

平成24年(ワ)第430号 川内原発差止等請求事件
平成24年(ワ)第811号 川内原発差止等請求事件
平成25年(ワ)第180号 川内原発差止等請求事件
平成25年(ワ)第521号 川内原発差止等請求事件
平成26年(ワ)第163号 川内原発差止等請求事件
平成26年(ワ)第605号 川内原発差止等請求事件
平成27年(ワ)第638号 川内原発差止等請求事件
平成27年(ワ)第847号 川内原発差止等請求事件
平成28年(ワ)第456号 川内原発差止等請求事件
平成29年(ワ)第402号 川内原発差止等請求事件

原告ら準備書面57

—被告九州電力準備書面13(安全確保対策)への反論—

2018(平成30)年9月4日

鹿児島地方裁判所 民事第1部合議係 御中

原告ら訴訟代理人弁護士

森

雅

美



同

板

井

優



同

後

藤

好

成



同

白

鳥

努

外



目 次

第1	はじめに（本書面の内容）	11
第2	原発における安全設計の考え方について（信頼性が高いことが安全とは限らないこと）	11
1	被告九州電力の主張について	11
2	安全設計の基本的な考え方（「確定的安全」と「受動的安全」の考え方の重要性）について	12
(1)	原発と一般産業との大きな違い（「安全」を考える前提）	12
ア	一般産業での被害と、それに対する対策	
イ	原発事故の被害の大規模性	
(2)	確率的安全と確定的安全の違い	13
ア	両者の違い	
イ	国際安全規格の動向と安全確認型システムの考え方	
ウ	安全確認型システムの概要	
(3)	安全設計の仕組みとして、「確率的安全」と「確定的安全」の違いは、決定的に重要であること	17
(4)	原発は「確率的安全」が原則になっており、機器の故障があっても、確実に安全な状態になるようには設計されていないこと	17
(5)	「能動的安全」と「受動的安全」について（動力を使わずに原子炉を守る「受動的安全炉」）	18
3	原発の安全基準はどうあるべきか（確率で、原発の安全性を判断してはいけないこと）について	20
(1)	原発の安全性は、その有用性とは関係なく、原発自体が安全か否かという観点から判断すべきであること	20
(2)	原発事故のリスクとは何か	22
ア	原発事故では、[被害の大きさ] そのものが極めて曖昧であること	
イ	原発事故の[発生頻度] も、極めて不確実性を持つものであること	
ウ	独立行政法人原子力安全基盤機構（2014年に原子力規制庁に統合）	

	に勤務していた人物が、実際の超過確率はせいぜい1000年から1000年に1回程度でしかないという論文を発表していること (甲A102)	
エ	上限の特定が困難な大規模被害がでる原発事故のリスクは、〔被害の大きさ〕×〔発生頻度〕では評価せずに、〔被害の大きさ〕が受忍可能かどうかだけで判断すべきであること	
(3)	炉心溶融を起こすと、事故の収束は極めて困難であること……………27	
(4)	「確率的安全」に頼っている多重防護では、重大事故へと至る事故の進展を防げないこと…………… 28	
ア	設備・機器の信頼性が高い（故障率が低い）ことは、安全とは限らないこと	
イ	多重防護は、「確定的安全」を追求せずに、「確率的安全」に頼っていることから、重大事故へと至る事故の進展を防げないこと	
ウ	川内原発は、水素爆発を確実に起こさない為の「確定的設計」にはなっていないこと	
(5)	潜在的な設計ミスを防ぐことは難しく、「本質安全」が確保できない限り、大規模な被害が発生することは避けられないこと…………… 32	
4	小括……………34	
第3	「核反応を止める」ことへの反論……………35	
1	原子炉の固有の安全性（自己制御性）について……………35	
(1)	被告九州電力の主張……………35	
(2)	自己制御性の限界（何らかの原因によって自己制御性では抑えきれない反応度が投入されれば、核暴走に至ることがあること）……………36	
2	原子炉トリップ信号について……………37	
(1)	被告九州電力の主張……………37	
(2)	センサーが捉えた情報を信号ケーブルで各機器類に正確に伝達することが保障されている訳ではないこと……………38	
3	原子炉緊急停止時の制御棒の動作について……………39	
(1)	被告九州電力の主張……………39	

	(2) フェールセーフ化した制御棒駆動機構でも、周辺の機械的部分で思わぬ損傷が起これると、機能喪失を招くこと等があること……………	39
第4	「原子炉を冷やす」ことへの反論……………	40
	1 「瞬時に原子炉が停止し、併せて発電機も解列する」という主張について……………	40
	(1) 被告九州電力の主張……………	40
	(2) 「瞬時に原子炉が停止」するのは、関係する系統、機器類が健全であることが条件であり、全ての状態で保証されている訳ではないこと…	41
	2 2次冷却設備の主給水ポンプについて……………	41
	(1) 被告九州電力の主張……………	41
	(2) 2次冷却設備の主給水ポンプの問題点……………	41
	ア 耐震重要度がBである主給水ポンプは、Ss地震動に対して機能喪失する可能性が高く、補助給水ポンプ系統に故障や不具合が生じれば、冷却を続けることが難しくなること	
	イ <u>非常用</u> の冷却装置は、何らかの異常な過渡変化や事故状態になった時に起動させるものであるため、起動に失敗するリスクがあること	
第5	「放射性物質を閉じ込める」ことへの反論（原子炉格納容器以外の4つには、事故時の閉じ込め機能は期待できないこと）……………	44
	1 被告九州電力の主張……………	44
	2 「放射性物質を『閉じ込める』多重の障壁」の説明は誤っていること	44
	(1) 事故時に放射性物質を閉じ込める事ができるのは原子炉格納容器だけであり、他の4つには事故時の閉じ込め機能は期待できないこと……	44
	(2) 原子炉格納容器も、炉心熔融事故を起こすと、かなりの確率で損傷することがあり得ること……………	45
	3 格納容器フィルターベントの設置が必要であるにもかかわらず、川内原発では、それが設置されないまま稼働していること……………	46
	(1) 福島第一原発事故では、放射性物質を閉じ込めなければならない格納容器から、放射性物質を大量に含む蒸気・ガスを格納容器外へ出すという「格納容器ベント」を行なわざるを得なかったという事実があること.	46

(2) 川内原発では、格納容器フィルターベントが設置されないまま稼働していること	47
第6 「多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策」への反論	47
1 「余裕のある安全設計」への疑問	47
(1) 被告九州電力の主張	47
(2) 「余裕のある安全設計」とは、単に「安全設計の理念」を言っているにすぎないこと	48
2 設計基準地震動は、余裕がないどころか、過小評価されていること	49
(1) 被告九州電力の主張	49
(2) 設計基準地震動は過小評価されていること	49
(3) 島崎邦彦氏による「入倉・三宅式による過小評価（垂直断層、あるいは垂直に近い断層の場合）」の指摘	51
ア 入倉・三宅式の使用が既成事実化することの恐ろしさ	
イ 入倉・三宅式の過小評価が問題となるのは、断層が垂直あるいは垂直に近い場合（西日本の多くの断層）であること	
ウ 垂直断層や垂直に近い断層の場合、入倉・三宅式から得られる「震源の大きさ」は、武村式等他の式によって計算される大きさよりはるかに小さいこと	
エ 入倉・三宅式にもとづく地震動の推定は見直す必要があること	
オ 入倉・三宅式を用いれば、『想定外』の災害や事故が繰り返される恐れがあること	
4 耐震上の弱点（制御棒挿入性と格納容器座屈強度）について	53
(1) 被告九州電力の主張	53
(2) 川内原発は、制御棒挿入性と格納容器本体の耐震座屈強度の2点だけでも、そのまま運転をすることは許されないこと	54
ア 制御棒挿入性の余裕の無さ	
イ 原子炉格納容器本体の余裕の無さ	
ウ 小括	
5 「繰り返し地震」を想定していないこと（固有振動数の低下を考慮してい	

ないこと) ……………	56
(1) 耐震安全性の審査基準が「繰り返し地震」を想定外としていることは、 重大な欠陥であること……………	56
(2) 繰り返し地震に対して脆弱な設備箇所があること……………	56
(3) 地震後の剛性低下に伴って、構造物の固有振動数が小さくなってく ること(固有周期が変わること)……………	56
(4) 耐震評価において、繰り返し地震に伴う剛性の低下とそれに伴う固有振 動数の低下を考慮した床応答スペクトルを作成した上で、機器・配管の耐 震解析がなされるべきであること……………	58
6 「津波に対する安全確保対策の強化」も必ずしも十分であるとは言えない こと……………	59
(1) 基準津波の策定について……………	59
ア 被告九州電力の主張	
イ 基準津波の策定も十分に不確かさを考慮しているとは言い切れない こと(正確な予測は困難であること)	
(2) 水密扉の問題点について……………	60
ア 被告九州電力の主張	
イ 確実に閉められるように水密扉を自動化すべきであり、非常用電源装 置も用意するべきであること	
(3) 津波監視設備について……………	61
ア 被告九州電力の主張	
イ 安全のための対策・設備は、装置をつけただけでは不十分であり、確 実に作動するシステムにしなければならないこと	
第7 炉心の著しい損傷防止・格納容器破損防止・電源確保対策は有効か(炉 心損傷すると事故収束が困難になること)……………	62
1 「炉心の著しい損傷を防止する対策」について……………	62
(1) 九州電力の主張内容……………	62
(2) ECCS が全面的に多重化されている訳ではなく、また、停止した原子炉 も事故初期は非常に崩壊熱が高いので、高圧系の ECCS が作動しない状況	

	での冷却作業は厳しいこと等から、被告九州電力の対策は「炉心を冷却することにより、炉心の著しい損傷を防止することができるかもしれないが、できないかもしれない」という程度のものでしかないこと……………	63
2	「原子炉格納容器の破損を防止する対策」について……………	65
	(1) 原子炉格納容器スプレイ設備の有効性について……………	65
	ア 被告九州電力の主張	
	イ スプレイの故障や、あるいはスプレイが作動しても真空破壊弁が共通要因故障等で開かない等のトラブルが考えられること（万全ではないこと）	
	(2) 原子炉格納容器過圧破損の防止策について……………	66
	ア 被告九州電力の主張	
	イ 格納容器スプレイなど静的機器は全く多重化されていないこと	
	ウ 原発事故において作業員が対応することの限界・問題点	
3	「全電交流電源喪失時の電源確保対策」について……………	69
	(1) 外部電源は、原発内部の耐震性とは大きく異なり、耐震グレードを上げるとは極めて困難であること……………	69
	(2) 地震による弱点は、個々の機器の固有振動数と地震動の振動周期が同期して共振することによって顕在化する可能性が高いことから、耐震性の高い碍子を用いる等の対策を図っても、それで直ちに耐震上の問題が完全に解消できる訳ではないこと……………	69
	(3) 非常用ディーゼル発電機の問題について……………	70
	ア 被告九州電力の主張	
	イ 非常用ディーゼル発電機の起動に失敗する確率は、決して小さいとは言えないこと	
	(4) 原発事故における崩壊熱の除去には、福島原発事故で分かったように、相当長期間冷却する必要がある、「長期の外部電源喪失や発電所外の交通の途絶に対し7日間連続運転できる」（被告九州電力の主張）ことをもって十分であるとは言えないこと……………	72
4	事故の物理的な進展が想定される事象を無視することの問題点について	

(1) 被告九州電力の主張	73
(2) 設計基準地震動は過小評価されていること	73
(3) 火山灰（降下火砕物）により、原発の非常用ディーゼル発電機が機能喪失する可能性があること	73
(4) 故障や人的過誤を想定しない非現実性	76
(5) 可搬型設備の非信頼性	77
(6) 事故の進展に伴い、発生確率の減少を理由に事故対策の信頼性を甘くしていくことは、重大事故の進展を確実に食い止めねばならない状況を見逃した誤った考え方であり、原発における事故対策の信頼性は事故の進展に伴ってより確実なものにすべきであること	78
(7) 起回事象や事故シーケンスの中で明らかに大きな（被害の）危険性が指摘されている場合は、決定論的に事故の発生・進展が予見されたとして、慎重な評価・対策をすべきであること	79
第9 「事故発生時における対策要員の確保及び事故発生を想定した教育訓練の実施」について	80
1 被告九州電力の主張	80
2 原発の事故の特殊性と過酷さについて	81
(1) 重大事故（過酷事故）に至るような多くの事故進展プロセスを全て訓練して対応できるわけではないこと	81
(2) PWR（川内原発）の炉心溶融事故は短時間で起きる可能性があること	81
3 原発は安全装置が機能しないと破局に至ること（確率的な安全装置の追加は、事故の発生確率を減らせても、最悪の事故の被害規模を減少出来るとは言えないこと）	84
第10 重要な安全評価を、不確かさの大きい解析だけで承認してはいけないことについて	85
1 水素爆発の危険性評価について	85
(1) 外乱のない理想的な状態での解析により、「水素濃度が13%に達することはない」とする机上の評価で結論を出すことは、安全性を評価する工	

学の常識からも逸脱していること	85
(2) ジルコニウム以外の金属（鉄など）と水との反応による水素量を考慮に入れると、水素濃度は爆轟防止判断基準の13%を超えること	86
(3) 水素濃度が13%以下でも、爆燃により、格納容器内の圧力によっては、格納容器が損傷する可能性があること	87
(4) コア・コンクリート反応による水素発生量を厳しい側に考慮すべきであること	87
(5) 水素爆発に関する重要な安全評価を、不確かさの大きい解析だけで承認してはいけないこと	88
(6) イグナイタの危険性	89
(7) アメリカでは、PAR（静的触媒式再結合装置）は着火源となるので危険であり、外すべきだという請願も出されたほどで、PAR利用は定着していないこと	90
(8) 格納容器内水素爆発に関しては、川内原発（PWR）は、BWR型に比べて、桁違いに危険性が高いこと	91
2 水蒸気爆発の危険性評価について	91
(1) 規制委員会及び電力会社側の考え方	91
(2) 「水蒸気爆発は起こりにくい」とすることの非科学性と安全性の無視	91
(3) 川内原発のような水張り方式は、高温の熔融炉心が水中に落下する際に水蒸気爆発が生じるリスクが極めて高いこと	93
ア 川内原発（PWR型）では、炉心熔融が避けられない場合に原子炉キャビティに予め水を張る（水張り方式）という極めて危険な、水蒸気爆発の発生を意図的に促す対策をとっていること	
イ 高島武雄氏の指摘	
ウ 熔融金属を扱う工場での水蒸気爆発の実例	
エ 大量にできる熔融金属の組成の偏り等を考慮すると、水蒸気爆発が起きる可能性は決して低いとは言えない	
(4) コア・キャッチャーを設置できない川内原発は廃炉にする他ないこと	
ア コア・キャッチャーとは何か	96

イ	日本でコア・キャッチャーの設置が問題にならなかった理由（過酷事故対策の軽視）	
ウ	コア・キャッチャーを設置できない川内原発は、廃炉にするほかないこと	
第11	まとめにかえて	98
1	炉心溶融に伴って破損するような格納容器に意味はないこと	98
2	フィルターベントは有効か	99
3	原発に関する確率論的リスク評価の問題点と本質安全の考え方について	102
(1)	元原子力安全委員会委員長が指摘する、確率論的リスク評価の9つの問題点	102
(2)	安易にPRAを持ち出して本質的議論を回避するのではなく、本質安全設計が何よりも重要であること	103
ア	本質安全の立場から見た福島第一原発事故の問題点	
イ	原発における本質安全設計について	

第1 はじめに（本書面の内容）

本準備書面は、後藤政志氏（広島大学工学部船舶工学科卒業。東芝で長年原子炉の設計に携わった技術者。以下「後藤氏」という。）作成に係る「九州電力準備書面13（安全確保対策）2017年8月29日に対する反論」という意見書（甲B219。以下「後藤意見書」という。）に基づいて、被告九州電力の平成29年8月29日付準備書面13（安全確保対策）（以下「被告九州電力準備書面13」という。）に対し、反論する。

第2 原発における安全設計の考え方について（信頼性が高いことが安全とは限らないこと）

1 被告九州電力の主張について

- (1) 被告九州電力は、準備書面13の「第2 本件原子力発電所の安全確保の考え方」において、「本件原子力発電所の安全確保とは、多重の障壁により放射性物質を閉じ込め、通常運転時における放射性物質の放出を極力低く抑える、また、放射性物質を放出する事故を防止するとともに、事故等発生時において放射性物質の異常な放出を防止することである」（同・p6）とした上で、「原子炉を『止める』、原子炉を『冷やす』、放射性物質を『閉じ込める』という機能を有するこれらの安全上重要な設備(図2)については、原子力発電所の通常運転(お客さまに供給する電気を発電するための運転)に必要な設備に比べ、その安全機能を喪失しないよう基準地震動に対する耐震安全性を備え、多重性または多様性及び独立性を有する設備とするなど高い信頼性を確保している」（同・p7）と主張する。
- (2) しかし、原発の設備が「高い信頼性を確保している」といっても、設備の故障率を下げた（設備の信頼性が高い）だけでは、確かに故障しにくくはなるが（確率的な安全）、確実に事故を防ぐこと（確定的な安全）にはならず、原発は「設備が故障しても、自動的に安全機能が維持される」という確定的な安全設計になっているとは言えない。

そこで、個別の問題に入る前に、まず、原発における安全設計の基本的な考え方（信頼性が高いことは安全とは限らないこと）に関して論じる。

2 安全設計の基本的な考え方（「確定的安全」と「受動的安全」の考え方の重要性）について

(1) 原発と一般産業との大きな違い（「安全」を考える前提）

ア 一般産業での被害と、それに対する対策

一般産業設備では、火災などが発生して手がつけられなくなった場合に、そのまま放置しておいても、周辺住民にとりかえしのつかない重大な被害を及ぼすことは殆どない。例えば、2011年3月11日に発生した東日本大震災に際して、コスモ石油(株)千葉製油所の球形タンク17基が大火災に遭遇し、10日間燃え続けた後に自然鎮火したが、それでも、周辺住民にはほとんど被害を及ぼすことはなかった。

このような産業設備であれ、自動車のような交通機関であれ、事故が発生した場合の後処理について、予め被害を想定しておいて、被害者に対してどのような補償を行うかもルール化しておくことが社会的に合意されている。

即ち、産業設備の場合は、設備の回復のためには火災保険契約がなされ、第三者の被害賠償・補償のためには施設所有者管理者賠償責任保険を掛けておく。また、自動車事故に際しては、きめ細かな保険規程が定められており、加害者になっても、被害者になっても、受け入れ可能な慣行が確立しているといえる。

イ 原発事故の被害の大規模性

これに対し、原発の場合には、上記(1)の場合とは根本的に条件・事情が違ふ。

第1に、原発で過酷事故が発生した場合には、初期の冷却を失敗すると、被害は敷地内にとどまらず広大な範囲に放射能が飛散して周辺住民の命と健康を脅かし、周辺環境を汚染して長期間にわたって居住困難になるなど、事故の被害規模があまりに大きく、事前に損害賠償制度や事故処理体制を確立して、国民的合意を行うことは極めて困難である。

それでも、原発を建設し運転しようとするためには、「過酷事故は発生しない」という論理を押し通すことが必要であった。

しかし、「人工物が絶対に故障を起こさない」という強弁は通らないことから、原発の安全性に関しては、「過酷事故の発生確率は極めて僅少であり、現実には過酷事故は起こらないとみなしてよい」という理屈（確率論的安全の考え方）が立てられた。

即ち、「事故の発生確率がきわめて僅少であること」を数値的に示す手法として、原発では、「確率論的リスク評価」（PRA）が持ち出されてきた（この「確率論的リスク評価」（PRA）の問題に関しては、後記第11・3でも論じる。）。

(2) 確率的安全と確定的安全の違い

ア 両者の違い

一定期間に発生する故障の頻度を「故障率」といい、故障率が小さいことを「信頼性が高い」といい、一般に、「信頼性が高く故障しにくい装置は安全だ」と思われる傾向にあるが、しかし、それは必ずしも正しくない。

故障には「安全側の故障」と「危険側の故障」とがあり、両者を明確に区別する必要があるからである。

例えば、車のブレーキが故障して効かなくなると、それは「危険側の故障」であり、事故につながる。

いかにその装置が故障しにくく信頼性の高い装置であったとしても、スイッチを入れて電流を流すことによりブレーキを作動させる装置であれば、やがて劣化が進んで、ある確率で故障することになり、その時には、安全は確保できない。

次頁の左図のシステムでは、ボタンを押すことで回路に電流が流れ、コイルの電磁石の力でブレーキがかかる仕組みになっているが、この仕組みでは、故障しない時には良いが、構成する電気回路の部品点数が増えると、故障の頻度が大きくなり、部品の故障率に応じて事故を起こす可能性が高くなる。

これを、「確率的安全」という。

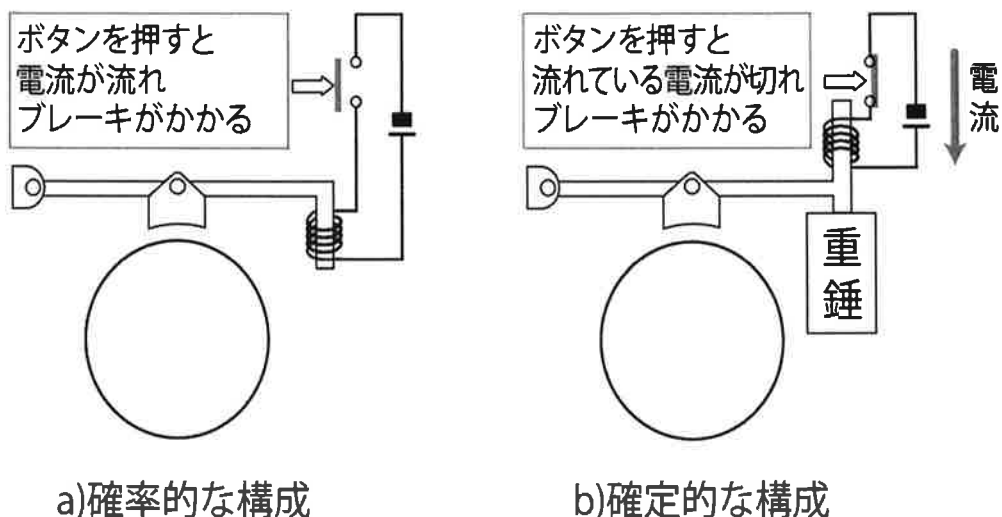


図 25 「確率的安全」と「確定的安全」(甲 A 1 8 9 ・ 1 2 4 頁より引用)

他方、右図のシステムでは、常時コイルに電流を流しておき、電磁石の力で持ち上げてブレーキがはずれるようにしており、ボタンを押すと、電流が切れて重錘の重みでブレーキがかかるように設計している。部品点数が増えるにしたがって故障率は増えるが、部品が故障すれば、電流を切ることになるので、自動的にブレーキがかかり、車は止まることになる。即ち、故障すると、車は止まってしまいが、その度に、安全装置としてのブレーキが確実に効くことになる。

こうした設計のことを「確定的安全」といっているが(「佐藤国仁「国際安全規格の動向と安全確認型システムの概要」ESPEC 技術情報 No.27 [2001 年 10 月]・甲 A 1 9 4)、機械装置は、できる限り、こうした「確定的安全」に作りこむことが重要である(甲 A 1 8 9 ・ p 1 2 3 の 6.1.5)。

イ 国際安全規格の動向と安全確認型システムの考え方

佐藤国仁氏は、2001 年に発表された「国際安全規格の動向と安全確認型システムの概要」(甲 A 1 9 4) という論文において、「わが国にもいよいよ国際安全規格の制度が導入されようとしている」とされ、この国際安全規格の制度の特徴について、次のように述べている。

「機械の安全を構築する原則が大きく変わり始めた。第一に、個々の機械毎に安全規則を定める方法から、全ての機械に対して包括的に安全構築のルールを定める方式への転換。第二に、信頼性に基づく安全管理から、確定的な構造による安全の構築への転換。第三に、機械の安全は、製造者がその責任を負う原則の採用である。

安全を構築する技術に注目すれば、第二の点が特に重要である。従来は、主として機器の信頼性を増すことによって安全性を高める努力がなされてきた。すなわち、確率に基づく安全確保である。しかし、安全を要素機器の信頼性によって実現しようとする限り、必ずいつかは故障して事故に結びついてしまう。しかも、やっかいなことに、それがいつおこるのかは、ほとんどの場合、予測できない。

新しい安全方策は、機器の個別の信頼性によらず、機器の構成によって確定的な安全を構築する。この方策によれば、機器の故障は、機械装置を停止させてしまうが、ただそれだけのことであって、暴走して人を傷つけることはない。機器の信頼性は、機械装置の稼働率、運転性能には大いに影響を与えるから、もちろん無視して良いものではない。しかし、安全の観点からは、考慮しなくてもよい特性となった。」（甲A194・p1。下線は原告ら訴訟代理人。下記の表1も同頁からの引用）。

表1 確率的安全と確定的安全の対照

	確率的安全システム	確定的安全システム
事故発生	いつかは事故が発生する。いつ発生するか分からない。	機械の予期せぬ停止はあるが、事故は発生しない。
責任	責任の所在が不明確。無責任になりやすい。	責任の所在が明確。
限界	安全性の限界が不明確。	安全性の限界が明確。
成果	投資の成果が不明確。	投資の成果が明確。
適用対象	機能を確保しなければならない（機械の運転と人の接近の双方を止められない）場合は、確率的に安全を確保するしかない。	機能の停止が可能（機械停止可、人の接近阻止可）であれば、システム構築は可能。
事例	航空機 介護ロボット	多数の機械（例：工作機械、産業用ロボット） 鉄道（衝突防止）

即ち、この国際安全規格の制度は、①全ての機械に対して適用される、②信頼性に基づく安全管理（確率的安全システム）から、確定的な構造

による安全（確定的安全システム）の構築、③機械の安全は、製造者がその責任を負うという3つを特質とするものであり、この3つの階層に構成される規格体系により、リスクアセスメントを行い、その結果に従って、リスク低減を実施するという手順および判断の基準が定められるとするものであり、佐藤国仁氏は、「将来は、全ての機械の製造を、この手順で行うことが必要となるであろう。」と指摘されている。

ウ 安全確認型システムの概要

「確定的な安全」を構築する方法を実機に実際に適用できる形で提案したものが、いわゆる「安全確認型システム」である。

これは、「安全が確認できたときだけ、機械の運転を許可するシステム」と定義される（甲A194・p5）。

次の図6は、この安全確認型システムの特長を示したものである（甲A194・p6からの引用）。

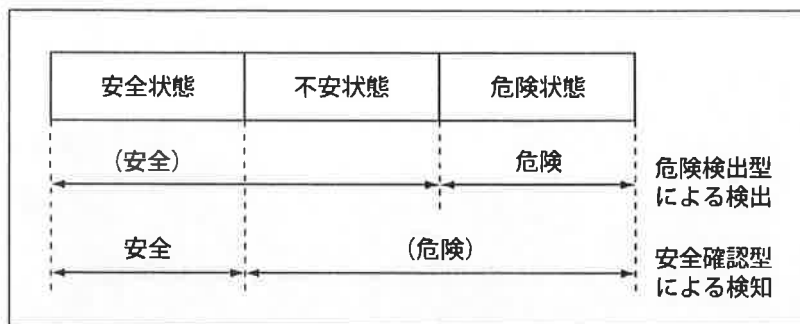


図6 安全に関する3つの状態

上の図6は、安全と危険の概念の捉え方を示している。

実際の機械の使用時には、「安全の状態」と「危険の状態」の間に、「そのどちらとも明確に区分できない不安の状態」が存在する。

安全確認型システムにおいては、図6に示すように、この「不安の状態」の時には危険とみなすのである。

他方、これまでよく使われてきた危険検出型システムでは、不安状態は危険信号が発せられないことから、機械の運転が許可されてしまう。

安全の観点からは、安全確認型システムの方が適切なシステムである

ことは明白である（甲A194・p5）。

(3) 安全設計の仕組みとして、「確率的安全」と「確定的安全」の違いは、決定的に重要であること

ブレーキのような安全装置は、上の右図のシステムのように、エネルギーが高い状態、即ち、電流が流れている状態でブレーキを外しておき、エネルギーレベルが低い（電流が流れていない）状態でブレーキが効くように設計すると、故障や人為的なミスでエネルギーレベルが落ちた時にも、安全に止まることになる。

ただし、ここでいう「確定的安全」の例もあくまで「安全」に関する設計思想の違いを示すことを目的として、この電気回路上の故障のみを対象としており、例えばブレーキそのものが故障して動かない等、あらゆる故障を完璧にカバーしているものではない。

その意味で、厳密には、「絶対安全な仕組み」が存在するわけではないが、それにもかかわらず、安全設計の仕組みとして、「確定的安全」と「確率的安全」の違いは、決定的に重要である。

即ち、安全設計の考え方について、「確率的安全」と「確定的安全」という決定的に異なる設計思想があることを知らないで、あるいは、両者の違いを無視して、「世の中に絶対安全などない」と主張し、本来やるべき安全の作り込みを怠ってきたのが、ほかならぬ原発である（甲A189・p123～p124）。

(4) 原発は「確率的安全」が原則になっており、機器の故障があっても、確実に安全な状態になるようには設計されていないこと

即ち、原発で使用されている原子炉保護系のインターロック（原子炉系の重要な系統は機器の故障や人的ミスで誤作動しないようにしている）や、ECCS（緊急炉心冷却系のことで、原子炉等一次冷却系の水が減少した場合に外部から水を注入するシステム）に見られる多重防護は、部分的に適用されているだけであり、大半は「確率的安全」システムである（具体的には後述する。）。

これでは、原発の事故を確実に収束させることは極めて困難である。

一般的な機械装置であっても、人の命にかかわるものは、基本的に「確定的安全」な仕組みにして、機器の故障があっても確実に止まる（安全な状態にする）ことができるだけ求められているのに対し、原発は、「確率的安全」が原則になっており、機器の故障があっても、確実に安全な状態になるようには設計されていないのである（甲B219・p41～42）。

(5) 「能動的安全」と「受動的安全」について（動力を使わずに原子炉を守る「受動的安全炉」）

ア 「確率的安全」・「確定的安全」と似たような対の概念として、「能動的安全」（アクティブ・セーフティ）と「受動的安全」（パッシブ・セーフティ）という概念がある。

従来（わが国）の原発の設計は、大半が動力に頼る「能動的安全」を基本にしており、それがゆえに、外部電源喪失時に冷却が困難になった。

イ これに対し、海外の①ウェスティング・ハウスの AP1000 という炉型や、②アレバの EPR という次世代型の原子炉は、動力に頼らない受動的
安全系を備えている。

まず、①の AP1000 の場合の過酷事故対策としては、原子炉の外側に水を張って（IVR：in vessel retention）冷却し、原子炉圧力容器の溶融貫通（メルトスルー）を防ぐ設計になっており、冷却系統も、動力に頼らずに、格納容器上部のタンクから水を重力で落として冷却する安全設計が取り入れられている（後記エの指摘参照）。

次に、②の EPR の場合の過酷事故対策としては、炉心溶融を起こした時に、水蒸気爆発を回避しつつ、溶融デブリを冷却するコアキャッチャーを備えている（これに対し、川内原発1号機、2号機には、欧州等で既に設置されているこのコアキャッチャーを格納容器内に設置するスペースがないことは、原告ら準備書面55・p17の3で論じた。）。

このように、「受動的安全」とは、動力を使わずに、重力や圧縮ガス等により必要な状況になると自動的に安全装置が作動することをいう。

さらに、①の AP1000 も、②の EPR も、ともに、航空機の落下に対して耐えられるよう、格納容器を二重化する等の対策もしている。

両者とも、これで全ての過酷事故対策が解決したというわけではないが、少なくとも、現在の日本国内の原発よりはるかに安全性を重視したものであることには間違いない（甲B219・p42）。

ウ こうした、「受動的安全」の考え方に立脚した新規プラントの国際的な安全設計は、福島第一原発事故よりも前の時点から既に試みられてきたものであり、日本とは極めて対照的である。

即ち、日本における新規規制基準の対策は、

「できることだけをやる」、

「対策が難しい問題は、発生確率が小さいとして、無視する」、

「小手先だけの対策はするが、過酷事故対策は基本的に人海戦術に頼る」、

というものである。

このような対策で原発事故をきちんと収束できるかどうかは、極めて疑わしい。

日本の原発も、上記イでみた次世代型原子炉のように、事故が発生した時には、一定時間何もしなくても、プラントの状態が悪化しないような仕組みにしないといけない。

今の新規規制基準だけでは、福島大地原発事故のような事故の進展を防ぎ得ない（甲B219・p43）。

エ 以上の通りであり、「確率的安全」や「能動的安全」の限界・問題点を理解した上で、「確定的安全」と「受動的安全」の考え方とを原発の（安全）設計にどこまで取り入れることができるかということが、原発の安全性とは何かを考える上での重要な視点であり（甲B219・p43）、本項の締め括りとして、動力を使わずに原子炉を守る「受動的安全炉」に関する指摘を紹介しておく。

北村行孝・三島勇共著の「日本の原子力施設全データ（完全改訂版）『しくみ』と『リスク』を再確認する」は、「原子炉の安全システムの多くは、動力を必要とする。前項で紹介したように、多重のシステムで万一の際の事故拡大に備えているとはいえ、スリーマイルアイランド原

発事故や福島第一原発事故のように過酷な事故にいたる例も実際に存在している」と、動力を必要（能動的安全）とする安全システムの破綻の例に言及した上で、「たとえ重大な事故に発展しそうな事態になっても、動力を使った能動的なシステムではなく、動力を必要としない受動的な安全システムで炉を守り、放射性物質の漏出を防ごうという発想の炉を『受動的な安全炉』と呼ぶ」と指摘し、「緊急時の非常用炉心冷却システム（ECCS）は、現状では電力などの動力を使うことが多いが、炉の上部に貯水槽を設けて緊急時に重力で自動落下させたり、温度差を使って冷却水を自然循環させ、その温度をさらに空冷で下げさせるなど、自然の原理だけで働くシステムを工夫している。炉の停止・制御にも機械的な制御棒だけでなく、中性子の吸収力の高い液体を注入するなど、機械的な故障で事態が悪化する余地を少なくしてある。運転員が複雑な操作をしなくても済むように、システムを簡素化した炉の提案も多くなされており、緊急時に運転員の操作が3日間なくても原子炉自体で事故を収束に向かわせる炉や、さらに長く7日間操作不要の炉も考えられている。炉のタイプも加圧水型や沸騰水型といった軽水炉だけでなく、高温ガス炉や高速炉でも受動的安全性が追求されている」と述べている（甲A190・p90～91）。

いうまでもないが、川内原発1号機・2号機は、このような「受動的な安全炉」ではない。

3 原発の安全基準はどうあるべきか（確率で、原発の安全性を判断してはいけないこと）について

(1) 原発の安全性は、その有用性とは関係なく、原発自体が安全か否かという観点から判断すべきであること

ア 国際基本安全規格（ISO/IEC GUIDE 51:2014）は、「安全とは許容できないリスクがないこと」と定義している（甲A188・p185の4.4.2.2）。

そして、リスクを許容できるかできないかを定めるのは、当然、そのリスクを受ける可能性がある人間一人一人である。

イ そして、原発が安全であるか否かは、その有用性とは関係なく、原発自体が安全かどうかという観点から判断すべきである。

即ち、原発のように大規模な事故が想定される技術の安全に関する問題については、他の利益（経済性など）があるからといって、安全性を確認しないままに安易に許容してはならない。

「許容できないリスク」を「他の利益」と相殺（トレードオフ）しようとしてもそれは不可能というべきであり、エネルギー選択や経済性あるいはそれ以外の社会的な有用性は、原発の安全性と同一平面で考えることはできない（甲A189・p122の6.1.2）。

ウ 即ち、「安全」とは、「その装置（技術）のメリット・有用性」ということ以前に、「人々に取り返しのつかない危害を加えることがないこと」が大前提である。

にもかかわらず、あらゆる技術にはメリットとデメリットがあるところ、「メリットの方が大きければ、その事故を確実に防ぐことができなくても、許容する」という考え方を原発についても採用する場合、一般に、確率の議論がベースになっている（確率論的リスク評価）。

即ち、わが国では、原発事故の発生確率を小さくするべく、多重防護、多層防護によって、事故の発生確率を減らすことにより、結果として安全とは言い切れないが、原発を許容することになっているのである。

エ しかし、このように、事故の発生確率で、原発の安全性を判断してはいけない（確率で判断することは危険である。）。

例えば、2004年、東京都内のビル入り口の自動回転ドアに小学生が挟まれて死亡するという痛ましい事故があったが、この事故が起きる前は、自動回転ドアは「赤外線センサーがついているから、安全である」とされていたのであり、当該事故はこの赤外線センサーで防止できなかった。赤外線センサー自体が故障していたらもとより危険であるが、センサーが作動していても、慣性力で25cmも動いてしまうということが、当該事故後の調査で分かったのである。

即ち、赤外線センサーの性能や慣性力による時間の遅れを考慮すると、

回転ドアに挟まれないようにすること自体に無理があったのであり、重量と回転速度とを落とし、利用者が傷つかないレベルまでエネルギーを制限した、「本質安全（事故が起きても人が傷つくことがない安全設計）」にすべきであったのである。

例えば 1000 万回回転すると 1 回の確率で故障するという回転ドアがあったとして、実際に故障した時に確実に安全を確保できるという設計にはなっていないとしても、「事故の確率は 1000 万分の 1 であり、極めて小さいから、問題ない（安全である）」とすることが許されるだろうか。

いかに信頼性の高い（故障しにくい）機械であっても、確実な安全対策が出来ていない機械であれば、いつかは故障してほぼ確実に人を殺傷する殺人マシンとなってしまう。

そうだとするならば、原発のような大規模な事故の可能性のある設備については、可能な限り、「本質安全（装置が故障したり、人的ミスがあっても、必ず自動的に安全な状態になるシステム）」を図り、確定的な安全設計をするべきであって、安易に「確率が小さい」として許容することは許されないのである（甲 A 1 9 7）。

(2) 原発事故のリスクとは何か

ア 原発事故では、〔被害の大きさ〕そのものが極めて曖昧であること

異なる事故を比較する場合、何らかの定量化を行う必要があるが、その定量化する指標を「リスク」という概念で表す。

事故のリスクは、〔被害の大きさ〕と〔発生頻度〕に依存するとされ、一般には、〔被害の大きさ〕×〔発生頻度〕として表すことが多い。

それでは、〔被害の大きさ〕は、どのようにして定量化できるのか。

死傷者の数か、避難者数か。

避難したくてもできなかった人の数は考慮に入れるのか？

土地の汚染の程度は考慮に入れるのか、地下水の汚染はどう定量化できるのか？

経済的損失はいくらか？

これらの諸要素を考えると、原発事故においては、そもそも、〔被害の大きさ〕そのものが極めて曖昧である。

イ 原発事故の〔発生頻度〕も、極めて不確実性を持つものであること

他方、原発事故の〔発生頻度〕は、炉心溶融や放射性物質の大量放出について、「1年間1基の原子炉を運転した時に発生する頻度」として表し、例えば 10^{-1} /炉年（＝10炉年に一度）とか、 10^{-4} /炉年（＝1万炉年に一度）などと表す。

しかしながら、地震や津波、火山の噴火といった自然現象について、〔発生頻度〕を予測するには多くの不確かさがある。

地震で言えば、そのメカニズムと地球表面の地殻の移動量などの観測データから〔発生頻度〕を推定するが、そもそも、影響する因子が地殻の移動量だけとは限らない。

地殻の移動によるひずみが一定値に達すると、地殻（岩盤）の破壊現象としての地震が起きるが、破壊面の方向や広さは、一義的に決まるものではなく、そのひずみ値自体が相当バラツキの大きなものである。

従って、そうした物理的なメカニズムによる推測だけではなく、過去の地震のデータをも元にして、地震の〔発生頻度〕を統計的に推定することが重要になる。

とはいえ、発生頻度の少ない地震のデータから推測する場合には、推測しようとする期間よりも一桁あるいはそれ以上長期にわたるデータが必要であり、例えば1万年に1回という頻度の地震をデータで検証するには、10万年あるいは100万年にわたるデータが必要であるが、地震観測が始まってから僅か数百年しか経っていないことから、そのような長期にわたるデータがあるはずがない。

従って、過去の限られた地震動の記録と、地盤の動きや過去の地震の記録と見做される活断層や地盤の特性等を調査して推測するしかない。

他方、現実には、1995年の兵庫県南部地震（阪神・淡路大震災）以来、2004年の新潟県中越地震、2007年の新潟県中越沖地震と大きな地震が続き、2011年3月には、東北地方太平洋沖地震で日本観測史上最大の地震が起き、さらに2016年4月には、熊本県で最大震度7を記録する地震が2回も繰り返し起き、震源域が熊本市から阿蘇

山を経て大分県まで移動し、甚大な被害を出した。

このように、最近でも僅か20年の間に過去に経験のない大規模な地震が次々と起こったことを考えても、津波も含めて、自然現象が持つ現象面の不確定性には未知の領域が極めて大きい。

従ってまた、その発生頻度を、正確な数字で議論しようとするにもかなり無理がある。

ウ 独立行政法人原子力安全基盤機構(2014年に原子力規制庁に統合)に勤務していた人物が、実際の超過確率はせいぜい1000年から100年に1回程度でしかないという論文を発表していること(甲A102)

日本地震学会の会員である浜田信生氏は、福島第一原発事故を受けて耐震基準が改訂された2013年に、「原発の基準地震動と超過確率」という論文を発表され、大要、次のように述べているが(甲A102。下線は訴訟代理人)、同氏はこの論文を作成する直前まで独立行政法人原子力安全基盤機構(2014年に原子力規制庁に統合)に勤務しており(甲A103・2頁)、福島第一原発事故後の原子力規制の内情を知る人物でもある。

「基準地震動は予想される最大の揺れであるとしても、それを上回る揺れが絶対にはないことからは、各電力会社が基準地震動を策定する際の資料には、基準地震動を上回る揺れが起きる超過確率(日本原子力学会、2007)も必ず記載されており、審査指針でもそれを参照することになっている。その超過確率を見ると、年あたりの基準地震動を越える揺れが発生する確率はほとんどの場合、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年、場所によっては $10^{-4} \sim 10^{-6}$ /年となっており、基準地震動を超える揺れは、1万年から10万年、場所によっては100万年に1回の非常に稀な現象ということになる。以上から、いずれの原発でも基準地震動を上回る揺れが観測される頻度は、1万年に1回以下と推定されていることになる。問題は、実際にはこの基準地震動を上回る揺れが、最近しばしば観測されていることにある。」

「新旧の基準の違いはあり、旧基準では超過確率は明確ではないが、

過去十年間に、基準地震動を上回る地震動が4つの地震で観測されたことになる。特に女川原発では基準の改訂前、改訂後の2度にわたって基準を超える揺れに見舞われたことになる。全国に商業用原子力発電施設は17カ所、実験用施設を含めても20カ所あまりに過ぎない。それぞれの場所で1万年に1回以下の頻度でしか期待できない希有の強震動が、10年間に4回も起こるとは一体どういうことだろうかというのは、筆者ばかりでなく事情を説明されるなら誰でも抱く素朴な疑問である。」

「現実の基準地震動は、前述のように『生起する可能性は否定できない』レベルとは思えないが、それはともかくとして、技術の世界に絶対の安全は存在しないことを考えれば、残余のリスクの評価は原発の安全確保のためには欠かせない。残余のリスク評価と関連するのが、確率論的安全評価（PSA）である。」

「しかしながら、10年間で4回も基準を上回るという事態をどう評価すべきであろうか。基準地震動の策定方法か、基準地震動の超過確率の計算のいずれか、もしくは両方に誤りがあると考えるのが自然であろう。」

「1993年の釧路沖地震（Mj7.5）では釧路地方気象台で900galを、1995年の兵庫県南部地震（Mj7.3）では神戸海洋気象台で800galを超える強震動が観測されたのを皮切りに、続々と500galを超える強震動が観測されている。表1（各原発の基準地震動一覧の表のこと：訴訟代理人注）の値とそれら観測された強震動を比較すると、解放基盤上と地表という観測条件の違いはあるにせよ、基準地震動の値が1万年に1回以下の頻度でしか観測されない希な値とは筆者には思えない。実際の超過確率はせいぜい1000年から100年に1回程度でしかないと思われる。超過確率の推定が10倍から100倍の誤差を持つとすると、ハザード曲線と確率論的安全評価に無視できない影響を与えるはずである。原子炉の炉心損傷事故の発生確率を、1万年に1回以下に抑えるという原発の総合的な安全基準への影響

は、まぬがれないのではなからうか。」、

「 基準地震動の策定には、地震学の知見が多々動員されている以上、基準地震動の策定にかかわった方々には、学会員に対しては勿論のこと、一般社会に対しても上記の素朴な疑問についての説明責任があると考え次第である。」。

以上のように、この論文を作成する直前まで独立行政法人原子力安全基盤機構（2014年に原子力規制庁に統合）に勤務しており（甲A103・2頁）、福島第一原発事故後の原子力規制の内情を知っている人物が、2013年（平成25年）の日本地震学会において、「10年間で4回も基準を上回るという事態は、基準地震動の策定方法か、基準地震動の超過確率の計算のいずれか、もしくは両方に誤りがあると考えるのが自然」であり、現在の基準地震動の値は、とうてい、1万年に1回以下の頻度でしか観測されない希な値とはいえず、「実際の超過確率はせいぜい1000年から100年に1回程度」と解されることからすると、10倍から100倍の誤差がある超過確率の推定は、ハザード曲線と確率論的安全評価に無視できない影響を与えるはずであり、「原子炉の炉心損傷事故の発生確率を、1万年に1回以下に抑えるという原発の総合的な安全基準への影響は、まぬがれない」という指摘がしていることは、この問題（確率で原発の安全性を判断することの危険性）を考える上で極めて重要である（なお、超過確率の問題点については、原告ら準備書面38で詳しく述べている。）。

エ 上限の特定が困難な大規模被害がでる原発事故のリスクは、〔被害の大きさ〕×〔発生頻度〕では評価せずに、〔被害の大きさ〕が受忍可能かどうかだけで判断すべきであること

しかも、原発事故は、地震や火山などといった外部事象のみならず、機器・配管の損傷、制御系のトラブルといった内部事象（事故に進展する可能性のあるプラント内部の機器類の故障や人的過誤のこと）がきっかけで起こることもあり、さらには、内部事象により起きたトラブルに

人為ミス（人的過誤・ヒューマン・エラー）や事態の進展にともなって起こる様々な機能不全が重なって、やがて炉心溶融等の過酷事故にいたるという場合もある。

即ち、原発の過酷事故は、外部事象等を契機として、核反応停止の失敗や建屋・配管や機器の破損によって、緊急炉心冷却系が機能喪失し、炉心溶融へと進み、やがて格納容器破損へと進展していくことによって起こるが、こうした原発事故の進展は、原発の様々な装置自体が複雑であるうえ、事故の進展経路も無数に考えられ、しかも人の介在（人的過誤・ヒューマン・エラー）もあることから、その「不確かさ」は極めて大きい。

以上のように、原発事故の「リスク」の問題点は、その発生確率の曖昧さとともに、「事故の被害の大きさ」の上限が推測困難なことである。

そこで、発生確率は小さいが、上限の特定が困難な大規模被害がでる原発事故のリスクは、〔被害の大きさ〕×〔発生頻度〕という一般的な考え方では評価せずに、〔被害の大きさ〕が受忍可能かどうかだけで判断すべきである（甲B219・p46）。

(3) 炉心溶融を起こすと、事故の収束は極めて困難であること

安全性の観点からみて、原発が航空機や自動車等と大きく異なっている点は、①その制御の困難さと、②大量の放射性物質の存在という点である。

しかも、事故の初期状態の時点で収束できれば良いが、事故の進展とともに、放射性物質の漏えいに伴って作業環境が厳しくなり、事故収束がますます困難になっていく。

そして、事故の規模がある一定の段階（しきい値）を超えると、一気に原状回復ができなくなるが（これを火災でいえば、初期消火に失敗し、消火が不可能な状態に相当する。）、原発の事故において、この「しきい値」に相当するのが、炉心溶融である。

原発の安全設計思想は、まさに、この「炉心溶融を起こさないようにすること」にあった。

ところが、現実の原子力プラントは、福島第一原発事故により、この炉

心溶融、即ち、過酷事故（重大事故）を防ぎ得ないことが明らかになった。

安全装置の追加や、人海戦術による過酷事故対策は、過酷事故の発生確率を減らすことが出来ても、決して「最悪の事故の被害規模を小さくする」とは言えない。

即ち、川内原発をはじめとするわが国の原発は、確率的な安全に頼った設計であり、多重防護や深層防護をどんなに強化しても、大規模な事故の発生可能性は残っている。

しかも、事故の状況によっては、自らの命を省みずに事故に立ち向かう、いわば「決死隊の作業員たち」の犠牲の上にしか、事故の収束ができないという極めて由々しき事態に陥ってしまうのであり（福島第一原発事故の貴重な教訓）、航空機や自動車でも事故の可能性はあるが、最悪の事故の被害の大きさ・規模は、到底、比較にはならない。

1回の事故で国家の存立すら危ぶまれる大規模な原発事故を起こすことなど絶対に許されるはずがなく、また、起きた時の損失・被害の大きさを、誰も、国家といえども、補償することはできない。

(4) 「確率的安全」に頼っている多重防護では、重大事故へと至る事故の進展を防げないこと

ア 設備・機器の信頼性が高い（故障率が低い）ことは、安全とは限らないこと

原発の設計も、確かに設備・機器が故障しにくく、かつ、人為ミスを起こし難いように設計されてはいるが、しかし、設備・機器の信頼性が高い（故障しにくい）ということは、必ずしも、安全であるとは限らない。設備・機器の故障率を下げた（信頼性が高い）だけでは、故障しにくくはなるが、確実に事故を防ぐことにはならない。

即ち、原発の安全を確保するためには、「設備・機器が故障しても、確実に安全が確保される仕組みにすること」が重要である。

ところが、原発は、「設備・機器が故障すると、安全機能を失ってしまうこと」に対し、一定の対策（機器等を故障しにくくする対策）を施しており、その意味で確率的な安全には配慮しているが、しかし、「設

備・機器が故障しても、自動的に安全機能が維持される」という確定的な安全設計になっているとは言えない。

福島第一原発事故について、中村英夫氏及び山本正宣氏が、「本質安全と確率論的リスク評価について」という論文(甲A197)において、まず、「安全に関連するシステム(以下『安全関連システム』)は、その機能として安全が重要であるにもかかわらず、システムを実現する上での経済性の問題などから、十分な安全性が確保されないままに、社会に組み入れられることが多く、事故が起きて社会的に大きな問題を起こしてから、非難される例が多い。その端的な例が東日本大震災の際発生した原子力発電の事故である。」という指摘をされた上で、「原子炉は、PSA(確率論的安全評価、PRAと同意)の立場を重視して設計されてきたものであるが、本質安全の立場を最後まで追求することなしに、PSAでよしとしたところに今回の根本的な問題がある」と指摘され、また、予備電源が不十分だったといった状況につき、「本質安全論の立場に立てばそもそも電気エネルギーを供給し続けなければ、安全が確保されないという仕組みそのものが重大な誤りということになる」、「PSAを絶対視すると、本質安全による『最後の手段』への思考が及ばぬまま、数値のみで問題なしとしてしまうことがある」(甲A197・p53～54。下線は原告ら訴訟代理人)と指摘されているが、この指摘は、本質安全(装置が故障したり、人的ミスがあっても、必ず自動的に安全な状態になるシステム)や、確定的な安全あるいは受動的安全などの基本的な安全設計思想を採用することなしに、確率論的安全評価(PRAないしPSA)に頼ってしまうことの限界・問題点を端的に表している重要な指摘である(この論文に関しては、後記第11・3参照)。

イ 多重防護は、「確定的安全」を追求せずに、「確率的安全」に頼っていることから、重大事故へと至る事故の進展を防げないこと

原発の安全性確保の点に関して、被告九州電力は、多重防護を主張しているが(被告九州電力準備書面13・p4以下の第2)、しかし、被告九州電力が主張する多重防護は、「確定的安全」を追求せずに、「確率

的安全」に頼っていることから、前段の事故対策が甘くなり、結果として対策の先送りがなされ、重大事故・過酷事故へと至る事故の進展を防げない（甲B219・p46の5(1)）。

これは、一つには、事故対策の根底に「確率の考え方」を安易に持ち込んでいることが原因だと考えられるが、もう一つ重要なことは、事故対策の信頼性の考え方である。

即ち、原発事故では、設計基準事故は、機能すべき安全装置のいずれかが故障すると仮定しており、単一故障基準等を適用し、多重性、多様性を持たせることで事故の進展を防ぐようにしているが、しかし、事故が進展して重大事故（シビアアクシデント）に至ると、「設計基準事故よりめったに起きない事故だから」と言った理由で、信頼性のない、確実でない対策で良しとしていることであり（甲B219・p46～47）、実際にも、重大事故時の安全対策には、単一故障基準は適用されていない（なお、念の為に言えば、単一故障基準も多重故障や共通要因故障を考慮していないという点で決して十分な対策とは言えないが、ただ、ここで論点としているのは、あくまで「事故の進展に応じて事故対策の重要性が増々重要になってくるにもかかわらず、事故の後段になるほど対策の信頼性が軽視されてきていること」である。）。

ウ 川内原発は、水素爆発を確実に起こさない為の「確定的設計」にはなっていないこと

本来、原発事故が進展して炉心溶融を起こすことが危惧されている場合には、事故の進展を確実に防ぐ強力な対策をすべきである。

ところが、実際には、不確かさを伴う現象について、安易な計算に基づく評価（例：水素爆発）で良しとしたり、試験結果について、十分な根拠のないまま、「確率が小さい」という恣意的評価をして、それを無視（例：水蒸気爆発）しているのが、現実である。

これを水素爆発に関して言えば、水素の発生量の不確かさや、事故条件の不確かさ、水素処理装置の容量不足と作動の不確実性、思わぬ外乱や機器の故障、人為ミスや起こしてはいけない誤作動、水素を排出する

設備の信頼性の欠如など、水素爆発を確実に起こさない為の「確定的設計」にはなっていない。ただ、沸騰水型（BWR）の原子炉格納容器では、水素が大量に出てくる事故に備えて、予め窒素ガスを封入して酸素を排除しておき、水素が発生しても、基本的に水素爆発は起こり得ない仕組みに一応はなっている。

これに対して、川内原発のような加圧水型（PWR）の格納容器では、そのまま空気が入っているため、一つの想定外の事象で、大規模な水素爆発が発生し得る。

実際、米国スリーマイル事故においても、格納容器内で小規模な水素爆発が起きており、脅威であった。

福島第一原発事故では、それよりもはるかに厳しい水素爆発対策をしていたにもかかわらず、格納容器から漏えいした水素により次々と爆発した。

これらの貴重な教訓と安全性を確保するという視点からすれば、現在の水素爆発対策は極めて脆弱であると言わざるを得ない。

水素爆発も、水蒸気爆発も、実際に想定される様々な条件に基づく実機規模での実証試験さえしないまま、「安全が確認できた」などとしており、とうてい、信頼性を認めることはできない。

格納容器破壊のリスクが生じた場合には、全てに優先して、格納容器防護対策をすべきである。

ところが、現状の事故対策の信頼性は、事故の進展とともに、低くなっているのである。

めったに起きないはずの事故（深刻な事態）に至った以上、さらに事故が進展することを確実に止めないと、破局に至ることはそれこそ自明の理である。

原発事故については、事故が進展するほど、より信頼性の高い確実な対策をすべきである。

航空機落下や、水蒸気爆発、水素爆発、DCH（格納容器雰囲気直接加熱）など、格納容器破損が危惧されるシナリオは、その発生確率で判断

せずに、格納容器破損による被害の大きさから判断して、確実な対策をすべきである。

それにもかかわらず、事故の進展に伴う事故対策の信頼性の低下を容認していること、及び、万一発生するとカタストロフに至る可能性のある爆発的な現象を「確率が小さい」として無視していることが、多重防護の有効性を根底から疑わしいものにして（甲B219・p48）。

(5) 潜在的な設計ミスを防ぐことは難しく、「本質安全」が確保できない限り、大規模な被害が発生することは避けられないこと

ア 原子力プラントの設計、製作、設置、運転、保守の全過程を通じて、エラーや故障などがあり得るが、その中でとりわけ重要なのは、顕在化しにくい基本的な設計ミスである。

福島第一原発事故でいえば、過酷事故時の格納容器の耐性評価（設計基準を超えて、どこまで圧力・温度に耐えられるか）は一応行っていたが、格納容器のフランジや電気ペネトレーションなどの有機シール材からの水素の漏えいについては考慮していなかった。

そのため、格納容器から漏れた水素が原子炉建屋上部にたまり、1号機、3号機及び4号機（3号機の排気系統からの逆流とされている。）で水素爆発を起こし、事故の収束をきわめて難しくした。

沸騰水型（BWR）である福島第一原発は、格納容器内に窒素を封入して、水素爆発に対する最大級の対策を実施してきたのであるが、それにもかかわらず水素爆発を防げなかったということは、大変重要な問題である。

もう一点は、格納容器内の温度・圧力が設計基準を越えていたため、炉心溶融後の原子炉の水位計が誤作動したり、格納容器内の圧力上昇により、原子炉を減圧するSR弁が背圧で作動しなかった可能性があるということである。

これらは、設計基準はそのままにして、過酷事故時の条件で格納容器本体は不十分ながらも耐性評価をしたが、その他の計器や機器類の機能確認はされていなかったことによる。

これは、過酷事故対策の設計ミスであり、組織間の伝達ミスである。その背景には、過酷事故対策が規制要件ではなく、事業者・電力会社とメーカーの自主性に任されていたことがある。

現行の新規制基準においても、過酷事故時の条件は単なる目標値にすぎず、それ以上に圧力・温度が上がった時には、福島第一原発事故と同様に、機器類の機能不全が起きる危険性が否定できない。

そもそも、炉心溶融を起こした場合、温度や圧力の正確な予測や計測ができるとは限らない。

また同様に、原発の建設時において津波対策などは十分考慮されず、地下に配電盤や非常用ディーゼル発電機を設置したが、その後の津波基準の見直しの機会があったにもかかわらず、設計変更をしなかった。

これも、設計条件の設定・見直し段階での広い意味での設計ミスである。

また、BWRの格納容器の圧力抑制機能も、条件次第で機能喪失してしまう欠陥があった。

福島第一原発事故でどこまで生じたかは不明であるが、少なくとも地震による圧力抑制室のプール水の揺動（スロッシングという。）がBWR型格納容器の設計の根幹である圧力抑制機能を失う、あるいは弱める働きをすることは、設計上考慮されていない重大な欠陥であり、現在も放置されている。

つまり、具体的なシステムや機器の設計で、潜在的な設計上のミスが隠されている可能性があることが危惧される。

こうしたエラーは、たまたま事故の進展に伴って顕在化することになるが、当該事故に関係がない部分のエラーは見過ごされている可能性があり、それは、やがて次の異なるタイプの事故を準備していることになる（甲A189・136頁～137頁）。

イ 上記アは福島第一原発事故の教訓であり、BWRに関するものが多いが、川内原発のようなPWRにおいても同様のことが言える（甲B219・p50）。

どんなに、規制基準をつくりかえて、それに適合することが確認できたとしても、ひとたび原発事故が起きると、必ずその技術的な欠陥がいくつも浮かび上がってくる。

それは、発生した事故の後からみれば、「潜在的な設計ミスがあった」ということになる。

潜在的な設計ミスを防ぐことは原理的に難しく、本質安全（事故が起きても、許容できない被害が起こらないこと）が確保できない限り、大規模な被害が発生することは避けられない。

そして、前述したように、原発事故の被害規模の上限の特定は困難であり、最悪の事故ではわが国の存亡を脅かすレベルのものであることこそが大問題である（甲B219・p51）。

4 小括

原発は、一般産業設備とは違って、予測不能な巨大被害を発生させる可能性がある。

そのため、他の産業設備や自動車等のように、事故時に備えた損害賠償制度や事故処理体制を確立して、その利用についての国民的合意を得ることが困難である。

にもかかわらず、原発を推進するために、「確率論的リスク評価」などの論理が唱えられてきた。

しかし、それらに信を置くことはできない（甲A102及び原告ら準備書面38参照）。

原発事故は、地震、津波、火山の自然現象や航空機落下などの外部事象と、機器の故障及び人的ミスなどの内部事象とが重なって起こることが多い。

外部事象も、内部事象も、過去のデータから、一定程度はその発生確率を推定することはできる。

しかし、原発は、安全対策として、「本質安全」を追求することなく、機器の故障率に依存した設計を前提にしていることから、共通要因故障などに対応できず、確実に事故を防ぐことはできない（甲A199）。

貴重な教訓である福島第一原発事故をふまえるならば、原発の安全性は、その有用性とは関係なく、原発自体が安全か否かという観点から判断すべきであり、確率で原発の安全性を判断すべきではなく（確率による判断では危険を防ぎ得ない。）、「事故の発生確率が小さいから安全である」という川内原発の設計思想は、まさに「安全神話」そのものである（被告九州電力の多重防護は、「確定的安全」を追求せず、「確率的安全」に頼っていることから、重大事故へと至る事故の進展を防げない。）。

これに対し、被告九州電力は、「本件原子力発電所において、以上のとおり、原子炉を『止める』『冷やす』、放射性物質を『閉じこめる』という多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策を講じている。したがって、事故等の発生により多重の障壁の健全性が損なわれることはなく、放射性物質が周辺環境に異常に放出されるようなことはない。」（被告九州電力準備書面13・p23の4）と主張していることから、以上のことを踏まえて、次の第3以下において、個別の論点・問題点ごとに、被告九州電力の右主張に対する反論を行う。

第3 「核反応を止める」ことへの反論

1 原子炉の固有の安全性（自己制御性）について

(1) 被告九州電力の主張

被告九州電力は、「原子炉の固有の安全性（自己制御性）」があるとして、「燃料の大部分に核分裂しにくい性質を有するウラン238を使用し、減速材として水を使用することによって、燃料のドップラー効果及び減速材の温度効果（密度効果）を有し、核分裂反応が急激に増加した場合

であっても、それが自動的に抑制される（原子炉の固有の安全性）」（被告九州電力準備書面13・p9の(1)）と主張している。

(2) 自己制御性の限界（何らかの原因によって自己制御性では抑えきれない反応度が投入されれば、核暴走に至ることがあること）

しかし、原発という極めて複雑なシステムでは、事故を絶対的に防ぐことは難しい。

なぜなら、原発の制御対象である核燃料は非常に短時間に連鎖反応が進み、しかも複雑に多数の要因がからむことから、ひとつ間違うと、核反応が不安定になり、核暴走に至る恐れがあるからである。

確かに、温度上昇については、自動的に核反応を抑制する作用がある。

しかし、核反応を進める因子と抑制する因子は種々存在し、それぞれの因子が複雑に関係した結果として自己制御性が現れることから、いつも、核反応の制御が効いて、安全性が担保されるわけではない（甲B219・p6の3）。

例えば、原子炉を停止操作していく段階において、制御棒を全て挿入した後も、1次系の温度が低下していくと、ほう酸水を注入して核反応を抑制しないと、停止操作ができない。

原子炉内での過渡変化（通常時の一定の状態からのずれを生じた状態）に伴う反応度の増減効果を正または負の反応度効果と言い、その増減率を反応度係数というが、温度に対する反応度係数は通常は負であることから、温度が上昇すると反応度は自動的に下がり（自己制御性がある）、これが軽水炉の重要な特性である。

しかし、「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が大きくなる」（原子力教科書1p.22下9行目。「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28年。甲B219・p7参照）という問題点・危険性が指摘されている。

もとより、自己制御性のあるプラントでなければ、恐ろしくて運転できないことは当然であるが、上記指摘は、何らかの原因によって自己制御性では抑えきれない反応度が投入されれば、核暴走に至ることがあるということであり、被告九州電力準備書面13の主張が、「装置が（故障しないで）必ず作動すること」を前提にして、安全性ばかり強調し、危険側の現象が発生する可能性については一切述べていないことは、明らかに片手落ちであり、到底、信用できない（甲B219・p7）。

チェルノブイリ原発では、低出力時に核反応が不安定になり易いことと制御棒の仕組みに欠陥があったことから、制御棒を挿入していく過程において核反応を促進してしまうことになったとされている。

これはチェルノブイリ原発の欠陥ではあるが、川内原発のような日本の軽水炉でも様々な条件が組み合わされると、核暴走まで至ることはありうる。

原子炉の核反応は、制御に失敗すると、実用の材料ではほとんど強度を維持できないほど急上昇し、原子炉本体まで破壊することがありうる。他の動力装置にはみられない、極めて危険な特徴であることを忘れてはならない。

2 原子炉トリップ信号について

(1) 被告九州電力の主張

次に、原子炉トリップ信号について、被告九州電力は、「原子炉を『止める』ための設備として、制御棒及び制御棒駆動装置を備えるとともに、化学体積制御設備を設置している。検出器が異常の兆候または異常の発生を検知した場合には、必要に応じ、運転員が原子炉の停止操作を行い、制御棒を電動駆動で炉心に挿入して原子炉を停止する（制御棒が中性子を吸収し核分裂反応が停止）。一方、燃料被覆管や原子炉容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ）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や、放射性物質の異常放出に至るおそれのある事故が発生した場合、すなわち検出器が検知した値があらかじめ定めた許容値を超える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

ブ信号が発せられる（表2）」（被告九州電力準備書面13・p12）と主張している（なお、文中の「化学体積制御設備」とは、被告九州電力準備書面13・p12の注12にあるように、制御棒が挿入できない場合に高濃度のほう酸水を原子炉に注入し、原子炉を停止する設備のことである。）。

(2) センサーが捉えた情報を信号ケーブルで各機器類に正確に伝達することが保障されている訳ではないこと

被告九州電力が主張する装置がついていることは事実であるが、被告九州電力準備書面13・p12の表2（原子炉トリップ信号の一覧）にある、中性子束（中性子の密度）や、1次冷却材の温度、水位、流量、地震加速度計等は、それらのセンサーが正常に機能することが前提であり、センサーが捉えた情報を信号ケーブルで各機器類に正確に伝達することが保障されている訳ではない（甲B219・p8）。

即ち、センサー等に故障が生じると、原子炉トリップ信号が発せられないこともあり得る。

例えば、平成27年9月28日には、東京電力から、柏崎刈羽6号機の中央制御室床下のケーブルが不適切に設置されていたことが報告され、これを受けて、規制庁が全電力会社に対して指示した結果、多くの電力会社で、不適切な設計、施工が判明し、原子力発電所の品質マネジメントシステム（QMS）の問題として重視されたことがあったが（このとき、被告九州電力の川内原発1、2号機は、新規制基準に適用の施工方針が示されて許可されており、施工に関して確認中で、ケーブル敷設状況調査の対象から外れていたが、だからといって、問題がなかった訳ではない。原子力規制庁の平成28年6月29日付「不適切なケーブルの敷設に係る各原子力事業者からの報告に対する評価及び今後の対応について」参照）、このようなケーブルの不適切な設置による火災等において、電氣的なノイズによる誤信号等が発生する可能性も否定できない。

また、平成20年2月1日には、伊方1号機で定期検査において制御棒動作試験を実施したところ、制御棒駆動回路（制御棒を動作〔引抜・挿入〕

させるための制御棒駆動コイル電流を制御する回路)に異常を示す警報が発信され、制御回路内に故障による短絡とヒューズの断線が発見されたことがあった(ニューシア通番 9695、2007-四国-M013「制御棒動作試験中の不具合について」。ニューシアとは原子力施設情報公開ライブラリーのこと)。本件は、定期点検で見つかったからよかったものの、原発の運転中に制御回路に異常をきたす可能性は十分にあった(甲B219・p8)。

3 原子炉緊急停止時の制御棒の動作について

(1) 被告九州電力の主張

被告九州電力は、原子炉緊急停止時の制御棒の動作については、「通常運転時には制御棒駆動装置により燃料集合体からほぼ全部を引き抜かれた状態で保持されている制御棒が、原子炉トリップ信号によって原子炉トリップ遮断器が自動的に開放され(制御棒を保持している制御棒駆動装置への電源が遮断され)、制御棒駆動装置による保持力が失われて、自重で炉心に落下、原子炉を緊急停止させる(図4)」(被告九州電力準備書面13・p12頁の下から4行目以下)と主張している。

(2) フェールセーフ化した制御棒駆動機構でも、周辺の機械的部分で思わぬ損傷が起これば、機能喪失を招くこと等があること

確かに、そのような仕組み自体は、安全設計上、もっとも信頼性が高いシステムの一つではある。

しかし、それでも、幾つかの要因によっては、制御棒が燃料集合体の中に挿入されなかったり、あるいは、挿入が遅れたりする可能性を否定できない(甲B219・p9の5)。

例えば、設計で想定している地震動 S_s より大きな地震がきた場合に、原子炉補助建屋の最地下階に設置された原子炉停止用地震感知器の設定値(水平方向 160 ガル以下、鉛直方向 80 ガル以下。被告九州電力準備書面13・p15の表3)を超えて、地震計が地震で壊れたり(これまでに、地震計あるいは記録システムが不具合を起こし、計測ができなかった事例は何度もある。福島原発事故では、地震動のデータの後半が欠落している。)、信号を伝達するケーブルが断線して(地震で直接損傷するか、支え

る部分が損傷して2次的な被害として起こり得る。)、トリップ信号が保護回路に伝わらなかった場合、基準地震動 Ss-2 (水平 620 ガル、上下 320 ガル。上記の表 3) を上回る揺れが制御棒駆動装置に加わることになる。

想定以上の揺れ、即ち、加速度が生じると、摩擦等で押し付けられて、制御棒の挿入時間(約 2 秒程度)が遅れることが危惧される(甲 B 2 1 9・p 1 0)。

また、特別な場合ではあるが、ミサイル等で攻撃を受けて原子炉上部が直接破壊されたり、あるいは2次的な破壊に伴う破片の直撃を受け、制御棒クラスタが上部で変形して挿入ができなくなってしまうことも想定しうる。

このようにみえてくると、「フェールセーフ化(電源が切れると自重で落下する仕組みをいう。)した制御棒駆動機構のような仕組みも、周辺の機械的な部分で思わぬ損傷が起これると、機能喪失を招くことがある」(甲 B 2 1 9・p 1 0) ということである。

なお、後藤氏が指摘されるように、「制御棒が入らなかった場合には、バックアップとして、化学体積制御設備が作動して1次系冷却材にほう酸水を注入して未臨界にする仕組みになっているが、バルブその他のトラブルでほう酸水を入れることができなかつたり、何回も作動させることにより、注入するガス圧が足りなくなること、あるいは思わぬ漏えいによりほう酸水が十分入れることができないために、原子炉を停止できないような事態もないとは言えない」(甲 B 2 1 9・p 1 0)。

第 4 「原子炉を冷やす」ことへの反論

1 「瞬時に原子炉が停止し、併せて発電機も解列する」という主張について

(1) 被告九州電力の主張

被告九州電力は、原子炉を冷やす必要性について、「原子炉が緊急停止した後も、燃料から崩壊熱が発生し続けるため、これを除去(冷却)し続けることが必要である」と述べた上で、「原子炉の緊急停止時において

は、①定格出力状態から瞬時に原子炉が停止し、併せて発電機も解列する」(被告九州電力準備書面13・p15)と主張する。

(2) 「瞬時に原子炉が停止」するのは、関係する系統、機器類が健全であることが条件であり、全ての状態で保証されている訳ではないこと

しかし、まず、上記第3で述べたように、「瞬時に原子炉が停止」できないという事態は幾つもあり得る。

また、仮に原子炉が停止できても、発電機を解列(切り離すこと)出来なかつたり、あるいは、解列できても、高速で回っているタービンのトリップに伴って不具合が発生することも、あり得る。

従って、「定格出力状態から瞬時に原子炉が停止し、併せて発電機も解列する」ことが出来るのは、「あくまで関係する系統、機器類が健全であることが条件であり、すべての状態で保証されている訳ではない」(甲B219・p11の2)。

2 2次冷却設備の主給水ポンプについて

(1) 被告九州電力の主張

被告九州電力は、次に、「②原子炉の停止後、2次冷却設備の主給水ポンプで蒸気発生器への給水を継続することにより、蒸気発生器で1次冷却材の熱を2次冷却材へ伝え、蒸気となった2次冷却材(放射性物質を含まない)をタービンバイパス系により複水器で水に戻す、または主蒸気逃がし弁から大気に逃がすことにより、原子炉の崩壊熱を除去する。」

(被告九州電力準備書面13・p15)と主張する。

(2) 2次冷却設備の主給水ポンプの問題点

ア 耐震重要度がBである主給水ポンプは、Ss地震動に対して機能喪失する可能性が高く、補助給水ポンプ系統に故障や不具合が生じれば、冷却を続けることが難しくなること

(ア) しかし、主給水ポンプは耐震重要度がBであり、Ss地震動に対して機能喪失する可能性が高く、補助給水ポンプ系統に故障や不具合が生じれば、冷却を続けることは難しくなる(甲B219・p11の3)。なお、非常用取水設備の耐震重要度分類がCクラスとされていること

の危険性に関しては、原告ら準備書面30で主張した。)

- (イ) 補助給水系には電動式とタービン動式とがあるが、電源喪失時には、当然のことながら電動式は使えなくなり、タービン動式の補助給水ポンプだけが頼りになる。

タービン動式補助給水ポンプは、電源がなくても、原子炉内の蒸気を使って冷却できるが、福島第一原発事故では、東京電力の説明により、「2号機、3号機とも、原子炉停止後、高い圧力の圧力容器内に注水可能な高圧注水の系統が動作したため原子炉の水位が維持（冷却）されていまして。しかし、一定期間の後、高圧注水の系統が停止し、減圧のための“逃がし安全弁”を速やかに開くことができず注水できなかったため、圧力容器内の水位が低下し、炉心損傷にいたりまして」（東京電力ホームページより）ということが分かっている。

沸騰水型（BWR）の福島第一原発と異なり、川内原発は加圧水型（PWR）であるが、非常用の冷却システムはBWRと類似の機器類が使用されていることから、「タービン動補助給水ポンプが働くはずだから大丈夫である」などという安易な判断は、福島第一原発事故の状況を正確に理解した上での評価になっていないと言わざるを得ない（甲B219・p12）。

- イ 非常用の冷却装置は、何らかの異常な過渡変化や事故状態になった時に起動させるものであるため、起動に失敗するリスクがあること

- (ア) そもそも、平常時によく動いている主給水ポンプなどと違い、非常用の冷却装置は、何らかの異常な過渡変化や事故状態になった時に起動させるものであるため、起動に失敗するリスクがある（甲B219・p12）。

- (イ) 「ニューシア」（原子力施設情報公開ライブラリー）等から、補助給水ポンプ関係のトラブルを拾ってみると、次のとおりである。

- ① 2003年10月21日、四国電力伊方1号機で通常運転中、タービン動給水ポンプの軸受け部グランドパッキン（黒鉛製）が摩擦により発熱し白煙が生じたため、当該ポンプを停止し、保安規定に

基づき、残りの補助給水ポンプ2台の起動試験を実施した。

その後、グランドパッキンを交換し、復旧した。

- ② 2006年8月25日、関西電力大飯4号機で、定格運転中、保安規定による定期試験（1回/月）で電動補助給水ポンプ起動試験を実施したところ、炭化繊維製のグランドパッキンが破損し、新品に取替えた。
- ③ 2008年7月23日、日本原子力発電㈱の敦賀2号機で、定期点検中のタービン動補助給水ポンプ起動入り口弁の内1台が全開できず、警報がなった。当該弁に駆動用電動機に電源を供給しているタービン動補助給水ポンプ起動盤の直流過電流継電器の端子の一部にこげ跡を確認し、当該弁の電動機を交換した。
- ④ 2008年12月3日、関西電力美浜1号機が、運転中、タービン動補助給水ポンプ起動試験（定期点検：1回/月）においてポンプ吐出圧力が上がらず、停止して点検したところ、ガバナ弁に異物がつまって噛みこんだので補修し、2日後に復帰した。
- ⑤ 2010年5月14日、関西電力高浜1号機で、運転中、タービン動補助給水ポンプ起動試験において、タービン動補助給水ポンプ制御用油圧が低下し、運転停止。運転員が起動試験前に清掃時に意図せず軸受油系の弁に触れ、微開になり、起動試験で軸受箱内の排油ができなくなった。

以上のように、現実に、電動式補助給水ポンプとタービン動式補助給水ポンプにおいて、トラブルが、時々起きている。

したがって、交流電源なしで原子炉の蒸気で駆動するタービン動式の補助給水ポンプがあっても、関係する機器類も多く、部品点数が多いことから、時には、上記のような故障を起こすことがある。

通常は、電源がない場合でも、もう一台ある同型のポンプがバックアップになるはずであるが、もし、共通要因故障等で2台とも止まると、もはや冷却ができなくなる（甲B219・p12）。

第5 「放射性物質を閉じ込める」ことへの反論（原子炉格納容器以外の4つには、事故時の閉じ込め機能は期待できないこと）

1 被告九州電力の主張

被告九州電力は、「原子力発電所は放射性物質を周辺環境に放出する危険性（リスク）を有している点に特徴がある」（被告九州電力準備書面13・p4からp5）としつつ、図1「放射性物質を『閉じ込める』多重の障壁」（被告九州電力準備書面13・p6）において、「第1の障壁：燃料ペレット」、「第2の障壁：燃料被覆管」、「第3の障壁：原子炉容器」、「第4の障壁：原子炉格納容器」、「第5の障壁：原子炉建屋」を示し、「すなわち、本件原子力発電所の安全確保とは、多重の障壁により放射性物質を閉じ込め、通常運転時における放射性物質の放出を極力低く押さえる。また、放射性物質を放出する事故を防止するとともに、事故等発生時において放射性物質の異常な放出を防止することである」（被告九州電力準備書面13・p6）と主張する。

2 「放射性物質を『閉じ込める』多重の障壁」の説明は誤っていること

(1) 事故時に放射性物質を閉じ込める事ができるのは原子炉格納容器だけであり、他の4つには事故時の閉じ込め機能は期待できないこと

しかし、この「放射性物質を『閉じ込める』多重の障壁」の説明は誤っており、現実を表していない。

まず、第1の壁（燃料ペレット）は、二酸化ウランを鞘管に収めるために直径・高さ共に10mm内外の円柱状に焼き固めたものであり、第2の壁（燃料被覆管）は、長さ4m内外直径10mm程度のジルコニウム合金製の燃料被覆管の中に燃料ペレット（第1の壁）が納められるものである。

この燃料被覆管（第2の壁）は、原子炉に装荷されて運転をしていると、製造時の欠陥等により時々ピンホールが発生し、事故ではない状況でも、中に閉じ込められた希ガス等が1次系の炉水中に出てくることがある。

冷却材喪失事故等により、炉心が空焚きになると、燃料被覆管（第2の壁）が損傷し、大量の水素ガスを発生すると共に、燃料ペレット（第1の

壁)も溶け始め、原子炉内に溶け落ちてくる。

こうなると、第3の壁である原子炉容器は無いも同然であり、原子炉(第3の壁)内の水が格納容器内に出てくることになり、もはや閉じ込め機能などない状態になる。

結局、事故の時に、放射性物質を閉じ込めるために耐圧・耐漏えい機能をもつものは、実質的に、第4の壁である原子炉格納容器のみである(甲B219・p14)。

第5の壁である原子炉建屋も、格納容器貫通部から漏れた放射性物質を一部蓄えるためにあるが、ほとんど圧力に対しては弱いため、原子炉格納容器(第4の壁)のように、事故時に放射性物質の放散を防ぐ「閉じ込め機能」など期待できない。

つまり、被告九州電力は、「5重の壁というが、実際は、事故時に放射性物質を閉じ込めることができるのは実質的なバリアーである原子炉格納容器だけであり、他の壁は事故時に閉じ込め機能など期待できない。」

(甲B219・p14)。

(2) 原子炉格納容器も、炉心溶融事故を起こすと、かなりの確率で損傷することがあり得ること

被告九州電力は、「第3 事故防止に係る安全確保対策」において、「本件原子力発電所においては、放射性物質が周辺環境に異常に放出される危険性を顕在化させないため、何らかの異常または事故が発生した場合であっても多重の障壁(燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉容器(原子炉冷却材バウンダリー)、原子炉格納容器、原子炉建屋)の健全性を維持するため、原子炉を『止める』『冷やす』、放射性物質を『閉じ込める』という安全上重要な設備を働かせる事故防止に係る安全確保対策を講じている」

(被告九州電力準備書面13・p8)と述べて、あたかも5重の壁という多重防護が万全であるかのように主張するが、上記(1)で述べたように、現実には全く異なっており、事故時には実質的に多重障壁にはなっていない。

即ち、「壁」になっているのは原子炉格納容器の一つだけであり、しかも、その原子炉格納容器すら、「炉心溶融事故を起こすと、かなりの確率

で損傷することがあり得ることを忘れてはならない」(甲B219・p14)。

3 格納容器フィルターベントの設置が必要であるにもかかわらず、川内原発では、それが設置されないまま稼働していること

(1) 福島第一原発事故では、放射性物質を閉じ込めなければならない格納容器から、放射性物質を大量に含む蒸気・ガスを格納容器外へ出すという「格納容器ベント」を行なわざるを得なかったという事実があること

前述したように、「壁」になっているのは原子炉格納容器の一つだけであるが、福島第一原発事故では、閉じ込め機能の最後の壁である原子炉格納容器の圧力・温度が上がってしまったことから、本来、放射性物質を閉じ込めなければならない「壁」であるはずの格納容器から、放射性物質を大量に含む蒸気・ガスを格納容器外へ出すという「格納容器ベント」を行なわざるを得なかったという事実がある(「格納容器ベント」とは、格納容器の圧力が上昇し、耐圧限界を超えるおそれがあるとき、弁を開いて格納容器の圧力を下げる操作をいう。)

しかも、この「格納容器ベント」という作業は、文字通り「決死隊」を募っての命がけの作業であった。

即ち、2011年3月11日に発生した福島第一原発事故の際、地震、津波を契機に原発が全交流電源喪失状態に陥り、原子炉圧力容器内の燃料の冷却ができなくなった。

そこで、翌12日午前0時6分、福島第一原発の吉田所長(当時)は、1号機のベント実施を指示したが、このとき、格納容器の圧力が、設計圧力427kPaを大きく上回っている可能性があった。

この時点で、東電本社も首相官邸も午前3時頃にベントを行うという認識であったが、午前4時半に、ベントを要する1号機周辺の放射線量が高くなって、作業員が近づけないという報告が官邸になされた。

菅直人首相(当時)は、午前7時過ぎにヘリコプターで福島第一原発へ乗り込み、「(ベントを)早くやってくれ!」と要請し、吉田所長は、「ベントはやります。決死隊を作ってもやります」と答えた。

即ち、福島第一原発の現場では、バルブを手動で開けるために二人一組の3班体制を組み、第1班は午前9時4分に出発し、予定通り弁を25%開けて帰ってきた。

しかし、続く第2班は、現場に向かう途中で、線量計が警報音を発し、90mSv 超えを示したことから、引き返した。

また、第3班は、現場に行くこと自体を断念した。

結局、「決死隊」は断念された。

その後、1号機が爆発したのは12日15時36分で、3号機が爆発したのは14日11時ごろであった。

(2) 川内原発では、格納容器フィルターベントが設置されないまま稼働していること

川内原発のような加圧水型の原子炉格納容器はドライ型（沸騰水型のよ
うに圧力抑制プールを備えていない。）であり、沸騰水型（福島第一原発）
に比べて大型ではあるが、冷却系統に多重故障が発生し、やがて格納容器
ベントが必要になることは同じであって、それは時間の問題である。

しかも、その時には、川内原発のような加圧水型の原子炉格納容器はド
ライ型であり、沸騰水型の圧力抑制プール水中で放射性物質を除去するウ
ェットウェルベントがないことから、ドライウェルベントとなり、事故の
被害を大きくする。

ところが、川内原発では、格納容器フィルターベントが必要であるにも
かかわらず、それが設置されないまま稼働しているのである（甲B21
9・p15）。

第6 「多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保対策」への反論

1 「余裕のある安全設計」への疑問

(1) 被告九州電力の主張

被告九州電力は、「多重防護の考え方に基づく事故防止に係る安全確保
対策」という図3の中で、「異常の発生の防止」策として、「余裕のある安
全設計（地震対策など）」、「フェールセーフ（安全側へ作動）」、「インター

ロック（誤操作防止）」という3点を指摘している（被告準備書面13・p8）。

(2) 「余裕のある安全設計」とは、単に「安全設計の理念」を言っているにすぎないこと

まず、被告九州電力が指摘する3点は、ただ単に「安全設計の理念」を言っているにすぎないのであって、「事故防止に係る安全確保対策」が実際の原発の仕組み・設計において、十全に図られているかどうかとは別問題である。

一般に、耐震強度を含めて、構造強度設計では、構造物全体の中で最も弱い部分の強度が荷重（地震荷重など）に対して耐えられるように設計する。

力学的には、力の殆どかからない部位と厳しい力がかかる部位とがあるわけで、評価するべきは、「強度上余裕がある部位」ではなく、「強度上最も余裕がない部位」である。

設計者は、強度評価については、「強度上厳しい部分の見落としがないか」、「荷重が過小評価されていないか」、「破壊モード（壊れ方の違い。破壊モードが違えば解析評価式が異なる。）の見落としや間違いがないか」、「解析モデルは正しく、かつ、不確定な部分は安全側に想定されているか」、等といったことを、悩みながら慎重に解析評価をする（工学的に明らかに十分な安全性が確保できていると推定できる場合には、「安全上の余裕」を考えるより、むしろ余分な材料を減らして軽い設計にできないか検討するのが普通である。）。

そもそも、設計上余裕がある部分を「余裕のある設計」などと声高に言う設計者はいない。

設計する立場の者は、どんなに慎重に設計しても、常に安全側になっているかが気になるものであり、最も弱い部分を慎重に洗い出して、かつ、その部分の評価が危険側になっていないかどうかを確認する。

したがって、「安全上、余裕があること」を示すには、それが最も厳しい部位に関して、詳しくかつ多面的な角度から説明することが求められて

いるのであって（甲B219・p17）、以下では、川内原発について、安全上余裕があるかどうかにつき問題のある主要なものについて、個別に見ていくこととする。

2 設計基準地震動は、余裕がないどころか、過小評価されていること

(1) 被告九州電力の主張

被告九州電力は、「地震に対する安全確保対策の強化」について、「本件原子力発電所の建設時、当時の最新の手法による地質調査や最新の地震史料等に基づき、敷地地盤は堅固な地盤であること、敷地地盤には特異な揺れの増幅がないことなどの地域的な特性を把握し、最新の知見に基づく地震動評価手法にて評価し、耐震設計の基準となる地震動（基準地震動）を策定している」とし、さらに「その後も、被告九州電力は、地震学の発展や地震観測網の充実、発電所周辺地域における最新の調査結果等を踏まえ、適宜、基準地震動の評価を行い、都度、基準地震動に対する耐震安全性の評価を行っている。今般、被告九州電力は基準地震動 Ss - 1（最大加速度 540ガル）及び同 Ss - 2（同620ガル）を評価し、安全上重要な設備が基準地震動による地震力に対し十分な耐震安全性を備えていることを確認している。」（被告九州電力準備書面13・p26～27）と主張する。

(2) 設計基準地震動は過小評価されていること

基準地震動の問題点については、原告らは、これまでも種々論じてきたことから（原告ら準備書面10、同16、同18、同20、同23、同31、同37、同45、同49、同53参照）、ここでは、後藤意見書（甲B219）に基づき、上記(1)の被告九州電力の主張に反論する。

「原発ゼロ社会への道 2017」（甲A188）は、「実際の地震の揺れが、基準地震動を超えるという事例が、近年、2005年8月の宮城県沖地震での女川原発、2007年3月の能登半島沖地震での志賀原発、2007年7月の新潟県中越沖地震での柏崎刈羽原発、2011年3月の東北地方太平洋沖地震での女川原発、福島第一原発で発生している。いずれも基準地震動を決める当時の地震学の知見には限界があつて、それにとまなう不確かさの考慮が不十分であつたことによる。このような不確かさが存在し、それが明確に

なっていないという問題は、2013年に耐震基準が改訂された現在においても解消されていない。」(甲A188・p163頁)という指摘をしているが、前述したように(上記第2・3(2)ウ)、独立行政法人原子力安全基盤機構(2014年に原子力規制庁に統合)に勤務していた浜田信生氏が、これと同様の指摘、即ち、「10年間で4回も基準を上回るという事態は、基準地震動の策定方法か、基準地震動の超過確率の計算のいずれか、もしくは両方に誤りがあると考えるのが自然」であり、現在の基準地震動の値は到底1万年に1回以下の頻度でしか観測されない希な値とはいえ、「実際の超過確率はせいぜい1000年から100年に1回程度」と解されることからすると、10倍から100倍の誤差がある超過確率の推定は、ハザード曲線と確率論的安全評価に無視できない影響を与えるはずであり、「原子炉の炉心損傷事故の発生確率を、1万年に1回以下に抑えるという原発の総合的な安全基準への影響は、まぬがれない」(甲A102)という指摘をしていることは傾聴に値する。

そもそも、地震は、その震源における地盤破壊とそれに伴い地中を伝播してくる波が反射や屈折あるいは褶曲構造での増幅や重なり合わされることを含めて、いくら地中の3次元的な構造を調べても、厳密な予測は困難であり、川内原発の設計基準地震動が十分安全側に設定されているという保証は全くないと言ってよい。

いかに厳密に調査・評価し、多くの因子の組み合わせをシミュレーションしても、過小評価のリスクは避けられないため、「十分な不確かさ」を考慮して、安全側になるよう地震動を設定し、さらに残余のリスク(どんなに慎重に地震動を設定しても、自然現象ゆえに設定した地震動を超える可能性が残る。)をできるだけきちんと評価するべきである。

したがって、上記(1)の「今般、被告九州電力は基準地震動 $S_s - 1$ (最大加速度540ガル)及び同 $S_s - 2$ (同620ガル)を評価し、安全上重要な設備が基準地震動による地震力に対し十分な耐震安全性を備えていることを確認している。」という主張には全く根拠がないというべきである(甲B219・p18)。

(3) 島崎邦彦氏による「入倉・三宅式による過小評価（垂直断層、あるいは垂直に近い断層の場合）」の指摘

ア 入倉・三宅式の使用が既成事実化することの恐ろしさ

地震学者である島崎邦彦氏（東京大学名誉教授・元原子力規制委員会委員長代理。以下「島崎氏」という。）は、2015年から2016年にかけての複数の学会（日本地球惑星科学連合大会、日本地震学会、日本活断層学会）において、「各電力会社が使用している入倉・三宅式は過小評価をもたらす可能性があるから不適切である」旨の発言をされているが、2016年に発表された「最大クラスではない日本海『最大クラス』の津波」という論考（甲A191）の趣旨・目的について、島崎氏は、「この小論では、まず日本海の『最大クラス』の津波が最大クラスではない例を示し、次にその原因が震源の大きさを推定する入倉・三宅（2001）の式（以下、入倉・三宅式）にあることを明らかにする。また、過去に提案された他の式と比較し、実際よりはるかに小さい値を予測する式となっていることを示す。さらに、2016年4月16日の熊本地震を例として、垂直な断層や垂直に近い断層に入倉・三宅式を適用すべきではないと結論する。最後に入倉・三宅式の使用が既成事実化することの恐ろしさに言及する。」（甲A191・p654。下線は訴訟代理人。以下同じ。）と述べられている。

イ 入倉・三宅式の過小評価が問題となるのは、断層が垂直あるいは垂直に近い場合（西日本の多くの断層）であること

そして、島崎氏は、右論考の「入倉・三宅式を他の式と比べる」という項目の中で、「入倉・三宅式では世界のデータが扱われており、他の式では日本のデータのみが扱われている」と、扱うデータの違いを示された上で、「入倉・三宅式が問題となるのは、断層が垂直、あるいは垂直に近い場合」であり、それは、熊本地震のように、「西日本の多くの断層が該当する」ことを指摘されている（甲A191・p655）。

ウ 垂直断層や垂直に近い断層の場合、入倉・三宅式から得られる「震源の大きさ」は、武村式等他の式によって計算される大きさよりはるかに

小さいこと

次に、島崎氏は、右論考の「入倉・三宅式による過小評価（垂直断層、あるいは垂直に近い断層の場合）」という項目の中で、「過小評価の問題は二つに分けられる」とされ、次の〔1〕と〔2〕を区別され、「この小文では・・・〔2〕を問題としている。」とされている（甲A191・p656）。

「〔1〕断層の面積や長さは、地震発生後に確定する。その値は、事前に推定できる値とは等しいとは限らない。実際には、事前の推定値より大きくなることがある。2016年4月16日の熊本地震（マグニチュード7.3）の場合には、事前に推定された活断層の東端より7km東まで断層が広がった。

〔2〕垂直な断層や垂直に近い断層の場合、入倉・三宅式から得られる'震源の大きさ'は、武村式や山中・島崎式によって計算される大きさより、はるかに小さい。次に示すように、実際の'震源の大きさ'の1/3.5程度である。」

そして、島崎氏は、上記〔2〕の問題に関して、「'震源の大きさ'を地震発生前に正確に予測することは難しいことがわかる。しかし他の式に比べ、入倉・三宅式に基づく推定は、明らかに過小評価となっている。」「実際に発生した地震（次の例）で、地震後に得られたデータと入倉・三宅式を用いて'震源の大きさ'や断層のずれを計算すると、実際の値よりはるかに小さい。事前推定の問題があろうとなかろうと、入倉・三宅式の過小評価は変わらなく存在する。」と指摘されている（甲A191・p656）。

エ 入倉・三宅式にもとづく地震動の推定は見直す必要があること

次に、島崎氏は、右論考の「2016年4月16日熊本地震（マグニチュード7.3）と入倉・三宅式」という項目の中で、「震源近傍での強い揺れは、断層のずれの挙動（位置による違いや、時間による変化）が反映されるので、その予測には詳細な解析を必要とする。しかし、原子力発電

所の基準地震動に関連する短周期レベルは、'震源の大きさ'（地震モーメント）の1/3乗に比例するという式が提案されている（檀ほか、2001）。上記のように実際の'震源の大きさ'が、入倉・三宅式による推定値の3.4倍であれば、実際の短周期レベルは、入倉・三宅式による推定の50%程度増となる。基準津波の策定には武村式が用いられるが、基準地震動の策定には入倉・三宅式が用いられることが多い。入倉・三宅式にもとづく地震動の推定は見直す必要がある。」と指摘されている（甲A191・p656）。

オ 入倉・三宅式を用いれば、『想定外』の災害や事故が繰り返される恐れがあること

以上のような指摘をされたあと、島崎氏は、右論考の「結論」という項目の中で、「日本列島の垂直、あるいは垂直に近い断層で発生する大地震の'震源の大きさ'（地震モーメント）の推定には、入倉・三宅式を用いてはならない。」、「西日本の断層の多くは垂直、あるいは垂直に近い断層であり、原発の地震動評価では、入倉・三宅式が多く使われている。実際の強い揺れの程度（短周期レベル）が設定された値の50%増であれば、『想定外』の事故が起こっても不思議ではない。」、「これをこのまま放置すれば、入倉・三宅式を垂直、あるいは垂直に近い断層に用いることが、既成事実化してしまうだろう。」と指摘された上で、「この式を津波や強い揺れの推定に用いれば、『想定外』の災害や事故が繰り返される恐れがある。二度と同じ過ちを犯してはならない。」と結論されている（甲A191・p659）。

4 耐震上の弱点（制御棒挿入性と格納容器座屈強度）について

(1) 被告九州電力の主張

被告九州電力は、準備書面13・p27の6行目以下において、「具体的には、安全上重要な建築・構造物の評価値については、『構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせる』値として定められている評価規準値を下回っていることを確認している。また、安全上重要な機器・配管系の評価については、『過大な

変形を起こして必要な機能が損なわれない』値として定められている評価基準値を下回っていることを確認している」と主張する。

(2) 川内原発は、制御棒挿入性と格納容器本体の耐震座屈強度の2点だけでも、そのまま運転をすることは許されないこと

ア 制御棒挿入性の余裕の無さ

しかし、被告九州電力準備書面13・p27の「表5 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価結果（抜粋）」をみると、原子炉を「止める」という区分にある「制御棒挿入性」は、許容値が1号機も2号機も2.5秒であるのに対し、応力値は、1号機は2.17秒（86.8%）であり、2号機は2.18秒（87.2%）である。

上記3で述べた「設計基準地震動が過小評価されている可能性」を考慮するならば、余裕は全くなく、実質的には許容値を超えているのではないかと推測される（甲B219・p19）。

原子炉を「止める」ための重要な設備である制御棒（被告九州電力準備書面13・p12以下の(2)参照）の挿入性という重要な機能について、僅か2.5秒だけが許容値であり、それを必ず下回ることを要求しているが、仮に大きな揺れが続き、摩擦力が重力に勝って制御棒がひっかかってしまい、そのために遅れるということは容易に想像できる。

制御棒という核反応を「止める」ための最も重要な機能において、しかも、実験以外には検証しようもない評価値においては、少なくとも、2倍あるいは3倍といった余裕を要求すべきであるが、被告九州電力のそれはあまりにも余裕が無さ過ぎて、極めて危険である（甲B219・p19）。

イ 原子炉格納容器本体の余裕の無さ

次に、表5において、放射性物質を「閉じ込める」区分にある「原子炉格納容器本体」の胴部は、許容値が1号機も2号機も1.00に対して、1号機の応力値が0.97で、2号機は0.98であり、これらも全く余裕がない（甲B219・p19）。

これは、上記アと同様、設計基準地震動が過小評価されていることの

問題点が懸念されるだけではなく、直径 40 数 m、厚さ 40mm 程度の鋼板である格納容器本体が、圧縮あるいはせん断荷重により急激にしわが寄り、一気に大きく変形して自重を支えられなくなり、格納容器本体が崩壊してしまうということも懸念される。これを、座屈現象という。

もともと、座屈現象というものは、材料の降伏のように荷重の増大に対して徐々に変形が進むものではなく、荷重がかかっても初めは何も変形せず、荷重が増えて座屈荷重に達したとたんに急激に鋼板が面外に張り出す（しわが寄る）現象であり、鋼材の強度にはあまり依存せず、理論的には、格納容器の半径と鋼板の板厚の比率でほぼ決まる。

ただし、初期不整（製作時に溶接の熱により発生が避けられない形状のズレ）の影響が大きく、製作時の真円からの変形量のばらつきで大幅に座屈強度が落ちることが知られている。

これは有限要素法（FEM）で解析するが、その変形量をどのように扱うかにより、大きく結果が左右される。

しかも、格納容器という、事故時に放射性物質を「閉じ込める」ための最後の砦ともされている大きな構造物が、想定以上の荷重が加わった場合に、部分的な損傷に留まらず、最悪の場合は一気に崩壊する可能性があることは、原子力プラントの安全性に対する最大級の脅威である。

即ち、事故時に放射性物質を「閉じ込める」ことができるのは原子炉格納容器だけであり、被告九州電力が主張する他の 4 つには事故時の「閉じ込め」機能は期待できないということは上記第 5 で述べたとおりであって、原子炉格納容器こそ、耐震強度上、もっとも重要であるにもかかわらず、それが僅か 2～3%しか余裕がないのでは、安全率（おそらく 1.5 倍程度）すら超えてしまう可能性が高い（甲 B 2 1 9・p 2 0）。

ウ 小括

以上の通りであることから、川内原発は、制御棒挿入性（上記ア）と格納容器本体の耐震座屈強度（上記イ）の 2 点だけでも、そのまま運転をすることなど、到底、許されない（甲 B 2 1 9・p 2 0）。

5 「繰り返し地震」を想定していないこと（固有振動数の低下を考慮していないこと）

(1) 耐震安全性の審査基準が「繰り返し地震」を想定外としていることは、重大な欠陥であること

2016年4月に発生した熊本地震では、活断層が動いて震度7の激震が約28時間という短期間に2回発生した。

気象庁は、このような激震の繰り返しは、『過去の経験則にはない』と発表した（甲A188・164）。

これを受けて、原子力市民委員会は、「声明：熊本地震を教訓に原子力規制委員会は新規制基準を全面的に見直すべきである」（甲B163）を発表し、耐震安全性の審査基準が繰り返し地震を想定外としていることは、重大な欠陥であることを指摘した（なお、「繰り返し地震」の問題点については、原告ら準備書面33参照）。

(2) 繰り返し地震に対して脆弱な設備箇所があること

原発が繰り返し地震に見舞われた場合に、安全機能が失われるおそれのある脆弱な設備の箇所として、川内原発のようなPWR原発に関しては、少なくとも以下の2カ所があることが指摘されている（滝谷紘一「繰り返し地震を想定する耐震基準改正を求める」（甲A192）及び同氏の意見書である甲B162参照）。

① 蒸気発生器伝熱管が、弾性範囲を超えて塑性変形し、さらに繰り返しの荷重を受けて、破損する可能性があること。

② 原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部が、繰り返し地震により金属疲労でひび割れを生じるおそれがあり、疲労累積係数が1を超えてしまう（甲A188・p164以下参照）。

(3) 地震後の剛性低下に伴って、構造物の固有振動数が小さくなっていくこと（固有周期が変わること）

「繰り返し荷重」問題でもう一つ重要な点は、女川原発（BWR型）で、原子炉建屋の剛性が、地震の後、著しく低下していることが分かったことである（「女川原発建屋の一部、耐震強度7割低下」 2017/1/17の日経新

間)。

即ち、建屋下部では剛性が約2～3割程度落ちたが、建屋上部では約7割も剛性が落ちていたことが分かった。

この問題は、BWR型に限られず、鉄筋コンクリート製の建屋や構造物、基礎などが大きな地震に見舞われた時には、コンクリートにクラックが入り、剛性が低下する懸念があるということである。

剛性とは、「荷重（地震力等）がかかった時の変形のし難さ」をいい、剛性が下がるということは、同じ荷重に対して変形量が大きくなる、変形し易くなる、ということであるが、問題は、単に「変形しても壊れなければよい」といった単純なことではない。

即ち、問題は、剛性が大幅に落ちると、構造物の固有振動数が小さくなっていくことから（固有振動数が変わる）、共振する地震動が設計時とは大きく変わってしまう、ということである。（甲B219・p21）。

たとえ建物は壊れなくても、地震（の繰り返し）により剛性が7割も落ちると、固有振動数は約半分近くになり、その建物の中に設置されている装置類や機器・配管などは、設計時とは大きく異なる揺れ方をすることから、地震後の剛性低下に伴う固有周期に対する評価を、設計段階において、見極めることが必要となる。つまり、従来の耐震設計のやり方を抜本的に改訂する必要性が問われているのである。

この問題については、女川原発の適合性審査において、原子力規制委員会も検討すべきであるとしているが、PWR原発である川内原発でも、本件の技術的な問題を抜きにして、即ち、耐震設計を見直すことなしに、再稼働を容認することは許されず、直ちに検討すべき課題である。

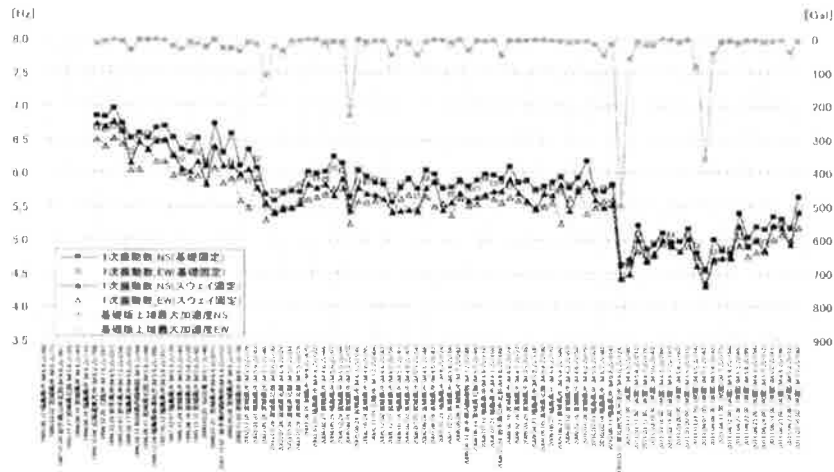
なお、次頁の図は、女川原発2号機の固有振動数低下のデータである。

これをみると、初期の固有振動数に比べて、7割近くまで固有振動数が落ちていることが分かる。

3. 耐震壁の初期剛性低下の要因と終局耐力に与える影響

耐震壁の初期剛性低下の要因分析 過去の地震による初期剛性低下の傾向(2号炉原子炉建屋)

○女川2号炉原子炉建屋の観測記録においても、地震の振幅レベルに応じた初期剛性の低下が認められる。
 ○また、竣工直後から2003.5.26地震までは地震の経験とともに振動数が低下しているが、その後は2011.3.11地震まで比較的大きな地震を経験しても振動数が低下しない傾向が見られる。



女川2号炉原子炉建屋 固有振動数低下の傾向



(4) 耐震評価において、繰り返し地震に伴う剛性の低下とそれに伴う固有振動数の低下を考慮した床応答スペクトルを作成した上で、機器・配管の耐震解析がなされるべきであること

仮に地震動による固有振動数の低下（あるいは固有周期の増加）を考慮した設計をしないのであれば、原子力における耐震設計の根幹が揺らぐことになる。

少なくとも、現在行われている耐震スペクトルの10%拡幅（建物の固有振動数を計算値よりプラス側及びマイナス側に10%だけシフトさせて、固有振動数のズレを安全側になるように操作している。これをスペクトルの拡幅という。）というやり方でカバーできるレベルの問題ではない（甲B219・p22）。

耐震設計の問題は、産業分野に関わらず、兵庫県南部地震における上下動の問題や衝撃破壊をはじめとして、長周期振動によるスロッシング（水面動揺）や、高層ビルなど長周期建造物の耐震性、柏崎刈羽原発を襲った地盤内における地震動の増幅、東日本大震災における長時間にわたる揺れ

の影響、熊本地震で起きた繰り返し地震動等など、建築・土木・機械系の耐震構造設計上の問題が次々と指摘されてきた。

それに伴う、制御棒や構造体の強度に関する問題も、上記4の「耐震上の弱点（制御棒挿入性と格納容器座屈強度）」で指摘したように、設計基準地震動を越えた場合に厳しいことになることが推測されるが、しかし、一部検討はなされたものの、それぞれの技術的問題が抜本的に解決されてはいない。

重要な問題であるので、繰り返すと、鉄筋コンクリート構造体の耐震評価において、繰り返し地震に伴う剛性の低下とそれに伴う固有振動数の低下を考慮した床応答スペクトルを作成した上で、機器・配管の耐震解析がなされるべきである（甲B219・p22）。

6 「津波に対する安全確保対策の強化」も必ずしも十分であるとは言えないこと

(1) 基準津波の策定について

ア 被告九州電力の主張

被告九州電力は、準備書面13・p28の(2)アの「(ア) 評価方針」において、「基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地震に伴う津波、地震以外を要因とする津波等を想定し、津波の波源に係わる不確かさを考慮して策定している。」と主張し、それ以降の部分では、評価モデルや既往津波の文献調査等を述べている。

イ 基準津波の策定も十分に不確かさを考慮しているとは言いきれないこと（正確な予測は困難であること）

津波の問題も、上記2(2)の基準地震動の問題と同様であり、基準津波策定が十分に不確かさを考慮しているとは言いきれない。

なぜなら、地震と津波の関係をはじめ、地震以外の要因、例えば海底地すべりや山腹崩壊など不確かさが非常に大きいものと推定され、特に複雑な海岸地形では複数波の重なりあいや波同士の衝突による局所的な遡上波は、シミュレーションで全て評価できるとすることに無理があるからである（甲B219・p24）。

即ち、シミュレーションはあくまで蓋然性のレベルだと理解しておく必要があり、実際に、福島第一原発でも、津波が海岸に当たって建屋を超える高さまでほぼ垂直に吹き上がっている映像が残っている。

津波の予測が困難な一例としては、1958年7月9日、米国アラスカ州のリツヤ湾で M7.7 の地震が発生し、湾の奥で大規模な山体崩落が起こり、大量の土砂や氷塊が湾内に流入し、高さ524mもの巨大津波が発生したという事例がある（甲B219・p24）。

また、1993年7月に北海道奥尻島を襲った津波は波高最大16.8mを記録し、遡上高は30mを超えており、また、記録では2回にわたって大きな津波がきたとされるが、その発生メカニズムは、後から研究されたものであるが、一度起きた津波が島と北海道本土との間を回りこみ複数の違った方向からの津波が干渉したとされており、事前に波高や繰り返しの津波の予測をすることは困難である。

同様に、2004年にインド洋スマトラ沖で発生したM9.1の巨大地震では、インド洋各国に大きな津波を発生させ、平均的に波高約10mの津波が数回襲って多くの犠牲者を出したが、この津波の遡上高さは、地形により34mを記録していると言われている。

現在の科学的知見から一定程度の津波の予測は解析できるが、それは、あくまで平均的な値であり、詳細な地形データだけでなく、対岸にぶつかって戻ってくる反射波や幾つかの違った方向からくる津波の干渉などをも含めた予測は困難と推測される。

したがって、自然現象をどこまで正確に予測できるかは自ずと限界があると考えるのが自然である（甲B219・p24）

(2) 水密扉の問題点について

ア 被告九州電力の主張

被告九州電力は、準備書面13・p31のイにおいて、「海水ポンプエリアの敷地高さは海拔+5mであり、津波の遡上波が地上部から到達する可能性があることから、海水ポンプエリアを取り囲む防護壁（海拔+15m）に設置し、津波の流入を防止している（図11）。あわせて、

海水ポンプエリアへの連絡通路から遡上波が流入することを防止するため、当該箇所には水密扉を設置するとともに、床面および壁面における配管等の貫通部には止水処置を実施している。」と主張する。

イ 確実に閉められるように水密扉を自動化すべきであり、非常用電源装置も用意すべきであること

津波の遡上を確実に防ぐことができないことから、水密扉を設置しているのであるが、しかし、この水密扉も、遠隔操作で閉めるようになっていなければ、現実には閉めることができない可能性もある。

地震がきた場合に水密扉が開いているとすると、この水密扉は、誰かが閉めに行かなければならない。

福島第一原発事故では、地震から津波まで40分近くあったことから、水密扉を閉めに行くことも可能だったかもしれないが（実際には、津波が来た時には事態が全く分からず、監視員を制御室の外へ確認に行かせた。）、東北地方の海岸では、消防団の人が防潮堤の水門を閉めに行き津波の犠牲になったという事実がある。

原発の津波対策と人命とを本気で考えるならば、いつくるか分からない津波にむかって人を出すのではなく、まず、確実に閉められるように水密扉を自動化すべきであり、非常用電源装置も用意すべきであり、電源がないことを理由に、人間が閉めに行くとするのは本末転倒である

(甲B219・p24)。

(3) 津波監視設備について

ア 被告九州電力の主張

被告九州電力は、準備書面13・p32において、「津波監視設備として、津波監視カメラ(赤外線撮像機能を有し、昼夜を問わず監視可能)及び取水ピット水位計を設置し、いずれも中央制御室から監視できるようにしている。」と主張する。

イ 安全のための対策・設備は、装置をつけただけでは不十分であり、確実に作動するシステムにしなければならないこと

津波監視設備も、自然災害や事故の時にそれらの設備等が確実に機能

するように作り込まない限り、実際には、故障したり、電源がなかったり、さらには人的な要因でそれらの設備が有効に機能しないことがあることを想定しておく必要がある。

これは、決して、津波監視設備が無意味だといっているのではなく、「そうした設備を設置しただけで、『対策ができた』と考えるのは早計だ」ということであり、安全のための対策は、ただ単に装置をつけただけでは不十分であり、右設備が実際に必要となる事態（津波の発生時）において確実に作動するシステムにしなければいけないということである（甲B219・p27）。

第7 炉心の著しい損傷防止・格納容器破損防止・電源確保対策は有効か（炉心損傷すると事故収束が困難になること）

1 「炉心の著しい損傷を防止する対策」について

(1) 九州電力の主張内容

被告九州電力は、準備書面13・p32の「(3)さらなる安全確保対策」において、「多重の障壁の健全性を維持するための事故防止に係る安全確保対策が奏功しなかった事態（安全上必要な設備がその安全機能を喪失するような事態）を想定して、『ア 炉心の著しい損傷を防止する対策』、『イ 原子炉格納容器の破損を防止する対策』及び『ウ 全交流電源喪失時の電源確保対策』といったさらなる安全確保対策を講じている。」と主張し、同において、「炉心の著しい損傷に至る可能性があるものとして『ECCS 注水機能喪失』等の事象を想定し、そのような場合に炉心の著しい損傷に至ることを防止するための対策を講じている。」（同(ア)の部分）とし、さらに「『ECCS 注水機能喪失』を例にとって説明すると、同事象は、通常運転中にLOCAが発生した場合に、多重性を持たせているECCSの高圧注入系（充てん/高圧注入ポンプ等）が何らかの原因で全て機能喪失する事象を想定するものである。この場合、原子炉は緊急停止するが、高圧注入系が作動しないことで炉心の冷却能力が低下する。」とし、「こうした事象に対処するため、①蒸気発生器による除熱（補助給水ポンプで蒸気発生器に注水し、

1次冷却材の熱を2次冷却材に伝えて主蒸気逃がし弁から蒸気として放出し、崩壊熱を除去する。)を行う。そして、①により原子炉容器(原子炉冷却材圧力バウンダリ)の圧力が低下した後、②ECCSの低圧注入系(余熱除去ポンプ等)及び③蓄圧注入系による炉心へのほう酸水注入並びに④格納容器再循環サンプに集まる流出した1次冷却材を用いた低圧再循環を実施する。かかる手段により炉心を冷却することで、炉心の著しい損傷を防止することができる(図12)。(同(イ)の部分)と主張する(被告九州電力準備書面13・p32～33)。

- (2) ECCSが全面的に多重化されている訳ではなく、また、停止した原子炉も事故初期は非常に崩壊熱が高いので、高圧系のECCSが作動しない状況での冷却作業は厳しいこと等から、被告九州電力の対策は「炉心を冷却することにより、炉心の著しい損傷を防止することができるかもしれないが、できないかもしれない」という程度のものでしかないこと

ア まず、被告九州電力は、ECCS(緊急炉心冷却系といい、原子炉等一次冷却系の水が減少した場合に外部から水を注入するシステム)は多重化されていると主張するが、1次系の高圧の状態と低圧の状態とで使用できる装置が異なることから、全面的に多重化されている訳ではない。

ECCSに必要な電源に関しても、交流電源が動力として必要なものと、制御用に直流電源が必要なものがあり、故障が起きた時のバックアップも全てが代替できるわけではない。

福島第一原発の1号機では、非常用復水器(IC)の格納容器隔離弁(格納容器を貫通する配管に2個ずつ設置され、事故時に隔離信号を受けて閉まるように設計されている。)につき、弁の開閉信号を出す制御系と弁を動かす動力系統の違い、交流電源と直流電源の組み合わせの仕方、電源喪失時のフェールクローズ設計(電源喪失等故障時に自動的にバルブが閉まる設計。本来は故障時にフェールセーフ、つまり安全側に作動するつもりの設計であったが、福島第一原発の事故時には逆に冷却装置(IC)の隔離弁を閉めてしまい、冷却機能を失った。)の重大な欠陥が、炉心溶融の引き金になった。

このようなことは、BWR型だけではなく、川内原発のようなPWR型を含めた原子力プラントでは随所で起こり得る基本的な問題である（甲B219・p28～29）。

イ また、被告九州電力準備書面13・p33頁のアの対策例は、高圧系ECCSが故障した場合に、蒸気発生器に水を注入しながら1次系から2次系へ熱を逃がし、2次系の主蒸気逃がし弁から蒸気を格納容器内に放出することで除熱するものだが、そのためには、蒸気発生器、加圧器、主蒸気逃がし弁等が正常に機能することが前提である。

加圧水型（PWR）の1次系圧力は、沸騰水型（BWR）の圧力の倍近い約150気圧もあることから、蒸気発生器の伝熱管（直径20mm程度）が1本切れただけで、1次系の熱水が噴出し、減圧沸騰（高圧の高温水が漏れると圧力が急激に下がるので、沸騰して蒸気になる。）して大量の蒸気が格納容器内に出るが、こうなると、想定したようには冷却ができなくなる（甲B219・p29）。

また、蒸気発生器は健全でも、長時間にわたって何回も主蒸気逃がし弁が開いたり閉じたりしていると、弁が、開固着（弁が開いたまま動かなくなること）、あるいは閉固着（弁が閉じたまま開かなくなること）してしまう危険が出てくる。

原子炉は、停止していても、事故の初期は非常に崩壊熱が高いので、高圧系のECCSが作動しない状況での冷却作業は厳しい。

1次系の圧力が下がってきた後、ECCSの低圧注入ポンプが作動するが、同時に、ほう酸水注入系の蓄圧タンクの容量が十分あるか、さらに格納容器再循環サンプの水をうまく循環できるか、何段階もの操作がうまくいくか、各機器は正常に作動するかどうかは、必ずしも明らかではない。

ウ したがって、機器の故障や人的なミス等を考えると、被告九州電力の上記(1)の対策は、実は、「炉心を冷却することにより、炉心の著しい損傷を防止することができるかもしれないが、できないかもしれない」というように解釈できる程度のものでしかない（甲B219・p28～30）。

そもそも、冷却用のシステムは、容器、配管、ポンプ、電動機または蒸気タービン等の動力、動力用交流電源、制御用直流電源、各種バルブ類（複数の種類と膨大な数）、並びに、その駆動電源あるいは駆動流体、圧力・温度・放射線等を計測する計器とその信号伝達装置および表示装置等から複雑に構成されている。

さらに、ポンプで言えば、その構成部品は、ポンプの羽車、軸本体、ケース、軸受け及びその潤滑と冷却、パッキン、基礎ほかさらに細かい部品は数十あるいはそれ以上になる。

こうした、複雑な装置類は、温度や湿度、圧力、放射線等の環境条件や運転に伴う劣化や磨耗、腐食、機械的振動や流体の流れに伴う振動と疲労、地震荷重、電氣的絶縁不良や短絡、電氣的ノイズ等の可能性があり、さらに場合によっては、製作ミス（溶接不良や組み立て不良、ボルト等定直金具の不適切な使用）や保守点検時のミス、潜在的な設計ミス等が起こるあるいは顕在化する可能性も否定しきれない。

つまり、多種多様で複雑な機械装置類は、いつも故障するわけではないが、逆に、いつ故障してもおかしくない。

そこで、通常は、定期的に点検して、劣化した部品や不良品を取替える保守作業を行うが、定期点検時には潜在的な劣化が進んでいても目に見える形で不具合が生じていなければ、そのまま放置され、たまたま運転に入った時に不具合が顕在化すると、トラブルになる。

このトラブルは、当該部品の重要度と機能喪失の程度とによるが、最悪の場合には、当該装置が全く働かなくなる。

従って、安全を考えなければならない重要な装置類は、原則として、常に故障や人的なミスが起こることを念頭に対策をしなければならない。

2 「原子炉格納容器の破損を防止する対策」について

(1) 原子炉格納容器スプレイ設備の有効性について

ア 被告九州電力の主張

被告九州電力は、準備書面 13・p 33 の下から 4 行目以下において、

「LOCA の発生により、1 次冷却材が高温、高圧の蒸気となって原子炉格納容器内に放出されるが、原子炉格納容器スプレイ設備により冷却水を噴霧することで蒸気を凝縮させて、原子炉格納容器内の圧力・温度の上昇が抑制され原子炉格納容器の健全性を維持できる」としている。

イ スプレイの故障や、あるいはスプレイが作動しても真空破壊弁が共通要因故障等で開かない等のトラブルが考えられること（万全ではないこと）

川内原発のような PWR 型は、1 次系が約 150 気圧と高圧であることから、格納容器内に流出した熱水は直ちに水蒸気になるが、原子炉格納容器スプレイで水を格納容器内に噴霧できれば、水蒸気は凝縮して、格納容器内の圧力・温度の上昇は抑えられる。

しかし、仮にスプレイが故障する、ポンプが作動しない、あるいは、スプレイ内にサビ等が詰まっているなどして、スプレイ水が有効に噴霧できなかつたりすれば、時間の問題であり、福島第一原発のように、格納容器の過圧破損あるいは過温破損のリスクが高まる（甲 B 2 1 9 ・ p 3 1）。

また、原子炉格納容器スプレイが作動した場合に、格納容器内の圧力が急激に減少し、負圧になることが考えられるが、この時、真空破壊弁（格納容器が負圧になると、自動的に開いて外気を入れ、負圧になることを防ぐ。複数の真空破壊弁がある。）が共通要因故障等で開かない、あるいは開き方が不十分だと、外圧により格納容器が（外圧）座屈することになる。

格納容器は、内圧強度の十あるいは二十分の一程度の外圧で座屈し、格納容器全体が潰れてしまう（甲 B 2 1 9 ・ p 3 1 ～ 3 2）。

(2) 原子炉格納容器過圧破損の防止策について

ア 被告九州電力の主張

被告九州電力は、準備書面 13 ・ p 3 4 の（ア）において、「炉心の著しい損傷が生じるに至った場合のことを考慮し、かかる場合において、原子炉格納容器が破損し発電所外へ放射性物質が異常な水準で放出さ

れる可能性があるものとして、『原子炉格納容器過圧破損』等の事象を想定し、そのような場合においても原子炉格納容器が破損することのないよう対策を講じている。」とし、次の同（イ）において、「原子炉格納容器過圧破損」の防止を例にとって説明している（被告九州電力準備書面13・p34～35）。

イ 格納容器スプレイなど静的機器は全く多重化されていないこと

まず、発電機の多重化や常設電動注入ポンプの多重化はされているが、多重化は動的機器に限定されており、格納容器スプレイなど、静的機器については全く多重化されていない（甲B219・p33）。

格納容器スプレイヘッド（格納容器の上部に設置されたスプレイ用配管）は1つだけであり、腐食や劣化さらには錆や異物などが詰まった場合には、もはや機能しなくなる。

そして、このスプレイヘッドが詰まってしまえば、他をいくら多重化したところで、全く意味をなさない。

ウ 原発事故において作業員が対応することの限界・問題点

被告九州電力は、ECCS（非常用炉心冷却設備）、電源やポンプを特定の選定したシナリオに基づき、意図的に機能喪失を仮定して、基本的には仮設により（一部常設もあるが）、かつ、作業員の手で対応するようにしている。

しかし、作業員が対応することは、フレキシブルで柔軟な対応を期待できる面もあるが、大規模システムでは、基本的に人の対応を基本にしない。

航空機も宇宙ロケットも新幹線も可能な限り自動化しているが、それは、緊急時に人が対応しようとしてミスを犯した場合に、取り返しがつかないからである。

ましてや、原発の事故においては、時間的に非常に切迫しており、しかも、精神的にも追いつめられている可能性が高い。

何故なら、最悪の場合には、周囲の放射線量が上がりすぎて、作業員が撤退しなければならないことが想定されるからである。

福島第一原発事故において、「格納容器ベント」作業が文字通り「決死隊」を募っての命がけの作業であったことは前に述べたが（上記第5・3(1)参照）、事故の進展について、最も深刻な最悪の事態までを考えずに、「都合の良い事故シナリオに対して、出来る対策だけを、やるだけ」という対応では、到底、原発の重大事故に適切に対処できるはずがない。

被告九州電力は、水源もバルブ等で切り替えるつもりであろうが、計器類が使用できず、原子炉水位も誤ったデータを示しており、ましてや格納容器内の水位も把握できていなかったという福島第一原発事故の教訓を踏まえると、はたして、「水源の確保が必ずできる」と断言出来るはずはなく、「水源の切り替え用バルブが確実に動かせる」という保障もどこにもない。

実際、福島第一原発事故では、原子炉への注水も困難を極め、1号機の隔離時復水器のバルブは開いているのか、閉じているのかすら分からず、冷却ができないまま事態が進み、やることが全て後手に回ってしまい、炉心溶融、水素爆発、格納容器ベントと、事態は最悪の方向へ進んでいった。

しかも、福島第一原発事故では、格納容器ベントも、たった二つのバルブを開けるのに実に8時間もかかっている。

しかし、川内原発のようなPWR型の場合には、「大破断 LOCA+全交流動力電源喪失（ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗）」というケースでは、原子炉が空焚きになると、わずか20分程度で炉心溶融に至り、約1時間半程度で原子炉が溶融貫通してしまう（甲B219・p34～5）。

従って、時間と恐怖心とに追い立てられ、緊張した状況下において、様々な対策を講じようとしても、それが全て想定どおりにできる保障などどこにもないことは、福島第一原発事故の現実であり、貴重な教訓であり、このことは、国会事故調（甲A1）やその他の調査報告書から明らかな事実である。

3 「全電交流電源喪失時の電源確保対策」について

- (1) 外部電源は、原発内部の耐震性とは大きく異なり、耐震グレードを上げることは極めて困難であること

被告九州電力は、準備書面13・p36のウ(ア)において、外部電源は3回線あり、「その3回線のいずれの1回線によっても、本件原子力発電所の原子炉の停止、冷却等に必要な所内電力を供給し得る容量を備えている」と主張している。

しかし、そもそも大規模な広域地震が起きた場合には、周囲の複数系統の送電線が地震で同時にすべて損傷する可能性はかなり高く、外部電源は、原発内部の耐震性とは大きく異なり、部分的な対策はできたとしても、耐震グレードを上げることは極めて困難である（甲B219・p35）。

- (2) 地震による弱点は、個々の機器の固有振動数と地震動の振動周期が同期して共振することによって顕在化する可能性が高いことから、耐震性の高い碍子を用いる等の対策を図っても、それで直ちに耐震上の問題が完全に解消できる訳ではないこと

被告九州電力は、続けて、「これらの送電線については、送電鉄塔の基礎が地震に対する安定性（盛土の崩壊、地すべり及び急傾斜地の土砂崩壊がないこと）を確保していることを確認するとともに、耐震性の高い碍子を用いるなどの耐震安全性の向上を図っている。」と主張する。

しかしながら、特に送電線は非常に広い範囲に敷設されており、地震の広域性を考えると、1本の送電線のいずれか1ヶ所が切断されれば、それだけでその回線は使えなくなる。

送電線の基礎も、柏崎刈羽原発の中越沖地震のように、地盤が隆起、沈降し、大きな地割れが起きると、損傷を免れない。

たとえ外部電源が複数回線あっても、地震の影響は広範囲に及ぶことから、同時に他の回線も故障する蓋然性は極めて高い。

技術的にみて、碍子は弱点の一つであるから、対策を講じるのは当然だが、地震による弱点は、個々の機器の固有振動数と地震動の振動周期が同期して共振することによって顕在化する可能性が高いことから、耐震性の

高い碍子を用いるなどの耐震安全性の向上を図っても、それで直ちに耐震上の問題がすべて完全に解消できる訳ではない（甲B219・p36）。

東北地方太平洋沖地震では、変電所の設備の多くが被害を受けており、福島第一原発事故は正に複数の外部電源が同時に喪失したことが事故の始まりであったが、このような外部電源の基本的な脆弱性は、川内原発においても何も変わらない。

非常用ディーゼル発電機を、1台ではなく、複数台用意している事実が、まさに、地震のような非常時における外部電源の確実な確保が困難であることを物語っているのである。

(3) 非常用ディーゼル発電機の問題について

ア 被告九州電力の主張

被告九州電力は、準備書面13・p37の1行目以下において、「外部電源喪失時に備え本件原子力発電所内に設置している非常用ディーゼル発電機については、基準地震動に対する耐震安全性や多重性及び独立性を有する設備であり、長期の外部電源喪失や発電所外の交通の途絶に対し7日間連続運転できるよう燃料油貯蔵タンクを新たに設置している。」と主張する。

イ 非常用ディーゼル発電機の起動に失敗する確率は、決して小さいとは言えないこと

そもそも、非常用発電機は、安全上重要な機器であり、起動信号が入ってから約12秒という非常に短時間内に起動すること（被告九州電力準備書面13・p37の注40参照）が求められていることから、その電気容量も約7,200kVAと大容量であり、しかも、同注40にあるように、通常時から、ディーゼル機関内の循環温水による常時加熱や潤滑油の常温加熱等をしなければならないほど、その起動時の信頼性が極めて厳しく求められているのであって、だからこそ、上記アのような対策を必ず講じなければならないのである。

しかし、このような対策をしたところで、これほど様々な系統と機器類で構成されている非常用ディーゼル発電機の本体あるいは周辺の付

帯的な機器類のどこかに潜在的な故障があり、それに気が付かずに放置され、いざ非常時に起動したが失敗する、というシナリオは、決して非現実的なものではない（甲B 2 1 9・p 3 6～3 7）。

実際に起きたトラブルを調べてみると、嶋田善夫・「日本の原子力発電所における非常用ディーゼル発電機不具合の傾向分析」（甲A 1 9 3）によれば、ニューシア（原子力施設情報公開ライブラリー）に登録されている 2005 年から 2009 年の 5 年間において、国内の原子力発電所で発生した非常用ディーゼル発電機の不具合事象は 4 0 件もあり、1 基あたりの不具合発生頻度は、0. 1 4 件/炉・暦年である（甲A 1 9 3・p 2 6 8 の 2. 1）。

機器毎に不具合発生頻度が高いのは、非常用ディーゼル本体が圧倒的に多く、次に、配管、燃料タンク、現場制御盤が高い（甲A 1 9 3・p 2 6 8 の図 2）。

次に、非常用ディーゼル発電機の部品毎の不具合発生頻度をみると、調速装置（ガバナ）の不具合が最も多く、次いで、弁、配管、記録計・指示計の不具合が続き、その他は、約 2 0 種類近い様々な部品の不具合である（甲A 1 9 3・p 2 6 9 の図 3）。

前述のニューシアのデータで個別にみると、「2007 年 11 月 5 日関西電力高浜 1 号機で、定格運転中に月に一回行う定期起動試験で起動に失敗した事例がある。この不具合は、始動用空気系統のうち、シリンダへ始動用空気を供給する始動弁の開閉を制御する空気を通っている配管の途中にあるナット締め構造の継手が外れたことから、始動用空気が供給されず、非常用ディーゼル発電機が起動しなかった（通番 9453）」。

この不具合は、始動用空気系統の末端でナットの緩みに端を発して配管が外れた不具合により、結果として、2 つの内 1 つの非常用ディーゼル発電機の起動に失敗したことになる。

これは定期起動試験であったが、もし、これが実際に電源のトラブルが発生して非常用ディーゼル発電機が起動できなかった場合、もう 1 台が起動するはずだが、運悪く、例えば同様の故障が発生していたのに気

が付かず、2台目も起動に失敗すれば、全交流電源喪失になる。

津波などの共通要因故障があれば、なおさら発生し易い。

非常用ディーゼル発電機の不具合発生頻度は0.14件/炉・暦年であったが、月に1回起動試験をやることから、平均的には年間で12回起動試験をやることになるので、起動1回あたり約0.012件程度の確率で失敗する可能性がある。

これは、百回起動すれば、1.2回程度は失敗するということであり、非常に高い確率である。

しかも、これは平均値であるから、条件次第では、10倍（あるいは10分の1）程度になることも十分有りうる。

このようにしてみると、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗する確率は決して小さいとは言い難いことが分かる（甲B219・p38）。

- (4) 原発事故における崩壊熱の除去には、福島原発事故で分かったように、相当長期間冷却する必要があり、「長期の外部電源喪失や発電所外の交通の途絶に対し7日間連続運転できる」（被告九州電力の主張）ことをもって十分であるとは言い切れないこと

これまでは交流電源として動力系統などの電源について論じてきたが、実プラントでは、温度や圧力の計測器や、その信号を元に自動制御を行う部分は直流電源に負うところが大きく、バッテリー等の直流電源の確保も重要な問題である。

しかも、福島原発事故では、ほぼ全ての計器の表示ができなくなり、運転操作室の明かりも全くなり、例えば1号機の非常用復水器（IC）を作動させるため高放射線量で作業が困難な状況の下で、自動車のバッテリーを繋ぎ込んで冷却に必要な各バルブの操作を試みたが、しかし、バルブの開閉状況すら確認できず、作動したかどうか把握できなかったという事実があった。

東京電力は、状況を把握するための計測系及びバルブの操作の動力、バルブ操作後のバルブの状態把握、故障した場合の動作原理（ICは電源を失うと自動的に閉じる設計になっていた。）等を全く把握できていなか

ったのである。

さらに重要なことは、原発事故における崩壊熱の除去には、福島原発事故でわかったように、相当長期間冷却する必要があり、「長期の外部電源喪失や発電所外の交通の途絶に対し7日間連続運転できる」(被告九州電力準備書面13・p37の3行目以下)ことをもって十分であるとは言い切れない、ということである(甲B219・p39)。

事故の時には思わぬトラブルが次々と起こり得るものであることから、崩壊熱の除去には、想定期間以上に長期にわたって有効な事故対策をとらなければならない。

4 事故の物理的な進展が想定される事象を無視することの問題点について

(1) 被告九州電力の主張

被告九州電力は、準備書面13・p38の「3」において、「被告九州電力は本件原子力発電所において、福島第一原子力発電所の事故を契機に、自然的立地条件の想定を従前以上に厳しく(安全側に)もしくは新たに想定し、必要に応じて安全確保対策を講じている。」と主張し、さらに、「また、ECCSなどの高い信頼性を有する安全上重要な設備がその安全機能を喪失するような事態を想定し、新たに設置した常設及び可搬式の設備(注水設備、電源設備等、表6)等により、炉心の損傷もしくは原子炉格納容器の破損に至らないことを評価、確認している。」と主張する。

(2) 設計基準地震動は過小評価されていること

まず、2015年から2016年にかけて、地震学者である島崎邦彦氏(東京大学名誉教授・前原子力規制委員会委員長代理)が、断層モデルをもとに震源の大きさを推定する際に各電力会社が使用している入倉・三宅式は、過小評価をもたらす可能性があることは前述したが(上記第6・2(3))、しかし、原子力規制委員会は、この島崎氏の指摘を無視して、正面からこの議論をすることを避けている(甲A189・p16以下の1.1.1)。

(3) 火山灰(降下火砕物)により、原発の非常用ディーゼル発電機が機能喪失する可能性があること

ア 次に、火山灰(降下火砕物)により、原発の非常用ディーゼル発電機

が機能喪失する可能性があるという問題がある（甲A189・p19以下の1.2）。なお、この問題に関しては、原告ら準備書面14、同準備書面19、同24及び同50参照。

イ 原発の火山影響評価ガイドでは、火砕流などの影響の可能性を評価して立地評価とし、同時に、火山灰が非常用ディーゼル発電機の吸気フィルターを目詰まりする影響を評価することになっている。

火山灰の量の推測とフィルターが目詰まりする時間及びそれを交換する時間を議論してきているが、福岡高裁宮崎支部決定（甲B161）では、「大気中濃度の想定値は少なくとも10倍以上の過小評価となっている疑いがある」ことを認めている（ただし、この高裁決定は、住民側が、ディーゼル発電機が機能喪失することの証明をしていないとし、住民らの仮処分申立てを認めなかった。）。

大気中の火山灰濃度が一定以上になれば、ディーゼル発電機が機能喪失することは明らかであり、実際にも航空機のジェットエンジンが火山灰の影響で機能停止した例があり、航空機では、火山灰が飛んでくる空域を避けることは鉄則になっている。

ディーゼル機関だろうと、ジェットエンジンだろうと、大量に空気を取り入れられなければ、機能喪失するのは当然である。

原発では、非常用ディーゼル発電機がどれだけの時間で目詰まりするかを評価しようとしているが、前述したシステム安全の考え方（上記第2）からみても、不確定で曖昧な評価ではなく、火山灰が大量に噴出する可能性がある状態では非常用ディーゼル発電機が機能喪失するものとして評価すべきであり、火山灰のような量的に不確定な状態における安全系の機能喪失は、フィルターの交換などという極めて信頼性の低い対策にゆだねることは極めて危険である（甲B219・p52～53）。

火山灰の量の想定を誤ったり、何らかの環境や人的な事情で対策ができなかったりすることを考えると、吸気ができなくなり、ディーゼル発電機は停止してしまうのであって、「フィルターの交換で原発の安全性を確実に担保できる」と考えることは幻想であり、福島原発事故の状況

を全く理解していないと言わざるを得ない。即ち、事故というものは、それを起因として思わぬ故障や様々な障害を引き起こし得るものであり、「すべてのシステムが必ず（故障せずに）機能すること」を前提にすることは、安全性確保の観点からすれば、全く誤った対策であると言わざるを得ない（甲B219・p53）。

ウ 2017年2月15日の規制委員会において、「今後、降下火砕物濃度の評価及び発電用原子炉施設の機器等への降下火砕物の影響評価に関する考え方及び留意点を検討し、取りまとめる」とし「降下火砕物の影響評価に関する検討チーム」の設置が決まったが、外部専門家については、「必要に応じ、外部専門家及び事業者から意見を聴取し、参考とする」とされ、検討チームの構成員には入らなかった。

検討チームの会合は、2017年3～6月の期間に3回の会合が開かれた。

同年7月19日にその結果を規制庁が取りまとめて規制委会合で承認された「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」では、審査で用いられたセントヘレンズの観測値では過小評価となることを事実上認め、規制庁が行った理論的評価から、セントヘレンズの観測値の約100倍のオーダーとなる数g/m³の火山灰濃度もありえるとした。

この濃度になると、川内原発を含むほとんどの原発で、現状ではフィルタの交換が間に合わず、設備対応が求められることになる。

さらに、右「基本的考え方」においては、単一故障の原則により、非常用ディーゼル発電機2台のうち片方を止めながらフィルタを交換するやり方を許さず、2台が同時に運転できることが改めて要求された。

この点からも、運転しながら交換できるような設備対応が求められることになった。

このような経緯により、火山灰の影響の評価基準となる火山灰濃度が、これまでの新規制基準適合性審査で採用されていた値の100倍規模となった現在、稼働中の川内原発は、この強化された規制基準を満たしていない。

従って、大規模な火山噴火が起きると、現状では火山灰の影響により非常用ディーゼル発電機が2台とも機能喪失になり、全交流動力電源喪失が生じて過酷事故に至るおそれがある。

(4) 故障や人的過誤を想定しない非現実性

被告九州電力は、「新たに設置した常設及び可搬式の設備（注水設備、電源設備等、表6）等により、炉心の損傷もしくは原子炉格納容器の破損に至らないことを評価、確認している。」（被告九州電力準備書面13・p38の3）と主張している。

しかし、設計基準対象施設の安全設備には、動的機器の起動失敗や作動中の故障を想定し、それに対処するために、多重性が要求されているのに対し、重大事故対応設備（過酷事故対応設備）は、単一故障基準（いずれか一つの装置が機能しない場合でも、他の装置で機能を肩代わりする設計）を原則として適用せず、たとえそれが動的機器であっても1台あればよいとされ、多重性は要求されていない。その具体例として、下記の図5にある、大容量空冷式発電機と常設電動注入ポンプは、それぞれ1台しかない。

これでは、作動を要求される際に動的機器の故障や運転員・作業員の操作ミスなどがあった場合に、ただちに機能喪失に陥る。

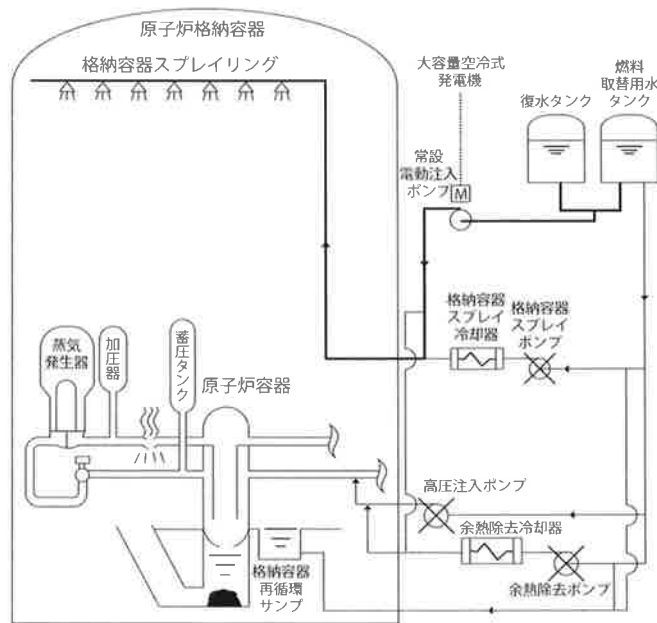


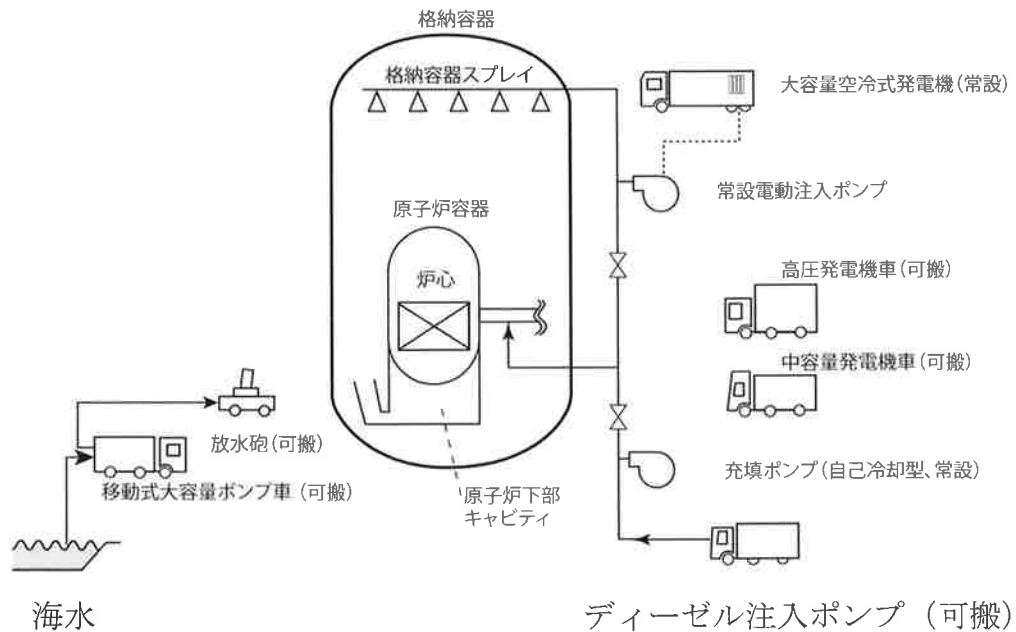
図5 事故対策シナリオ（短期）に対応する設備構成の概要（甲A189・p28より引用）

設計基準対象施設の安全設備と過酷事故対策設備の間において、動的機器の信頼性に特段に有意な差があるとは考えられないことから、重要な過酷事故対策設備については、その機能信頼性を高めるために、動的機器の多重性を備えるべきであり、過酷事故対策設備の動的機器に故障や操作時の人的過誤を想定外としていることは、非現実的である（甲A189・p29の1.4.1.3）。

(5) 可搬型設備の非信頼性

過酷事故対策設備として追加設置される設備には、上記図5に表示されている常設の大容量空冷式発電機と常設電動注入ポンプに付け加えて、可搬型設備である代替電源用高圧発電機車、中容量発電機車、代替注水用のディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車（海水）、放水砲などがある（下記の図6参照。甲A189・p28より引用）。

図6 過酷事故対策の設備事例（PWR）



このような可搬型設備は、暴風雨、積雪、竜巻などの苛酷な気象条件や、巨大な地震・津波による敷地内のアクセスルートの地割れ、陥没、隆起、浸水、瓦礫堆積、余震発生などの異変状態においては、設備の移動や屋外での操作に困難を伴うため、その機能に期待することはできない。

使用場所や接続箇所が予め判明しているかぎり、可搬型はやめて、常設型にするべきである。

また、大容量空冷式発電機のように屋外設置されているものもあるが、屋外設置の場合には悪天候における作業員による点検、接続、保守などの作業に支障を来すことは目に見えており、屋外設置はやめて屋内設置にすべきである（甲A189・p29～30）。

- (6) 事故の進展に伴い、発生確率の減少を理由に事故対策の信頼性を甘くしていくことは、重大事故の進展を確実に食い止めねばならない状況を見逃した誤った考え方であり、原発における事故対策の信頼性は事故の進展に伴ってより確実なものにすべきであること

原発における事故対策の信頼性は、事故の進展に伴ってより確実なものにすべきであるにもかかわらず、上に見たように、現行の規制基準では、事故の進展と共に要求される信頼性が逆に落ちていくが（甘いものになっている。）、この考え方は、1992年に初めてシビアアクシデント対策を自主的基準として取り入れた時の考え方を踏襲している面が強い。

シビアアクシデントは、「実際にはまず起こらないもの」と考えて、新たな装置を着けることなく、設計上は想定していなかった設備を少しでも流用して重大事故対策に当てるというものであり、信頼性は二の次であり、ポンプ等の機器の能力や、燃料タンクや冷却水タンクの容量も、決して十分とは言えないものだった。

現行の規制基準も、当初よりは多少信頼性を上げてはいるが、設計基準事故を突破されて、炉心損傷まで進んでしまった事故に対する重大事故対策は、上記(5)までにみたように、信頼性や多重性、多様性の面で十分ではない（甲B219・p54）。

事故の進展に伴い、その発生確率が小さくなっていることを理由にして、事故対策の信頼性を甘くしていくことは、重大事故の進展を確実に食い止めねばならない状況を見逃した誤った考え方であり、原発における事故対策の信頼性は、事故の進展に伴ってより確実なものにすべきである（甲B 219・p54）。

炉心溶融という、もはや後戻りのできない非常に厳しい状況を考慮せずに、「重大事故発生時に指揮等を行う拠点施設として代替緊急事故対策所を設置している」（被告九州電力準備書面13・p38～39）ことを事故対策とすることで解決できるような生やさしい問題ではない。

なぜなら、例えば航空機落下により原子炉格納容器に穴が開き、同時に格納容器内で火災が発生した場合には、原子炉本体が重大な損傷を受けている可能性が高いことから、代替緊急事故対策所があっても、全く役に立たないことになるからである（甲B 219・p54）。

(7) 起回事象や事故シーケンスの中で明らかに大きな（被害の）危険性が指摘されている場合は、決定論的に事故の発生・進展が予見されたとして、慎重な評価・対策をすべきであること

複雑なシステムのリスク評価を行う上で、一つの指標として、PRA（確率論的リスク評価）が有効である場合があることは、否定しない。

たとえば、あるシステムにおいて装置を改善した時に、設計変更の前後でどれだけ改善されたかの相対的な評価には一定の意味がある。

しかしながら、起回事象や事故シーケンスの中で明らかに大きな（被害の）危険性が指摘されている場合は、決定論的に事故の発生・進展が予見されたとして、慎重な評価・対策をすべきである。

例えば、過酷事故対策の評価において、「航空機落下は、確率（ 10^{-7} ／炉年以下）が小さいから、起きないとする」、「PWRでは、解析により、格納容器内水素濃度は爆轟限界に至らないとする」、「格納容器内に発生した水素の濃度を低下させるためにイグナイタで着火した場合に爆発するリスクを見逃す」、「PWRの原子炉が冷却できなくなった時、原子炉キャビティに予め水を張って、原子炉から落ちる炉心溶融デブリを水に落下さ

せても、水蒸気爆発は起きない」などとされており、航空機落下も確率が小さいとされているが、欧米では、航空機落下に対して既に二重格納容器を設置する対策がされつつあることはすでに述べた。

事業者側の主張では「あり得ない」と思っていた地震や、予見されていたがそれを無視してきた大津波を経験した日本において、どうして、航空機落下が無視できるのか、理解できない（甲B219・p55）。

被告九州電力準備書面13・p39の表6「新たに設置した常設及び可搬式の主な設備」の中に「閉じ込める」という項目があるが、事故であるか、外部からの攻撃であるかを問わず、原子炉格納容器に航空機が落下した場合の強度評価すらせずに、どうして、閉じ込め機能を維持していると言えるのか、全く理解できない（甲B219・p55）。

確率は小さいが、しかし、甚大な被害が推測される事態に対し、強度評価すら行わず、全く対策などしないまま、「起こらない」ことにして、目を背けようとすることは、原子力発電事業者としての質が問われる。

また、それを確たる証拠もなしに追認する規制委員会も、原子力安全規制に関わる資格があるとは到底言い難い（甲A189・p137）。

第9 「事故発生時における対策要員の確保及び事故発生を想定した教育訓練の実施」について

1 被告九州電力の主張

被告九州電力は、準備書面13・p40の第5において、「被告九州電力は、これまで述べてきた事故防止に係る安全確保対策等について、単に必要な設備や資機材を配備し、手順書を整備するだけでなく、運用面においても、役割分担や責任者等が明確となった体制を整備し、対策要員を常時確保するとともに、必要な教育訓練を実施し、対策の実効性を高めている」と主張して、以下、2頁にわたって教育訓練等を説明し、その結論として、「こうした取り組みにより、被告九州電力は万一事故等が発生した場合においても、安全上重要な設備、さらにはさらなる安全確保のために新たに設置、配備した設備等により、多重の障壁の健全性を維持することができる」と主張する。

2 原発の事故の特殊性と過酷さについて

(1) 重大事故（過酷事故）に至るような多くの事故進展プロセスを全て訓練して対応できるわけではないこと

第一に、福島原発事故では、①訓練が十分でなかったことも事実であるが、非常にまれに起こる事故に対して、全く経験がなかったことや、②原発の複雑なシステムの全体像を指揮者すら把握できていなかったこと等が問われたものであり、多少組織体制を整えて訓練をしたからといって、重大事故（過酷事故）に至るような多くの事故進展プロセスを全て訓練して対応できるわけではない（甲B219・p56）。福島第一原発事故でも、「事故時の運転マニュアル」等があったが、全く参考にしていなかったとの発言を福島第一原発の吉田所長（当時）が発言しており、炉心溶融の危険が迫っている状況での対応がいかに困難なことかが分かる。

(2) PWR（川内原発）の炉心溶融事故は短時間で起きる可能性があること

第二に、川内原発のようなPWRの炉心溶融事故は、福島原発事故よりもはるかに短時間で、即ち、最短（原子炉停止機能喪失を除く。）でおおよそ20分前後で炉心溶融がはじまり、事故から1時間半程度で原子炉容器が溶融貫通するケースがある。

この点に関しては、次頁の甲A189・27頁の図4参照。

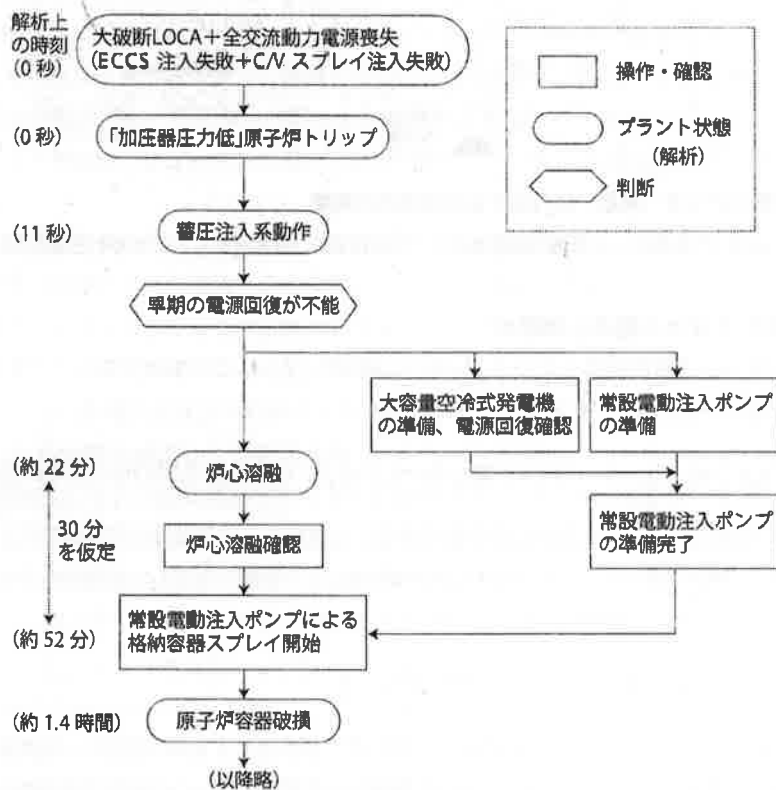


図4 事故対策シナリオ<大破断LOCA+全交流動力電源喪失> (短期対応)

出典： 玄海3・4号機の設置変更許可申請書補正の掲載図をもとに主要部を簡略表示【脚註47】

さらに、核反応制御系が故障し、原子炉停止機能喪失事象（スクラム失敗、ATWS）が発生すれば、さらに短時間で重大事故に至る可能性もある。

また、炉心溶融後は、「原子炉圧力容器の溶融貫通」、「高圧下の溶融物噴出」（DCH：格納容器雰囲気直接加熱といい、原子炉が高圧下で破壊すると、高温高圧の溶融物や気体が格納容器内にジェット流となって噴出し、格納容器も破壊してしまう現象）、徐々に圧力・温度が上昇する「格納容器の過圧・過温破損」、「溶融燃料－冷却材相互作用（FCI：水蒸気爆発を含む）」、「溶融炉心－コンクリート相互作用（MCCI）（コア・コンクリート反応）ともいう」など、どれ一つとっても、事故収束が極めて困難な現象が起きる。

下の図（甲A189・131頁から引用）には描いていないが、これに水素爆発が関係してくる。

下の図はBWRプラント東海第二原発のマークII型格納容器を例に示しているが、物理現象としては、川内原発のPWRもほぼ同様である。

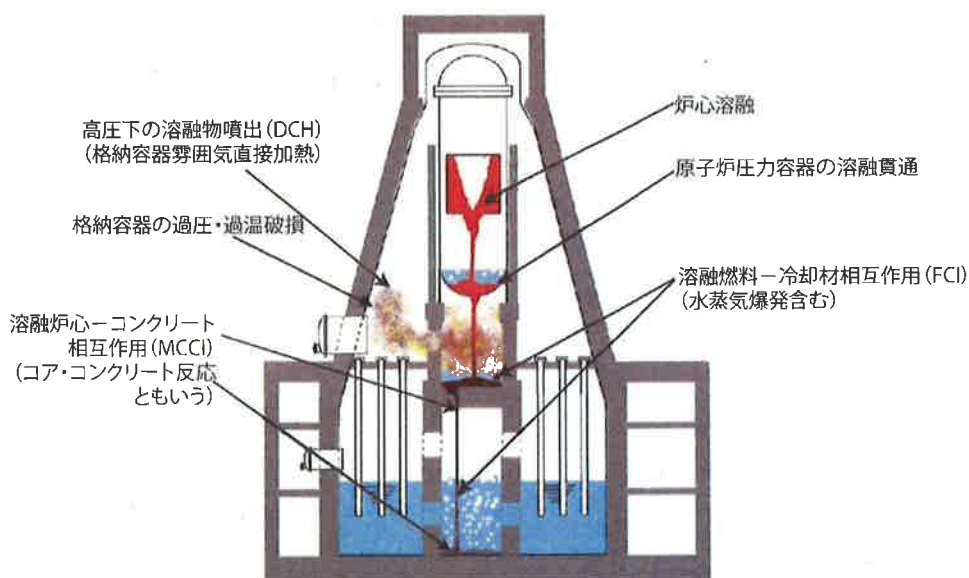


図 27 炉心損傷後のマークII型格納容器内の溶融デブリの移行経路

出典： 東海第二原発審査資料（2014年9月）に加筆して作成【脚註217】

さらに、安全上最も重要な原子炉格納容器が健全であることが重要であるが、少なくとも炉心溶融を起こすと、事故を収束させることは極めて難しくなる（甲B219・p59）。

3 原発は安全装置が機能しないと破局に至ること（確率的な安全装置の追加は、事故の発生確率を減らせても、最悪の事故の被害規模を減少出来るとは言えないこと）

(1) 原発が安全性の観点で航空機や自動車と大きく異なる点は、その制御の困難さと同時に、大量の放射性物質の存在である。

事故の初期状態で収束できれば良いが、事故の進展とともに放射性物質の漏えいを伴い、作業環境が厳しくなり、事故収束は益々困難になる。

そして、事故がある一定の段階（しきい値、スレッショールド）を超えると、一気に原状回復が困難になるが（火災で言えば、初期消火の段階で消火に失敗し、部屋一杯に火が広がってしまい、もはや消火が不可能な状態に相当する。）、原発でこの「しきい値」に相当するのが、炉心溶融である。

(2) 原発の安全設計思想は、この炉心溶融を起こさないようにすることにあつたはずだが、福島第一原発事故により、現実の原子力プラントは炉心溶融を防ぎ得ないことが明らかになった。

すると今度は、深層防護の設計思想を持ち出して、炉心の冷却はあきらめて、水蒸気爆発の危険性を無視して、格納容器下部に水を張るという賭けに出た。同時に、格納容器の過圧破損を防ぐために、格納容器フィルターベントを用意することにした。

しかし、福島原発事故時の中央操作室と原子炉建屋及び周囲の状況を思い出すと、水素の処理装置をはじめ様々なサブシステムや複雑なフィルターベント装置を、ミスも故障もなく運用できる保証は全くない。

フィルターベント装置は、格納容器バウンダリー（境界）の一部と考えるべき装置であり、従来に比べて格納容器のもつ受動的な安全機能（p 7以下の(5)参照）を阻害する面も否定できない。

つまり、フィルターベント装置によって、放射性物質の放出という事故の発生確率を落としても、それはあくまでも確率的な安全（p 4以下の(2)参照）であり、事故の発生をなくすことはできない。

しかも、追加したフィルターベント装置が機能しない事態を考えれば、格納容器破壊あるいは機能喪失による放射性物質の大量放出という最悪の事態がなくなる訳ではない（甲A189・p139の6.4.1）。

- (3) このようにみてくると、被告九州電力が、ハード、ソフトの両面で安全対策をし、通常の技術ではあり得ないほどの多重防護、多層防護をするのは当然のことであって、むしろ、そのような対策が、様々な状況の中において、どこまで有効であるのかが問われているのである。

つまり、確率的な安全装置の追加は、事故の発生確率を減らせても、最悪の事故の被害規模を減少出来るとは言えない。

事故の発生確率が減ることは、平均的には、事故の途中で進展が止まる可能性を高めるが、最悪の事故の被害の大きさとは何ら関係しない。

前述したように（p6の(4)参照）、原発は確率的安全に頼った設計であり、多重防護や深層防護をどんなに強化しても、大規模な事故の発生可能性は残る。

しかも、事故の状況によっては、自らの命を省みずに事故に立ち向かう「決死隊（作業員）」の犠牲の上にしか事故収束ができない事態に陥る（p34以下の3(1)参照）。

航空機や自動車事故でも事故の可能性は無くならないが、「最悪の事故の被害の大きさ」という点では、原発事故とは比較対象にすらならない。

なぜなら、1回の事故で国家の存立すら危ぶまれる規模の事故を起こすことなど許されるはずがないし、また、起きた時の損失の大きさを誰も補償することができないからである（甲A189・p139～140参照）。

第10 重要な安全評価を、不確かさの大きい解析だけで承認してはいけないことについて

1 水素爆発の危険性評価について

- (1) 外乱のない理想的な状態での解析により、「水素濃度が13%に達することはない」とする机上の評価で結論を出すことは、安全性を評価する工学の常識からも逸脱していること

川内原発のようなPWRの格納容器内で水素が発生した場合、BWRと違って、格納容器内に窒素充填をしていないことから、水素爆発の危険性がきわめて高い（甲A189・p39以下の1.6）。

それを、容量の小さい触媒式水素再結合装置で水素を減らすとか、全量水素が出ても爆轟限界（約13%）には至らないとの解析結果を基に、「水素爆発は起きない」という電力事業者の説明が、新規制基準の下でも承認されてきた。

しかし、水素の発生量から、格納容器内の構造物への気体の浸透および排出は、機器の熱源、格納容器内対流などの影響を受けるため、水素濃度のばらつきを考慮すべきである（甲B219・p61）。

また、爆燃から爆轟への遷移（爆発的燃焼としての爆燃が発生した時に、その火炎の進行先に突起等のトリガーがあると、そこで火炎の速度が音速を超え、爆轟に遷移する現象）や思わぬ事故の進展など、もろもろの可能性を考えると、外乱のない理想的な状態での解析により、「水素濃度が13%に達することはない」とする机上の評価で結論を出すのは、安全性を評価する工学の常識からも逸脱している（甲B219・p61）。

(2) ジルコニウム以外の金属（鉄など）と水との反応による水素量を考慮に入れると、水素濃度は爆轟防止判断基準の13%を超えること

川内原発の1・2号機では、「溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮して全炉心内のジルコニウムが水と反応するとしても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.6%であり、13%を下回る。」と評価している（設置変更許可申請書添付書類十 10(1)-6-323 頁 [2014年4月30日一部補正版]）。

しかし、ここには、原告らが既に準備書面28（水素爆発の危険性）及び同54において指摘している通り、ジルコニウム以外の金属（鉄など）と水との反応による水素量を考慮に入れておらず、それを考慮すると、水素濃度は爆轟防止判断基準の13%を超えることは明白である（甲A195・p340～341）。

(3) 水素濃度が13%以下でも、爆燃により、格納容器内の圧力によっては、格納容器が損傷する可能性があること

また、水素濃度が13%以下であっても、爆燃（爆轟ほどではないが、爆発的に燃焼するもので、福島第一原発の1号機では爆轟ではなく爆燃であった可能性が、水素爆発の専門家の見解として、新潟県の技術委員会で議論されている。）が生じるので、格納容器内の圧力によっては格納容器が損傷する可能性もある（甲B219・p61～62）。

即ち、爆轟だけを判断基準にし、爆燃を無視した基準を設定し、際どい計算を基に安全率すら考慮しない評価が、安全性の評価基準として適用されていることが、原子力の安全性をその根底から疑わしめている。

(4) コア・コンクリート反応による水素発生量を厳しい側に考慮すべきであること

解析で評価をする場合、限界値に対して。少なくとも1.5倍、通常は2倍とか3倍、あるいはそれ以上の安全率（科学的な計算値に掛け合わせる値で、ばらつきや過去の事故等、様々な不確定性を考慮して決められる。この程度の評価にしておけば事故に至ることはないであろうという言わば社会的合意）を考慮して設計するのが、公共の安全に関わる技術のあり方である。

安全率は、工学や産業の分野にもよるが、他の産業における安全性に比較して、原発事故の被害の規模の大きさから考えると、「水素爆発に対して安全率1.0」という原子力の安全率の適用のしかたが妥当であるとはとても言えない（甲B219・p62）。

電力会社側は、個々のパラメータは保守的に評価しているとしているが、様々な数値の不確定さと共に、想定外の事故シナリオ、例えばコア・コンクリート反応（溶融デブリがコンクリートと反応して水素や一酸化炭素等のガスを大量に出し、コンクリートを侵食する。）や、配管・機器の破損等の不測の事態を考えると、爆轟の発生する水素濃度には、安全余裕はほとんど入っていない（井野博満・滝谷紘一「不確実さに満ちた過酷事故対策－新規制基準適合性審査はこれでよいのか」[甲A195・p341の

(4参照])。

コア・コンクリート反応によるコンクリート侵食量を、MAAP（主として電力事業者が使用）という解析コードと、MELCOR（主として規制側が使う）という解析コードとで比較すると、水のあるなし等の影響を含め、両者の解析結果は相当程度のばらつきがあることから、評価する場合、少なくとも両解析コードによる解析結果の厳しい値をとるべきであり、現在 MAAP の解析結果だけを評価に使っているのは安全側の判断ではない。

甲 A 1 9 5 ・ p 3 4 0)。

(5) 水素爆発に関する重要な安全評価を、不確かさの大きい解析だけで承認してはいけないこと

そもそも、解析評価上の不備が懸念されるだけでなく、安全性をいかに確保するかという視点がない中で、厳しい環境条件における実証試験は全く行われていない。

旧原子力発電技術機構 (NUPEC) で、「可燃性ガス濃度分布混合挙動試験」と「可燃性ガス燃焼挙動試験」が実施されているが、それらは主として解析コードの検証が主たる目的であり、水素の成層化に対する評価や本格的な爆轟等、実機における実証性は示されたとは言えない（甲 A 1 8 9 ・ p 1 3 8)。

実際に、「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック（第1版）JAEA-Review 2016-038」（甲 A 1 9 6）の 110 頁の図 3.3-1 と 111 頁の図 3.3-2 において、PWR 実機構造における成層化の発生（「成層化により漏えいした水素が入っていけない領域があると、その他の領域で水素濃度が高くなる場合があるため、水素の移行・蓄積挙動を考える上で重要である」とされている。110 頁の図 3.3-1 の説明文）や、閉塞空間における水素の混合挙動の抑止機構（111 頁の図 3.3-2 の右側の図では、「下方冷たい空気の層に漏えいした水素が入っていけないため、行き止まりがあるのと同様に混合のための流れができていない」[112 頁] とある）等が検討すべき課題であり、CFD（数値流体解析）によるシミュレーションも研究途上とされている。

(6) イグナイタの危険性

ア また、水素を部分的に燃焼させるイグナイタ（甲A189・p98の図24参照）は、本来可燃性ガスがあるところで着火するという極めて危険な装置であり、通常の装置では、労働安全衛生上、認められない。

もし、水素が大量に発生した時に、イグナイタが何らかの原因で作動せず、しばらく時間が経って水素が充満した時にたまたまイグナイタが作動したらどうなるのか。

着火のタイミングを間違えば、自爆装置になる。

特に、格納容器のような大きな空間で、複雑な水素、酸素、水蒸気などの状況を確実に把握することが困難な状況下において、着火するというのはあまりにも無謀である（甲B219・p64）。

イ なお、原告らは、「イグナイタの使用は労働安全衛生規則の可燃性ガスの防止対策に反する」という主張を、準備書面35で主張したが、原子力規制委員会は、次のような見解を示した（甲B219・p65参照）。
「労働安全衛生規則第279条は、危険物（水素等の可燃性ガスを含む。）等が存在して爆発火災が生じるおそれのある場所においては、点火源となるおそれのある機械等を使用してはならないと規定していますが、これは可燃性ガスを扱っている又は可燃性ガスが生じるおそれがある場所で(1)意図せず可燃性ガスに着火してその場所で従事する労働者が被災することを防止することを念頭に規定されたものであり、イグナイタのように格納容器内で水素を意図的に燃焼させることにより、格納容器の損傷を防止することを前提とした設備に適用されるものではないと承知しております。

また、同規則第280条は、可燃性ガス等が存在して爆発又は火災が生ずるおそれのある場所をその対象としているところ、第279条と同様に、(2)イグナイタのように格納容器内で水素を意図的に燃焼させることにより、格納容器の損傷を防止することを前提として設備に適用されるものではないと承知しております。なお、新規制基準においては、原子炉格納容器内の水素燃焼は必ず想定し、その場合原子炉格納容器が機

能喪失しないことを求めています。」

しかし、労働安全衛生法及び同規則のどこにも、「意図的に水素を燃焼させる設備には適用されるものではない」といったことは明記されておらず、意図的であろうと、意図的でなかろうと、イグナイタの使用が水素爆発を生じて格納容器の損傷を生じるおそれがあることには変わりはないことから、可燃性ガスの爆発から労働者の安全を守るために、制定された規則は厳正に適用されるべきである（甲B219・p66）。

そもそも、労働衛生安全法は、「労働者が被災することを防止するため」のものであり、労働者の生命・身体の保護が立法趣旨であることを忘れてはいけない。

- (7) アメリカでは、PAR（静的触媒式再結合装置）は着火源となるので危険であり、外すべきだという請願も出されたほどで、PAR利用は定着していないこと

前述した「水素安全対策高度化ハンドブック」（甲A196）の8頁から9頁にかけて、「ただし、格納容器等に設置されているPAR（静的触媒式再結合装置：筆者注）は、事故時に予想される水素発生量に比べて一基あたりの水素処理量は決して大きなものではない」とされており、「PARに期待する役割は国によって違っている」とした上で、「ただし、我が国では福島第一事故後に、各発電所で、深層防護の手段として、PARやイグナイタを設置して水素濃度管理に用いることを計画し、一部では既に設置されている」（下線は筆者。以下同じ）が、これに対し、「米国内ではPARは着火源となるので、危険であり、外すべきだという請願も出されたほどで、PAR利用は定着していない。」と指摘されている。

水素、酸素、水蒸気など混合・拡散状況や機器の様々な状況がありうるで、一部の条件の場合にイグナイタが機能したことを示したとしても、それだけで実機において水素爆発が防げることの証明には全くなっておらず、また、国によりこれほど異なる評価がなされている中で、安全性の面から断定的な判断ができるとは思われない（甲B219・p64）。

このような装置は、「確定的な設計」（p3以下の第2参照）でない限り、

必要な時に故障して機能しなくなったり、逆に、作動してはいけない時に作動することがありうる。

(8) 格納容器内水素爆発に関しては、川内原発（PWR）は、BWR型に比べて、桁違いに危険性が高いこと

たとえ、確率は小さくても、仕組みとして、物理的に予見される事態は起こるものとして安全側になるよう扱うことが大規模な被害を引き起こし得る原子力発電の安全性では切に求められているのであって、複雑なプロセスを含む重要な安全の問題を、単なる机上の解析により安易に妥当とする判断には基本的な疑問が残る。

PWRの格納容器内水素爆発を確実に防ぐには、BWR型で採用されている格納容器内に窒素ガスを充てんする方法を真剣に考えるべきであり、現状では、格納容器内水素爆発に関しては、PWR型はBWR型に比べて、桁違いに危険性が高い（甲B219・p65）。

2 水蒸気爆発の危険性評価について

(1) 規制委員会及び電力会社側の考え方

水蒸気爆発に関して、規制委員会及び電力会社側は、「実験データの解釈から爆発はおこりにくい」、「実機における爆発の引き金になるトリガリングが存在しない」等の理由で、川内原発を含む全PWR型原発について、水蒸気爆発のリスクは小さいとしている（甲A189・p33以下の1.5参照）。

(2) 「水蒸気爆発は起こりにくい」とすることの非科学性と安全性の無視

ア 水蒸気爆発は複雑な過程を経て発生することから、条件が同じでも、発生する時もあれば、発生しない時もあり、その意味で、水蒸気爆発は確率的な現象であるが、多くの実験結果から、熱伝導率が大きく、表面張力や粘性係数が小さい熔融金属では発生しやすく、爆発も激しくなる傾向があると考えられている（甲A189・p34）。

熔融酸化ウランによる複数の実験では、外部からのトリガリングによって、水蒸気爆発が起こることが確認されており、さらに、条件によっては、自発的な水蒸気爆発が起こることも確認されている（高島武雄

(2015)「原子炉格納容器内の水蒸気爆発の危険性についての補足」『科学』85(11): pp.1045-1047)。

イ ところが、被告九州電力をはじめとする電力会社は、「事故時には外部からのトリガリングは考えられない」とか、「温度条件が異なる」などとして、「水蒸気爆発は極めて起こりにくい」としている(事実上、「起こらない」と判断しているとみなしてよいであろう)。

だが、事故時には、燃料の酸化ウランだけでなく、種々の金属が様々な割合で含まれることになるほか、熔融炉心の温度や重量、水プールの水温や水深、落下速度や状態、粘性ほか様々な物理量、格納容器圧力などが関係してくることから、水蒸気爆発が起こるか起こらないかという判断を決定するだけの科学的な根拠は十分ではない。

特に、電力会社および規制委の判断は、実機では原子炉直下の原子炉キャビティでは、トリガリング(引き金、外因)になるものが無いことから、水蒸気爆発は発生する可能性が極めて低いというものであるが、上記の理由から、この判断は想像力の欠如と言わざるを得ず、とても同意できるものではない。

ウ 原子炉容器の熔融破損状態や高圧におけるジェット流、キャビティ底部との接触、水中に落下した後の流動、事故に伴う構造物の落下と衝突、層状系での水蒸気爆発の発生など、様々な不確定な現象を含んでおり、特に狭い原子炉キャビティ内での水素爆発など、トリガリングはいくらもあり得る。実際、実験室規模のスケールでも、トリガリングがないと思われる状況でも水蒸気爆発は発生しており、「トリガリングの存在は断定しがたい」ということが正確な判断であろう(甲A189・p34)。

エ さらに、「熔融炉心相当物質を用いた実験結果から、実機では水蒸気爆発の発生は極めて起きにくい」との電力会社の判断が一定の蓋然性を持つものと仮定しても、これらの実験は、実機規模の百分の一から千分の一オーダーの小規模なものであり、実機で想定される数トンから百トン近い大規模な現象を実証していない。

このことは、科学的な蓋然性の判断だけで安全性を担保し得ないことを物語っているのであり、この点に関しては、後藤氏も、「そもそも、実機における溶融炉心デブリは100トン近くにも及ぶのに対し、水蒸気爆発実験のデブリの重量はせいぜい数十キロから百キロ程度であり、スケールが違いすぎる（甲A92・p902、甲B218・p5の⑦参照）。曖昧かつ不確定性の大きな数百分の一から一万分の一というスケールの違う実験で、一体、どこまでわかったと言えるのだろうか？ 水蒸気爆発の規模を規定する機械的エネルギーへの変換率、爆発による構造破壊部位の強度検討などについて全て検討が始まった段階で、かつ、慎重に確認ができた後ではじめて安全性を確認する審査は可能となる」（甲B219・p67）と指摘されているところである。

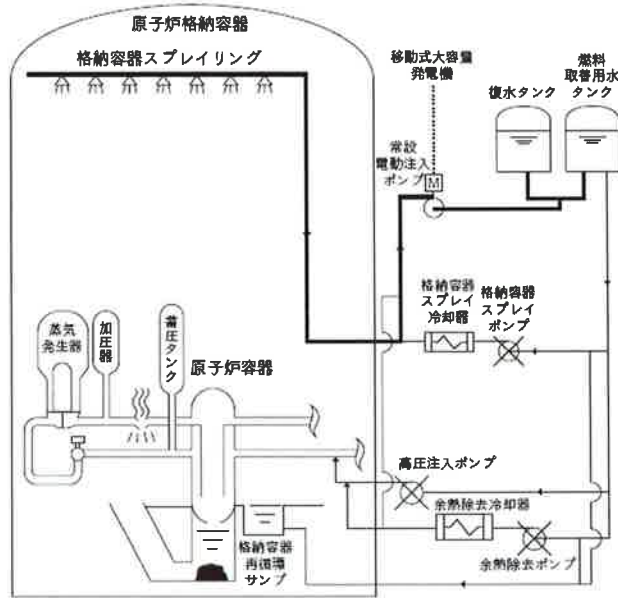
(3) 川内原発のような水張り方式は、高温の溶融炉心が水中に落下する際に水蒸気爆発が生じるリスクが極めて高いこと

ア 川内原発（PWR型）では、炉心溶融が避けられない場合に原子炉キャビティに予め水を張る（水張り方式）という極めて危険な、水蒸気爆発の発生を意図的に促す対策をとっていること

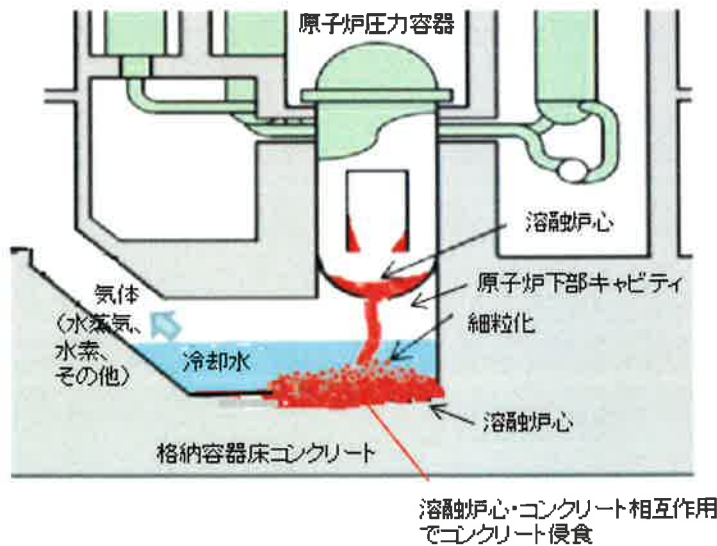
福島第一原発事故では、BWRのマークI型格納容器であったため、原子炉圧力容器直下には大量の水がなかったことから、大規模な主蒸気爆発は起きなかったと考えられている（甲B219・p67）。

水蒸気爆発は、歴史的に、原子力安全の最も基本的な問題（潜在的事故）の一つであり、特に、格納容器内水蒸気爆発はもっとも不確定性の大きい課題とされてきたところ、川内原発をはじめとする全PWR原発では、炉心溶融が避けられない場合には、原子炉キャビティに予め水を張るといって、極めて危険な水蒸気爆発の発生を意図的に促す対策をとっている（甲B219・p67）。即ち、この「原子炉下部キャビティの水張り」というのは、原子炉圧力容器の破損箇所から溶融炉心が落下し始めるまでに、上部の格納容器スプレイを作動させて、原子炉下部キャビティを十分な水位まで水張りをし、それによって溶融炉心を冷却することにより、MCCI（溶融炉心-コンクリート相互作用）によるコンクリー

ト侵食の進行と水素発生量を抑制するものである（次の図 [甲B 1 4 9・19頁の図4] 参照）。



しかし、この水張り方式は、それによって水素爆発は防げるかもしれないが、高温の溶融炉心が水中に落下する際に水蒸気爆発が生じるリスクが極めて高い（次頁の甲B 1 4 9・17頁の図2参照）。



イ 高島武雄氏の指摘

この点に関しては、水蒸気爆発の研究者・専門家である高島武雄氏の次の指摘を紹介しておく（原告ら準備書面55参照）。

「原発メーカー（東芝）でさえ、過酷事故時の熔融炉心冷却のための水張りは危険であり採用できないという認識を持っていたことが推定される。すなわち、東京電力福島原発事故のおよそ半年前の日本原子力学会では、『EURはIVR（原子炉を外側から水漬けにして熔融貫通を防ぐ）もしくはコアキャッチャーを容認。事前水張りの実施例は海外では存在しない』、『水蒸気爆発防止—下部DWへの事前水張りの禁止』を内容とする原子炉モデルの提案が行われている。『水張りによる冷却はできない』という認識を持っていた傍証と理解することができる。にもかかわらず、九州電力の川内、玄海の各原発では、格納容器下部に注水して、熔融炉心を落下冷却するという方法を臆面もなく採用した。とんでもないことだと言わざるを得ない。」（甲B218・p10）。

ウ 熔融金属を扱う工場での水蒸気爆発の実例

熔融金属を扱う工場では、下記の通り、度々、水蒸気爆発が起きている（甲B219・p69～70）。

- ① 2018年7月6日、岡山県総社市において、大雨で浸水した水がアルミ工場のアルミ溶解炉に接触し、水蒸気爆発したと見られている。この事故で周辺住民数十人が負傷（2018年7月19日、朝日新聞）。
- ② 2018年7月20日、沖縄県浦添市のゴミ処理施設において、熔融炉の冷却用水槽内で高温のばいじんが入り、水蒸気爆発が発生したと見られている（2018年7月22日、琉球新報）。
- ③ 2018年6月22日、大分市の新日鉄住金大分製鉄所構内において、約500℃の高温のスラグを冷やすシャワー上の水により、小規模な水蒸気爆発が発生したと見られている（2018年6月22日、大分合同新聞）。
- ④ 2017年4月25日、北海道旭川市の鉄工所において、溶解炉から床に落ちた熔鉄が床にたまっていた水と接触し、水蒸気爆発が起き、一人が死亡、5人が軽傷を負った（2017年4月26日、毎日新聞北海道版）。
- ⑤ 2015年8月1日、北九州市のアルミメッキ加工工場において、溶解したアルミニウムが付近にたまっていた水と接触し、水蒸気爆発が発生したとみられている（2015年9月8日、西日本新聞朝刊）。
- ⑥ 2012年10月20日、マツダの自動車工場において、溶けた鉄が容器からこぼれ、周囲の水と接触し、水蒸気爆発が発生したと見られ

ている（2012年10月20日日経新聞）。

エ 大量にできる溶融金属の組成の偏り等を考慮すると、水蒸気爆発が起きる可能性は決して低いとは言えない

以上のように、最近の出来事に限っても、金属工場では、溶融金属が水と接触すると、かなりの頻度で水蒸気が発生している。

原子炉の炉心溶融では、核燃料・二酸化ウラン (UO_2) と炭素鋼やステンレス鋼等の構造材料が混じる形になるが、その組成は、事故の進展の仕方により、非常に幅のあるものと推測される。

少なくとも、鉄鋼材料では水蒸気爆発は頻繁に起こっており、仮に核燃料では相対的に水蒸気爆発が起こりにくい傾向があるとしても、大量にできる溶融金属の組成の偏り等を考慮すると、水蒸気爆発が起きる可能性は決して低いとは言えない（甲B219・p70）。

まして、実機レベルで水蒸気爆発が起こりにくい等ということは、安全性の議論とは無縁な、安全神話にすぎない。

(4) コア・キャッチャーを設置できない川内原発は廃炉にする他ないこと

ア コア・キャッチャーとは何か

これは、文字通り、溶融・落下した炉心(コア)を受け止める装置である（下記の図は、甲A195・p338からの引用）。

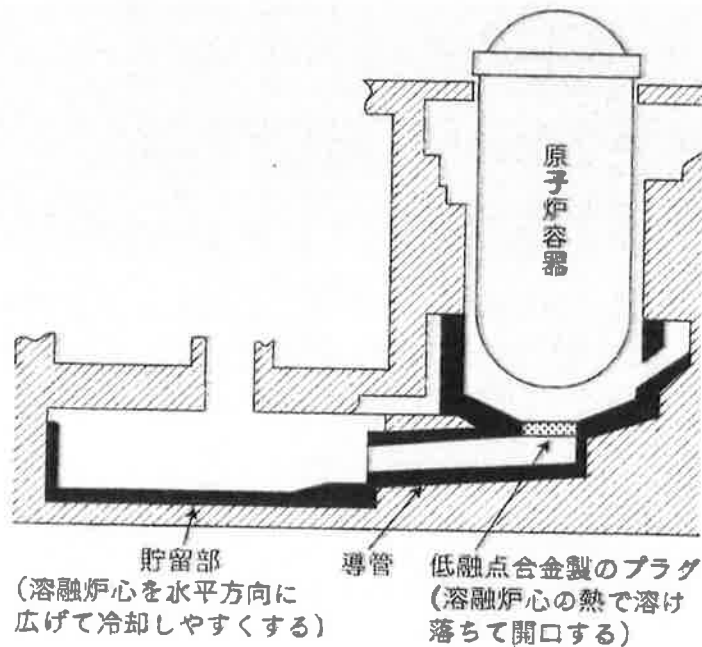


図4—コア・キャッチャーの一例(太線部)。EPRで設置されているタイプ”

コア・キャッチャーは、耐熱性の材料で作られた容器で格納容器下部コンクリートをカバーし、コア・コンクリート反応を防ぐことを目的とする。

コア・キャッチャーの形や材料は様々な仕様のもものが提案されているが、耐熱性の材料でコンクリートとの反応を防ぐとともに、コアを長期的に冷却できる構造でなければならない。

現在、欧米を中心に建設あるいは計画中の新しい原発では、航空機衝突対策の二重格納容器などとともに、過酷事故対策の一つとして、設置されている。

前頁の図は、EPR(フランス AREVA 社の欧州 PWR)に設置されているコア・キャッチャーの縦断面図であるが、原子炉容器の直下にコアの受け皿を設け、耐熱材料で作られた導管で脇にある広い面積の貯留部に移すという構造になっている。

これに対し、AP1000(米国 WH 社の新型 PWR)では、原子炉容器内の下部にコア溜まりを作り冠水させる構造になっている。

イ 日本でコア・キャッチャーの設置が問題にならなかった理由(過酷事故対策の軽視)

コア・キャッチャーの必要性は早くから認識されており、日本でも、1990年代に東芝から特許申請が出されている。

また、東芝は、2006年にも、別の特許申請を出している。

それにもかかわらず、日本ではコア・キャッチャーの設置が問題にならなかったのは、過酷事故対策を軽視して規制対象から外してきたからにほかならない(甲A195・p338)。

福島事故後の2012年度からは、経産省資源エネルギー庁が、「薄型コア・キャッチャーの開発に向けた基盤整備」の事業募集を行っている。

これは、既設炉を念頭に置いてのコンパクトなコア・キャッチャーの開発を呼びかけたものであるが、その応募状況や研究成果は不明である。

既設炉にコア・キャッチャーを追加設置することは簡単ではないだろうが、過酷事故対策の重要な一つであるから、様々な工夫と研究開発によって、設置を実現すべきである。

ウ コア・キャッチャーを設置できない川内原発は、廃炉にするほかないこと

「技術的に可能な対策は、すべて実施すること」を規制委員会は基本方針とすべきであり、それができない原発は廃炉にするしかない

政府事故調査委員会の最終報告書(平成24年7月23日)の委員長所管(444頁)には、「本来は『あり得ることは起こる』と考えるべき

である。当委員会が中間報告を取りまとめた後の平成 24 年 2 月に海外の専門家を招いて開催した国際会議においてフランスの専門家などから、原子力発電分野では“ありそうにないことも起こり得る (improbable est possible)、と考えなければならない”と指摘された。」(下線は原告ら訴訟代理人)と明記されているのである(甲 B 2 1 9・p 7 1)。

原子力発電の安全性に関するこうした基本的な姿勢を欠いたまま、福島原発事故以降の、規制委員会と被告九州電力をはじめとする電力会社の水蒸気爆発に関するおよそ科学的とは言い難い解釈と、基本的な安全の視点が全くないことには恐ろしさすら感じる(甲 B 2 1 9・p 7 1)。

川内原発には、①コア・キャッチャーは設置されていない(川内原発にコア・キャッチャーを設置するスペースがないことは原告ら準備書面 5 5・p 1 7 の 3 で述べた。)どころか、②炉心溶融時には、原子炉の冷却を放棄すると同時に、原子炉キャビティ(原子炉直下の格納容器床)に水を張るといふ、水蒸気爆発からみれば自殺行為と思われる対策をしていることから、直ちに廃炉にするほかない。

第 11 まとめにかえて

1 炉心溶融に伴って破損するような格納容器に意味はないこと

チェルノブイリ原発事故が起きたとき、チェルノブイリ原発のような RBMK 型原子炉(黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉、いわゆるチャンネル炉)には格納容器が設置されていない(つまり、格納容器をもつ日本の原発では、チェルノブイリのような事故は起きない)と、日本の原子力工学者たちは主張していた。

しかし、日本の原発の格納容器は、福島原発事故で明らかになったように、最終的には格納容器ベントを強いられ、状況によっては大規模に破壊する可能性もあった(福島第一原発 2 号機の格納容器は明らかに破損しているが、原因は分かっていない)。

だから、「格納容器があるから、大丈夫だ」というのは幻想にすぎない。

国内の原発について、各電力会社が行った PRA(確率論的リスク評価)の結果をみると、例えば、BWR マーク II 型の東海第二では、炉心損傷頻度 CFD が 3.6×10^{-5} /炉年に対して、格納容器破損頻度 CFF はまったく同じ 3.6×10^{-5} /炉年であり、これは、崩壊熱除去失敗(TW、TBW)による格納容

器先行破損（炉心溶融前に格納容器破損）が事故シーケンスの大半を占めるためである。

また、同じく BWR マーク I 改良型の女川 2 号でも、CDF と CFF は同じ 5.5×10^{-5} / 炉年で、ここでも格納容器は過酷事故に対してまったく役に立っていない。

他方、川内原発のような PWR を見ると、伊方 3 号、玄海 3・4 号、泊 3 号ともに、CDF が $2.2 \sim 2.3 \times 10^{-4}$ / 炉年に対して、CFF は 2.1×10^{-4} / 炉年と、炉心損傷した場合には、約 95% の割合で格納容器破損に至る。

つまり、BWR も PWR も過去の事故を考えると、格納容器はほとんど存在価値がないことになる（甲 A 1 8 9 ・ p 1 3 2）。

なお、傾向として、川内原発のような PWR は、福島原発事故を起こした BWR に比べて、1 桁近く炉心損傷頻度が大きいことにも注視しておく必要がある（甲 A 1 8 9 ・ p 1 3 3）。

2 フィルターベントは有効か

- (1) 格納容器は、放射性物質の拡散を防ぐ最後の砦とされているが、BWR 型の場合は、事故時に圧力抑制プールが機能しない事態になったり、長期的には海水冷却系、つまり原子炉の熱を格納容器を経て海に捨てる最終ヒートシンクと呼ばれる機能が失われれば、格納容器の圧力・温度が上昇し、やがて格納容器過圧破損・過温破損に至る。

これに対し、川内原発のような PWR 型では、圧力抑制プールはないことから、格納容器の体積が BWR の 5 倍から 10 倍近く大きいが、それでも、最終ヒートシンクがなければ、時間の問題であり、やがて格納容器過圧破損・過温破損に至る。

こうした格納容器の過圧・過温破損は、格納容器の最も代表的な破壊モード（壊れ方）であり、福島原発事故でも、格納容器の過圧が進行し、格納容器から放射性物質と共に水蒸気やガスを放出する格納容器ベントを実施せざるを得なくなった。

BWR は、格納容器ベントに際して圧力抑制プール水を通して放出（これをウェットウェルベントという。）すれば、一定程度放射性物質を除去で

きるが、圧力抑制プールが水温が上がってしまったり、バルブ操作ができないか、あるいは故障してしまえば、圧力抑制プールを介することなく格納容器ベント（これをドライウエルベントという。）をせざるを得なくなり、実際、福島第一原発事故の時も、ドライエウエルベントが行われた。

このような事態に備えて、新規規制基準では、格納容器ベントラインにフィルターを付けて放射性物質の除去と抑制することを義務づけた。

フィルターベントは、ヨーロッパでは 1990 年代から導入されており、遅まきながらではあるが、設置する方向で動いている。

(2) それでは、フィルターベントを付ければ、ベントに際して、放射性物質の放出が抑制され、避難の必要がなくなるのか。

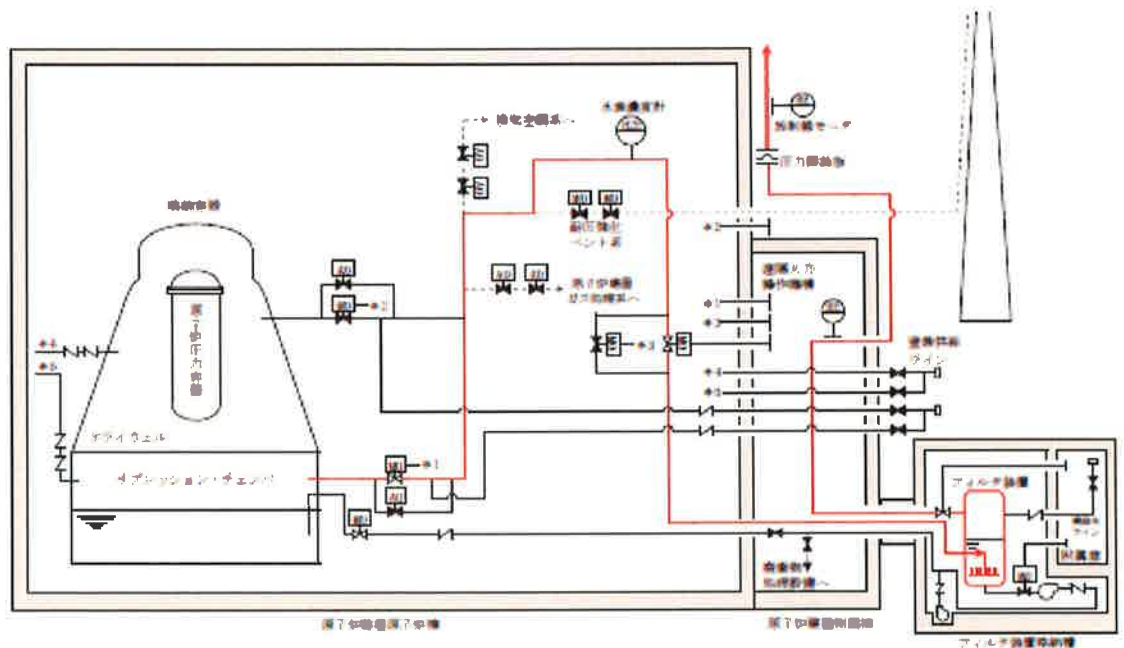
次頁に、東海第二原発のフィルターベント装置の概念図を示す（甲 A 1 89・p 134からの引用）。

フィルターは、水プールによるものと、金属フィルターの 2 種類のもものが組み込まれている。

前者は、水位と水温を制御し、この系統に必然的に流れ込んでくる大量の水素の処理装置も必要であり、極めて複雑なシステムである。

金属フィルターも、長時間の使用には交換が必要であろう。

ベントラインも、フィルターベント系と従来の耐圧ベント系に分かれ、多くのバルブを複雑な手順でタイミングよく操作する必要がある。



福島原発事故では、たった2つのベント用バルブを8時間もかけてやっと開いたことを考えても、このような複雑な装置が、しかも、過酷事故という緊急事態下において、果たして機能するかどうかは極めて疑わしい。

そもそも、フィルターベントシステムは、本来ある格納容器の圧力抑制プールと基本原理は同じであり、信頼性の疑わしいシステムを過酷事故用に多重化したものとも見做される。

さらに問題は、過酷事故時に格納容器から出た後のフィルターベント系は、本来すべての配管・バルブが格納容器バウンダリと同等の機能・信頼性を要求される。

もし、フィルターベント系の一部で漏えいしてしまえば、フィルターが機能せず、フィルターベント系は格納容器から隔離することになり、やがて、フィルター無しのベントに移行することになる。

格納容器バウンダリは、シンプルな容器と隔離弁で構成された準パッシブセーフティーな装置であるが、そこに信頼性の低い複雑なフィルターベ

ント装置を追加する設計思想は、設計工学及び安全設計の視点からは疑問である（甲A189・p134）。

このような状況の変化（放射能を閉じ込める格納容器からベントせざるを得なくなった）に対して、対症療法的な付け足しの改良をすることを、設計工学の分野では、「付加的設計」として戒めている。

最初の設計時の条件から大きく変わった段階で、一から全体の設計を見直す「トータル設計」の視点が重要であり、改めて基本的な設計の視点で見れば、もともと、格納容器そのものの大きさが足りないという事実に行き着く。

安全設計の根幹は、前にも述べたように、「故障しても安全が保障される設計にすること」である（甲A189・p134）。

3 原発に関する確率論的リスク評価の問題点と本質安全の考え方について

(1) 元原子力安全委員会委員長が指摘する、確率論的リスク評価の9つの問題点

1975年（昭和50年）に、ラスムッセン報告（WASH-1400）が確率論的リスク評価（PRA）として公表され、事故の発生確率や放射能の放出量と化学形態および公衆の放射線による身体影響などが示された。

その後、確率論的リスク評価（PRA）には、次のような問題点のあることが指摘されてきたが、この点に関して、佐藤一男元原子力安全委員会委員長は、下記の①から⑨を指摘している（佐藤一男「[改訂]原子力安全の論理」・p279～306。甲A189・p135から引用）。

- ① ある事故シーケンスが起こる確率には不確定性がある。
- ② ある事故シーケンスの中でどのような現象が起こっているか不明なことがある。
- ③ 機器の故障率データに不確定性（国内のデータがなく海外の故障率データを使用することもある）がある。
- ④ PRAの結果に有意に寄与する事故シーケンスを網羅できているか必ずしも明確ではない。
- ⑤ PRAは、「代表プラント」ではなく、各プラントの特徴をきめ細かく

考慮すべきとされているが、故障率のデータは多数の同種の機種
の平均として求められることが多い。そうすると、どれほどプラ
ント独自の設計を考慮しても、そのプラントの PRA が完全にそ
のプラント独自のものになっているとは限らない。

- ⑥ ET (Event Tree) においては、その分岐において、成功か失敗か
の二者択一になっており、それ以外の中間的な状態は想定しえない。
- ⑦ ET は基本的に静的なもので、時間と共に変動する動的な状態を
完全に記述するには限界がある (動的 ET の開発も進められている。)
- ⑧ ET および FT (Fault Tree) の分岐した枝は各々独立 (相互に因果
関係がない) である必要があるが、共通要因故障などがあるとその
ままでは成立しない。共通要因故障は、設計段階で十分調べて取り除く
必要があるが、設計上の見落としが懸念されると同時に、建設、保守
工事の段階でもその潜在的な要因が意図せずに組み込まれ得る問題
でもあり、PRA の実施上原理的に難しい問題である。
- ⑨ PRA 適用上の最大の問題とされる不確定性の要因の一つが人的因子
である。その中にマン・マシン・システムにおける人と機械の役割分
担の最適化の問題が関係する。なお、こうした場における人間の能力、
環境に支配されがちな人間の信頼性の維持、評価のために「セーフテ
ィ・カルチャー」が重視されている。

以上のような問題点を有する確率論的リスク評価 (PRA) で特に気をつ
けなければならない重要な点は、リスクの洗い出しの作業において、対処
可能なリスクのみを抽出し、対処困難なリスクを無視する傾向がある、と
いう点である (甲 A 1 8 9 ・ p 1 3 5)。

- (2) 安易に PRA を持ち出して本質的議論を回避するのではなく、本質安全設
計が何よりも重要であること

ア 本質安全の立場から見た福島第一原発事故の問題点

福島第一原発事故について、中村英夫氏及び山本正宣氏が、「本質安
全と確率論的リスク評価について」という論考 (甲 A 1 9 7) において、

まず、「安全に関連するシステム（以下『安全関連システム』）は、その機能として安全が重要であるにもかかわらず、システムを実現する上での経済性の問題などから、十分な安全性が確保されないままに、社会に組み入れられることが多く、事故が起きて社会的に大きな問題を起こしてから、非難される例が多い。その端的な例が東日本大震災の際発生した原子力発電の事故である。」という指摘をされた上で、「原子炉は、PSA（確率論的安全評価、PRA と同意）の立場を重視して設計されてきたものであるが、本質安全の立場を最後まで追求することなしに、PSA でよしとしたところに今回の根本的な問題がある」と指摘され、また、予備電源が不十分だったといった状況につき、「本質安全論の立場に立てばそもそも電気エネルギーを供給し続けなければ、安全が確保されないという仕組みそのものが重大な誤りということになる」、「PSA を絶対視すると、本質安全による『最後の手段』への思考が及ばぬまま、数値のみで問題なしとしてしまうことがある」（甲A197・p53～54。下線は原告ら訴訟代理人）と厳しく指摘されている。

この指摘は、原発の安全性とは何かに関して、本質安全や確定的安全あるいは受動的安全などの基本的な安全設計思想を押さえることなしに、PRA（あるいは PSA）に頼ってしまうことの限界をよく表している。

イ 原発における本質安全設計について

中村英夫氏及び山本正宣氏は、上記アの指摘に続けて、「安易に PRA を持ち出し、本質的議論を回避するのではなく、本質安全設計が何よりも重要であることを謳うべきである」という指摘をされた上で、「原子力発電における本質安全」について、次のように述べている。

「原子力発電の安全を本質安全の概念で構築する場合は、最初に安全性要求事項を明確にすべきである。次に、例えば何も制御しない状態では自然界の力で原子炉冷却あるいは停止が継続していて安全な状態が保たれ維持されている構造となっていなければならない。実は、この構造にすることが重要かつ困難なことであることは理解できる。しかし、ここで妥協してはならない。まず、無制御状態がもたらす安

全な状態から、エネルギーを加えることで冷却あるいは停止を減じて、『通常運転』に移行させる。運転状態においては、所定の数値が制限内であることを常にフェイルセーフ回路で監視し、制限から逸脱した異常状態の数値あるいは監視機能の故障は、エネルギーを断つことで元の冷却あるいは停止の状態にさせて、安全を保つ本質安全とすべきである。

即ち、原子炉は何ら外部エネルギーに頼ることなく常に安全な冷却状態が保障できていなければならない。例えば反応炉を海拔以下に設置し常時海水で冷却ができる状態にするといったことを意味する。その上で、運転時は原子炉周辺からの冷却水が大量に流れ込むことを『敢えてエネルギーを以て』適切な流量に押さえ込む。この状態を常に監視し、一定の稼働率を保障するように『制御』する。ここでいう本質安全とは、安全な状態にシステムを固定しておき、稼働時は外部から『エネルギー』を加えることで固定以外の稼働状態にし、『エネルギー』の喪失や監視系の故障の際は、外部からのエネルギーによる『制御』が消滅して安全状態に自動遷移する仕組みをいう。」（甲A197・p54～55。下線は原告ら訴訟代理人）。

この「原子力発電における本質安全」の指摘は、原発の安全を考える上で極めて傾聴に値する指摘というべきであるところ、前述したように、①コア・キャッチャーを設置していないどころか、②炉心溶融時には、原子炉の冷却を放棄すると同時に原子炉キャビティ（原子炉直下の格納容器床）に水を張るといふ、水蒸気爆発からみれば自殺行為と思われる対策をしている川内原発は、本質安全設計の立場には全く立脚しておらず、直ちに廃炉にするほかない。

以上