればちょっとした微妙な状態の違いでトラブルが起きる場合、慎重に運転することで再発防止を図るなどということは安易に過ぎ、抜本的な対策になっていない。

- 13 被告は、原告らが指摘した ECCS の機能喪失の可能性について、「ECCS の機器について、製作段階において厳重な試験検査を行った上で、現地取付け後においても、非常用炉心冷却設備作動信号動作試験、非常用炉心冷却設備のポンプ及び弁の作動試験、蓄圧タンク注入試験の各種試験を実施している。」と主張している。

しかし、こうした装置で製作や検査、動作確認など行うのは当然であるものの、これらを実施することにより ECCS のような重要な仕組みのトラブルや事故の発生を確実に防ぐことはできない。ECCS が作動する状態は様々で、原子炉内の状況によっては、冷却水が炉内に入るかどうかとも実証されているわけではない。

被告は、「非常用炉心冷却系を運転し、高圧注入系及び低圧注入系

のポンプ等の運転状態に異常がないこと，中央制御室の操作スイッチにより各系の弁が正常に全開又は全閉すること，所定の時間内に全開又は全閉すること，蓄圧注入系の弁が中央制御システムの操作スイッチにより全開又は全閉すること，ホウ酸水が注入されることを確認する。」（下線原告）と主張している（28頁）。

確かに，非常用炉心冷却系（ECCS）の動作確認は必要であるが，福島事故では，2号機や3号機の原子炉の蒸気で作動していた隔離時冷却系が原子炉の圧力が低下したことで停止してしまった。そのような状態の中での作動確認をしたわけではない。あくまで，装置が正常に作動しているという条件下での機能確認にすぎない。事故状態での確認などできるはずがない。

また，被告は，操作スイッチにより全開または全閉することを確認したとしているが，弁の操作をするには，開くべきかあるいは閉じるべきか，原子炉等の状態を判断して決めるところ，原子炉水位計や圧力計及び温度計等の計測機器類が機能しなかり，機能していても情報が交錯して正しい判断ができなければ，誤った指示を出して弁を閉じるべき時に開けてしまったり，逆に開けるべき時に閉じてしまったりする可能性がある。1号機の非常用復水器（IC）の隔離弁が，電源喪失時にフェールクローズ（故障したら閉じる）機能により閉じてしまい冷却ができなかったことは，隔離弁（格納容器の貫通部に設置されている弁で，配管破断などを検知すると自動的に閉じる）の設計を抜本的に見直さなければ，福島事故のような大事故を防ぐことはできないことを意味している。

なお、2019年3月にエチオピアで墜落したボーイング737MAX8型旅客機の墜落原因について，米ABCテレビの報道によると，「鳥等の障害物との衝突によって機体の傾きを測るセンサーが不具合を起

こし、それが機体の失速を防ぐための飛行システムの誤作動につながり、機首を自動的に引き下げて墜落に至った」とみられている（2019年4月4日朝日新聞夕刊）。このように、航空機のように高度の安全系を作り込んだシステムでも、センサーの故障や不具合などによる誤った信号により装置が危険側に作動してしまうことは、安全設計上最も避けねばならないことである。このような計測系とその情報を基に制御する仕組みは原発においても多数みられるため、安全上自動化している重要なシステムにおいては、改めて誤作動を防止する仕組みに思わぬエラーがないか検証しておくべきである。

- 14 被告は、「非常用炉心冷却系主要弁の主要な部品に機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，変形，摩耗等がないことを目視及び非破壊検査により確認する。」としている（28頁）。

しかし、非常に多数の部品から成る装置の検査において、目視による見落としや非破壊検査の精度等の関係で検出できない潜在的な欠陥が運転に伴って顕在化して事故になるともある。原告準備書面18のp.16の福島第二原子力発電所3号機の原子炉再循環ポンプ疲労破壊事故（甲F7の1ないし3）や同じくp.17の伊方原発3号機充てんポンプ主軸折損事故（甲F6）、および玄海原発3号機化学体積制御系の充てんポンプ主軸が折損する事故（甲F3）の疲労破壊事故を例示すれば十分であろう。これらの事故を起こした装置類は当然検査を行っていたはずであるが、疲労亀裂が相当進んでいたにもかかわらず亀裂を発見できなかったか、あるいは検査時には亀裂が小さく発見できなかったが運転に伴って亀裂が成長し破断したと考えられる。この点からすれば、非破壊検査や目視検査をしているから構造的な損傷を防げるとはいえない。

- 15 被告は、海外のECCSの作動実績の分析「甲F2号証」に基づく原

告らの主張について、「・・・あたかも、ECCS が作動すべきときに作動しなかったように主張する内容は何ら示しておらず、実信号及び誤信号のいずれかのケースにおいても、信号発信等に至る過程は措くとして、ECCS が作動すべきプラント状態に至れば、ECCS が作動していることを示しているに過ぎない（その上で、ECCS 作動が要求されるようなプラント状態に至らないよう再発防止対策について検討している。）」と主張している（29 頁）。

しかし、非常用炉心冷却系 ECCS は、国内では作動実績は 1970 年 3 月 14 日から 2003 年 3 月までの 33 年間に 5 件だけであった。海外では相当数の作動実績があり、1983 年 4 月から 1992 年 3 月までの約 10 年間に発生した事例を分析した論文を「甲 F 2 号証」に示したものである。ECCS は作動実績が少ないため事故が起きた時に本当に機能するかどうか懸念されることと、それでも今までに作動した事例から教訓を学ぶことは意味がある。ウェスチングハウス製の PWR プラントを対象にしており、(a) 実信号：温度・圧力等のプラントパラメータが実際に変動し、ECCS 作動条件を満たして作動に至った事象として 76 件、および (b) 誤発信：温度・圧力等のプラントパラメータに変動はなく、電気・信号系の故障等で ECCS 作動に至った事象として 192 件が分析の対象であった。当該論文によると、前者は主として「実信号の機器故障に分類されるものは、弁本体あるいは弁の制御系および駆動系の不具合に起因して、プラントが誤作動したことにより ECCS 作動に至ったものであり、誤動作による ECCS 作動を防止するために改善策検討が必要である。」と記されている。ECCS が作動に係る弁本体あるいは弁の制御系や駆動系の不具合が多数回あったという事実が重要であり、ECCS が誤作動してしまったことだけが問題ではない。ECCS の誤作動は、それ自体は安全側の誤作動で

ありプラント停止をできるだけ避けようという意味での改善策を検討すればよい。様々な機器故障や弁の制御系に係る故障があるということは、ECCS の作動が必要な時に、そうした故障が ECCS の不作動の原因になるおそれがあることである。この点が重要である。また、温度・圧力等のプラントパラメータに変動はなく、電気・信号系の故障等で ECCS が作動した例が 192 件もあったことも重要である。問題は ECCS が作動すべき時に、電気・信号系の故障が危険側故障として発生し ECCS が作動しない可能性があるのではないかということである。実は、日本で発生した 5 件の ECCS の作動の内、実際に配管破断によって高圧注入系の ECCS が作動したのは 1991 年の美浜 2 号機の蒸気発生器の伝熱管破断事故だけで、他の 4 件は誤信号の発生又は誤操作に起因して発生したものとされている。ここでも、4 件のような誤信号や誤操作も、ECCS 作動が必要な時にたまたま発生すると、ECCS が働かないことにならないか。つまり、ここで原告が主張しているのは、「故障および誤信号や誤操作によって ECCS が作動すべき時に作動しないこと」が起こることがないか慎重に検討すべきだということである。ECCS の起動失敗は最悪の事故につながるから、本来なら作動実績を基に分析すべきだが、日本では作動実績が少ない。ECCS の作動実績が少ないこと自体は望ましいことではあるが、ECCS の作動信頼性から見ると、実プラントにおける ECCS の作動経験がないわけで、実際に作動したことの無い機械が確実に作動するかという点では、ECCS は実績がなく確実に作動するか検証されていないということの意味する。それ故に、海外の作動実績の分析を元に ECCS の作動に関する分析をする必要性を指摘しているのである。

このような見地からすれば、被告の上記主張は、稀にはあるが起こるかもしれない ECCS トラブルの貴重な論文情報を、安全性向上の

ために分析しようとしもないものであり、ECCSの安全性を追求しようとする姿勢に欠けたものというほかない。

- 16 被告は、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び準備について、「原告らの主張は前提において誤りがある。原告らはタービン動補助給水ポンプの起動及び運転継続を可搬式重大事故設備によって行うと考えているようであるが、実際には・・・現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプを起動することとしており、起動に当たっての可搬型重大事故防止設備は何ら必要とされない。・・・タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器で発生する蒸気で駆動するため、動力源としての電力を必要としないのであるから、運転継続に当たっての可搬式重大事故防止設備も何ら必要とされない(図2)。(下線原告)と主張している(30頁)。

しかし、常設であっても現場での人力による弁の操作を必要とするのであり、大地震に襲われた原発施設での作業として困難なものであることに変わりはない。実際の事故においては、現場において人の手で非常用の弁を操作するわけで、環境条件と人的なミスおよび時間的な制約から信頼性が低いことには明らかである。

- 17 被告は、「タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を規制の要求事項に対応する設備と位置付けた上で、蒸気発生器への注水が必要であり、蒸気発生器への注水が確認できない際、補助給水タンク等の水源が確保されている場合には、現場での手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手することとしている。」と主張する(3頁)。

しかし、規制の要求事項を順守することは当然のことである。重要なことは①蒸気発生器への注水が必要だがそれができないことがあ



ること、②注水が確認できない場合には現場での手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手するとしているが機器の故障や人的なミス等から機能回復できるとは限らないこと、③手順どおりやっても実現できるかどうかはやってみるまで分からないこと等から、機能を回復できるとは限らない蓋然性があることである。安全装置の機能喪失は炉心溶融につながるものであるから、例え発生確率が小さくても絶対的であってはならない。被告の主張する仕組みや手順は、フェールセーフな仕組みになっていないから、常に機能喪失のリスクにさらされている。

被告は、「この手順では、現場でのタービン動補助給水ポンプ軸受注油器による軸受けへの潤滑油の供給、手動操作によるタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び蒸気入口弁の開操作、タービン動補助給水ポンプの流量調整等を計3名により、約45分で実施することとしている。」として、「原子力規制委員会の要求事項に適合しているから、原告の主張は理由がない。」と主張している（32頁）。

しかし、①タービン動補助給水ポンプも軸受到潤滑油が供給されないと機能喪失し、②蒸気加減弁及び蒸気入口弁の開操作が確実に行われる必要があり、③流量調整が行われる必要があり、これらの作業を想定した時間内に行うことは全く保証できない。この点は、地震や津波あるいは火山活動ほかの自然環境条件や事故における物理的な制約や人の心理的圧迫や緊張による判断ミスと行動上の制約条件および組織運営上の情報の欠落等を考慮すれば、明らかである。このような都合の悪いことが起こる可能性は小さいと安易に想定するから、想定外の事故が起きるのである。福島事故を振り返れば、まさかと思える事象やトラブルが次々と発生し、事故の行方を時には良い方に（例えば福島第一原発4号機の使用済燃料プールの遮へい版が爆発の振動

等ではずれ水位が下がっていた燃料プールに水が流れ込み失われていた水位が回復したこと等), あるいは地震で外部電源が全滅し, 津波で非常用電源の大半が失われたこと, 動力源としての電源がなくても稼働可能な非常用復水器や隔離時冷却系が機能喪失に陥ったこと, 作動するはずだった原子炉の逃がし安全弁が作動しなかったこと, 代替え注水用の消火系配管から原子炉へ注水が何とかうまくいったと思っていたが後からの調査で原子炉以外の所へ冷却水が流れてしまっていて冷却ができていなかったこと等, 多くのまさかと思われる事態が, 事故の進展に大きく影響した。この教訓を胸に刻む必要がある。

#### 第4 まとめ

- 1 原子力の安全上重要な装置類は, 単一故障基準だけではなく, 共通要因故障などの故障と人為的なミスが起こることを前提に, 安全性を検証する必要がある。
- 2 安全装置を信頼性の高い, 低いで判断すべきではない。例え信頼性が高い故障しにくい安全装置も, 故障したり誤作動したりすることを免れないから, 故障した時にいかに安全側に作動するように設計するかが安全の要である。
- 3 安全装置は, その装置が取り付けられていることや, マニュアル化していること, あるいはそれを使いこなす訓練をしておくことは当然必要であろうが, それらをもって事故の進展を阻止できると考えることは早計である。問題は安全の仕組みである。
- 4 技術の安全には「確定的な安全」と「確率的な安全」があるが, 「確定的な安全」にしない限り大規模事故は防ぎ得ない。
- 5 原子力は多重防護と深層防護を適用しているが, 各層で使われている技術が信頼性を基本にした「確率的な安全」に依存した技術で

あるから、大規模事故の発生をなくすことはできない。

- 6 原子力の安全性は、「核反応の停止」、「原子炉等の冷却」、「放射性物質の拡散防止」に依存しているが、いずれの対策も「確定的な安全」にはなっていないため、最大規模の放射性物質の拡散事故が発生し得る。
- 7 「確定的な安全」になっていないため、安全装置の信頼性を上げて事故の発生確率を多少下げることができても、発生する最悪の事故の規模が小さくなるわけではない。
- 8 被告は、「五重の障壁」の健全性を維持して放射性物質の環境への大量の放出を防止するなど「安全性の誇大宣伝」をしている。こうした誇大宣伝が原子力の安全神話を生み、福島事故が起こる要因のひとつになったことを反省すべきである。
- 9 原発のように、めったに起きない事故だが、被害の規模が特定しがたい程大規模な事故は、リスク評価上被害の規模をもってそれが受け入れ可能か判断すべきである。発生確率が小さい、めったに起きないということは、いつ起きるか分からないが、いつか必ず起きるものとして起きた場合の対処を考えておくべきである。福島事故後、リスク評価上、大規模な事故は発生確率ではなく、被害規模を基に評価することも考えられるという趣旨の発言を、日本を代表する安全学の専門家もしている（甲F12：リスクが極めて高いシステムに対する安全設計思想について-原子力発電に対する一考察-、向殿政男）。

以上