

平成23年(ワ)第1291号, 平成24年(ワ)第441号, 平成25年(ワ)第516号, 平成26年(ワ)第328号伊方原発運転差止請求事件

原告 須藤 昭男 外1337名

被告 四国電力株式会社

## 準備書面(66)

2016年 5月24日

松山地方裁判所民事第2部 御中

### 原告ら訴訟代理人

弁護士	薦	田	伸	夫
弁護士	東		俊	一
弁護士	高	田	義	之
弁護士	今	川	正	章
弁護士	中	川	創	太
弁護士	中	尾	英	二
弁護士	谷	脇	和	仁
弁護士	山	口	剛	史
弁護士	定	者	吉	人
弁護士	足	立	修	一
弁護士	端	野		真
弁護士	橋	本	貴	司
弁護士	山	本	尚	吾
弁護士	高	丸	雄	介
弁護士	南		拓	人
弁護士	東			翔

### 訴訟復代理人

弁護士	内	山	成	樹
弁護士	只	野		靖

## 被告準備書面(12)に対する反論

### 目次

第1 「原告ら準備書面(54)に対する反論」(1～28頁)に対する反論	4
1 人格権	4
2 具体的危険性	5
3 原告らの主張の曲解	6
4 「五重の壁」	7
5 深層防護対策	10
6 周辺公衆の放射線被ばく	11
7 自己制御性等	11
8 「(4) 福島第一事故を踏まえた安全確保対策の強化について」	12
第2 「質問事項の『2 基準地震動について』に関する説明」(28～74頁)に対する反論	12
1 長沢意見書(甲328)に基づく反論	12
2 岡村意見書(甲329)に基づく反論(なお、M8.6)	31
(1) 四国電力の「中央構造線断層帯の性状を十分に把握した上で、中央構造線断層帯による地震に伴う地震動を評価している」という主張について	32
(2) 震源断層の傾斜角について	33
(3) 基準地震動は1000ガル～2000ガル以上であるべきとの意見に対する批判への反論	38
(4) 四国電力の責務	41
3 年超過確率についての反論	42
(1) 被告の主張	42
(2) 地震学会での重大な疑問の提起	42
(3) 基準地震動は信用できない	47
(4) 超過確率の国際水準について	53
(5) 被告の超過確率算定手法の具体的問題	58
4 ストレステスト	61
5 「1699ガル」	61

6	「1531.7ガル」	61
7	「855ガル」	61
第3	「質問事項の『3 要件該当性を基礎づける具体的事実について』に関する説明」(74～115頁)に対する反論	62
1	佐藤意見書(甲336)に基づく反論	62
(1)	ア 「大口径LOCA後の代替格納容器スプレー」について	67
(2)	イ 「代替格納容器スプレー・ポンプ」について	68
(3)	ウ 「海水注入の有害性と未解析現象」について	69
(4)	エ 「アニュラス空気浄化設備」について	69
(5)	オ 「長期全交流電源喪失(LTSBO)対応」について	71
(6)	カ 「RCPシールの漏洩評価・実験」について	71
(7)	キ 「中型ポンプ+加圧ポンプの直列運転」について	71
(8)	ク 「逃し弁による減圧操作」について	72
(9)	ケ 「短期全交流電源喪失(STSBO)」について	72
(10)	コ 「人員配置と現実の事故対応」について	74
2	滝谷意見書(甲296～298)に基づく反論	75
(1)	非常用取水設備の耐震Cクラスの過誤	75
(2)	被告の耐津波安全性反論の問題点	87

## 第1 「原告ら準備書面(54)に対する反論」(1～28頁)に対する反論

### 1 人格権

- (1) 被告は、「極めて広範囲の人格的利益を全て人格権の内容とした場合には、その概念内容は抽象的となり、権利の外延も不明確なものとなって、その効果も不明瞭にならざるを得ない。従って、人格権に基づく差止訴訟を検討する場合には、その法的解釈は厳格になされなければならない。」とした上で、大阪地判平成5年12月24日を引用して、人格権に基づく差止請求につき、一般的に、①～④の要件の内、①の切迫性の要件は、他の②～④の要件の前提となるものであるとしながら、いつの間にか、「具体的危険性」の存在が必要であり、東京地判平成13年3月27日が判示するように抽象的な利益侵害ないし侵害の可能性では足りないことを主張している(1～3頁)。
- (2) しかし、原告らが、「極めて広範囲の人格的利益」を主張した事実はない。被告の上記主張の前提そのものが、明らかに間違っている。原告らは、原告ら準備書面(54)において、伊方最判が、「原子炉施設の安全性が確保されないときは、当該原子炉施設の従業員やその周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、…深刻な災害を引き起こす恐れがあることにかんがみ、右災害が万が一にも起こらないようにする」必要があることを判示した事実を明らかにした上で、「騒音、日照妨害、名誉棄損、プライバシーの侵害等の一般的な差止請求と異なり、原発事故の場合、その被害の重大性、深刻性に加え、被害回復が不可能もしくは極めて困難であるから、差止の必要性ははるかに高く」として、「生命、身体、健康の安全や日常生活基盤の維持という人格権の中核部分」に基づく差止請求であることを明記している(3～5頁)。被告の上記主張は、原告ら準備書面(54)を読まないで書いたものと疑わざるを得ない。
- (3) 上記大阪地判について、原告ら準備書面(54)では、上記大阪地判の示した要件は、一般論として記載されたものに過ぎず、実際の判断では用いられていないこと、ならびに、その一般論の前に「生命、身体、自由等は、人が人として法の世界において人格が認められている以上、

法律上当然に保護されているものであり、むしろ、それらは権利の根源であり、幹流であるから、生命、身体、自由等の総体を人格権として法律上の権利性を付与するか否かに関わらず、それが侵害されて被害が生じているときはもとより、その被害が現実化していなくても侵害の危険に晒されているときは、その侵害もしくは侵害の危険の原因について責任のある者に対して、その侵害の排除、もしくは、予め侵害の危険の原因の排除を求めることが出来るものと解するのが相当である。」と述べており、人格権ならびに人格権に基づく差止についての認識には、被告と大いに異なるものがあること等を指摘したが、この点についての被告の反論はない。

- (4) また、上記東京地判の事案は、原告らが、バイオハザード(病原体等の実験等で人体等に生じる危険)には、「(1)漏出の的確な検出方法がなく、(2)病原体が増殖するため、被害が伝染拡大しやすい傾向にあるし、(3)感染しても被害がすぐに発病せず、潜伏した状態であることも多いし(不顕性)、(4)組換えDNA実験により生み出された未知のもの等からの被害を受ける可能性がある上、そうしたものには対処法を発見することが遅れ、処置が開始出来ない可能性があって、未知の病原体等により被害が発生した場合、被害との因果関係が明確でないといった特徴があるとして、感染研の研究活動にバイオハザード発生の危険性がある」と主張したのに対し、裁判所は、「しかし、右主張はいずれもバイオハザード発生の危険性との関係では具体的裏付けを欠くものであり、漠然とした不安感を述べるものに過ぎない。」と判示したものであって、中央構造線や南海トラフで発生する地震等による伊方原発の事故によって、原告らが放射線被曝し、人格権が侵害されるという本訴請求とは全く事案を異にしており、本件の参考となる判例ではない。
- (5) よって、被告の上記主張に理由のないことは明白である。

## 2 具体的危険性

- (1) 被告は、「科学技術を利用した現代文明の利器は全て、その効用の反面、多かれ少なかれ危険発生の可能性を当然に内包していることから、社会はこの危険を人為的に管理して人類の利用に役立ててきたのであり、

そこにおいては、内在する危険を当然の前提として、当該危険が顕在化しないように適切に管理できるか否かが重要である。これは、原子力発電所についても同様である。」と主張している。

- (2) 被告がこのような主張を未だに行っていることが正直言って信じられない。どうして、現代文明の利器一般と原子力発電所とを同列に論じることができるのであろうか。原発事故の場合、その被害の重大性、深刻性に加え、被害回復が不可能もしくは極めて困難であることは上述したが、この点について、福井地判平成26年5月21日(甲118)は、「生命を守り生活を維持する利益は人格権の中でも根幹部分をなす根源的な権利とすることができる。」とした上で、「大きな自然災害や戦争以外で、この根源的な権利が極めて広範に奪われるという事態を招く可能性があるのは原子力発電所の事故のほかは想定し難い。」と判示している。被告は、福島原発事故を経験しながら、原発の危険性について余りにも理不尽に無頓着であるといわなければならない。
- (3) また、原子力発電が、単に電気エネルギーを供給するものに過ぎず、しかもその電源の一つに過ぎないこと、安定性に欠ける電源であること、原発のコストは火力発電のコストよりも高く不経済極まりない電力であること、温暖化対策に資する電源ではないこと、大量の危険極まりない放射性廃棄物を環境に排出する電力であること、原発が稼働しなくとも電力需要に問題はないこと等から、原子力発電には必要性や公益性が認められないことは、原告ら準備書面(59)(2～4頁)において詳述したところである。
- (4) そして、福島原発事故を受けて、ドイツが、原発は他のどんなエネルギーよりもリスクが大きく、放射性廃棄物が何世代にもわたる問題となることから、脱原発を選択したことは、原告ら準備書面(51)(14頁)に記載したとおりである。
- (5) よって、被告の上記主張に理由のないことは明白である。

### 3 原告らの主張の曲解

- (1) 被告は、「原告らの主張のうち、『具体的可能性が万が一でもある場合』とは、…福井地裁平成26年5月21日判決(甲118)にも共通す

るが、「具体的可能性」(具体的危険)という用語を用いつつも、『万が一でもある場合』と立論することにより、論理的ないし抽象的、潜在的なレベルでの危険性が少しでもあれば一切原子力発電所の運転は許されないとの判断基準に他ならない。」と主張しているが、これは、原告らの主張の曲解に他ならない。

- (2) 原告らの主張及び福井地判の判示は、上記伊方最判の「原子炉施設の安全性が確保されないときは、当該原子炉施設の従業員やその周辺住民等の生命、身体に重大な危害を及ぼし、…深刻な災害を引き起こす恐れがあることにかんがみ、右災害が万が一にも起こらないようにする」という判示に依拠したものであって、この判示が、調査官解説や調査官解説についての被告独自の解釈によって変更される謂れはない。
- (3) また、原発事故とは、被害内容、規模、範囲、回復可能性等が全く異なるゴミ焼却場についてさえ、徳島地判が「住民側としては、当該施設の規模・性質および立地条件からして、自己らに受忍限度を超える公害被害の一般的抽象的蓋然性があることを立証すれば足り」と判示した事実は、仮に控訴審で修正されたとしても、当然本件の参考とされるべきである。
- (4) よって、被告の上記主張に理由のないことは明白である。

#### 4 「五重の壁」

- (1) 被告は、「ペレット、燃料被覆管、原子炉容器、原子炉格納容器及びコンクリート遮蔽壁の五重の障壁によって放射性物質を閉じ込め、平常運転時における被ばく低減対策及び深層防護の考え方に基づく事故防止にかかる安全確保対策と併せて、本件発電所の安全を確保している。」と主張し、まるでお呪いのように、「五重の障壁」を随所で多用している。
- (2) この「五重の壁」は、原発安全神話の重要な仕掛けとして福島原発事故以前から多用されてきた。しかし、福島原発事故により、1～3号炉でメルtdownが起き、1, 3, 4号機の原子炉建屋が爆発で吹き飛び、2号炉の格納容器が損傷したとみられる現実により、「五重の壁」は、一緒に吹き飛んでしまった筈である。その現実を見ないで、

未だにお呪いのように多用することは、一種の恥の上塗りではないか。被告自身、「その後襲来した津波によって、非常用ディーゼル発電機が停止し、同時に原子炉の熱を海に逃がすための海水ポンプ及び原子炉の冷却に関わる注水、減圧等に必要な直流電源を損傷・喪失した結果、炉心が著しく損傷し、最終的には、原子炉格納容器及び原子炉建屋も破損し、放射性物質を環境に大量に放出した。」(21頁)という事実を認めながら、未だに「五重の壁」による安全を力説することに違和感を感じないのだろうか。

- (3) まるで子供騙しのような「五重の壁」を批判する論考は多数あるが、一番的確に批判したものが、加藤静吾山形大学名誉教授のホームページの以下の文章(甲327)なので、長文となるが、引用して、被告の主張に反論しておく。

「これ(「放射能を閉じ込める5重の壁」の図)は原子力発電の安全性をアピールするためによく使われてきた図です。安全対策が5重にあるかのような誇大表現をしています。5重ではありません。「第1の壁」ペレットは二酸化ウランを焼き固めたセラミックスに過ぎません。クリプトンやキセノンなどの核分裂生成物は簡単に滲み出てきますので燃料を包む壁にはなりません。冷却水に触ればペレットの他の放射性物質も溶け出します。ペレットの外側の「第2の壁」被覆管に気密性がありますが、1ミリ程度の薄いジルコニウム合金でできていてあまり頑丈ではありません。高温高压の過酷な運転条件下に数年間も置かれます。緊急停止などがあれば温度低下による急激な収縮で痛めつけられます。定期点検では、放射線量が高いので、目視によるチェックしかしません。燃料集合体の表面部分しか見えないでしょう。原子炉1台に数万本の燃料棒が挿入されていますが、この全ての被覆管が健全でなければ放射性物質が冷却水に溶け出します。この溶け出しは日常的に起こっています。

「第4の壁」格納容器と「第5の壁」原子炉建屋は点検の時に作業員が立ち入るための出入口やクレーン等で燃料棒を出し入れするための構造などがあり、気密性は不十分です。ガンマ線によって空気中の水

分から水素ガスを生成するので危険な気体を排出できるようになっています。そのような所は「壁」と比べて機械的強度が弱くなっています。原子炉建屋の壁は1～2メートルの厚さがありますが、水素爆発や水蒸気爆発を押さえ込むことは出来ません。また表題のように「放射能」を閉じ込めるのではなくガンマ線や中性子線などの「放射線」を遮蔽するものです。コンクリートの厚さ1メートル毎にこれらの放射線を1000～10000分の1に減らします。なお「放射線を閉じ込める壁」としては圧力容器でも厚さ不足で、有効な壁は原子炉建屋しかありません。格納容器と原子炉建屋が放射能の壁として機能することは期待できません。加圧水型原子炉では格納容器が原子炉建屋を兼用しているものがあります。それでも2つと数えることは問題です。厚いステンレス鋼でできた「第3の壁」圧力容器が最も頑丈です。これが破られるような重大事態では、他の4つの壁は簡単に突破されます。圧力容器には冷却水が出入りしたり制御棒を出し入れする穴があり、パイプ等が繋がっています。構造が単調でないこれらの場所は機械的強度が弱くなります。福島第一原発の原子炉では炉心で熔融した燃料によって圧力容器の底の制御棒出し入れ口付近を簡単に破られました。沸騰水型軽水炉では冷却水の循環パイプが格納容器、原子炉建屋を突き抜けて屋外を通りタービン建屋に導かれる構造になっています。冷却水パイプ内は圧力容器と空間的につながっていますので、事実上圧力容器の一部です。タービン本体に送られてくる冷却水蒸気が放射能汚染していることが多いために、タービン建屋の外壁も原子炉建屋のように分厚く作られています。加圧水型原子炉では格納容器内の熱交換器までの一次冷却水循環範囲までに事実上の圧力容器が限定される点では沸騰水型原子炉より少しましです。冷却水パイプの直径が圧力容器本体の直径より小さいので同じ圧力に耐える肉厚は圧力容器より薄くなります。しかし原子炉運転によって肉厚が同じ厚さだけ減っていく場合の影響はパイプの方が遥かに深刻です。圧力容器本体がどんなに頑丈であっても冷却水パイプつなぎ目の溶接強度が放射能漏れの有無を決めてしまいます。福島第一原発の事故でも地震で継

ぎ目が破損したと思われます。

放射性物質が原子力発電所の外に漏れ出るのに遠回りして「5重の壁」の全てを破る必要はありません。一番弱いところを通ります。沸騰水型軽水炉では被覆管と冷却水パイプの「2重の壁」、加圧水型軽水炉では熱交換器を加えた「3重の壁」を破れば十分です。2-3図に示した美浜発電所2号機事故では格納容器内の蒸気発生装置(熱交換器)が破れただけで発電所外への放射能漏れが起きました。図では「周辺環境への影響は認められなかった」と弁解していますが、発電所外で放射性物質が検出されました。「5重の壁」のどの壁も破ることなく放射性物質が漏れたことは、「5重の壁」が全部機能していなかったことを証明しています。原子力発電所外まで放射能漏れを起こした数多くの事故のうち、全ての壁が破られたのはチェルノブイリ原発と福島第一原発だけです。「5重の壁」として機能するなら、チェルノブイリと福島以外に放射能漏れは1件も起こっていない筈です。」

(4) よって、被告の上記主張に理由のないことは明白である。

## 5 深層防護対策

(1) 原告ら準備書面(54)の深層防護についての主張(5~14頁)に対し、被告は、「福島第一事故を踏まえ、事故防止にかかる安全確保対策をより一層強化するとともに、事故防止にかかる安全確保対策が機能せず重大事故等に至った場合を仮定した安全確保対策を講じ、五重の障壁による放射性物質の閉じ込めをより一層強固なものとした。」とか、「福島第一事故と同様に本件発電所に置いて五重の障壁が機能を失った場合を仮定して、大型放水砲等を用いた放水による放射性物質の大気中への拡散防止対策など、放射性物質の持つ危険性の影響を緩和するための対策も講じている。加えて、国、愛媛県、伊方町及び関係自治体では、地域防災計画が策定されるなど本件発電所において福島第一事故と同様の事故が発生した場合でも国民の生命、身体及び財産を保護するための対策が講じられている。」と、抽象的な他人任せのような主張をするだけで、原告らの上記主張に対する反論は全くできていない。

(2) また、深層防護対策の不備については、上記原告ら準備書面(54)の主張に加え、原告ら準備書面(61)において、深層防護対策が国際的な基準を踏まえたものとなっていないこと等から、深層防護対策の不備が原子力基本法等に違反したものであることを詳論したところである(2～7頁, 29～30頁, 44～56頁)。

(3) よって、深層防護対策についての被告の主張にも全く理由がない。

## 6 周辺公衆の放射線被ばく

(1) 被告は、「本件発電所周辺の公衆に対する放射線被ばくについて、ALARA の考え方に則り、運転に伴い発生する放射性物質を出来るだけ発電所内に閉じ込めることにより、環境に放出することが避けられない放射性物質の量を極力少なくして、本件発電所周辺の公衆の被ばく線量を十分低く抑えている。」と主張している。

(2) しかし、伊方原発からは、大量のトリチウム、放射性希ガス、放射性ヨウ素を放出しており、ドイツ、九州の玄海原発、北海道の泊原発で白血病や癌死亡の多発が報告されているように、伊方原発周辺で疫学調査を行えば、同様に白血病や癌死亡の多発が認められる筈であるが、そのような調査が全く行われていないことは、原告ら準備書面(59)(27～28頁)で主張したとおりである。

(3) よって、この点についても、被告の主張に理由はない。

## 7 自己制御性等

(1) 被告は、減速材に水を使用することによる「減速材の密度効果」等の自己制御性を有する原子炉を採用している等主張しているが、伊方原発と同じ加圧水型軽水炉であるスリーマイル島原発で現実にメルトダウンが起き、また、沸騰水型ではあるが、同じ軽水炉である福島原発で福島原発事故が起きたように、被告の主張する自己制御性等によって事故を防ぐことができるわけではない。

(2) かえって、元 NRC(アメリカ原子力委員会)の委員長であるグレゴリー・ヤツコ氏は、軽水の冷却に失敗するとメルトダウンに至る軽水炉はバッド・デザインであり、テリブル・デザインであって、今の軽水炉は、第三世代を含め、どんな新型でも駄目だと明言している(原告ら

準備書面(55)9～15頁(甲271))のである。

(3) よって、この点における被告の主張にも理由はない。

8 「(4) 福島第一事故を踏まえた安全確保対策の強化について」

被告準備書面(12)の「(4) 福島第一事故を踏まえた安全確保対策の強化について」(21～27頁)がタイトルの「原告ら準備書面(54)に対する反論」とどのように関係するのか不明であるが、この「(4) 福島第一事故を踏まえた安全確保対策の強化について」における被告の主張に対する反論は、既に原告ら準備書面(16)(32)(41)(42)(45)(47)(50)(51)(58)(59)(60)(61)において行ったところであり、またこの後に加えるところである。

第2 「質問事項の『2 基準地震動について』に関する説明」(28～74頁)に対する反論

1 長沢意見書(甲328)に基づく反論

長沢意見書(甲328)に基づく反論は以下のとおりである。

**第2 質問事項の「2 基準地震動について」に関する説明**

**3 (4) について**

**(1) ウについて**

**ウ ③について**

**(イ) (被告準備書面(12)57頁～)**

被告は、「耐専スペクトルに代表される距離減衰式は」「地震動の応答スペクトルの平均的な値を経験的に算出する方法」であり、「断層モデルを用いた手法による地震動評価で用いられるスケージング則も」「平均的なパラメータを求める方法」であり、「いずれについても、地震が自然現象であることからデータベースがばらつくことは当然である。」としている。これは、耐専スペクトルも断層モデルも平均的な値による地震動評価であることを認め、実際のデータはその周りにばらつくことを認めている。ところが、「こうしたばらつきは、ある観測地点における地震動に地域特性、すなわち、『震源特性』、地震波の『伝播特性』、地盤の『増幅特性』が反映されることにより生じる(つまり、データベースのばらつきは、各データが観測された地点の地域特性そのものである。)」とし、地域特性を考慮すればデータのばらつきはなくなるかのように主張している。これは根本的に間違った非科学的な主張

である。

内山・翠川(2013)は、このようなデータのばらつきには「認識論的不確定性」と「偶然的不確定性」の2種類があり、前者は低減可能だが、後者は低減不可能であり、本来、地震動評価では偶然的不確定性のみを用いるべきであり、両者を定量的に分離することが重要だと指摘している。すなわち、「地震動強さのばらつきは、認識論的不確定性(epistemic uncertainty)と偶然的不確定性(aleatory uncertainty)に分離することができる。認識論的不確定性は、より正確なモデル化や新しい知見・データを追加することで低減可能なばらつき、偶然的不確定性は新しい知見・データが追加されても低減不可能なばらつきである。」「震源特性における震源メカニズムや破壊伝播方向、伝播経路における媒質(速度、減衰構造)の不均質性、サイト特性における地盤の不整形性や入射角などによる地震動強さの違いは予め想定することが困難であり、これらが地震間および地震内のばらつきにおける偶然的不確定性の要因になっていると考えられる。」(下線は引用者)「地震間のばらつきは震源特性、地震内のばらつきは伝播経路・サイト特性がばらつきを与える主たる要因として指摘されている。」このような位置づけの下、内山・翠川(2013)は、防災科学研究所のK-NETおよびKiK-netを対象に、K-NETの運用が開始された1996年から2010年12月までに発生した $4.5 \leq M_w \leq 6.0$ かつ震源深さ100km以浅の中小地震で得られた強震記録、756地震40,193データ(165内陸地殻内地震8,431データ、439プレート境界地震22,242データ、152スラブ内地震9,520データ)という膨大な量の国内地震データに基づいて、最大加速度または最大速度を求める距離減衰式を回帰させ、データのばらつきを分析している。その結果、最大加速度のばらつきは「平均値+標準偏差」が平均値の2.34倍になる大きさであること、地震間のばらつきの43%が偶然的不確定性によるものであることを導出している。地震内のばらつきにおいても同様になるとすれば、たとえ、被告が主張するように「不確かさの考慮」によって「認識論的不確定性によるばらつきをゼロにできた」としても、低減不可能な偶然的不確定性によるばらつきは依然として存在するのであり、その大きさは「平均値+標準偏差」が平均値の1.75倍になる大きさだということになる。より詳細には、次の通りである。

内山・翠川(2013)は、最大加速度の距離減衰式に関する回帰誤差を分析した

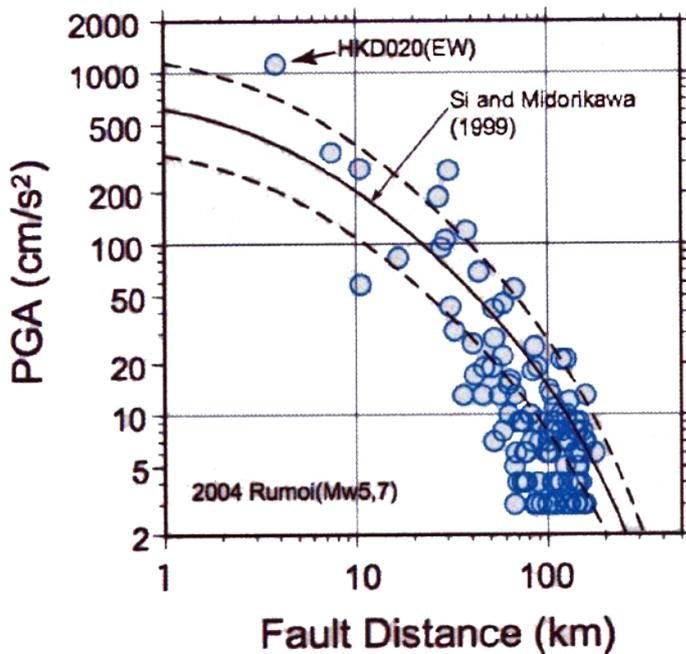
結果、地震間のばらつきの自然対数標準偏差を 0.522(「平均値+標準偏差」は平均値の  $e^{0.522}=1.69$  倍になる)、地震内のばらつきの自然対数標準偏差を 0.672( $e^{0.672}=1.96$  倍)と導いている。これより、全体のばらつきの自然対数標準偏差は  $0.851(=[0.522^2+0.672^2]^{0.5}, e^{0.851}=2.34$  倍)になる。内山・翠川(2013)はさらに、地震間のばらつきについて、認識論的不確定性によるばらつきと偶然的な不確定性によるばらつきに分離し、それぞれの自然対数標準偏差を 0.361( $e^{0.361}=1.43$  倍)と 0.315( $e^{0.315}=1.37$  倍)と求めている。したがって、地震間のばらつき全体の自然対数標準偏差は  $0.479(=[0.361^2+0.315^2]^{0.5}, e^{0.479}=1.61$  倍)となり、元の 0.522( $e^{0.522}=1.69$  倍)より少し小さいが、これはばらつきを分離するための理論式に付随するやむを得ない誤差である。これより、地震間の自然対数分散の 43% ( $0.315^2/[0.361^2+0.315^2]=0.432$ )が偶然的な不確定性によるものだという結果が得られる。内山・翠川(2013)は今後、地震内のばらつきについても同様の分析を行う予定だが、地震内のばらつきについても自然対数分散の 43%が偶然的な不確定性によるものだとすれば、地震間と地震内を合わせたばらつきのうち偶然的な不確定性によるばらつきは、自然対数分散で  $0.559^2(=0.43\times 0.522^2+0.43\times 0.672^2)$ 、自然対数標準偏差で 0.559( $e^{0.559}=1.75$  倍)になる。

内山・翠川(2013)の地震データには Mw6.0 を超える大地震のデータが含まれていないが、その理由はばらつきの分析精度を高めるためである。具体的には、次のように述べている。「大地震を対象にした場合には、中小地震に比べてその震源位置の空間分解能が疎になることにより、統計的に有意な解が得られない可能性が考えられる。また、規模の大きな地震を対象とした場合にはディレクティビティ効果など、ばらつきに影響を与える要因が中小地震よりも多くなると考えられることから、ばらつきに影響を与える要因を減らし、その解釈をより明確にするために中小地震( $4.5\leq Mw\leq 6.0$ )を対象とした検討を行う。」したがって、大地震に対しては、ばらつきの要因が増えるため、一層複雑な検討が必要であり、認識論的不確定性についても、偶然的な不確定性についても、より大きなばらつきが伴うことを考慮しておく必要があると言える。

(出典：内山泰生・翠川三郎，距離減衰式における地震間のばらつきを偶然的・認識論的不確定性に分離する試み，日本地震工学会論文集，第 13 巻，第 1

号, pp. 37-51 (2013))

実際には、認識論的不確定性をゼロにするなどということは不可能に近く、認識論的不確定性の残りのばらつきと偶然的な不確定性によるばらつきを合わせて、「平均値+標準偏差」が平均値の約2倍になるという程度のばらつきを最低限考慮すべきだということになる。これこそが被告の取り入れるべき最新の知見であり、不確かさを考慮して認識論的不確定性をできるだけゼロに近づける努力をして導出した耐専スペクトルや断層モデルによる地震動解析結果に対して、さらに偶然的な不確定性を考慮し、少なくとも「平均値+標準偏差」に相当する約2倍への引上げを考慮すべきであろう。



ここで、参考になるのが、2004年北海道留萌支庁南部地震(M6.1, Mw5.7)のHKD020観測点での地震観測記録である。被告は、この基盤波に基づき、伊方3号の解放基盤表面はぎとり波に換算し「震源を特定せず策定する地震動」として基準地震動に取り入れているので、よく知っているはずである。左の図Aが同地震のK-NET

図A 2004年北海道留萌支庁南部地震のK-NETおよびKiK-net観測点の最大加速度の距離減衰と司・翠川(1999)による距離減衰式(実線が平均、破線が平均±標準偏差)との比較(出典:佐藤浩章)

芝 昭和・東 貞成・功刀 卓・前田宜浩・藤原広行, 物理探査・室内試験に基づく2004年留萌支庁南部の地震によるK-NET 港町観測点(HKD020)の基盤地震動とサイト特性評価電力中央研究所報告 N13007(2013年12月)

およびKiK-net観測点の最大加速度PGAの距離減衰と司・翠川(1999)による距離減衰式との比較である。この図より「HKD020(EW)」の最大加速度が「平均値+標準偏

差」(平均値の約2倍)の破線をかなり越え、「平均値の約3倍」になっているのが分かる。この地震が起こる前には距離減衰式の平均値の実線で予測する以外になく、たとえ認識論的不確定性によるばらつきを考慮して1.5倍に引上げていたとしても(耐専スペクトルで内陸補正をしない場合がこれに相当する)、さらに2倍の偶然的な不確定性等が存在していることになる。

被告は、「詳細な調査により本件発電所における地域特性を十分に把握していること、原子力発電所の地震動評価に用いられる手法は高度に発展してきた手法で精緻な想定が可能となっていること、地震動評価にあたっては、保守的な結果となるよう不確かさを十分に考慮し、諸条件を厳しめに設定していることから、本件発電所において想定される地震動は決して平均像などではなく、適切に基準地震動を設定していることを主張してきた」(pp. 57-58)としているが、これらはすべて「認識論的不確定性に関するばらつき」を小さくするための努力であり、確かに全国的な「平均像」ではなく、震源特性・伝播経路特性・サイト増幅特性からなる地域性を一定程度考慮した「特定地域における平均像」だとは言えるが、必ずしも認識論的不確定性のばらつきがゼロになったわけではなく、偶然的な不確定性の観点から見れば、それはあくまで「平均像」にはほかならない。なぜなら、偶然的な不確定性を低減することは不可能であり、その平均値は認識論的不確定性をゼロにした「平均像」にはほかならないからである。

被告は、断層モデルについて「経験的グリーン関数法は、敷地での観測記録を用いることから、震源特性、伝播特性及び増幅特性を含んだものであり、敷地における地域特性を適切に反映した評価が可能である。」(p. 60)としているが、ここで用いられている要素地震はスラブ内地震であり、内陸地殻内地震より応力降下量が大きく、内陸地殻内地震の地震動解析を行う際には要素地震波形が応力降下量の比で小さく補正されるため、地震動が過小評価されるおそれがある。ところが、この震源特性の違いを考慮した地震波形の補正は震源距離による補正以外は行われていない。これは認識論的不確定性が大きく残る一因である。また、「本件発電所では、適当な内陸地殻内地震の観測記録がないものの、耐専スペクトルを適用する際には、内陸補正を行わないことなどにより、評価の保守性を確保している。」というが、それは、2007年新潟県中越沖地震で明らかになった「震源特性が1.5倍に大きい」という認識論的不確定性を反映させているにすぎない。また、被告は、「地震観測記録、深度

ボーリング等を踏まえた評価を行い、本件発電所の地盤は地震動を増幅させるような特異性を有するものではないことを確認するとともにボーリング調査結果等を踏まえ、地震動評価における地盤物性を適切に設定している。」と主張するが、これも全国平均とは異なる地域特性を考慮することで認識論的不確定性のばらつきを小さくしているにすぎない。さらには、「応答スペクトルに基づく地震動評価に用いられた距離減衰式は、どれも本件発電所敷地の解放基盤表面(S波速度 2600m/s)よりも軟らかい(S波速度が小さい)地盤の地震動を対象としたものであることから、地盤の増幅特性についても保守的な評価を行っていると言える。」(pp. 60-61)と主張するが、極めて抽象的であり、定量的に保守性を主張できる代物ではない。

以上のように、被告は「原告らが主張する誤差やばらつきを考慮する必要がなく、被告が不確かさを考慮して策定した基準地震動  $S_s$  が平均像ではないことを説明する」(p. 58)として行った説明は極めて混乱しており、基本的に認識論的不確定性と偶然的な不確定性を区別できておらず、「被告の主張はあくまで認識論的不確定性のばらつきを小さくする枠内での話にすぎない」ことに全く気付かず、「本質的に低減できない偶然的な不確定性には、認識論的不確定性をできるだけ小さくした上で、地震動評価結果(地域性を考慮した平均像)を少なくとも2倍にして1標準偏差分相当の余裕をとるなどの手段以外に手が無い」ことにも配慮しない全く独善的な説明に陥っている。

#### (ウ) (被告準備書面(12)61頁～)

被告は、「震源を特定せず策定する地震動は、詳細な調査に基づく『敷地ごとに震源を特定して策定する地震動』の策定に最大限の努力を払うことが前提にあり、それでも評価し損なう敷地近傍の地震に対する備え、つまり、念のための補完的な位置付けなのであって、最大限を想定しなければならないような性格のものではない。」(p. 62)と主張するが、このことによって、「被告の審査ガイドへの無理解」を吐露したことに気付かないのは極めて深刻な問題である。原子力規制委員会の「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」(平成25年6月)の「基本方針」には次のように記されている(下線は引用者)。

#### 「2. 基本方針

基準地震動の策定における基本方針は以下の通りである。

(1) 基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源

を特定せず策定する地震動」について、それぞれ解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定されていること。

- (2) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えるとして予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに不確かさを考慮して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価により、それぞれ解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定されていること。不確かさの考慮については、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなどの適切な手法を用いて評価すること。
- (3) 「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に各種の不確かさを考慮して、敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定されていること。
- (4) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」を相補的に考慮することによって、敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動として策定されていること。」

この審査ガイドのどこに、「震源を特定せず策定する地震動」が「念のための補完的な位置づけ」であるとか、「震源を特定して策定する地震動」の「策定に最大限の努力を払うことが前提」であるとかが書かれているのであろうか。両者は全く同列に同じ比重で書かれており、両者を「相補的に考慮すること」によって基準地震動を策定するように指示されているのである。被告の不勉強を補うため敢えて解説すれば、「震源を特定して策定する地震動」は、プレート境界地震や海洋プレート内地震のように繰り返し活動していて震源断層の位置と規模を特定できるものや、内陸地殻内地震のうち地表や表層で活断層や撓曲等として震源断層が現われるような比較的規模の大きな地震を対象としており、「震源を特定せず策定する地震動」は、内陸地殻内地震のうち地表等に震源断層等が現われず、いくら精査しても震源断層の存在を見つけにくい比較的規模の小さな地震を対象としている。後者では、その存在を予知できないことから、原発直下でも起こりえて、震源近傍では小規模地震で

も極めて大きな地震動をもたらすおそれがあることから、「震源を特定して策定する地震動」とは区別して策定することが求められているのである。このような位置づけの下、審査ガイドでは、「震源を特定せず策定する地震動」は「震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に各種の不確かさを考慮して」策定するように指示している。

被告は、「原告らは、活断層と関連付けることができる地震の観測記録が震源を特定せず策定する地震動の評価対象となっていないことを批判するが、地震動評価の基本は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動である。観測記録が活断層と関連付けることができるのであれば、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動として詳細評価の対象として扱った方がより高い精度での評価が可能となるのであり、あえて震源を特定せず策定する地震動として評価する必要性はない。また、震源を特定せず策定する地震動は、統計学的に予測しようとするものでもないので、評価対象として例示されているのが 16 地震より多ければ評価の精度が上がるといったものでもない。」(p. 62)と主張する。しかし、この「16 地震」は、1995 年兵庫県南部地震を契機に地震観測網が拡充された結果、1996～2011 年の 15 年間にやっと収集されたものであり、被告が基準地震動として採用している「2004 年北海道留萌支庁南部地震」は今から 12 年前には存在しなかった。このような地震観測記録の絶対的な不足と歴史的制約を認識することなくしては、「震源を特定せず策定する地震動」を適切に策定することなどできない。地震観測記録の不備を補うためには、震源断層の再現モデルの利用や断層モデルによる震源近傍での地震動解析などさまざまな手法が取り入れられるべきであり、将来起こりうる見えない地震によって原発が重大事故を起こさないよう、「震源を特定せず策定する地震動」を慎重に策定すべきである。また、地震が起きた後で精査した結果として「活断層と関連付けることができる地震」であったと判断されたとしても、事前には関連づけることが難しいのが現実である。そのため、審査ガイドでは「震源を特定せず策定する地震動」の「検討対象地震の選定においては、地震規模のスケーリング（スケーリング則が不連続となる地震規模）の観点から、『地表地震断層が出現しない可能性がある地震』を適切に選定していることを確認する。」とわざわざ指示しているのである。ここに「スケーリングの観点から」とあるのは、震源断層が未飽和断層から飽和断層に変

わる転換点となる地震規模，すなわち，M6.8 程度までは震源断層が地表に現われにくく，前原子力規制委員長代理の島崎(2008)は「予め震源が特定できない地震の最大規模は M7.1 程度と考えられる」(島崎邦彦，震源断層より短い活断層の長期予測，日本活断層学会 2008 年度秋季学術大会予稿集 S-05)と指摘しており，これらの知見を十分考慮すべきだということである。つまり，M7.1 以下の地震による地震観測記録については，たとえ事後に「活断層と関連付けることができ」たととしても，適切に活用すべきだということになる。この点では被告も熟知しているはずの次のような例がある。

被告は，収集した観測記録を「加藤ほか(2004)の地震動レベル」と対比して「震源を特定せず策定する地震動」として敷地に及ぼす影響が大きいと考えられる地震を抽出しているが，この「地震動レベル」の策定時には「M6.8 を境に断層パラメータのスケージングが変わることから確実に事前に震源を特定できるとは断定できない」との方針を採用していた。加藤ほか(2004)によれば，震源断層最短距離 20km 以内の第三紀以前の硬質地盤で観測された 16 地震 (M6.2~7.3 の国内 5 地震と Mw5.8~7.0 のカリフォルニア 11 地震)の観測記録をわざわざ収集しながら，「地表地震断層が現れた地震」や「周辺の活断

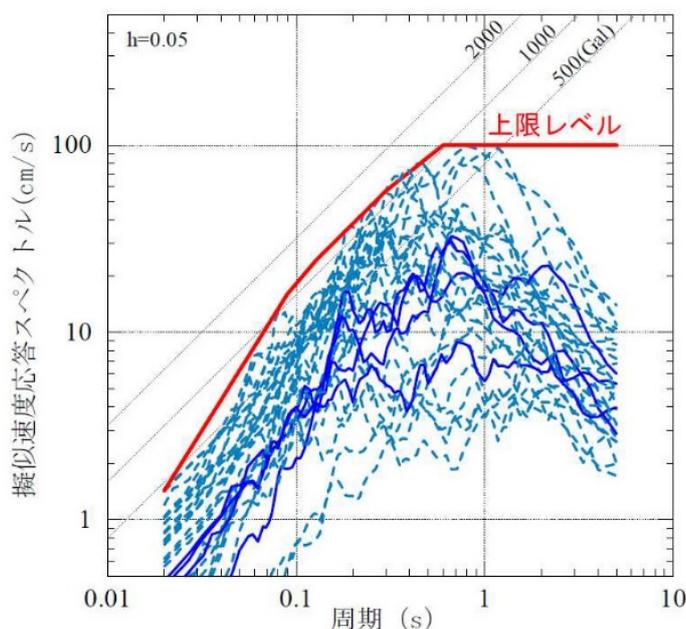


図 B 加藤ほか(2004)の地震動レベル(上限レベル)

層や活褶曲構造などから起こりうると推定できる地震」を次々と除外し，残ったのは「1997年3月26日と5月13日の鹿児島県北西部地震(M6.6とM6.4の2地震)」だけだった。図Bの青実線(波線)がこれら2地震の鶴田ダムでの地震観測記録の応答スペクトルだが，非常に小さく，これを包絡するように「上限レベル」を設定したのでは余りにも説得力がない。そこで，「事前に震源の位置と規模を評価できた可能性がある」として除外した地震のうちM6.5未満(Mw6.2未満)のカリフォルニア

7地震については、「M6.8を境に断層パラメータのスケージングが変わることから確実に事前に震源を特定できるとは断定できない」との方針を採用して復活させ、これらで「記録の少なさを補う方針とし」、41地震中わずか9地震、事実上、カリフォルニア7地震の応答スペクトルを包絡するように作られたのが加藤ほか(2004)の地震動レベルなのである。つまり、最初からこの方針のもとでカリフォルニア7地震に限らずM6.8以下の全地震観測記録を系統的に収集して包絡させるべきだといえるのである。被告は加藤ほか(2004)の地震動レベルを熟知しているのであるから、このような経緯を知らないはずはなかろう。

## **(2) オについて(被告準備書面(12)62頁～)**

被告は、「耐専スペクトルの適用性については、その策定後においても、震源近傍における観測記録などによる検証がなされており(図7で青色の▲及び◆でプロットされたデータ)、データベースの範囲外の地震でも適用できる事例があることも確認されている」と認めており、2000年鳥取県西部地震(M7.3)における賀祥ダム(等価震源距離6km)での記録は耐専スペクトルと良く合っていることが原子力安全委員会の作業部会でも確認されていることを念頭に置き、極近距離内でも耐専スペクトルの適合性が確認されていることを認めざるを得なくなっている。ところが、何の根拠もなく、「『極近距離』より近い等価震源距離の地震(図7では黄緑色で示した線より左側に位置する観測記録)については、検証に用いられた観測データが少なく、コントロールポイントも設定されていないことから、原則的には適用範囲外と考えられ、適用する場合には十分な検討が必要とされている。」(p.67)と適用性を否定している。

2004年北海道留萌支庁南部地震 M6.1  
に基づく620ガルの基準地震動

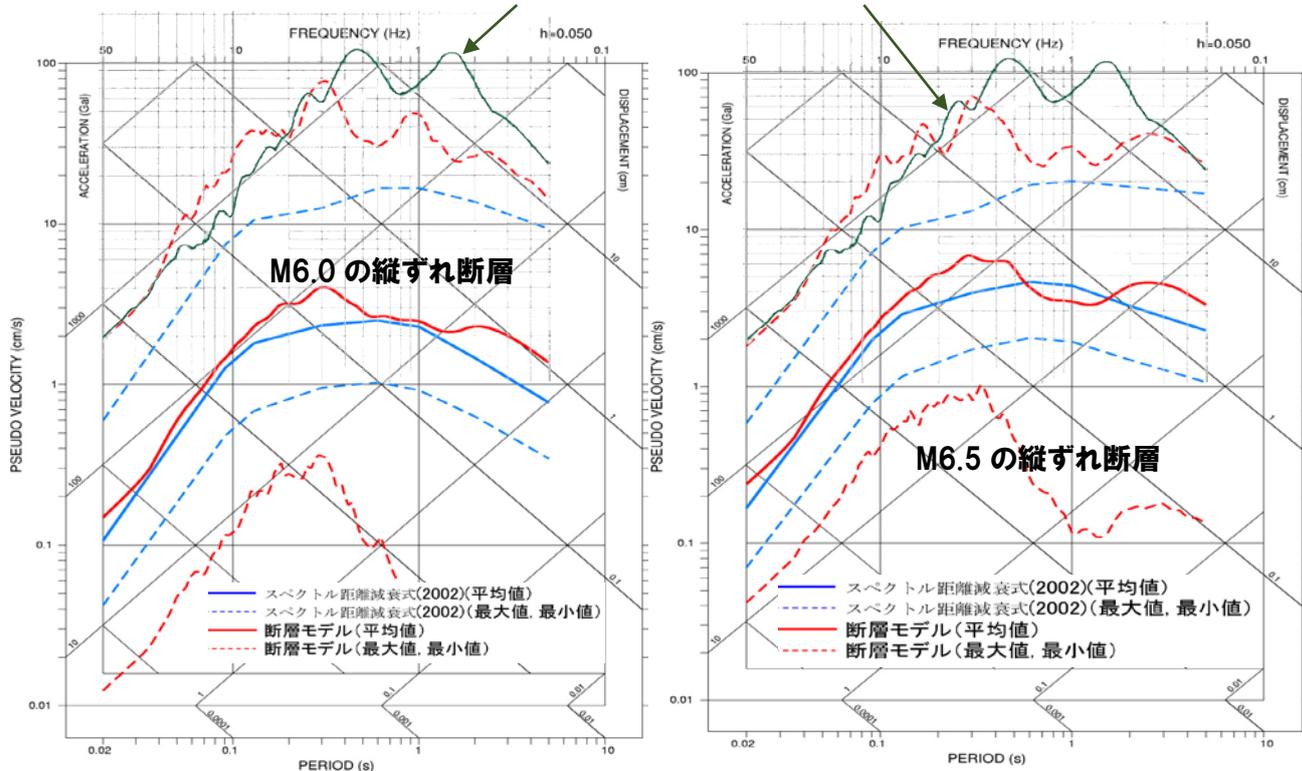


図 C 伊方 3 号の基準地震動 Ss-3 として採用された「2004 年北海道留萌支庁南部地震(M6.1, Mw5.7)の 620ガルの解放基盤表面はざとり波」(最上部の緑波線)と対応する耐専スペクトル(上部の青破線)および JNES の断層モデルによる地震動解析結果(最上部の赤破線) (出典: 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 15 年度震源を特定しにくい地震による地震動の検討に関する報告書, JNES/SAE04-07004 解部報-0070(2004.9)に留萌支庁南部地震を加筆)

また、「評価結果の妥当性を検証するためには、実際の観測記録と比較する方法もあるが、活断層による地震(内陸地殻内地震)については、発生間隔が長く観測記録も少ないことから、他の手法による評価結果と比較を行う方法によることが合理的である。」(p. 69)と他の距離減衰式との比較を持ち出しているが、実際の観測記録と比較する方法は存在する。被告が基準地震動 Ss-3 として採用している「2004 年北海道留萌支庁南部地震(M6.1, Mw5.7, 傾斜角 25°)の 620 ガルの解放基盤表面はざとり波」(以下「留萌支庁南部地震はざとり波」と呼ぶ)と耐専スペクトルを比較すると、図 C のようになる。図 C は原子力安全基盤機構 JNES が 2004 年の報告書で示した図に留萌支庁南部地震はざとり波を追記したものである。JNES は、傾斜角 45° の M6.0(左)および M6.5(右)の逆断層(縦ずれ断層)が活動する場合を想定し、断層周

辺 40km×80km 四方を 4km 間隔で 11×21=231 の観測点を地震基盤上に設置し、各観測点で耐専スペクトル(図 C では「スペクトル距離減衰式(2002)」と記されている)と JNES 独自の断層モデルによる地震動解析結果(応答スペクトル)を求め、その平均(実線)と最大・最小値(破線)を描いている。図 C の最大値(上部の赤破線と青破線)は震源断層の基盤表面投影線から数 km 以内の近傍観測点で得られており、JNES 独自の断層モデルによる地震動解析結果(上部赤破線)は留萌支庁南部地震はぎとり波と良く一致しているが、耐専スペクトル(上部青破線)は留萌支庁南部地震はぎとり波よりかなり小さく、過小評価になっていることがわかる。ただし、留萌支庁南部地震の傾斜角は 25° だが、この傾斜角での解析結果が存在しないため、図 C では傾斜角 45° の解析結果と比較している。傾斜角 25° では等価震源距離が少し小さくなるため耐専スペクトルはもう少し上がると思われるが、傾斜角 45° での留萌支庁南部地震はぎとり波との 2 倍弱～8 倍の差を埋めるほどではないと考えられ、過小評価の傾向は変わらない。つまり、耐専スペクトルは震源近傍で「過大」になるどころか、「過小」になることが留萌支庁南部地震はぎとり波との比較で明らかではないだろうか。

被告は、「断層長さ約 480km のケースは鉛直、北傾斜ともに耐専スペクトルが適用できる範囲にあるものの、断層長さ約 130km、約 69km 及び約 54km のケースは、いずれも『極近距離』よりも左側に位置し、基本的には適用外の範囲にあるため、適用にあたっては慎重な検討が必要であり、特に、鉛直ケースについては耐専スペクトルの検証に用いた観測記録がない範囲である。」(p. 69)としているが、480km についても観測記録はなく、耐専スペクトルの 480km への適用はやはり外挿にほかならない。この点について被告はなぜ矛盾を感じないのであろうか。もっと大きな矛盾点は、断層長さ約 480km のケースには、本来、断層長さ約 130km、約 69km 及び約 54km のケースが含まれているにもかかわらず、なぜ、480km の耐専スペクトルが 130km、69km、54km の耐専スペクトルより小さいのか。その他の距離減衰式を見れば、54km から 69km、130km、480km と断層が長くなるほど応答スペクトルが大きくなっている。耐専スペクトルは逆に、69km から 130km、480km と断層長さが長くなるほど応答スペクトルが小さくなっている。これは、耐専スペクトルの最大の問題点であって、断層が観測点付近から遠方へ伸びていく場合には、断層長さによる地震規模の増大による耐専スペクトルの上昇よりも等価震源距離の増大による耐専スペクトルの下

降のほうが大きく効いてくるため、断層が伸びるほど耐専スペクトルが小さくなっていくのである。この問題点は原子力安全委員会による浜岡原発の審査会合ですでに明らかになっており、被告も原子力規制委員会もよく知っているはずである。ただし、54km から 69km へと東西へ少し広がる場合には等価震源距離はそれほど変わらず、応答スペクトルは上昇する。つまり、54km ないし 69km のケースでは耐専スペクトルが比較的正しく機能しているとみなせるのである。被告は、480km が「適用範囲内」だと主張するが、耐専スペクトルの欠陥が顕著に現れる 480km ケースについては、むしろ耐専スペクトルは適用できないと判断すべきであり、この点に何の疑問も感じなかったとすれば、耐専スペクトルの適用性を本当の意味で理解していないことになる。むしろ、54km や 69km で耐専スペクトルを適用できないとする根拠がないことについて再度よく反省すべきであろう。

さらに、距離減衰式については、震源近傍で地震動が飽和するとの仮定を置いているが、どのレベルに飽和するのかについては地震観測記録が少なく、震源近傍で過小評価している可能性が高い。被告が比較対象にしている距離減衰式の地震データは、2003 年までの記録にすぎず、国内記録は少ない。現に、2004 年留萌支庁南部地震では図 A の震源近傍の HKD020 観測点で「平均値+標準偏差」を超える大きな地震動が観測されているし、最近 20 年間の震源近傍での観測記録には非常に大きなものが含まれているが、これらは被告の用いた距離減衰式にも耐専スペクトルにも反映されていない。加えて、これらの距離減衰式では、短周期レベル A を説明変数に取り込んでいる片岡・他(2006)を除き、断層からの最短距離が等しい場合、断層長さから算出する地震規模が変わらない限り、震源断層が傾斜していても、アスペリティがどこに位置していても、応答スペクトルは変わらない。現に、54km, 69km, 130km のいずれにおいても、鉛直ケースと北傾斜ケースとで距離減衰式による応答スペクトルは変わらない。30° 北傾斜で断層面積は 2 倍に増えるため、アスペリティ面積が 2 倍、短周期レベルが約 1.4 倍に増えることから、アスペリティ位置がやや遠ざかるとはいえ、地震動の応答スペクトルは鉛直ケースより北傾斜ケースのほうがやや大きくなると予想される。断層モデルによる地震動解析結果ではそうになっている。ところが、耐専スペクトルでは下がっている。これは、耐専スペクトルでは等価震源距離によってしか震源特性を反映させることができないからであり、被告は示していないが、南傾斜ケースでは等価震源距離が小さくなるため、鉛直ケー

スより大きくなると期待される。つまり、被告は、耐専スペクトルの鉛直ケースは「距離減衰式から大きくかい離している」(p.72)からといって採用せず、耐専スペクトルが本来苦手とし対応しきれない「北傾斜ケース」や「480km」ケースを採用しているのである。耐専スペクトルの特徴を踏まえ、また、鳥取県西部地震での賀祥ダムの記録や北海道留萌支庁南部地震の HKD020 観測点の記録から耐専スペクトルは極近距離内でも適用可能であること、むしろ、震源近傍では過小評価になっている可能性が高いことを踏まえるならば、54km や 69km の鉛直ケースを採用し、余裕を持たせるべきである。これらの耐専スペクトルが「距離減衰式から大きくかい離している」(p.72)としても、それは被告の用いた距離減衰式の問題点を示しているのであって、これらの距離減衰式では震源近傍の地震観測記録が少なく、また、震源特性を適切に反映させることのできないモデルであるため、震源特性が顕著に現れる震源近傍の観測点では過小評価にならざるを得ないことを良く踏まえ、その適用を誤らないことである。ちなみに、短周期レベル A を説明変数に取り込んでいる片岡・他(2006)の応答スペクトルでは、鉛直ケースでは他の距離減衰式より小さめになっているところ、北傾斜ケースでは鉛直ケースより大きくなり、他の距離減衰式に近づいている。これは北傾斜ケースで短周期レベル A を大きくしているためだと考えられる。

したがって、被告は「断層長さ約 130km、約 69km 及び約 54km の鉛直のケースについては、いずれも耐専スペクトルの適用は適切ではないと判断された。一方、その他の距離減衰式は、いずれのケースにおいても適用できることから、断層長さ約 130km、約 69km 及び約 54km の鉛直のケースについては、その他の距離減衰式を採用することとした。」(pp.72-73)としているが、この判断は根本的に間違っている。震源断層近くにある原発の地震動評価に際して、「等価震源距離が大きくなる 480km ケースや北傾斜ケースへの耐専スペクトルの適用」こそが適切ではなく、「震源特性を正しく反映できない『その他の距離減衰式』の震源近傍での採用」こそが適切ではないのである。これを見逃した原子力規制委員会の判断にも「過誤があった」と言わざるを得ない。

関西電力株式会社高浜発電所 3・4 号機では「極近距離」より近くで耐専スペクトルを適用していることを原告から指摘されたことについて、被告は「本件発電所において適用しなかったケースの方が、適用範囲とされる『極近距離』からのかい離

が大きいことは事実である。しかも、被告は、『極近距離』からのかい離が大きいというだけで適用性を判断したのではなく、地震動評価の適正さを確保しつつ保守的な評価を行う観点から、その他の距離減衰式による評価結果及び断層モデルを用いた手法による地震動評価結果との比較を行うことにより、耐専スペクトルの適用性について総合的な検証を行い、その結果、断層長さ約 130km, 約 69km 及び約 54km の鉛直のケースについては、耐専スペクトルを適用するのは適切ではないとの結論を得たものであり、被告の判断は適切かつ合理的なものである。」(pp. 73-74)と主張するが、上記の指摘に鑑みれば、被告は「総合的な検証」を行う能力に欠けており、「総合的な検証」の前提となる耐専スペクトルと距離減衰式に関する基本的な知識に欠けていることはもはや明白であろう。

被告の採用した距離減衰式による応答スペクトルは平均像にすぎないが、その平均像すらも地震観測記録の母集団の違いや回帰式の違い等によって大きく異なっており、被告の試算した 54km, 69km, 130km, 480km のどのケースをとって見ても、距離減衰式による応答スペクトルの差は周期 0.02~0.5 秒で 2 倍程度の差がある。これは認識論的不確定性が大きく関与していると考えられるが、それぞれの回帰式にはそれぞれにまた、偶然的な不確定性をもう一つの要因として、大きなばらつきが存在する。被告は、地域性を考慮すればばらつきは考慮しなくても良いと主張しているが、耐専スペクトルに限らず、その他距離減衰式においても、地域性を考慮してもなお残る大きなばらつきが避けられないことを、各論文に基づいて、以下に改めて具体的に指摘しておく。

Kanno et al. (2006)は、1963~2003 年の国内 73 地震(プレート境界地震と混在)を基本にしているが、国内データには大地震の震源近くのデータが不十分なため、米国カリフォルニアとトルコの 10 地震のデータを追加している。その際、台湾集集 (Chi-Chi) 地震については、(1)震源近傍観測点以外では振幅が顕著に小さい、(2)台湾は非常に破砕の進んだ大陸プレート境界に位置する、(3)地殻内の地震波伝播特性が他の地域と異なる可能性があるとの理由から除外している。こうして絞った地震データによる解析でも、深さ 30km 未満の浅い地震の回帰応答スペクトルの対数標準偏差は最大加速度 PGA で 0.37(「平均値+標準偏差」は平均値の  $10^{0.37}=2.3$  倍になる)、周期 0.05~0.5 秒で 0.37~0.41(2.3~2.6 倍)と大きい。つまり、この距離減衰式を基準地震動に用いる場合には、少なくとも「平均値+標準偏差」とし、平

均値の 2.3~2.6 倍にしなければ、留萌支庁南部地震の場合のように震源近傍で大幅な過小評価に陥る可能性が高いといえる。

Zhao et al. (2006) は、2003 年までの国内地震 4,518 記録 (Mw6.9 以下の内陸地殻内地震 1,285 記録, Mw8.3 以下のプレート間地震 1,508 記録, Mw8.3 以下のスラブ内地震 1,725 記録) と国外地震 208 記録 (Mw7.4 以下の米国・イラン内陸地殻内地震 196 記録, プレート間地震 12 記録) を対象にしているが、国内記録では 10km 以内のデータは兵庫県南部地震と鳥取県西部地震に限られており、40km 以内の地震データは米国と 1978 年 Tabas Iran 地震に大きく制約されている。回帰応答スペクトルの自然対数標準偏差は最大加速度 PGA で  $0.723 (e^{0.723} = 2.06 \text{ 倍})$ , 周期 0.05~0.5 秒で  $0.760 \sim 0.849 (e^{0.760} \sim e^{0.849} = 2.14 \sim 2.34 \text{ 倍})$  と大きい。この自然対数標準偏差は地震内と地震間で分離して求められていて、周期 0.02~0.5 秒で、地震内 0.60~0.70 (1.8~2.0 倍), 地震間 0.39~0.49 (1.5~1.6 倍) であり、地震内のばらつきのほうが大きい。したがって、この距離減衰式においても、少なくとも平均値の 2.1~2.3 倍にしなければ、震源近傍で大幅な過小評価に陥る可能性が高いといえる。

内山・翠川(2006) は、1968~2003 年の国内 52 地震のデータ (内陸地殻内地震 13 は Mw5.5~6.9, プレート間地震 23 は Mw5.5~8.2, プレート内地震 16 は Mw5.5~8.3) を対象にしており、海外の地震は含まれていない。回帰応答スペクトルの対数標準偏差は周期 0.02~0.5 秒で  $0.35 \sim 0.40 (10^{0.35} \sim 10^{0.40} = 2.2 \sim 2.5 \text{ 倍})$  であり、地震内と地震間では地震内 0.30~0.33 (2.0~2.1 倍), 地震間 0.15~0.24 (1.4~1.7 倍) と地震内のばらつきのほうが大きい。この場合も、少なくとも平均値の 2.2~2.5 倍にしなければ、震源近傍で大幅な過小評価に陥る可能性が高いといえる。

片岡・他(2006) は、1978~2003 年の国内 183 地震のデータ (内陸地殻内地震 47 は Mw4.9~6.9 の 5,160 波形, 海溝性地震 136 は Mw5.2~8.2 の 5,882 波形) を対象に、内陸地殻内地震でも短周期レベル A が国内の地域ごとに異なることから、短周期レベル A を回帰式に取り込んでいる。その結果、最大加速度の対数標準偏差は  $0.135 (10^{0.135} = 1.36 \text{ 倍})$ , うち地震内  $0.129 (10^{0.129} = 1.35 \text{ 倍})$ , 地震間  $0.041 (10^{0.041} = 1.10 \text{ 倍})$ , とかなり小さくなっている。この場合、地震波形からコーナー周波数  $f_0$  を求め、 $A = 4\pi^2 f_0^2 M_0$  より個別に短周期レベル A を算出している。したがって、地震観測記録がない状態で地域や地震によって異なる短周期レベルを正確に求められなければ、逆に、ばらつきが大きくなる。片岡・他(2006)は短周期レベル A を取り込まない回帰式も求めているが、この場合の最大加速度の対数標準偏差は

0.169 ( $10^{0.169}=1.48$  倍), うち地震内は 0.129 ( $10^{0.129}=1.35$  倍)と変わらず, 地震間  
は 0.110 ( $10^{0.110}=1.29$  倍)とやや大きくなるが, それでも他の距離減衰式と比べると  
少し小さい。その理由は, 地震データの母集団が違うからかも知れないが, 今のと  
ころ不明である。

他の5つの距離減衰式(Abrahamson and Silvia(2008), Boore and Atkinson(2008),  
Campbell and Bozorgnia(2008), Chiou and Youngs(2008), Idriss(2008))は, 米  
国で2003年に選ばれた次世代型距離減衰式の開発プロジェクト(NGAプロジェクト)  
の5チームによるものであり, 内陸地殻内地震に関する距離減衰式を求める目的で,  
全世界から内陸地殻内地震に限ったデータベース(173地震 3,551記録)が構築され  
たが, チームによって回帰に用いたデータの母集団はかなり異なる。5チームの全  
著者による比較解説(Abrahamson et al., Comparison of the NGA Ground-Motion  
Relations, Earthquake Spectra, 24-1, pp. 45-66(2008))によれば, Abrahamson and  
Silvia(2008)と Chiou and Youngs(2008)はほぼ3/4の地震と余震の全データを対象  
にし, Idriss(2008)は4割程度の地震に限り, 余震記録についても岩盤記録に限っ  
ている。他方, Boore and Atkinson(2008)と Campbell and Bozorgnia(2008)はほぼ  
1/3の地震に厳選し, 余震記録を除外している。翠川(地震強さの距離減衰式, 地震  
第2輯, 第61号, p. 471-477(2009))によれば, このデータベースで特徴的なのは,  
全データのほぼ半数が1999年台湾・集集(Chi-Chi)地震Mw7.62とその5余震Mw5.90  
~Mw6.30の記録が占め, 大地震の震源近傍データはカリフォルニア地震以外の地震  
(1999年 Kocaeli 地震 Mw7.51, 2002年 Denali 地震 Mw7.90)によるものが大部分を占  
めている。日本の観測記録は1995年兵庫県南部地震の22記録が含まれているだけ  
であり, 基本的に日本以外の地震記録に対する距離減衰式である。しかも, 1952~  
2003年の古いデータであり, 日本国内で兵庫県南部地震を契機に整備された地震観  
測網による1996年以降の地震観測記録は全く入っていない。

5チーム全著者による比較解説によれば, 応答スペクトルの回帰式は地震規模 Mw  
に分けて導かれ, それぞれについて中央値を平均像として求め, そのばらつきが図  
Dおよび図Eのように自然対数標準偏差で評価されている。図Dおよび図Eより,  
自然対数標準偏差は, 地震規模や周期によって異なるが, 周期0.02~0.5秒で0.52  
~0.85 ( $e^{0.52}\sim e^{0.85}=1.68\sim 2.34$  倍)であり, ほぼ2倍のばらつきがある。

以上のように, 被告の用いた距離減衰式では, その平均像において距離減衰式の

違いによって2倍程度の差があり、それぞれの距離減衰式ごとに、片岡・他(2006)を除き、標準偏差でほぼ2倍のばらつきが存在する。距離減衰式による違いは地震観測記録の母集団の違いが大きいと考えられるところ、被告の採用した距離減衰式はすべて2003年までの地震データにすぎず、震源近傍での地震観測記録は少ない。1996年以降20年間の震源近傍を含む厩大な数の国内地震観測記録が、原発の耐震設計で採用される耐専スペクトルや距離減衰式に全く活用されていないことは極めて重大である。ましてや、地震観測記録は未だ不十分であり、今後すぐにM7クラスの地震観測記録が震源近傍で得られる(地震計が震源近傍の存在する)保証もないことから、過去の地震記録におけるばらつきだけでなく将来起こりうる地震動のばらつきをも最大限に織り込むことが重要である。原発の耐震設計においては、地域性を考慮するなど認識論的不確定性をなくす努力を尽くして得られた平均像から、さらに、認識論的不確定性の残りとは低減不可能な偶然的不確定性を考慮して、少なくとも1標準偏差分の余裕を持たせ、少なくとも2倍へ引き上げることは最低限の義務であろう。

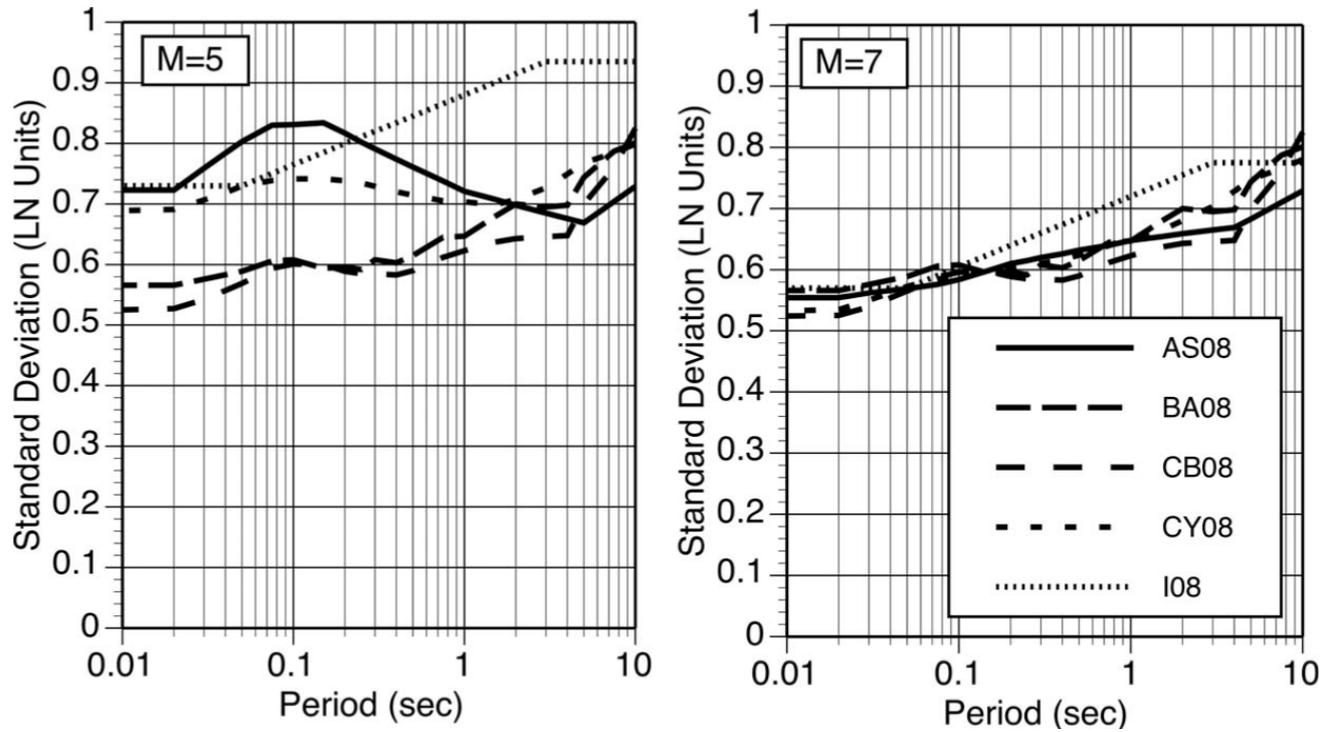


図 D 断層最短距離 30km 地点の岩盤観測点( $V_{s30}=760\text{m/s}$ )における  $M_w5$ (左)および  $M_w7$ (右)の横ずれ断層による応答スペクトルの自然対数標準偏差 (AS08=Abrahamson and Silvia(2008), BA08=Boore and Atkinson(2008), CB08=Campbell and Bozorgnia(2008), CY08=Chiou and Youngs(2008), I08=Idriss(2008))

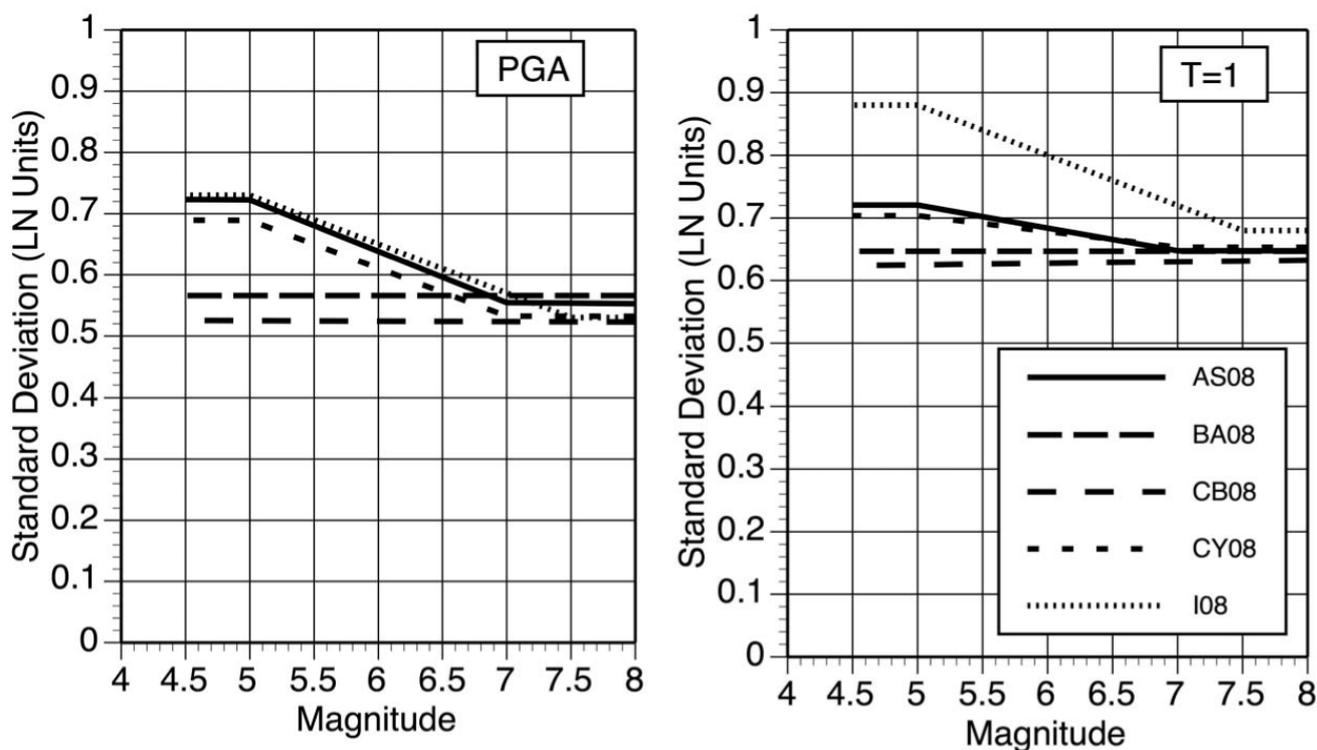


図 E 断層最短距離 30km 地点の岩盤観測点( $V_{s30}=760\text{m/s}$ )における横ずれ断層による最大加速度 PGA(左)および周期 1 秒での最大応答加速度(右)の自然対数標準偏差(AS08=Abrahamson and Silvia(2008), BA08=Boore and Atkinson(2008), CB08=Campbell and Bozorgnia(2008), CY08=Chiou and Youngs(2008), I08=Idriss(2008))

2 岡村意見書(甲 3 2 9)に基づく反論 (なお, M 8.6)

岡村眞高知大学防災推進センター特任教授作成の平成 2 8 年 5 月 1 3 日付意見書(甲 3 2 9)に基づく反論は以下のとおりである。なお, 被告は, 「マグニチュード 8.6 以上」とする原告らの主張の「根拠をもっぱら甲 9 0 に求めている」と主張しているが, これは, 被告の明らかな誤りである。2 0 1 5 年 1 1 月 1 1 日付原告らの主張の要約書面(第 1 から第 1 0 まで)2 9 頁及びその元になる 2 0 1 3 年 1 0 月 1 8 日付原告ら準備書面(1 3)5 頁に明記したように, 「マグニチュード 8.6 以上」とする原告らの主張の根拠となるのは, 松田時彦教授の論文である甲 3 4 頁 4 1 7 の記載であって, 岡村教授の意見書である甲 9 0 には, 「マグニチュード 8.6」といった記載はない。もっとも, 被告自ら, 「すでに, 断層長さ 4 8 0 km のモデルにおいて, 気象庁マグニチュードで 8.6 及び 8.7 となるモデルを考慮している」(被告準備書面(1

2)53頁)とのことであるので、「マグニチュード8.6以上」の地震が起きる可能性について、原被告間に争いはない。

(1) 四国電力の「中央構造線断層帯の性状を十分に把握した上で、中央構造線断層帯による地震に伴う地震動を評価している」という主張について

ア 地表面の活断層は震源断層そのものではない

地表面の活断層は震源断層そのものではなく、いわば地震のしっぽに過ぎない。伊方原発敷地前の中央構造線断層帯においては、震源断層は見えていない。現在の科学では地層深部に潜む震源断層を正確に捉えることはできない。詳細な音波探査、地震波探査によっても、地震を起こす震源断層の実際は見えない。そのため、四国電力が提供している資料の中にも、震源断層のある地下深部に関するデータはない。原発周辺で確認できているのは、地下深部の震源断層が破壊運動を起こした結果、地表面に付随的に発生する表層付近の地層の皺である活断層と、地層境界としての中央構造線だけである。地震を起こす震源断層がどこにあるのか、どういった角度、形状なのかを示す確かな証拠はない。そのため、震源断層を十分に把握することはできないのである。

兵庫県南部地震（阪神・淡路大震災）においても、淡路島の野島断層は地表面で見えており以前から知られていたが、それが神戸市街地の地下に連続した震源断層となることは、地震前には誰も想定していなかった。

イ 巨大地震発生後でも震源断層の把握は困難

東北地方太平洋沖地震（東日本大震災）は巨大地震であるために観測が容易でかつ多数の地震計によって計測データも豊富に存在しているにもかかわらず、地震発生後においても、震源断層の位置、大きさ等については、研究者ごとに分析結果が異なっている。地震発生後の豊富なデータが存在してさえ、震源断層の位置、大きさ、形状等を正確に把握することが困難であることを示している。

ウ 中央構造線の震源断層

伊方沖の中央構造線断層帯についても同様で、四国電力が詳細な調

査を行ったとしても震源断層の性状を十分に把握することは現時点の科学では不可能である。現在わかっているのは、地表面上の活断層の地下周辺に震源断層が存在していること、これだけである。現在の地震学は、発生した巨大地震について震源断層の位置、大きさ等がある程度把握することは可能である。しかしながら、これから発生する地震について、その時期はもちろん、震源断層の位置、大きさ、傾斜等を正確に予測することは、出来ない。

#### エ 熊本地震

今回の熊本の地震においても、このことはまさしく証明された。今回の震源断層は、おおまかには、認定されていた布田川断層帯と日奈久断層帯に沿う形で活動した。しかし、正確には、震源断層は認定されていた布田川断層帯よりも東端は阿蘇方面に延長していたし、西端は布田川断層帯沿いではなく、途中から日奈久断層帯沿いと延びていた。

#### オ 科学的な態度とは

把握できることと把握できないことを正しく認識し、自らの能力の限界について正確に自覚することが科学的な態度というべきであるが、四国電力の「中央構造線断層帯の性状を十分に把握した」との主張は、把握できていないものを把握したかのように主張する点で科学的な態度とは相容れない。このような電力会社の不遜な態度が福島原子力発電所事故を招いたのである。過去の伊方原発訴訟において、科学的な調査の結果、中央構造線は活断層ではないとながら主張したのが国だったし、四国電力も同じ主張をしていた。その誤りを素直に認めないまま、今なお「中央構造線断層帯の性状を十分に把握した」と主張していることからすると、非科学的で不遜な態度に変わりはないように思われる。

### (2) 震源断層の傾斜角について

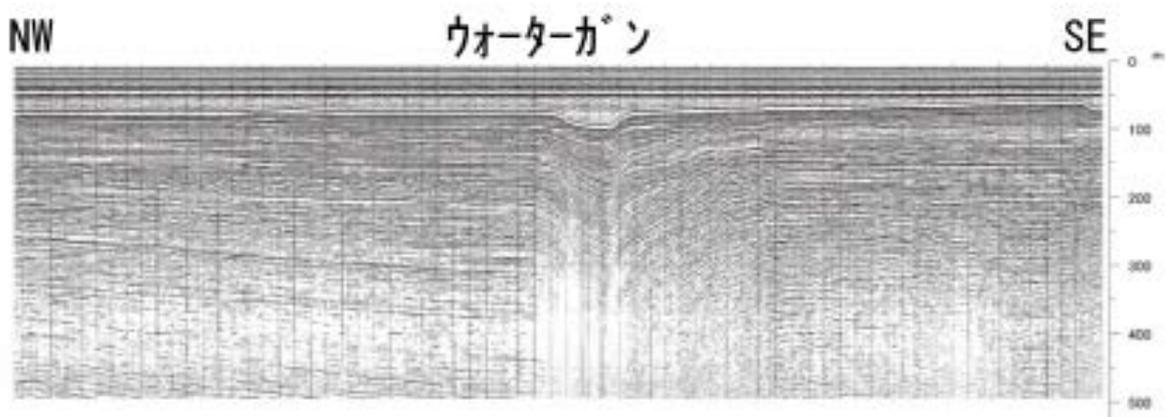
#### ア 傾斜角を鉛直とする四国電力の主張に対する反論

四国電力は、「詳細な検討を行い、基本震源モデルの断層面を鉛直とした」と主張している。

しかしながら、四国電力が提出した資料を正確に読むと、「高角度の断層面が示唆される」と結論づけているのみで（平成25年8月28日、第14回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-1・91頁）、傾斜角が鉛直とは結論づけられていない。四国電力からは、断層の傾斜角について「高角度」以上の確証は提示されていないのである。つまり、鉛直を基本ケースとする根拠は何もないのである。

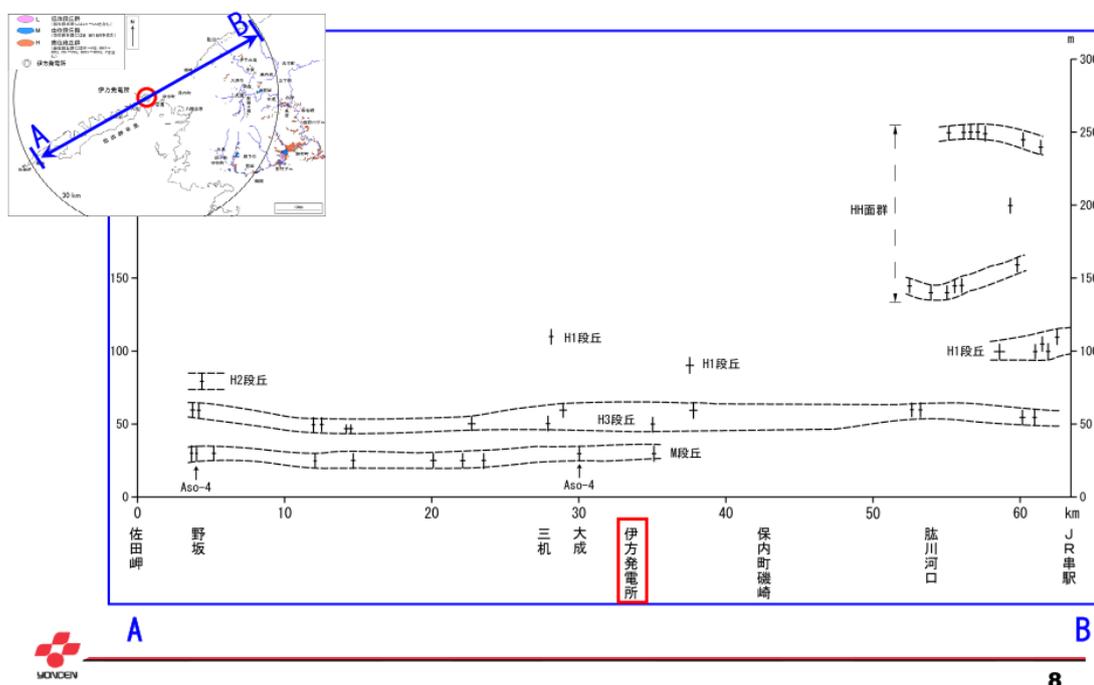
確かに、伊方原発周辺の中央構造線は、横ずれを主成分とする断層であり、横ずれ断層の傾斜角を高角度と考えることには一定の合理性はある（一般的に横ずれ断層は高角度であることが多いため）。しかし、高角度であったとしても、南北方向のいずれかに傾斜している可能性は十分にある。

四国電力の資料87ページ（平成25年8月28日、第14回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-1）の以下の図面1について、四国電力は「D層上面に顕著な標高差は認められない」と説明している。しかしながら、よく見れば南側（SE。原発側）の標高が少なくとも5m（～10m?）は高くなっており、南側（原発側）が隆起していることが示されている。5mは小さな差異と思われるかもしれないが、日本で最も大きく隆起している場所の一つと考えられる室戸岬でさえ、D層上面に相当する1万年間の隆起量は15m程度にすぎない。この縮尺で「標高差は認められない」と説明すること自体に問題があるのが、この資料からも南側が上盤となる南傾斜の逆断層成分を含む断層であることが示されている。



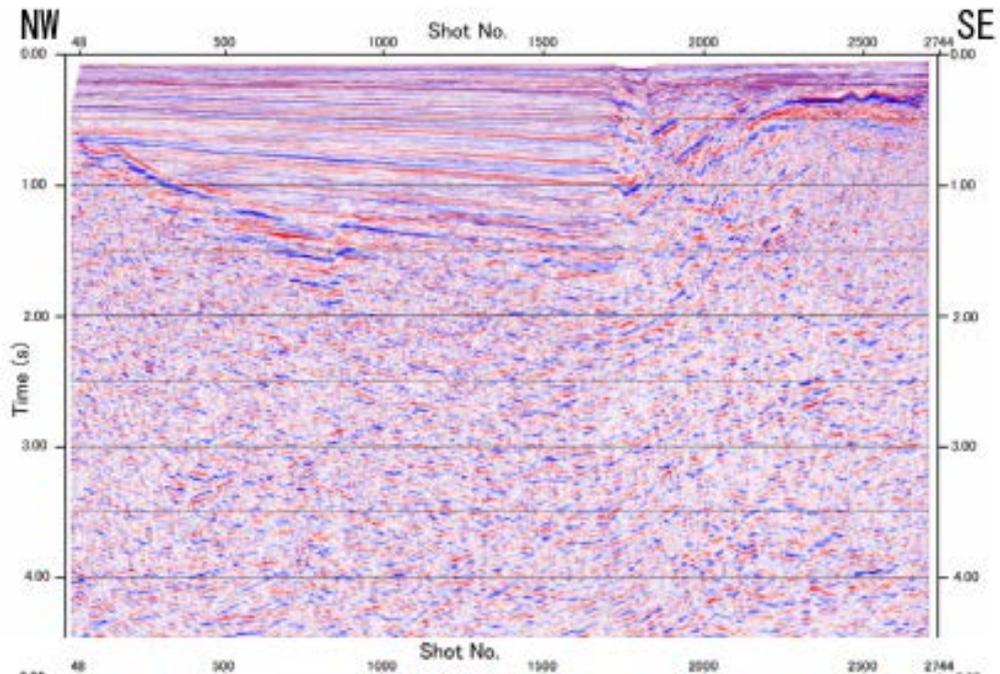
<図面 1>

さらに、四国電力が提出した資料の下記図面 2 によれば（平成 21 年 4 月 21 日 地震・地震動評価委員会及び施設健全性評価委員会，WG3 ，16-2-5・8 頁），佐田岬半島沿いには，中位および高位の段丘面が明瞭に配列している。このことも，少なくとも過去数十万年間にわたって，この断層の南側にあたる佐田岬半島が安定して隆起し続けている明確な証拠となる。「断層よりも南側が高ければ，北傾斜・北下がり の正断層成分を含む断層というような考えも成り立ち」という四国電力の主張は，まったく成り立たない。



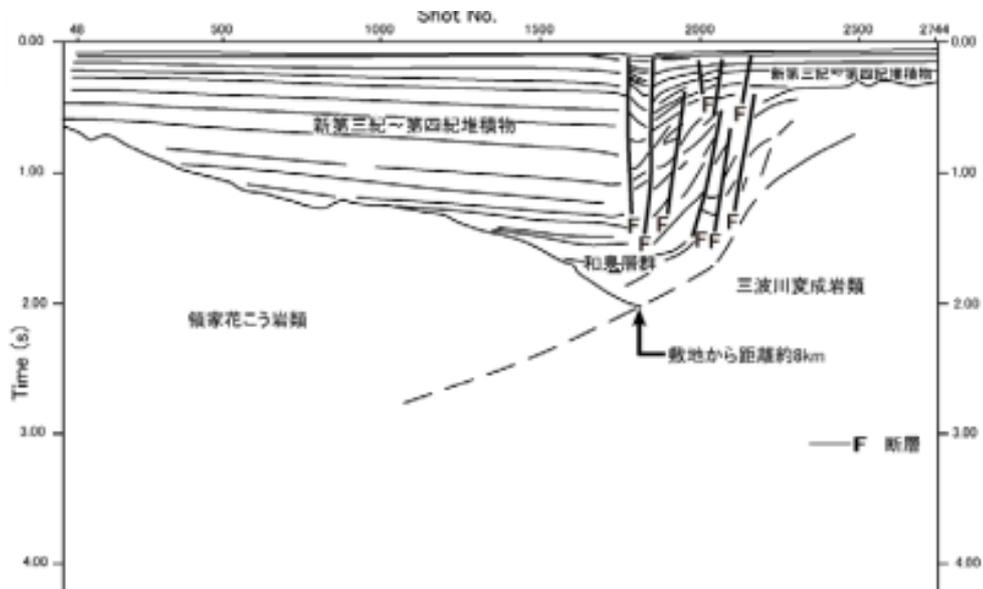
<図面 2>

また，四国電力の資料 88 ページ（平成 25 年 8 月 28 日，第 14 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料 1-1）のエアガン探査断面図のデータ（下記図面 3）をみれば，断層面が南に傾斜していることが確認できる。



< 図面 3 >

四国電力は、かかるデータ（図面 3）を元に、四国電力の解釈を示した以下の図面（図面 4）を記載している。

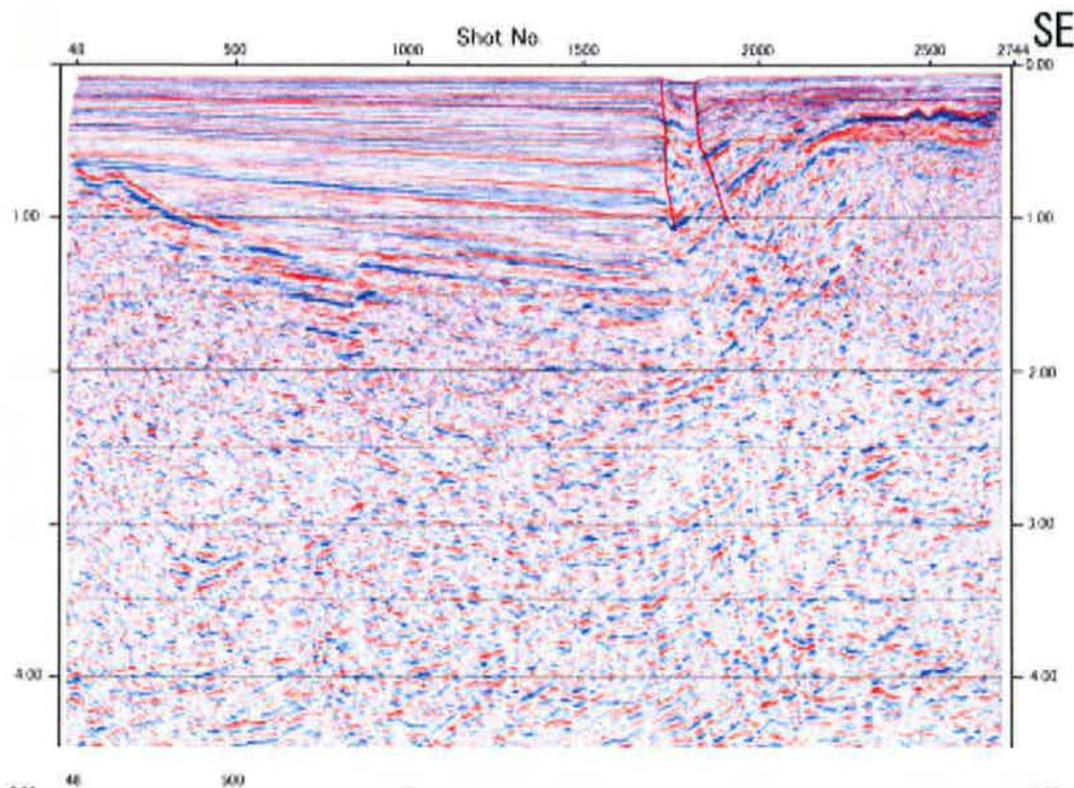


< 図面 4 >

かかる図面 4 の解釈図では鉛直もしくは北傾斜の線が複数書き込まれている。

しかし、私（岡村教授）の目から見れば何故図面 3 の解釈が図面 4 の解釈図

のようになるのか理解できない。私には、南傾斜の断層面が図面 5 のように見える（赤線が南傾斜の断層面）。



<図面 5>

裁判官は、四国電力の解釈図（図面 4）に惑わされることなく、データそのもの（図面 3）を自分の目で確認されたい。図面 5 のように南傾斜の線（断層）が確認できる筈である。

#### イ 安全サイドに立った検討が必要

先に述べたとおり、実際の地下深部の震源断層について確認する調査手段がない以上、南傾斜であると断定できるだけの根拠はない。

しかし、南傾斜であれば地震波が原発方向に進むことと、原発の位置が想定される震源断層に距離的に近づくこと、原発の位置が逆断層の上盤側に位置し、より深刻な地震被害が予想されることから、原発の安全性に対してより脅威となる。原発事故の被害の重大性からすれば、傾斜角について確証が得られない以上は、安全サイドにたつて原発に影響の大きい南傾斜 80 度を基本ケースとして十分に検討を尽くすべきである。

四国電力は、「不確かさの考慮」として、南傾斜 80 度も考慮して安全を確認したと弁解しているようである。

しかし、四国電力の行っている「不確かさの考慮」は、傾斜角が鉛直である基本ケースを前提に、基本ケースと①傾斜角、②アスペリティ位置、③破壊伝搬速度、④応力降下量の 4 つの要素をそれぞれ単独で組み合わせて計算をしたにすぎない。各不確かさの考慮において、実際に変化させているパラメーターは上記①から④の 1 つだけにすぎないのである。たとえば、南傾斜 80 度 (①) でありかつアスペリティ位置が原発に近い (②) というような想定はしていない。伊方原発にとって不利なパラメーターを複数同時に考慮しなくていいという科学的根拠は何もないにもかかわらず、パラメーターを単独でしか考慮した計算しかしていないのである。さらに、傾斜角については垂直が採用されているように、おのおののパラメーターについて、とるべき値としてはある程度の幅があるにもかかわらず、伊方原発にとって不利ではない値が基本ケースとして採用されている。基本ケースを南傾斜 80 度 (①) に採用をした上で、アスペリティ位置 (②)、破壊伝搬速度 (③)、応力降下量 (④) の全てのパラメーターを伊方原発にとって不利に設定し、安全サイドにたった計算をした上で安全性を確認しなければならない。原発災害の深刻さからすれば、上記 4 つの不確かさのすべてについて、安全サイドに立脚した厳しい数値を前提に、地震動の計算をすべきなのである。

さらにいえば、断層の長さについても、四国電力は 480 km を検討していると主張しているが、実際には断層の長さが長くなっても地震動の強さに大きく影響を与えるすべり量の大きさがほとんどかわらない壇・他(2011)の式を用いることにより、事実上その影響を排除している。

仮に文字通りに、不確かさをすべて考慮して計算を行ったとすれば、現在の基準地震動の 650 ガルというような、他の原発の基準地震動よりも明らかに低い数値で収まる筈がない。

(3) 基準地震動は 1000 ガル～2000 ガル以上であるべきとの意見に対する批判への反論

ア 反論

上記第5, 9記載の「少なくとも1000ガル, 2000ガル以上もあり得る」という私(岡村教授)の意見に対し, 四国電力は, 「何らの根拠も示さずに全く独自の見解を述べるに過ぎない」と批判しているが, 私は, 津波と海底活断層に関する専門家であり, 地震動の計算・評価に関する専門家ではないので, 「1000ガル~2000ガル以上」という私の意見について, 数式に基づいて説明することはできない。

しかし, 科学者としてあるいは海底活断層の専門家として, 現在の伊方原発3号機の650ガルという基準地震動の設定は余りに過少であり, 四国電力の反論を読んでもなお「1000ガル~2000ガル以上」の基準地震動を想定すべきと考えている。

第1に, 東北地方太平洋沖地震の際, 女川原子力発電所においては, 636ガルが観測された(解放基盤面での剥ぎ取り値)。そもそも, 女川では地震の揺れだけでは大きな被害が出ていない。周辺の一般の民家は, 津波が襲来するまでは, ほとんど倒れておらず, 墓石も倒れていない。636ガルというのは普通の家屋がほとんど壊れない程度の地震にすぎないのである。

また, 女川原発は, 地震波を発生する震源断層面までおよそ50km以上の距離があった。震源断層面から50kmも離れた原子力発電所であるにもかかわらず, 636ガルが計測されたのである。原子力規制委員会では, 現在, 女川原子力発電所の基準地震動を1000ガルに引き上げる議論をしている。

伊方原発は, 震源断層面まで, 四国電力の主張によっても10kmしか離れていない(四国電力の主張する震源断層面までの距離は, 想定の中で一番遠い距離を主張しているが, 実際には震源断層までの距離は更に近いところにありうるわけだから, 近距離での更なる想定が必要である)。日本最大のA級活断層の震源断層面に極めて近い位置に立地している伊方原発の基準地震動が, 震源断層面から50kmも離れていた女川原発と同程度の加速度となると考えることはできない。

第2に, 原子力規制委員会の耐震評価では, 「震源を特定せず策定する地震動」も対象としている。これは, 地表面に活断層が現れない小さ

な規模の地震（いわば地震の中でも小物）に対応するためであり、「震源を特定して策定する地震動」において活断層を見逃した場合に備えるためのものである。

この「震源を特定せず策定する地震動」についても、近年、新たなデータが得られ続けていることにより、どの程度の地震を想定するべきか、検討がなされている。その結果、現在の耐震評価においては2004年に発生した留萌支庁南部の地震（M<sub>j</sub> 6.1）で観測された地震動を使用することが求められるようになった（全国の原発において）。そこで、伊方原発でもこの地震動を用いて計算したところ、一部の帯域において、基準地震動（650ガル）を越えてしまったのである（平成26年11月7日、第156回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料・157頁）。震源を特定できないような小物の地震が、中央構造線活断層帯に対して策定された基準地震動を超えたのである。

伊方原発の敷地前面にあるのは日本最大の中央構造線断層帯である

（いわば地震の中の超大物）。日本最大規模の断層帯によって生じる地震動が、北海道留萌の地震のような小物の地震によって生じた地震動を下回るとは考えがたい。このことは、伊方原発において基準地震動を設定する際に、（全国の原発に比較しても）特異な過小評価がおこなわれていることを、何よりもよく示している。

第3に、私の平成25年9月16日付け意見書においても、2008年の岩手・宮城内陸地震（M<sub>j</sub> 7.2）で4022ガルが観測されたこと、これは観測ネットワークの強震計が2000ガル対応から4000ガル対応に変更された翌年度に観測されたものであること、2007年の中越沖地震（M<sub>j</sub> 6.8）の際、東京電力の柏崎刈羽原発で基準地震動を超えていたことを記載した。特に、中越沖地震において柏崎刈羽原発での基準地震動超過は深刻だった。東京電力は、基準地震動と比較可能な1号機地下の岩盤での揺れが1699ガルであったと推計し、1～4号炉の基準地震動を2300ガルに引き上げた。中越沖地震（M<sub>j</sub> 6.8）と比較した場合、中央構造線断層帯はマグニチュード8.0以上の地震が起きるとされている遥かに大きな断層である。柏崎刈羽原発の地盤の悪さを考慮しても、

伊方原発では、中越沖地震の際の 1699 ガルを超過し、引き上げられた柏崎刈羽原発の基準地震動 2300 ガルを超過することも考えられる。

さらに、今回の熊本の地震では、4月14日の前震において、 $M_j 6.5$  という規模にもかかわらず、上下動で 1399 ガルという構造物にとっては驚異的な値が記録された（2016年4月14日熊本県熊本地方の地震による強震動・防災科学技術研究所）。日本中に多くの強震動計が設置されるようになったのは兵庫県南部地震後のことであり、まだ20年程度に過ぎない。地震が発生するたびに、私たちは新しい事実には驚かされている。このような新しい事実を「例外」として排除していった先に福島があったことを忘れるべきではない。

以上述べたように、震源断層面から距離のある女川原発で 636 ガルの加速度が認められたのに、遥かに近距離にある伊方原発で同程度の加速度しか想定できないと考えることは出来ないこと、また、地表面に活断層が現れない小さな地震である北海道留萌支庁南部の地震が、中央構造線の Ss-1 を一部の周期帯で超えてしまったため、新たに Ss-3 を策定したことは中央構造線の基準地震動が過小評価されていることの何よりの証であると考えられること、ならびに中越沖地震による柏崎刈羽原発の地震動が 1699 ガルと解析されて 1~4 号炉の基準地震動が 2300 ガルに改定されたことから、四国電力の策定した基準地震動 650 ガルというのは明らかに過小評価であり、基準地震動は、少なくとも 1000 ガル、2000 ガル以上も当然あり得ると考える。私は、地震動の計算・評価の専門家ではないが、長年活断層を研究してきた専門家として、そのように考えている。

#### （4）四国電力の責務

四国電力は、電力事業者の責務として、伊方沖の中央構造線断層帯について、①傾斜角、②アスペリティ位置、③破壊伝搬速度、④応力降下量の4つの要素に係る不確かさを伊方原発に不利なカタチで4つ同時に厳格に計算した結果を示すべきである。そして断層の長さについても、それにふさわしいすべり量を想定すべきである。その上で、1000 ガルを超える地震想定はあり得ないことを四国電力こそが証明しなけ

ればならない。

### 3 年超過確率についての反論

#### (1) 被告の主張

被告は、「年超過確率を参照し、『本件発電所に基準地震動  $S_s$  を超える地震動をもたらすような地震が生じることはまず考えられない』ことを定量的に確認している。」(被告準備書面(12)28頁)と主張し、原告らの主張に対して反論している(同34頁～)。

#### (2) 地震学会での重大な疑問の提起

しかし、この「年超過確率」に対しては、地震学会において、重大な疑問が提起され、議論の的となっている。

##### ア 浜田信生「原発の基準地震動と超過確率」

日本地震学会会員の浜田信生氏は上記の表題にて、2013年9月、「過去10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ということになる」「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地震動が10年間に4回も起きるとはいったいどういうことだろうか」等述べて問題提起を行い、この文書は日本地震学会のニュースレターに掲載された(甲330)。

浜田氏は、長年気象庁に勤務して地震に携わってきた経歴があり、K-NETやKiK-netでの観測記録も参照しながら、「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」と述べた。そして特に、基準地震動の策定に関わった学会員には説明責任があると呼びかけた。

浜田氏はこの文書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331)、福島原発事故後の原子力規制の内情を知る者でもある。その者が「実際の超過確率」は10倍から100倍以上と言っているのであり、この問題提起の意味は重い。

##### イ 泉谷恭男「浜田信生『原発の基準地震動と超過確率』に関連して考えたこ

と」

信州大学工学部教授の泉谷恭男氏（地震学，地震工学）は，この問いかけを受けて，基準地震動そのものについてより厳しい批判を行った（甲 3 3 2）。泉谷氏は，雨量についてはせいぜい 1 0 0 年に 1 度の頻度の大雨の雨量の予測しか行われておらず（甲 3 3 3），1 万年に 1 回の雨量を予測するのは暴挙だと言った専門家の話を引き，これとの対比で**1 万年に 1 回の地震動の予測は「乏しい数のデータから分布関数を決定してその端っこの部分を使うという神業的な仕事」で「『科学』とはとても呼ぶことが出来ない」「そういうものを科学的に真か偽か論じることが不毛」**と切り捨てた。同じ自然現象である，地震と降雨のそれぞれの予測の背景を次の表（【基準地震動の超過確率の推定と，百年雨量予測手法の対比】）のように対比しまとめてみると，同氏の主張が説得力を持つことが分かる。

【基準地震動の超過確率の推定と、百年雨量予測手法の対比】

推定量	基準地震動の大きさの強震動が観測される出現確率	百年に一度の確率で期待される降水量
基礎となる観測資料	機械式加速度計による観測は1960年代から、精密な電磁式加速度計による観測は1990年代以降、30年弱の歴史しか無い、観測点密度の時間的変化大	50年以上の観測データが多数ヶ所で得られ、長い所では百年以上の期間のデータがある。
観測データの質	機械式、電磁式では加速度波形の品質に大きな差がある。時間的、空間的にも波形の品質の変化が大きい。	雨量杓にたまった水の量を量るものであり、測定原理、観測データの精度は長期間不変である。
学問の発展段階の違い	地震学は、地震の発生場所、発生日時、地震の規模の予測については、いずれも大きな地震が発生した後に緊急地震速報で警告を発する他、余震の発生確率の予想など限られた予測しか出来ない。現象の予測という点ではまだまだ実用面で役に立つ段階には達していない。	気象学は天気予報など実用の段階にあり、特に最近の進歩はめざましく、直前に、帯状の降水帯の位置や、50年に一度の豪雨の可能性まで予想されたことは報道された通りであり、実用的な予測が実現している。
確率の推定手法	基準地震動の超過確率は、複雑なロジックツリーに色々な帰式、経験式が埋め込まれている。ロジックツリーの組み方に任意性が含まれる上、途中で数多くの仮定と誤差要因を含んだ複雑な算出方法になっており、確率の推定誤差が大きく信頼性も評価が困難。	百年に一度の雨量は、過去の雨量の頻度分布から単純な統計則と最少の仮定を使った手順で計算される。また用いる頻度の分布関数の種類を変えても結果は大きく変わることはなく推定結果は安定している。

泉谷氏は、「現在の原発審査の手続きでは、科学者が基準を決め、その基準さえ満たしていれば原発は稼働可能ということになっている。事故が起きた場合にはどんなに悲惨な災害が起きるかなどについて考慮されることはない」、基準地震動を決めるというのは「国の政策との関連においてなされる仕事」であり、「自分たちにとって都合の良い予測値になるように恣意的にデータを選んだり分布関数を選んだりするから、解析者（原発推進派か脱原発派か）が違えば予測値が違うのは当たり前」と述べる。泉谷氏は平成20年頃に「総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会」の委員を務めた経験があり（甲334）、事業者が恣意的に基準地震動を決めてきたことや規制当局がこれを抑止できなかったことを知って、ほとんど公然と批判しているのである。

そして同氏は、基準地震動の決定には、科学者ばかりでなく色々な価値観

を持った人が開かれた公共空間で議論を行って「社会的判断」によって行われるべきものであると主張した。

#### ウ 増田徹「基準地震動と超過確率と安全」

浜田氏及び泉谷氏の問題提起に対し、地質地震関係のコンサルティング業務では最大手の企業として知られている応用地質株式会社の従業員であった増田徹氏（地震学，地震工学）が，2014年1月の日本地震学会のニューズレターにコメントを寄せた（甲335）。増田氏は，基準地震動の策定にもっとも深く関わった有識者の一人である。

同氏は，基準地震動の策定手順や超過確率の計算方法に誤りはない旨を述べた。しかし一方で，明治以来日本では80回余りの大地震による大きな被害があったことを挙げ，基準地震動を越える強震動が原子力発電所で観測されることはそれほど稀有ではなく，計算結果が間違っていないくともこれを超える事実が観測されるのが「地震発生の自然」と述べている。基準地震動の定義に照らすとこの説明は「基準地震動は，極めてまれではあるが稀有ではなく発生する可能性がある強震動」となる。その上で「改めるべきは基準地震動と超過確率を結びつけた方針そのもの」とも述べている。基準地震動を作った張本人とも言えるような人物が，基準地震動と超過確率を結びつけることを否定したのである。

これらの意味深な言葉を敢えて解釈するならば，「基準地震動を越える地震動の発生は，実際にはまれではないことは分かっていたが，世間向け（あるいは脱原発派向け）に『極めてまれ』ということにしていた。定性的基準でしかないならばある程度誤魔化すことが出来た。しかし『超過確率』という定量的な基準を持ち出すと，欧米の水準に合わせた数字にしなければならず，観測記録によって早々に矛盾が露呈してしまう。だから基準地震動に『超過確率』を結びつけたことは間違いだった」ということだと思われる。

さらに増田氏は「揺れが基準地震動を超え，あるいは超えていなくとも，施設に損傷が生じる可能性は否定されない」「地震学的知見は，観測記録の解析からは評価地点に影響する地震の発生する時期と場所及び規模を正確に予測することは困難であることを示している」と，責任逃れとも受け取れる記述ではあるが，大飯判決とほぼ同じ趣旨のことを述べているこ

とも特筆すべき点である。

エ 浜田信生「『原発の基準地震動と超過確率』に寄せられた意見についての感想」

泉谷氏及び増田氏の前記意見に対し、さらに浜田信生氏は、2014年7月、「『原発の基準地震動と超過確率』に寄せられた意見についての感想」という題でコメントを公表している（甲336）。

浜田氏は、泉谷氏の見解について、基準地震動や超過確率が科学ではなく「議論する価値もない」と断定しているが、実際に基準地震動策定に関わっている関係者の多くは、科学的と信じており、これを「すり替えて一般社会に説明してきた」ことは問題があると述べている。

増田氏の見解については、「禅問答」とした上で、「超過確率と観測事実は両立するというのは、計算上の超過確率と観測事実がもはや関係がないからという意味では正しい。以上の文脈からすれば、『基準地震動を越える強震が観測されることは、希有ではない』というの、真の超過確率は1万年に1回のような低いものではないということを主張していると解される」と皮肉を交えて論評している。その上で、「浜田(2013)も泉谷(2013)も増田(2014)も、その表現は異なるが、基準地震動の超過確率に関する精度や信頼性についての認識には、大差はない」との認識を述べている。つまり、原子力に関わってきた3人の専門家全員が、基準地震動の超過確率の精度は極めて低く、まったく信頼できないと認識しているということである。

また増田氏が、基準地震動と超過確率は切り離すべきである旨主張したことに関連して、「基準地震動と計算上の超過確率を結びつけ、それを確率論的安全評価や残余のリスク評価に用いることはもはや不可能」と断言し、現状では安全評価を国際的な指針に合わせることは困難であるとの見通しを示した。

オ 泉谷泰男「『日本地震学会の改革に向けて：行動計画 2012』の社会的意義」

泉谷氏は、2014年5月21日の大飯判決や前記浜田(2013)、泉谷(2013)、増田(2014)、浜田(2014)などの議論を踏まえ、総括的なまとめとして「科学的に曖昧な事柄に関してある基準を定めなければならないと

いう問題は、科学ではありながら科学だけでは解決できないトランスサイエンスの領域（例えば、川勝，2012）に属する問題で、多様な価値観を持つ人たちによって開かれた場での議論を通じて解決されなければならない」 「判決内容は社会的判断であって、地震学者として立ち入るべき領域ではない。ただ、判決の翌日の朝日新聞に掲載された東大地震研究所の瀨瀨一起教授の『地震動予測の精度は判決が述べる程度のもの』というコメントが示しているように、今の地震学における等身大の知見に基づいて社会的判断がなされたという事実、それ自体については、高く評価すべきである」と所感を述べている（甲337）。

(3) 基準地震動は信用できない

以上の議論を以下に改めて整理する。

ア 超過実績は想定の300倍以上

大飯判決は、10年足らずの間に想定した地震動（基準地震動）を超える地震が4サイト5回にわたり到来した事実を重要な事実として認定した。

なお厳密には、平成23年3月11日には福島第二原子力発電所と東海第二原子力発電所、同年4月7日には女川原子力発電所でも、各1度ずつ一部の周期帯で基準地震動を超えているので、6サイト8回であるが、大飯判決等に合わせて4サイト5回ということにする。

この超過事実には2006年（平成18年）に耐震設計審査指針が改訂される前の事実も含まれているが、基本的には基準地震動の形式は現在まで概ね踏襲されており、超過確率は、それが算出されるようになった当時からほとんどすべての原子炉で、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年、場合によっては $10^{-6}$ /年ということになっていたため、一括して評価することも十分可能である。また超過確率は炉年単位で表されるため、前記サイト単位での5回の超過回数を原子炉の数に直すと、18回になる。全国の商業用原子炉の数は福島第一原発事故前は50基であった（廃炉のものを除く）。

以上の前提で超過実績値を計算すると、50基の原子炉が約10年間運用されている間に、のべ18基の原子炉で基準地震動を超過したので、

$$50 \text{ (原子炉)} \times 10 \text{ (年)} / 18 \div 27.8 \text{ (炉年)}$$

となる。つまり1つの原子炉当たり、30年弱に1回は超過する計算となり、

想定と300倍から3000倍以上も差異が生じていたということである。

1万年から10万年（炉）に1回の想定が正しければ、我が国に原子炉50基が継続的に存在するとしても、基準地震動の超過は人が一生の間に1度お目にかかることさえ相当希な事象となる。仮に超過確率が1000年炉に1回とされていたとしても、20年間で平均1基しか超過しない計算となるから、これでも相当珍しい事象である。それが10年で18回もあるとなれば、偶然ということは考えられない。基準地震動の設定自体が「極めてまれ」ではない、誤ったものであったことは明らかである。

本件原発については、基準地震動は新指針策定後ないし福島原発事故後若干引き上げられたため、今は30年弱に1回ということはないのかもしれないが、基準地震動の策定方法自体は新指針とほとんど変化はなく、基準地震動の絶対値として若干引き上げられただけで、全国の原発の中では相対的に低い水準にとどまる。300倍から3000倍以上という実観測記録との差が、新規制基準後の見直しによって解消されたということはある得ない。浜田氏は100年から1000年に1回程度の超過確率と述べているが、実観測記録を正しく踏まえれば、本件原発の現在の基準地震動年超過確率は100年に1回以上の頻度という評価になっても不思議ではない。

#### イ 地震学者の支持を得られていない

基準地震動は、新指針において、地震学及び地震工学的見地から「施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性がある」地震動として定められていなければならないとされており（耐震設計審査指針「3.基本方針」）、とりわけその「超過確率」については、基準地震動の「極めてまれ」という定義上本質的なものであって、純粋な地震学ないし地震統計学的な見地から見解が示されるべきものである。

この点、前記1の議論を行った浜田氏、泉谷氏及び増田氏は、全員、基準地震動の超過確率は実際には1万年に1回以下ではなく、それ以上の頻度で発生することを認めている。

額額教授は、甫守弁護士に対して以下のように述べている（甲338）。

**基準地震動の超過確率を考慮すれば、上記3（注：予め想定できない断層**

による地震動)の問題は解決するとする議論が行われていると仄聞していません。しかし、想定できない活断層や海溝型震源による地震動の確率を計算できるわけはありませんから、こうした議論は馬鹿げたことだと思います。現在、算出されている超過確率には想定外の地震の影響は含まれていません。

額瀨氏が指摘する通り、「想定外の地震」を発生する確率は年超過確率の中に含まれていない。しかし、新潟県中越沖地震や東北地方太平洋沖地震等が発生したことから明らかなように、「想定外の地震」の可能性は確実に存在する。額瀨教授が述べる通り、「想定外を想定する」(甲339)ことを目指さない限り、年超過確率は意味のあるものにならない。

日本原子力学会で揺れの確率の算出などを手がけてきた高田毅士・東京大学大学院教授(耐震工学)は、新聞社のインタビューで、以下のようにコメントしている(甲340)。

年超過確率の「1万分の1」は「1万年に1回」と説明されがちだが、違う。不正確な説明をするから、現実と合わないと批判される。

…各原発とも超過確率の算出仮定は非公表で判断しにくいが1万年に1回より大きい場合も考えられる。算出法の改良が必要だろう。

平成24年(2012年)5月付の論文集「地震学の今を問う」(甲341)には、決定論的にも確率論的にも地震の予測は困難という趣旨の論文が幾つも掲載されたとおり、多くの地震学者は、「施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性がある」最大の地震動の大きさも、基準地震動の年超過確率も、一般的に信頼するに足る精度で算出することはできないと考えている。

年超過確率は地震学者から否定され、実際は1万年に1回よりも確率が高いことを指摘されているのであるから、改正原子力基本法上、基準地震動及び年超過確率については根本的な見直しを要するというべきである。

#### ウ 観測記録が少なすぎる

泉谷氏、増田氏を始め多くの地震学者が異口同音に述べることは、1万年

に1回以下という低頻度の地震の規模や地震動の大きさを探る上で、数百年分の地震記録や数十年分の地震動の観測記録では、余りに少な過ぎるということである。

この点、雑誌「科学」2012年6月号（甲17「地震の予測と対策：『想定』をどのように活かすのか」）に掲載された瀨瀬教授の発言の通り、地震は複雑系の問題で、実験もできない。仮に地震が複雑系ではなく、地震ないし地震動について単純で完全な法則性が明らかだとしたら、比較的短い観測期間で低頻度の現象も予測することが出来るかもしれない。実験が可能な場合も同様であろう。しかし実際はそうではないため、低頻度の現象からコツコツとデータを集積して少しずつ知見を進展させるしか方法がない。結果として学問としての成熟度は低く、予測の精度はなかなか向上しない。

この「観測記録の短さ」の問題について、津波学者の首藤伸夫氏は、以下のように人体にたとえて述べる（甲190「原発と大津波 警告を葬った人々」42頁）。

地球の歴史をざっと50億年と考えて、人間の50年の人生に比較したとすると、地球にとって30年というのは、人間にとっての10秒ほどにすぎない。地震の観測が詳しくなったここ30年の期間なんてそんなものですよ。10秒の診察では、人間の病気は分からない。

泉谷氏は、「もしも科学的真理に近いと評価できるような1万年に1回以下の基準地震動を得たければ、例えば100万年間くらいの地震観測をしなければならぬ」（甲342）と述べる。少なくとも30年程度ではあまりに短いことは明白であり、そのことは、地震学者の間でも異論がないものと思われる。

1万年に1回以下の巨大地震を合理的に予測することは現在の地震学では不可能であり、基準地震動ないし基準地震動の超過確率は、まったく信用するに値しない。

#### エ 恣意的な操作がされている

泉谷氏は、1万年に1回の地震動の予測は「乏しい数のデータから分布関

数を決定してその端っこの部分を使うという神業的な仕事」であり、「これは非常に危ない」と述べる（甲342）。何が危ないかと言うと、「自分たちにとって都合の良い予測値になるように恣意的にデータを選んだり分布関数を選んだりするから、解析者（原発推進派か脱原発派か）が違えば予測値が違う」ということだと述べる。泉谷氏は「総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会」の委員を務めていたことからすると、実務経験に基づいた言葉であると考えられる。

超過確率は科学的根拠に基づいた合理的な算出が不可能であることが影響し、恣意的な算出が比較的容易である。したがってこれを絶対に利害関係者に行わせてはならず、中立公正な第三者が基準を作成し、算出しなくてはならないものである。

ところが現在も使われている2007年の基準は、原子力産業の利益共同体である日本原子力学会が、電力会社の社員や大手建設会社の社員等の利害関係者ととも、福島原発事故前に作成したものであり（甲343・x i, x iiを見ると、「地震P S A分科会」や「地震ハザード評価部会」の委員の多くが電力関係会社やプラントメーカー、大手建設会社の社員等利害関係者で占められている）、電力会社と大手建設会社の利益優先で作られている。そのことは、10年足らずで5回もの超過事実を現に発生させていることからしても明らかである。

しかもこれに当てはめて数字を算出しているのは、当該原子力発電所の事業者たる被告自身である。初めから高い頻度を算出するはずもない。そして、T I という取り纏め役を誰が務めたのか、専門家ないし科学者集団を選定したとして誰を選んだのかを始め、誰がどのような手順で何を根拠に $10^{-4}$ ～ $10^{-6}$ 以下という数字を算出したのか、重要な部分はすべてブラック・ボックスの中であり、透明性は極めて低い。本件原発では、被告の資料上、距離減衰式のばらつきの打ち切り範囲や、G-R則のb値も不明である。

原子力規制委員会では規則の解釈別記2第4条5項4号②で「参照」扱いとされ、規制委員会でもほとんど踏み込んだ審査はなされていない。データや関数の選出に、電気事業者の恣意が入り込むおそれが非常に大きく、実際に恣意的に算出されていたからこそ、実事象との矛盾が表出しているのでは

る。SSG-9（甲344）の11.18-20では、複数の専門家から構成されるピアレビュー団によるピアレビューが行われるべきことが規定されているが、日本では基準地震動評価の年超過確率についてまったくIAEAの基準を満たしていない。

平成15年以降、東京電力株式会社は自社に都合のいいように津波の発生頻度を算定し、福島第一原発に想定を上回る高さの津波が到達する頻度は数千年分の1と見積もっていたことが大事故を招いた。事故後、JNESが事故前の地震学的な情報に基づいて計算をし直したところ、約330年に1回という結果になっている（甲10「国会事故調」91頁）。事故前の東京電力が行ったことと同じことを被告が本件原発における基準地震動の年超過確率算定手続においても行っていると疑わざるを得ない。

#### オ 最新の知見の反映がない

2007年の原子力学会基準（甲343）は、2007年3月の能登半島地震、同年7月の中越沖地震、2011年3月の東北地方太平洋沖地震といった数々の「想定外」を生んだ基準であり、最新の観測記録や知見が反映されたものではなく、信頼性は失われている。「震源を特定せず策定する地震動」において参照されている原子力安全基盤機構(2009)及び同(2005)も同様である

日本原子力学会は、これら最新の知見を踏まえて、2007年基準を見直し、その結果は、「原子力発電所に対する地震を起因として確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」（甲345）としてまとめられ、2014年3月19日から同年5月18日まで、公衆審査（パブリックコメント手続）に付されていた。

この点2015年基準（甲345）は、中越沖地震や駿河湾の地震の反映として、サイト周辺の深部地下構造のモデル作成や浅部地下構造モデルの作成が求められている（56頁以下）。

また、震源断層の位置、長さ、傾斜等の全体像が事前に把握されていない伏在断層の特性に留意することを義務づけている（43頁）。

本件原発にとって明確に影響があるのは、2015年基準では東北地方太平洋沖地震等巨大地震からの知見の反映について記載されていることであ

る。特に誘発地震の発生頻度や発生確率について、不確実さ要因としてロジックツリーの分岐と重みで扱う（甲345・294頁）とされており、この点の反映は必須である。

さらには、距離減衰式の打ち切り範囲について、例として標準偏差の5倍までという記載がされたのも変わった点であろう（86頁）。被告が適合性審査に提出した資料上、ばらつきの打ち切り範囲は明記されていないようだが、標準偏差の3倍までしか考慮していないと思われる。

これら最新の知見を取り入れることは重要かつ十分に可能であるから、これを取り入れていないことは瑕疵と言うべきである。

#### （4）超過確率の国際水準について

##### ア 国際基準について

基準地震動の実際の年超過確率がどの程度なのかは、人格権侵害の具体的な危険性の有無を判断する上で重要な点であるが、福島第一原発事故後、原子力基本法2条に確立された国際的な基準を踏まえて安全の確保を行うことが基本方針と定められた以上、民事訴訟においても、国際基準に適合していると言えるかどうかを十分に考慮に入れなければならない。

2003年に国際原子力機構（IAEA）が発行した「原子力発電所の耐震設計と認定」と題する安全指針（NS-G-1.6）では、設計基準の地震規模として、発生頻度が $10^{-3}$ ～ $10^{-4}$ （平均）、 $10^{-4}$ ～ $10^{-5}$ （メジアン）と設定する考え方が示されている（甲346, 347）。

2011年の福島原発事故をきっかけに、欧州原子力規制者グループ（ENSREG）の主導および助言によってヨーロッパで実施された「ストレス・テスト」の報告書でも、ほとんどの国々が「10,000年に1回」以下を選んでいる。

以上からすれば、基準地震動の年超過確率は、 $10^{-4}$ 以下でなければ、原子力基本法が求める国際的な基準を踏まえているとは言えない。

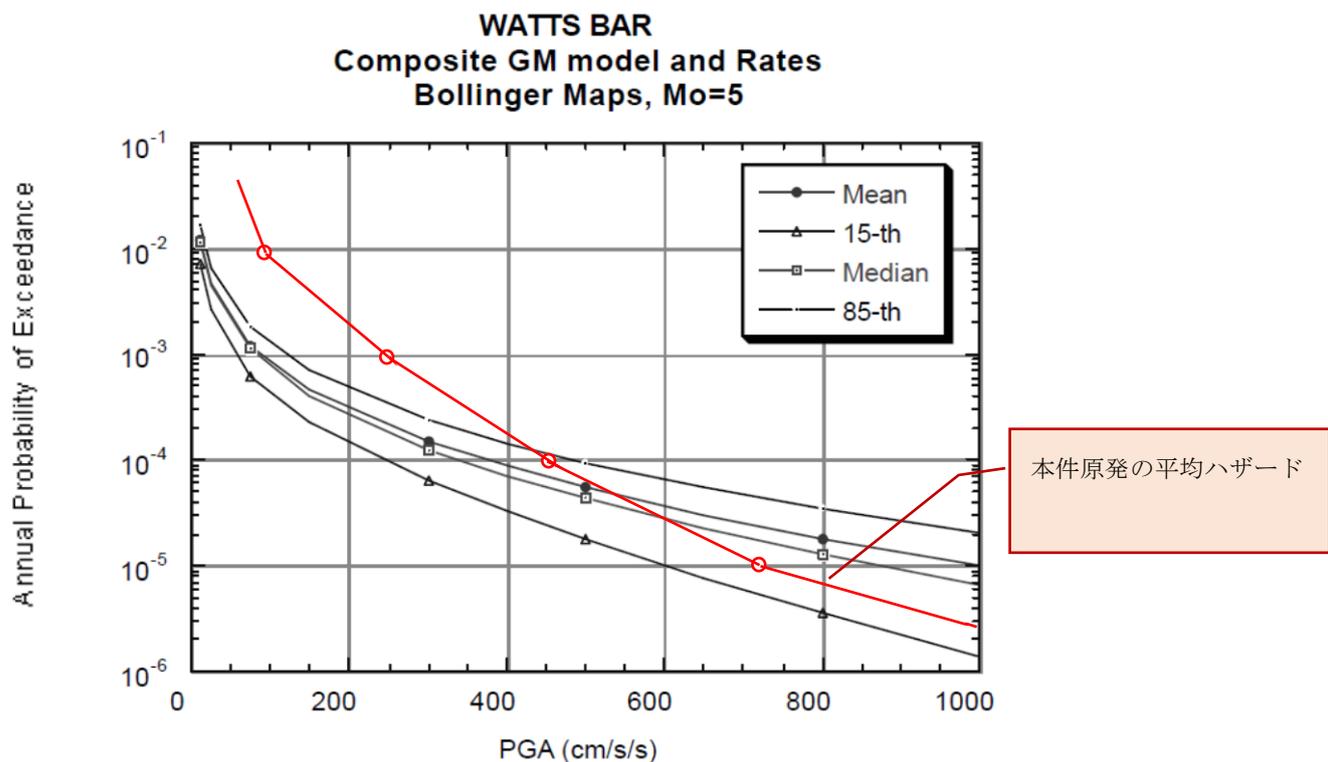
しかし、日本のこれまでの超過実績は、前記(3)アの通り、30年弱に1回であった。これ程頻繁に設計基準地震動を超過している国はほかにない。5回の超過事実のうち2005年宮城県沖地震と2007年能登半島地震

がそれぞれ原子力発電所にもたらした地震動は、現在の本件原発の基準地震動（ $S_s 1H650$ ガル）からすれば低いものだったことを踏まえても、本件原発の基準地震動の年超過確率は、100年に1回程度か、最大限被告に有利に見積もってもせいぜい1000年に1回以下と言うべきである。

国際的な基準に合致していないことは明白であり、かかる観点からも差し止めが認められるべきである。

#### イ 低頻度の想定が甘い

次のグラフは、佐藤暁意見書分冊Ⅱ（甲348・40頁）に引用されているアメリカ・テネシー州のワッツバー原子力発電所の一様ハザードスペクトル（地震ハザード）に、本件原発の平均ハザード曲線（水平方向）を赤線で重ねて描いたものである。縦軸は年超過確率を示し、横軸は最大加速度を示している。



ここから分かることは、本件原発のハザード曲線は、 $10^{-1}$ から $10^{-2}$ というレベルではワッツバーのハザード曲線とそれなりに離れているものの、超過確率が低い方に行けば行く程近接し、 $10^{-4}$ ではワッツバーの85パーセンタ

イル<sup>1</sup>値を示す曲線を越え、 $10^{-5}$ では平均 (Mean) やメジアン (最頻値) をも突破してしまう。つまり、本件原発について被告は、1万年に1回から10万年に1回の低頻度で発生する地震動は、ワッツバーとほぼ同じかそれ未満の大きさでしかないと評価しているということである。

ここで気を付けなければならないのは、ワッツバーと本件原発とでは、過去の記録上、立地地域において大地震が発生するリスクが顕著に異なるということである。

次の図は、本件原発の周辺地域と、ワッツバーの周辺地域につき、日本の気象庁とUSGS (米国地質研究所) の各ホームページ<sup>2</sup>における地震カタログに基づいて、概ね最近45年間の周辺の地震活動をプロットしたものである。震源の色は深さ (赤は浅く、黄、緑、青は深い)、点の大きさはマグニチュードの違いを示す。

これを見ると、マグニチュード4以上の地震が起こる頻度は、本件原発周辺とワッツバー原発周辺を比較すると2桁程度は異なることが分かる。

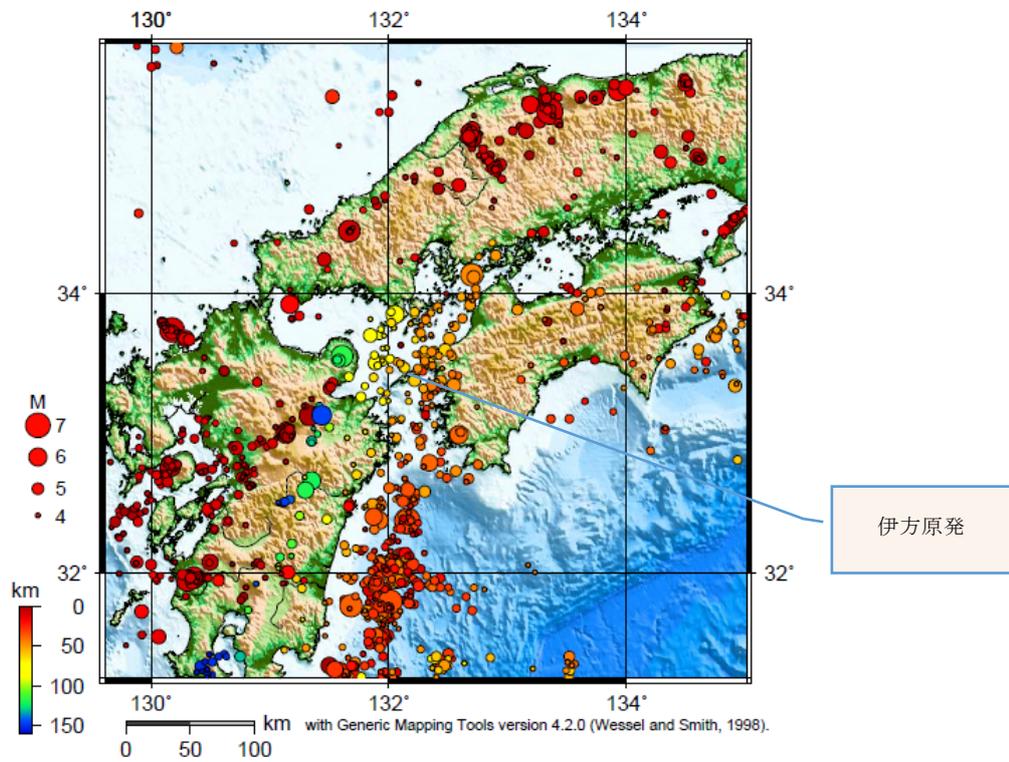
---

<sup>1</sup> パーセンタイルとは、計算値の分布 (ばらつき) を小さい数字から大きい数字に並べ変え、パーセント表示することによって、小さい数字から大きな数字に並べ変えた計算値においてどこに位置するのかを測定する単位。

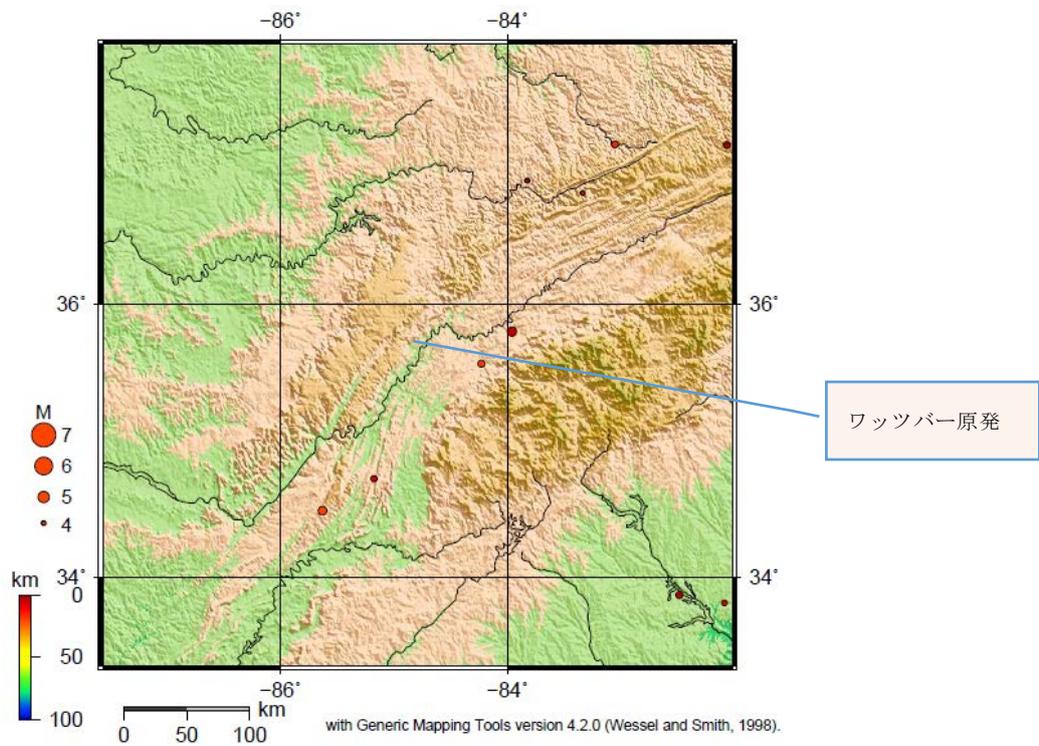
例えば、計算値として100個ある場合、5パーセンタイルであれば小さい数字から数えて5番目に位置し、50パーセンタイルであれば小さい数字から数えて50番目に位置し、95パーセンタイルであれば小さい方から数えて95番目に位置する。

<sup>2</sup> USGS : <http://earthquake.usgs.gov/earthquakes/search/>

気象庁 : <http://www.data.jma.go.jp/svd/eqev/data/bulletin/hypo.html>



【↑ 気象庁ホームページ 震源カタログより作成】

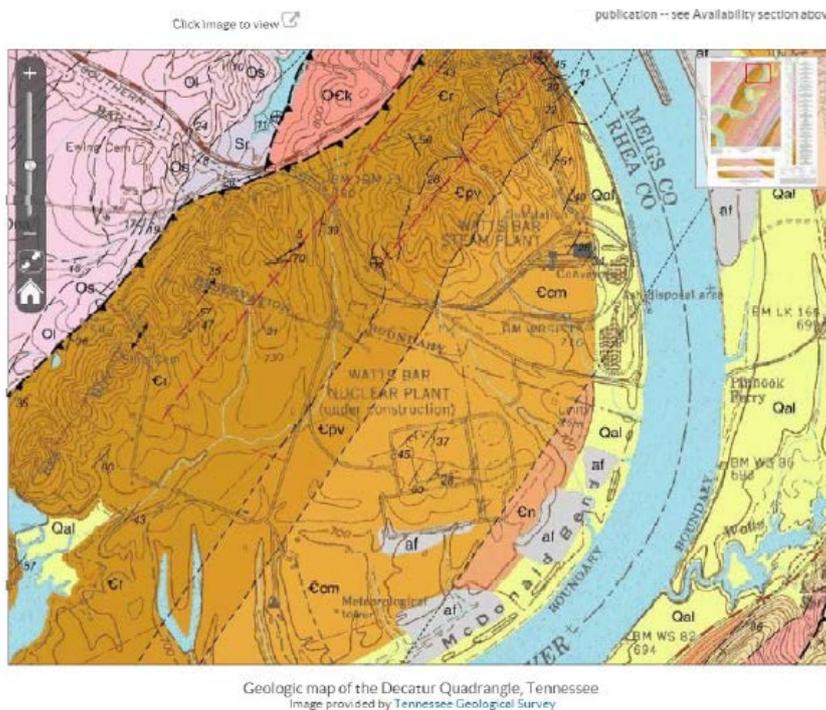


【↑ U S G S ホームページ Search Earthquake Archives より作成】

アメリカ合衆国の過去の地震のリストを見ると、テネシー州において過去数百年の間に発生したそれなりの大きさの地震として確認できるのは、1973年のノックスビル地震（M4.6）**だけ**である（甲349）。ちなみにワッツバーとノックスビルとは100km程度離れており、同地震がワッツバーの立地地域に揺れをもたらしたとしても、震度1か2程度であったと思われる。テネシー州では、M3.5未満の地震でもそれなりに大きなニュースになる（甲350）。

一般的に、北アメリカ大陸中東部は古くからある安定した硬い地盤で、地質構造は比較的単純であり、地殻変動が激しい日本の地盤に比べれば、地震動を増幅させる特性は少ない。同じ規模の地震であれば、サイトにもたらされる揺れは日本よりも小さくなるのが通常と考えられる。

次の図は、ワッツバー原発周辺のテネシー州地質調査所<sup>3</sup>のものである。ワッツバー原発は、古生代のカンブリア紀（約5億年前）の硬い頁岩の分布する地域に立地しており、周辺に活断層もほとんど認められない。



<sup>3</sup> <https://www.tn.gov/environment/topic/geo-maps-and-publications>

以上の通り、ワッツバーは、アメリカ東部の原子力発電所の中ではもっとも地震のリスクが高いと思われるが、それでも本件原発とは、地震のリスクは比較にならない程低い。そうであるにもかかわらず、本件原発において、1年に $10^{-4}$ から $10^{-5}$ という頻度（低頻度ではあるが原発の設計基準地震動策定の上では極めて重要な頻度）で発生する地震動がワッツバーとほぼ同じかそれ以下というのは、明らかに不合理である。

この事実は、泉谷氏が言う「乏しい数のデータから分布関数を決定してその端っこの部分を使うという神業的な仕事」（甲332）を行う上で、被告がいかに恣意を働かせたかを物語っており、被告が主張する基準地震動の超過確率はまったく信用するに値しない。

また米国の原子力発電所の地震ハザードは、NRC（米国原子力規制委員会）、DOE（米国エネルギー省）、EPRI（米国電力研究所）による共作として、膨大な地質調査や人工衛星を使って得たデータに基づく約3000頁におよぶ報告書、NUREG-2115 “Central and Eastern United States Seismic Source Characterization for Nuclear Facilities”（甲351）に基づいて震源特性を評価し作成されている。手法の精緻さからしても日本の事業者の水準は米国の水準に遠く及ばない。

#### （5）被告の超過確率算定手法の具体的問題

被告が本件原発の基準地震動年超過確率を算出するために作成したロジック・ツリーは、基本的に、被告が基準地震動策定の際に行った不確かさの考慮に、発生確率と距離減衰式等のばらつきの考慮を加えたものに過ぎない。低頻度の現象の確率を計算するための真摯さに著しく欠ける。地震を巡る自然の摂理とは、地震学者が思いつく程単純な物理法則だけで支配されておらず（甲341・91頁掲載 宮澤理稔「地震学のコンセンサス」）、地震学者が予想していなかった事象が次々と観測されるこの日本では、専門家が可能な限り「科学的想像力」（津波審査ガイド3.2(2))を働かせなければ実際の超過確率に近いものを導くことはできないはずである。しかし被告のロジックツリーの組み方はシンプルで重み付け(W)も単純であり、「想定外に備える」（甲339・瀬瀬一起氏）ことを考えて真摯に専門家を活用したとは考え難い。

高田毅氏も指摘した通り（甲 3 4 0），被告の年超過確率の算定経過はブラック・ボックスになっている部分が多いが，分かる範囲で主な問題を幾つか指摘する。

#### ア 地震規模（マグニチュード）の不確定性の無視

被告は，内陸地殻内地震の特定震源モデルにおいて，各断層の断層長に松田式を当てはめて地震規模（マグニチュード）を算出し，このばらつきを一切考慮していない。

南海地震の考えられる最大ケースは，内閣府検討会が掲げたモデルが起こりうる最大のケースではないことは前記第 8・3 の通りである。ところが被告は，地震動評価としては M 8. 3 に過ぎない内閣府検討会の最大ケースのほか，M 8～8. 6 までしか考慮してない。

さらに被告は領域震源モデルにおいて，「震源を特定せず策定する地震動」に当たる内陸地殻内地震と海洋プレート内地震を同一のロジックツリーで検討しているようだが，これを同じロジックツリーとするのは検討の方法として粗雑に過ぎる。そして最大マグニチュードについては，「地震調査研究推進本部（2013）に基づく」ものに 1/2 の重み付けをした他，「既往最大に基づく」ものにも 1/2 の重み付けをしている。「地震調査研究推進本部（2013）に基づく」という方は内容が不明であるため批判はできないが，「既往最大に基づく」方は神田ほか（2008）に基づいて M 7. 0 としていると思われる。これが最大マグニチュードになり得ないことは前記第 9 の通りである。

SSG-9 においては，まずいかなる手法においても最大潜在マグニチュードの評価をしなければならず，しかもこれについての不確定性の表示も要求されている（4.12）。ところが被告はそもそも最大潜在マグニチュードを評価していない上，この不確定性を超過確率算定手続きにおいてすら考慮していないのは，明らかに国際的な基準に反するというべきである。

#### イ 断層モデルのばらつき，不確かさの無視

被告はロジックツリーに断層モデルを取り入れているが，その評価はスケールリング則に壇・他（2011）（甲 3 5 2）のみを採用している。基準地震動策定の際には，Fujii&Matsu'ura や入倉・三宅なども採用していたはずだが，超過確率算定の際にはこれらを排除している。壇・他（2011）では地震動を

過小評価してしまうおそれがあることは前記第6・2(1)の通りであるが、そのような可能性を考慮する慎重さは欠落している。

断層モデルでは、アスペリティ深さを2ケース、破壊開始点を3ケース、短周期レベルのばらつきを5ケース設定しているようだが、考慮するパターンが不足している。規則解釈別記2第4条5項二⑤では基準地震動策定過程に伴う各種の不確かさとして、震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペリティの大きさ、応力降下量等の不確かさ、並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを考慮するよう規定されているが、被告は超過確率の算定においても参照されるべきこの規定を無視している。

#### ウ 距離減衰式のばらつきの過小評価

被告は距離減衰式のばらつきとして、「0.5」に $W=1/2$ 、「0.4」と「0.6」にそれぞれ $W=1/4$ の重み付けをしている。この「0.4」ないし「0.6」には何も単位が付されていないが、想像するに、自然対数標準偏差であろう。

前記第5・1(2)の通り、耐専式のばらつきは、自然対数標準偏差で、元データとは0.53、異なるサイトとは約0.7ある。また Zhao et al.のばらつきは自然対数標準偏差で0.723である(甲328「準備書面(12)(2016年3月9日付け)への反論」9頁)。被告のばらつきの想定は何を根拠にしているのか不明だが、自然対数標準偏差の平均0.5というのは過小評価であろう。

#### エ 地震発生確率の問題

被告は、中央構造線断層帯による地震の発生確率につき、130km連動ケースと480km連動ケースにおいて、最新活動時期を一律16世紀として断層の活動間隔は1000年から2900年としている。

全国地震動予測地図2014年版付録-1(甲353・226頁)では、地表の証拠からは活動の痕跡が認めにくい地震の発生確率が記載されているが、被告はこれを無視している。

#### 4 ストレステスト

被告は、ストレステストで、3号炉について1.50倍の裕度を確保していると主張している(被告準備書面(12)45頁)が、ストレステストにおいては、制御棒の挿入性等は評価されておらず、しかも、1号炉、2号炉についてはストレステストも行われていない。

#### 5 「1699ガル」

被告は、中越沖地震の際、柏崎刈羽発電所で観測された記録が「1699ガル」だと主張している(被告準備書面(12)49頁)が、これは誤りで、実際には観測記録に基づいて東京電力が解析した加速度である。

#### 6 「1531.7ガル」

被告は、同じ伊方町でも異なる地点での評価結果であると主張し、被告の評価では「181ガル」であると主張している(被告準備書面(12)49頁)が、具体的にどの地点での評価で、どのような理由から評価結果が異なるかについて具体的な主張はなく、また、基準地震動について、露骨な過小評価を敢行している被告の評価を信用することは出来ない。

#### 7 「855ガル」

被告は、「本件3号炉が『855ガル』を超えた場合に安全性が損なわれると解するのは正しくない。ちなみに、被告は、新たな基準地震動  $S_s$ (最大加速度650ガル)を策定し、耐震安全性向上工事を実施しているので、現在では、クリフエッジとなる設備や耐震裕度の値も変わっている可能性がある。」(被告準備書面(12)50頁)という非科学的かつ無責任な主張をしている。伊方3号炉の「855ガル」は制御棒挿入性等を評価対象としなかったストレステストにおけるクリフエッジ(崖っぷち)であって、これを超えた場合、評価対象とされたものについて、安全性が損なわれ、危険であるとするのが科学的評価である。しかも、耐震安全性向上工事は、基準地震動  $S_s$ (最大加速度650ガル)に耐えるために行われた工事であり、これによって「クリフエッジとなる設備や耐震裕度の値も変わっている可能性がある。」等と主張するのは誠に無責任である。被告のいう耐震安全性向上工事は、配管やその支持等の小さな補強工事に過ぎず、例えば、格納容器等の基本構造物について耐震補強工事等を行われていないのである。

第3 「質問事項の『3 要件該当性を基礎づける具体的事実について』に関する説明」(74～115頁)に対する反論

1 佐藤意見書(甲336)に基づく反論

佐藤意見書(甲336)に基づく反論は以下のとおりである。

平成28年3月9日付被告準備書面(12)の74(とりわけ78頁～101頁)記載の『過酷事故対策の不備』について」に対する意見

以下、ア項からコ項までの全10項についての裁判所の質問に対する被告の回答(以下「被告の主張」という)に対する意見を示すに先立ち、若干の基本的、共通的な事項について説明しておきたい。

まず、筆者(佐藤氏)の指摘する「不備」の性質は、筆者の職業上の習慣的なものである。原子炉設備においてある事象が発生し、それが引き金となって炉心損傷事故に至る確率のことを、「条件的炉心損傷確率(CCDP

Conditional Core Damage Probability)」と呼ぶ。たとえば原子炉冷却材圧力バウンダリに属するある配管が破断し、小規模な冷却材喪失事故(LOCA)が発生したと仮定する。深刻な事態ではあるが、そのような事象は設計基準事故の一つとして考慮済みであり、大抵の場合は炉心損傷事故へと発展することなく無事に事態を収束できる可能性が高い。しかし、そのような事態であれ、たとえば2,000回に1回は、他の問題の併発やヒューマンエラーなどによって炉心損傷事故へと発展するかもしれない。その場合には、 $CCDP=0.0005$  と表現されることになる。

米国では、 $CCDP=0.001$ (1000分の1)以上の事象を重大(Significant)事象と呼んでおり、1969年以降今日まで34件発生している。最悪は、周知の通り、1979年3月28日に発生したスリーマイルアイランド(TMI)2号機の事故である( $CCDP=1$ )。米国原子力規制委員会(NRC)は、そのような事象を発生させた事業者に対しては、背景や原因究明のため、かなり念入りの査察を実施する。米国のメディアには、そのような $CCDP=0.001$ (0.1%)を超えるような事象を、炉心損傷事故への「ニアミス」と呼ぶところもある。筆者が保守性や安全性が不十分であるとか、対策に不備があると述べるのは、必ず

しも数値的な根拠を伴うものではないにしろ、このような感覚に基づくものである。

次に、被告は、筆者が SOARCA (State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses) の内容をしばしば引用することについて「恣意的」と述べ、不快感があるようであるが、その真意を説明しておきたい。SOARCA は、被告も理解しているとおり 2012 年 1 月に初版が、2013 年 5 月にその改訂版が発行されている。その間、我が国の電力事業者も少なからず参考にした諸々の可搬式設備による過酷事故対応 (FLEX と称されている) も整備されているのであるが、その事実にもかかわらず、SOARCA における過酷事故の進展解析は、FLEX が有効である場合だけでなく、FLEX が活用できない場合に対しても行なっている。この態度は、筆者が強く我が国の電力事業者にも取り入れて欲しいと望むものである。なぜなら、福島第一原子力発電所における事故を振り返ってみるとき、事態は悪化の一途を辿り、国民の多くは一体どのような状態にまで転落するのかを予め知ることによって一定の覚悟を得ようと欲したが、当事者の東京電力はこれを示すことができず、すでに転々と避難を繰り返していた被災者を一層不安に陥れたのであり、これを反省とするならば、我が国の電力事業者においても、事故対策の奏功の場合だけでなく、それが失敗に陥った場合に対して予め評価しておくべきだと考えるからである。対策を備えたからということ、その有効性に依存した評価のみを行ない、それに基づいた防災計画を立てるというのは、深層防護の観点からも適切ではない。深層防護の概念は、常にその前段の防御が破られた場合を想定して構築すべきものである。

もう一つ挙げておきたい SOARCA の特徴は、これが、事故の起因事象について明記している点である。たとえば、短期全交流電源喪失 (STSBO) の場合、設計基準地震動を大幅に上回る水平地震加速度 0.5~1.0g (約 490~980 ガル) の地震が発生するものとし、これにより、所外電源、所内非常用電源を喪失すると共に、併発事象として、直流電源も失い、更にその場合の冷却手段であるタービン駆動式補助給水系 (TDAFW) に対しても、このときの地震によって非常用復水貯蔵タンク (ECST) が損壊することで使用不能となる事態を仮

定している。これは、別に SOARCA の作成者らの任意な仮定ではない。SOARCA では、炉心損傷頻度が 1,000 万炉年に 1 回以上である過酷事故シナリオを評価対象として選定するという決め事があり、その場合、100 万炉年に 1~2 回の頻度で発生すると推定されるこのような巨大な地震に伴う全交流電源喪失 (SBO) が考えられ、かつ、その場合には、直流電源の配電系や非常用復水貯蔵タンク (ECST) も損壊し、二次系の冷却手段を同時に失うはずであるとする仮定は、論理的である。この論理性は、我が国の原子力規制委員会が新規制基準において定めるべきとしている過酷事故シナリオの欠落点であり、それ故に、被告を含む我が国の電力事業者らは、単に唐突なシナリオを掲げるだけで、それが何によって引き起こされ、その場合にどのような事態も同時に起こり得るかという事故の前提条件が全く考えられていない。そのために、斯様な過酷なシナリオであるにもかかわらず、その直後から極めて俊敏な行動を以て、可搬式設備を駆使した対策が遂行されていくことを仮定している。結局、仮定するシナリオ自体は過酷ではあるのだが架空である。この問題は、我が国の電力事業者も全く気付いていないはずはないと筆者は思う。SOARCA に見出される論理性は、これに触れるものであったらと思うられる。

SOARCA は、米国の沸騰水型原子炉 (BWR) と加圧水型原子炉 (PWR) のそれぞれの代表プラントとしてピーチ・ボトム原子力発電所とサリー原子力発電所を選び、それぞれに対する評価結果を分冊 1 (Volume 1)、分冊 2 (Volume 2) として編集している。このうち後者は、ウェスチングハウス設計による 3 ループ式 PWR に対してであり、当該の炉型が伊方原子力発電所 3 号炉と同じであることから、筆者は所々においてそれらに対する事故解析の仮定や結果の比較を試み、有意な違いを指摘した。被告は、これを筆者の我田引水的な引用と感じ「恣意的」と評したものと思われるが、筆者が我が国の原子力規制委員会と電力事業者に汲んで欲しいと願っていたのは、そのような個々のパラメータの差異についてよりも、むしろ如上の二点である。すなわち、一つ目には対策はするがそれが奏功しない場合の事故評価も行なうべきであること、二つ目には過酷事故シナリオに対し論理的な起因事象と併発事象を考慮すべきであること。ただし、個々のパラメータの差異についても、その理由について考察して欲しいと考えている点がある。安全評価において、「保守

性」と「現実性」のバランスは、常に議論になる問題である。一般に、安全評価においては現実性よりも保守性が優先される。しかしその場合、過度な保守性のために著しく厳しい評価結果が得られ困惑させられることがある。そして、その克服のために本来不必要かもしれない著しい経済的負担が強いられるような場合に、保守性から現実性への緩和が考慮されるのである。筆者の感ずるところ、我が国においては、保守的であることがしばしば非現実的であると言われ、現実的であることがより科学的であると言われ、結果的に保守性が過剰に侵食されている傾向がある。その好例が、本来の超過頻度が 10,000 炉年に 1 回未満であるべき設計基準地震動を我が国においては 2005 年以降 5 回も超過している事実となって表れている。被告が、自らの解析や評価を合理的で根拠のあるものであると主張するとき、筆者は常にそれを全面的に否定するわけではない。しかし、前述の  $CCDP=0.001$  を気にする筆者としては、そのときの保守性に納得できない場合がしばしばある。そのようなとき SOARCA は有用な文献となるのである。できれば被告においても、筆者の引用を「恣意的」と難ずるより、むしろ積極的な活用を望むものである。

被告が、原告らの主張に対し、「したがって、本件 3 号炉において、上記の安全確保対策（事故防止に係る安全確保対策）が機能せず重大事故等に至る具体的危険性はない。」（76 頁 4 行目～）と断じていることに対しては、筆者は驚きを禁じ得ない。比較として、米国の PWR の一基であるデイビス・ベッセ（Davis-Besse）の運転事業者が 2015 年 12 月に米国原子力規制委員会（NRC）宛てに提出した認可証変更申請書を見てみると、その中には、原子炉を炉心損傷に至らしめる火災のシナリオだけで 2,354 もあることが述べられている。そこで事業者はそれらの中から具体的対応の対象とすべき「有意なシナリオ」を選定するのであるが、その際の決まり事が米国機械学会・米国原子力学会（ASME/ANS）の制定した確率論的リスク評価（PRA）のルールとしてあり、炉心損傷頻度（CDF）の積算値が全積算値の 95% を占めるまでの上位のシナリオを順番に選び、かつ各 CDF の全積算値に対する寄与率が 1% 以上であるものを全て選ぶこととしている。すると、1% 以上の寄与率のシナリオは 24 だ

けであるが、それらの積算値は70%ほどにしか達しないため、全CDFの95%以上になるためには127番目までのシナリオを選ばなければならなくなり、このとき、88番目以降の個々のシナリオの全積算値に対する寄与率は0.1%になっているというのである。重大事故である炉心損傷に至らしめるシナリオは、有意なものから極めて軽微なものまで数え上げれば、上述のようなオーダーに達するものであり、実務上スクリーニングを適用しなければならないほどのものである。この具体的事例については筆者も偶々知り得たものであり、被告がこのことまで知っているとは期待しないが、少なくとも原子炉事故リスクのシナリオがこのような性質のものであることは理解していたものと推測する。したがって、被告が「具体危険性はない」と断言したことに対しては、筆者は驚きと同時に不安も感じている。それは、危険性を受入れない者、目を背ける者には、進んで安全推進を実践することができないからである。従ってこのような表記に対しては、被告が後日訂正を申し出ることを期待したい。

最後に、被告は、「対策を講じておくのが適切と考えられる有意な事象を複数選定した」と述べてはいるが、一方で、評価を省いた事故進展が幾つもあることを再度指摘しておきたい。それらの中には格納容器が閉じ込め機能を果たさなくなるバイパス事象もあり、対策の効能を著しく低下させるMCCI（後述）のような現象もある。そして、被告が実施した評価においては、格納容器からの漏洩が考慮されていなかったり、放射性核種別に漏洩量が求められていなかったり、地面に対する放出レベルが与えられていなかったりといった幾つかの不完全さが見受けられる。これらの問題に伴う弊害は、実際に事故と遭遇するまでその重大さが実感されることなく、今この指摘が退けられ対応する機会が逸せられたならば、将来もそのまま放置され続ける恐れのあるものである。

(1) ア 「大口径 LOCA 後の代替格納容器スプレー」について

筆者は、被告も述べている「グレーチングを通り抜けるような形状の小さな LOCA デブリ」の具体的なものとして、格納容器内面と格納容器内部の機器に施された塗膜（無機亜鉛系の下塗り塗装とエポキシ系の上塗り塗装）、および細かく粉砕された保温材繊維（ガラス繊維、ロックウール系など）を意図していた。塗膜に関しては、LOCA デブリとしてだけでなく、炉心損傷後の高温と高レベル放射線による劣化で剥離するものも追加される可能性がある。これが、高熱を帯びた熔融デブリとの接触により分解し、可燃性の気体を発散するものと予想される。追加の分圧となり、爆発の可能性が想定されるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるほどの反応の形態と規模になるかどうかは筆者にも分からない。実際、軽微である可能性もあるだろう。しかし、電力事業者である被告はこれを保守的に評価し、検討すべきであったと筆者は考える。

保温材繊維がどのように振る舞うかは推測が難しい。熱で融けて熔融デブリの上を覆うようになれば、これが熱的絶縁体となり、被告が主張する原子炉下部キャビティ内に溜まった水による冷却を妨害することも考えられ、コンクリートのベースマットの侵食量を増加させる可能性がある。筆者は、そのような繊維性の保温材が、どれほどの量格納容器内に使用されているのか情報を有しない。しかし、被告はグレーチングで堰き止められる LOCA デブリの存在を認めており、それが繊維性の種類を含むものである場合には、スプレー水の注入量に相関して原子炉下部キャビティに持ち込まれる量も増すことになる。

以上の指摘は本来、原子力規制委員会が審査の段階ですべきであったかもしれないが、より望ましくは、電力事業者が指摘を待つことなく進んでなすべきであったと考える。「健全性に影響を与えるような反応等が生じることを示す明確な知見はない。」との被告の主張は、依然と被告がこの問題に対して説明する意欲がないことを暗示しており、筆者の満足するところではない。

(2) イ 「代替格納容器スプレー・ポンプ」について

ここでの原告らの主張の元となった筆者の意見書の趣旨は、本設の格納容器スプレー・ポンプの仕様が揚程 170m 流量 940m<sup>3</sup>/h であるの対し、代替ポンプの仕様が揚程 140m 流量 150m<sup>3</sup>/h と大幅に低下しており、これでは本来意図した噴射パターンが得られず、目標とする放射性物質（特に放射性ヨウ素）の除去効果（DF）に達せず、加えて、そのような噴射が直径 40m もある格納容器の空間に行き渡らないことで、十分な除熱効果と圧力抑制効果が発揮されないのではないかというものであった。この部分に対する被告の主張は、格納容器破損防止対策の有効性評価において期待する効果が得られることを確認しているというもので、その意味するところに著しい曖昧さが含まれている。筆者はこの被告の回答を、本来意図した噴射パターンが得られず、十分な DF も格納容器に対する圧力抑制効果も保つことはできないが、依然格納容器を破損に至らしめない上で必要な機能を果たすという意味に解釈する。筆者は被告による有効性評価の子細な内容についてまで知る立場にはないが、以下の点を考察し、被告が如何ほど正確な、乃至は保守的な有効性評価を実施したのかについて疑念を解消することができない。

- 代替ポンプによるスプレーの噴射速度が著しく低下することにより、格納容器内において、スプレーによって覆われないかなりの空間が発生する。果たしてスプレー水が有意な圧力損失を伴うことなくスプレー・ヘッダーの末端まで届くのかさえも疑わしく、そのようなスプレー・ノズルからの噴射がかなり弱々しいものとなることが推定される。
- 他方、原子炉圧力容器やその底部が損傷して流出する溶融デブリから発せられる熱に伴う格納容器内の対流がどのようなものとなるのかは、格納容器内のレイアウトの非対称性などにより推定が困難である。
- 以上の二点から、原子炉圧力容器やその底部が損傷して流出する溶融デブリから発せられる熱を含んだ気流が、格納容器スプレーの及ばない空間を素通りして上昇していく場合も考えられる。そのような場合には、ただでさえ少なくなったスプレー水が効率よく利用されず、格納容器の温度上昇と圧力上昇を加速させ、さらに不均一な温度分布による熱応力の発生により、格納容器の健全性が脅かされる可能性もある。

筆者はまた、格納容器スプレーを起動する前の数々の準備作業を厳しい環境

下において実行し、49 分間という短時間のうちにポンプの起動を遂行することに対しても疑念を呈した。如何なる場合においても不可能であると断じるものではないが、想定される様々な併発事象との重複を考慮した場合、やはりその樂觀性に対する疑念を払拭することはできない。更に言えば、ポンプを起動し、ポンプの出口圧力と流量を確認したとしても、それがそのままスプレーとして格納容器内で噴射されているとは限らず確認手段がない。支流や破損部への漏洩が生じているかもしれない。

### (3) ウ 「海水注入の有害性と未解析現象」について

海水中の塩分濃度は約 3.5%程度であり、飽和濃度はこれの 10 倍以上であるから、被告が主張するように、海水注入を継続的行なった場合でも塩分の析出が始まるまでに約 86 時間を要するというのは、筆者も同意するところである。ただし、実は筆者の懸念したシナリオは、一旦蒸気発生器胴側の水（二次冷却水）を海水で置換したのち、何らかの原因でその後の補給が絶たれてしまった場合であり、そのときには塩分析出までの時間が 10 分の 1 以下に短縮されてしまう。そのような状況を指して「蒸発鍋」と称したものである。筆者の不十分な記述のために意味が正確に伝わらなかったのは筆者の責任である。

今改めて斯かるシナリオについて考えてみるに、海水注入が淡水注入に比して過酷事故の進展を一層悪化させる事態としては、上述の状況が更に進んで細管破断に至るような限定された場合であり、実際にはそのような事態を回避するための時間的猶予とブローダウンの対応が可能であることを鑑み、そして、被告も相対的に海水注入の好ましからぬことを認識し最終手段と位置付けていることから、被告と筆者の認識の差が著しいものではないと判断する。

### (4) エ 「アニュラス空気浄化設備」について

当該の設備は、微小な放射性粒子の成分を高い効率で捕獲する化学繊維のフィルタ（HEPA フィルタ）と、更に小さな放射性ヨウ素を吸着する活性炭フィルタによって構成されている。このうち後者については、ファン・デル・

ワールス力を原理とする物理吸着剤としての活性炭の性質を利用しているため所定の乾燥度が入口条件として満足されなければならないことから前段に電熱ヒーターが備えられ、後段には一旦放射性ヨウ素を吸着した活性炭の粒子を下流に逃さないためのフィルタを備えている。そして、当該の設備は元々冷却材喪失事故に代表される設計基準事故に対応するために設けられていることから、相対湿度 100%の気流として流入してくることを条件としている。筆者は、伊方 3 号炉に設置された当該の設備について、その吸着容量が如何ほどであるのか、飽和するまでにどのようにその能力を失っていくのか、所定の乾燥度が維持できない場合にどのような劣化を示すのか、どのような成分が妨害成分となり得るのかについて知らないが、被告も同様にこれらについて十分詳細な技術的情報を有しているとは思わない。

さて、筆者はその意見書において、上述した当該設備が被告の想定している過酷事故の規模を更に上回った条件に曝露された場合として、熔融炉心とコンクリートが反応する MCCI と呼ばれる状況での能力不足の可能性を指摘した。MCCI においては、大量のコンクリート粉塵、水素、一酸化炭素、水蒸気、少量のメタンなどの放出が予測されているからである。被告はそもそも MCCI を起こり得ない事象のように扱っているが、これが起るか起らないかを隔てるのが格納容器への迅速な注水の成否であることを思慮するならば、MCCI は安易に排除されるべきではない。そしてその場合、上述した大量のコンクリート粉塵によるエアロゾルや気体成分が、HEPA フィルタと活性炭フィルタの能力を低下させる可能性を無視することはできない。

さらに言えば、LOCA デブリ（微細に粉砕された保温材繊維や塗装片）や微小な水滴（湯気）の存在も、HEPA フィルタの閉塞を促進させ、電熱ヒーターによる乾燥を不十分にすることで活性炭フィルタの吸着効率を低下させる可能性がある。そして、このように当該の設備の機能が低下することは、最終的には、外部環境に放出される放射性物質の量を増加させる原因に繋がる。

被告は、「重大事故等が発生した場合における温度条件及び湿度条件によっても微粒子フィルタ及びヨウ素フィルタの性能を維持できることを確認している」（87 頁 1 行目～）と述べてはいるが、それが上述した指摘に対応したものとなっていない。

(5) オ 「長期全交流電源喪失 (LTSBO) 対応」について

被告の主張を了解する。

(6) カ 「RCP シールの漏洩評価・実験」について

筆者は、被告の実施した RCP シールの漏洩評価・実験の方法が適切だったという点においては同意しないが、漏洩率  $109\text{m}^3/\text{h}$  の RCP シール LOCA への対応の用意を以て、RCP シール損傷の有無に左右されないとする見解は了解する。

筆者が、被告の実施した RCP シールの漏洩評価・実験の方法が適切でないと指摘する理由は、問題とする事象において RCP シールが実際に曝露される温度条件は、出力運転時のサブクール状態 (圧力 16.6MPa, 温度  $300^\circ\text{C}$ ) ではなく、原子炉停止直後に残留熱が付加されることで飽和状態 (圧力 16.6MPa, 温度  $350^\circ\text{C}$ 以上) となるはずで、実験環境には後者の条件が適用されるべきだったと考えることによるものである。当該の実験では温度は重要な環境条件であり、このような著しい差は実験結果を大きく左右する可能性がある。よって、RCP シールが損傷する可能性は、実施した実験を根拠に被告が思っているよりも高い可能性が有り、それが実際に発生した場合には、自己冷却式充填ポンプに空冷式非常用発電装置から迅速に給電する作業が重要になり、その作業の成否によって炉心の著しい損傷の回避の可否が左右されることになる。被告は、漏洩率  $109\text{m}^3/\text{h}$  の場合においてもこの成功を担保に炉心の著しい損傷が回避されるとしているが、筆者はこの担保の危うさを指摘するものである。

(7) キ 「中型ポンプ+加圧ポンプの直列運転」について

筆者は、被告の計画する一次冷却系のフィードアンドブリード運転において、中型ポンプと加圧ポンプの 2 台を組合せて行なう直列運転を、対策として無効であると断じたわけではない。しかし、これらが恒設の設備であるならばまだしも、両ポンプが可搬式であり、2 台を運搬して両者の出入口をホースなどで連結する作業は、筆者の意見として、特に緊急対応時においては不要

な余分の手間であり、両ポンプの合わせた機能を1台で担い得る場合に比べての短所である。また、被告の用意する2台のポンプは遠心ポンプであり、長時間の締め切り運転によってケーシング内の溜まり水の温度が上昇し蒸気バインディングと呼ばれる現象を起こすという短所もある。これらの短所の解決のため、筆者は1台のプランジャー・ポンプの採用に替えることを提案したものである。

被告は、自らの選択が理論的に成立するという理由を以て正当化しているが、省力化と運転の信頼性は、事故対応を成功させる目的において重要な条件である。筆者の提案を最善なものであると固執するつもりはないが、これも含めて複数の選択肢から最善なものを採用すべきであったと思う。また、一般的にこのような提案が社内であった場合の採否の検討においては、柔軟に意見を吸い上げる職場文化が重要である。

#### (8) ク 「逃し弁による減圧操作」について

被告の主張を概ね了解する。確かに被告が説明するように、一次冷却系のフイードアンドブリード運転における格納容器内の環境は、逃し弁の作動を脅かすほどの厳しいものではなく、さらに、高圧状態のままで炉心損傷に発展した場合においても加圧器が設置されている場所における環境が依然逃し弁の作動を脅かすほどの厳しさではなく、しかもいずれの場合でも1台の逃し弁の作動を確保することができれば減圧操作の目的が達せられることから、この機能を完全に失う可能性はかなり小さいものと思われる。筆者の保留点は以下であり、これらについても入念な評価が行なわれていたとするならば、被告の見解に対する反論はない。

- 全ての逃し弁の操作用直流電源を喪失させるような火災のシナリオがないこと。
- 全ての逃し弁の操作用直流電源を喪失、または操作用高圧窒素ガス供給配管の損傷を起こさせる地震、その他の機械的荷重を生じさせるような現象のシナリオがないこと。

#### (9) ケ 「短期全交流電源喪失 (STSBO)」について

まず、本事象が諸々の可搬式設備が効果的にかつ迅速に活用できるという仮定の下で、炉心損傷事故への進展が回避できる事象であるという点について

は、被告と筆者との間に見解の差はないものと思われる。しかし問題はそのような仮定の妥当性である。筆者はそれに対して大いなる疑念を抱くものであり、また被告においては、そのような仮定の下での評価に加え、そのような仮定をしない場合の評価も実施すべきであると考え。被告の回答には、以下の点において誤解が見受けられる。

被告は、所内常設蓄電式直流電源設備が耐震Sクラスであることを以てその喪失が免れ得ると考えているが、ここで発生頻度として考慮すべき100万炉年に1~2回の地震は、単純に耐震Sクラスであることだけを以て喪失が免れ得ることを担保し得ないほどの規模である。また、耐久性が維持されなければならないのは、蓄電池そのものだけではなく、その配電系統全体に及ぶことになる。STSBOにおいて仮定されるべき地震は、設計基準地震動を大幅に上回る激烈な規模となり、直流電源系統がこれを耐え抜くことができると確信する根拠はない。

たとえ直流電源を喪失したとしても、タービン駆動式補助給水ポンプ(AFWP)を現場で起動することが可能であるという被告の論点に関しては、筆者も承知しているところである。しかしこれは、数人の対応者を複数の現場に配置し、互いに連絡を取り合いながら行なわなければならない、起動後の運転においても微調整を繰り返しながらこれを維持しなければならない極めて高度なものである。この点が、他の事故対応とは異質であり、しかも実機や模擬設備での訓練には限界がある。従って、当該の対応の成功に全幅の信頼を置くことは適切ではない。

被告は、サリー発電所においても可搬式電源を用いて主要な運転パラメータを監視しながら対応することが想定されていると述べているが、正しくは、そのような想定をする場合とそのような想定をしない場合の二通りについてそれぞれ事故進展を評価している。筆者の指摘は、被告の評価がそれらのうち的一方に対してのみであることについてである。

被告は、補助給水タンクがSクラスであることを理由に十分な耐震性を確保していると述べているが、筆者は、直流電源系統に対して上に述べた同じ理由を以て、これに対する同意を保留する。ただし被告は補助給水機能の喪失を仮定し、当該タンクの機能喪失も概念的にこれに包絡されていると述べて

おり、次段の対策を備えていることについては、筆者も適切であると考えます。MAAP コードと MELCOR コードによる解析結果の相違は、解決ができない問題である。ただし、原子炉圧力容器の下鏡が高温クリープによって一体となって崩壊するという事故進展の予想は、MELCOR コードを開発した米国エネルギー省サンディア国立研究所の実験的根拠もある最新のものであり、同コードの一利用者にすぎない我が国の原子力規制委員会の意見が影響するものではない。ここで重要なことは、崩壊の様態に二通りの可能性が存在しているという事実を等しく尊重するという事ではないかと考える。これを踏まえ MELCOR コードによる解析について注目した場合、予めキャビティ内に外部からの注水がないとき、下鏡の崩壊からキャビティ内の溜まり水が完全に蒸発するまでの予想時間は9分間となっている。この時点での溶融デブリからの崩壊熱は20MWほどと推定されることから、100m<sup>3</sup>の水のプールが事前に出来上がっている場合には、その蒸発までさらに数時間の猶予があることになる。しかしそもそも、大量の溶融デブリをこのようにして待ち受けるという対策の妥当性に関しては、未だ国際的なコンセンサスの形成に至っておらず、本来これを正当化するにおいては、水蒸気爆発の影響に対する評価が不可欠となる。そしてその評価においてこそ、二通りの崩壊の様態が大きな差異を生む。大量のプール水に大量の溶融デブリが落下した場合の水蒸気爆発に対する恐れは、チェルノブイリ事故の対応においても第一に考慮され、数人の命を犠牲にしてまでわざわざ下階の水抜きを行なって回避した状況であった。この場合の水蒸気爆発は免れ得ない現象であり、その採否の判定は爆発威力に対する定量的評価を踏まえた慎重なものでなければならないのだが、この点においては被告の評価も原子力規制委員会の審査も十分ではなかったと思われる。

(10) コ 「人員配置と現実の事故対応」について

たとえば被告による事故後49分で格納容器代替スプレー・ポンプの起動に漕ぎ着けるとの見通しについては、その実行可能性が極めて危ういものであると言わなければならない。サンディア国立研究所は、SOARCAをまとめるにあたって、ディーゼル駆動高圧ポンプによる注水開始までの必要時間をサリー

原子力発電所に問い合わせをし、状況把握に30分を要し、それからポンプの段取りに着手し、事故の発生から150分(2.5時間)後に注水開始との回答を得たという。ただし、地震後の混乱が加わる場合の時間のロスをもう1時間考慮し、実際の注水開始は事故の発生から3.5時間後と仮定している。さらに欧州においては、新設炉に対する基本要件の一つとして、このような格納容器を保護するための人的対応には、初めの12時間(目標24時間)は期待すべきでないと、2001年に制定したEUR(European Utility Requirements)に述べている。

過酷事故における人的対応の訓練では、実際には模擬できない様々な条件(地震の揺れと轟音、火災や発煙、施設の損壊など)があり、これらについての考慮を欠いた被告の対応計画は、架空と評せざるを得ない。格納容器の健全性の維持、MCCIの回避は、いずれもそのような架空の敏速行動を前提として初めて可能なものであり、それらが失敗した場合の結末は、外部環境への放射性物質の放出量の大幅増加となる。それ故に、事故対応の成功を前提とした事故進展評価だけではなく、奏功しなかった場合についても行ない、それらの結果が防災計画として活用できるように供されるべきである。

## 2 滝谷意見書(甲296～298)に基づく反論

滝谷意見書(甲296～298)に基づく反論は以下のとおりである。

### (1) 非常用取水設備の耐震Cクラスの過誤

#### 要旨

原子力発電所(以下、原発)の基本安全対策の中に、原子炉に制御棒を挿入して出力運転を停止した後も原子炉内の核燃料から長期にわたり発生し続ける崩壊熱を除去することがある。この崩壊熱除去に不可欠な設備の一つに非常用取水設備がある。伊方原発3号機の非常用取水設備の耐震設計に関して、四国電力から新規制基準適合性審査に提出された設置変更許可申請書(文献1)を精査したところ、耐震重要度分類において本来最上位のSクラスとすべきであるにもかかわらず最下位のCクラスとしている過誤が判明した。このような看過できない重大な過誤のもとに設計、設置され

た設備を有する原発の運転を認めてはならない。

#### ア 非常用取水設備の概要と重要性

(1) 伊方3号機の原子炉の崩壊熱除去に必要な設備構成を、後掲図1に示す。

図に示すように、余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備及び非常用取水設備で構成されている。(図の【 】内に各設備の耐震クラスを記す。非常用取水設備のみCであることが本意見書で指摘する問題点である。これについては後で詳しく論じる。)

原子炉で発生する崩壊熱は、余熱除去設備を循環する一次冷却水により余熱除去冷却器に輸送され、そこで原子炉補機冷却水設備を循環する原子炉補機冷却水に渡される。次いで、崩壊熱は、原子炉補機冷却水冷却器を介して原子炉補機冷却海水設備を流れる原子炉補機冷却海水に渡され、海水放水口から最終ヒートシンク(最終的な熱の逃し場)である海に放出される。

(2) この原子炉補機冷却海水を海から取水する設備が、非常用取水設備である。図1に示されているとおり、非常用取水設備が機能しなければ原子炉の崩壊熱を海に放出できなくなり、崩壊熱除去機能喪失に至る。その安全上の重要度が高いことは、原子力規制委員会の「規則の解釈」(文献2)で参照を求めている「原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針<sup>4</sup>」(文献3)において、「異常影響緩和系」の最上位であるMS-1とされていることから明らかである。余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備も同じくMS-1である。これに則り、四国電力はこれら4設備をMS-1としている(文献1の添付書類八にある「第1.3.2表 本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類」に記載)。

(3) 図2(10頁)に伊方3号機の非常用取水設備の敷地内配置図を示す(文献1)。図1と図2に示されているように、非常用取水設備は、海水取水口、海水取水路及び海水ピットで構成されている。海水ピットには、後述のとおり

---

<sup>4</sup> 安全に関連する構築物、系統及び機器を、異常の発生防止の機能を有するもの(PS)と異常の影響緩和の機能を有するもの(MS)に仕分け、それぞれ重要度の高い側からクラス1、クラス2、クラス3に分類して、設計上の適切な要求を課す基礎を定めることを目的としている。

りポンプ室とスクリーン室及び堰が設けられている。

非常用取水設備の構造図を文献 1 にもとづき図 3 (11 頁) に添付するが、同図を見てのとおり、四国電力は「機密に係る事項」を理由に白抜き扱いにして内容を公開しておらず、従って本意見書では具体的構造の説明をすることができないことは遺憾である。

海水ピットには、海水取水口、海水取水路を経て流入する海水が貯留されている。

海水は、海水ピットから海水ポンプにより汲み上げられて、原子炉補機冷却水冷却器に供給される。海水ポンプ以降の海水系統は、原子炉補機冷却海水設備と呼ばれている。

海水ピットには、津波対策として、引き波により一時的に海面が低下した場合にも海水ピットに必要な海水量を確保できるように、海水ピット堰が今回の設置変更にもとづいて新設されている。

海水ピット堰以外の非常用取水設備は、原発建設当時から設置されている屋外土木構造物である。

- (4) ここで特筆しておくことは、非常用取水設備は、その名前が示すとおり、非常用、すなわち通常運転状態から逸脱した異常や事故の発生時において原子炉施設の安全性を確保するための重要な機能を持っていることである。設計基準対処設備として原子炉の崩壊熱を除去する上で、その耐震重要度は、余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備と同等でなければならないことは、図 1 の設備構成から自明である。
- なぜならば、もし基準地震動  $S_s$  相当の地震が発生した際に、非常用取水設備が破損すると、他の設備が健全性を保っていても、原子炉補機冷却海水設備への海水供給ができなくなって、原子炉補機冷却水の温度が異常に上昇し、原子炉の崩壊熱除去機能の喪失という事態に陥るからである。
- また、原子炉補機冷却水は、原子炉の崩壊熱除去に必要であるのみならず、非常用ディーゼル発電機、使用済燃料ピット冷却器、空調用冷凍機などにも供給されてそれぞれに必要な冷却を行っているので、非常用取水設備の機能が損なわれると、これらの設備も併せて機能喪失に陥るという重要性を有している。

## イ 耐震クラスの設定

### (1) 耐震重要度分類における S クラス施設

原発の耐震安全設計の出発点は、耐震重要度分類である。

原発を構成する施設は、その安全機能が喪失した場合の放射線による公衆への影響の程度に応じて、重要度の高い順から、Sクラス、Bクラス、Cクラスに分類され、それぞれのクラスごとに定められている設計用地震力と設計方針にもとづいて設計される。

原子力規制委員会の規則で定められている耐震重要度分類でのSクラスの施設には、非常用取水設備に関連するものとして、以下の3項目がある(文献2の(別記2)第4条2)。

- ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備

非常用取水設備が、このうちの最初の2項目にある「炉心から崩壊熱を除去するための施設」に属する設備であることは、明白である。なぜならば、前記アで述べた通り、海水の取水機能が損なわれると、炉心から崩壊熱を除去できなくなるからである。

従って、非常用取水設備の耐震重要度は余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備と同じSクラスでなければならない。これに反して、次に記すとおり、四国電力は耐震重要度最下位のCクラス(一般産業施設と同等)としているのである。

## ウ 非常用取水設備の耐震クラスの過誤

(1) 四国電力は、設置変更許可申請書の添付書類八において耐震重要度分類を行い、クラス別施設の一覧を示している(文献1)。

表1(7頁)は、クラス別施設の表からSクラスの「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」と「津波防護機能を有する設備」に着

目して、関連個所を抜粋したものである。

(2)「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」の「主要設備欄」に余熱除去設備、「補助設備欄」に原子炉補機冷却水設備と原子炉補機冷却海水設備が挙げられている。しかし、非常用取水設備は入っていない。

これは明らかに不合理である。なぜならば1で論証したとおり、同設備は、原子炉補機冷却水設備と原子炉補機冷却海水設備と同等の安全機能の重要度 MS-1 と認定されているので、この「補助設備欄」に挙げられるべきなのである。

それだけでなく、非常用取水設備は、そのうちの海水ピット堰以外は、クラス別施設の表のBクラス、Cクラスの欄にも記載されておらず、このことは同表の欠落点である。

(なお、海水ピット堰だけは、「津波防護機能を有する設備」として、Sクラスの「主要設備」の一つとされている。)

ウ 表1には含まれていない非常用取水設備の耐震クラスについて調査を続けたところ、表2(8頁)に示す「重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類」の表の主要設備の欄に「非常用取水設備」があり、そこには、海水取水口、海水取水路、海水ピット(スクリーン室とポンプ室に分けて記載)は、いずれもが、設計基準対象施設を兼ねる設備の重要度分類として[C]と明記されていることが判明した。

エ 表3に伊方3号機の崩壊熱除去に必要な設備の安全機能の重要度と耐震重要度の一覧をまとめる。本来、福島原発事故の前後を問わず設計基準対象設備に関して、安全機能の重要度最上位 MS-1 は耐震重要度最上位の S クラスにされることは、安全設計の基本的考え方であり、実際に筆者が確認したかぎりではどの PWR 型原発においても安全機能の重要度 MS-1 の設備で耐震 S クラスでない設備は非常用取水設備のみである。この非常用取水設備だけ MS-1 でありながら耐震 C クラスとしていることは明らかに不合理であり、耐震基本設計における過誤である。

四国電力はなぜ非常用取水設備を C クラスでなく S クラスとしないのか、それは地盤や屋外土木構造物の設計、施工上に技術的難しさがあるからか、それとも建設コストの抑制からくるのか、筆者には不詳であるが、設計基

準地震動  $S_s$  に対する崩壊熱除去機能が担保されていない耐震基本設計になっていることは紛れもない事実である。

また、原子力規制機関においても、原発建設当時の安全審査から今般の新規制基準適合性審査に至るまで、長年にわたりこの過誤に気づくことがなかった、あるいは気づいても見逃してきたのではないかと推認する。

以上に論証したとおり、四国電力は、非常用取水設備を耐震重要度最下位のCクラスで設計しており、本来Sクラスであるべき耐震クラスの設定に過誤があることが判明した。このような重大な過誤が是正されない限り、伊方3号機の稼働を認めてはならない。

### 3. 結語

伊方3号機には、原子炉の崩壊熱を除去する上で必要不可欠な非常用取水設備に関して、耐震重要度を本来Sクラスにすべきであるにもかかわらず、最下位のCクラスにしているという耐震基本設計上の重大な過誤がある。

このような基本設計の安全性にかかわる過誤は、「伊方発電所原子炉設置許可処分取消」訴訟に関する最高裁判所判決文(平成4年10月)にある「……当該原子炉施設が右の具体的審査基準に適合するとした原子力委員会若しくは原子炉安全専門審査会の調査審議及び判断の過程に看過し難い過誤、欠落があり、被告行政庁の判断がこれに依拠してされたと認められる場合には、被告行政庁の右判断に不合理な点があるものとして、右判断に基づく原子炉設置許可処分は違法と解すべきである。」の中の「看過し難い過誤」に該当するものである。

このような重大な過誤のある原発の運転を認めてはならない。

### 文献

- (1) 四国電力株式会社「伊方発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号原子炉施設の変更)の一部補正」(平成27年4月14日、同年5月11日)
- (2) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年6月19日決定)
- (3) 原子力安全委員会「発電用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指

針」(平成2年8月30日決定)

- (4) 滝谷紘一「検証・原発新規制基準適合性審査：非常用取水設備の耐震Cクラスは誤りである」岩波書店月刊誌「科学」2016年3月号

表1 耐震重要度にもとづくクラス別施設の分類

(文献1の添付書類八「第1.4.1表 クラス別施設」より関連個所を抜粋)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備		補助設備	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス
S	d.原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	①主蒸気・主給水系(主給水逆止弁より蒸気発生器2次側を経て、主蒸気隔離弁まで) ②補助給水系 ③補助給水タンク ④余熱除去設備	S  S S S	①原子炉補機冷却水設備(当該主要設備に係るもの) ②原子炉補機冷却海水設備 ③燃料取替用水タンク ④炉心支持構造物(炉心冷却に直接影響するもの) ⑤非常用電源(燃料油系含む)及び計装設備	S S S S
	h.津波防護機能を有する施設及び浸水防止機能を有する施設	①海水ピット堰 ②水密ハッチ ③水密扉 ④床ドレンライン逆止弁 ⑤貫通部止水処置	S S S S S	—	—

表2 非常用取水設備の耐震クラス（文献1より関係個所を抜粋）

第1.4.2表 重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
1. 常設耐震重要 重大事故防止設備		(10) 非常用取水設備 ・海水ピット堰〔S〕
2. 常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大事 故防止設備	常設重大事故防止設備で あって、耐震重要施設に属 する設計基準事故対処設 備が有する機能を代替す るもの以外のもの	(2) 非常用取水設備 ・海水取水口〔C〕 ・海水取水路〔C〕 ・海水ピットスクリーン室〔C〕 ・海水ピットポンプ室〔C〕

表3 崩壊熱除去に必要な設備の安全機能の重要度と耐震クラスの一覧

設備名	安全機能の 重要度(クラ ス)	耐震重要 度(クラス)
余熱除去設備	MS-1	S
原子炉補機 冷却水設備	MS-1	S
原子炉補機 冷却海水設備	MS-1	S
非常用取水設備 ・海水取水口 ・海水取水路 ・海水取水ピッ ト	MS-1	C C C

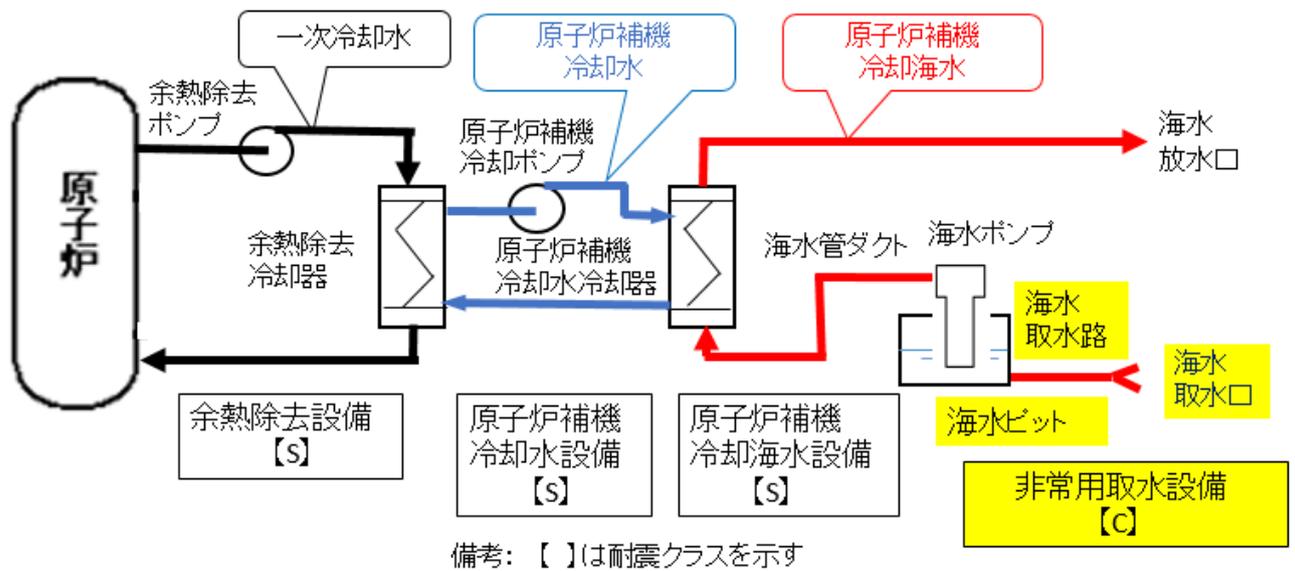


図1 伊方3号機の原子炉崩壊熱除去に必要な設備構成

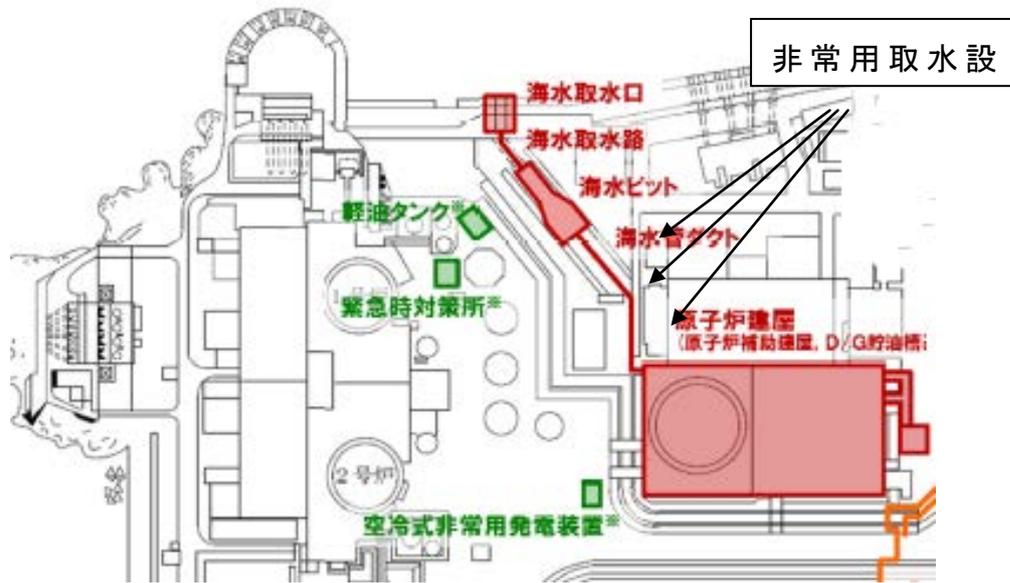
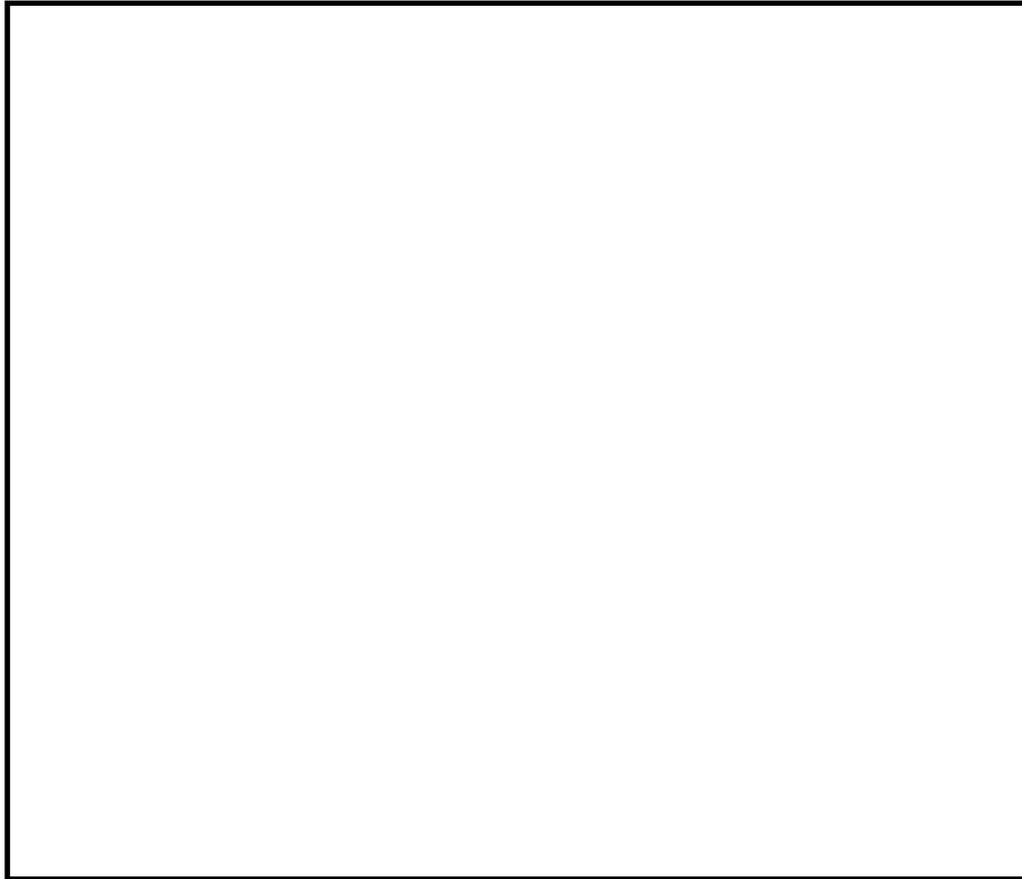


図2 非常用取水設備の敷地内配置図

(文献1より抜粋。「非常用取水設備」と引き出し線は筆者が記

入)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので  
公開することはできません。

第 7.7.1(1)図 取放水設備の構造図（海水系取水路）

図 3 非常用取水設備の構造図（文献 1 より抜粋）

## (2) 被告の耐津波安全性反論の問題点

被告・四国電力株式会社は、「被告の主張について」(平成28年1月5日)の中の「2 耐津波安全性について」において、原告らの主張に対する反論を述べている。その反論に含まれている問題を2点指摘する。

### ア 海水ピット堰のフラップゲートの信頼性実証の欠如

被告は、津波の引き波対策として設けられたフラップゲートの機能維持に関して、「地震及び砂の堆積、漂流物に対して機能不全になることはない」と主張している(エ項, 13頁)。しかし、可動部のあるフラップゲートの有効性を保証するためにはこれだけの評価では不足している。何故ならば、フラップゲートの可動部は常に海水中で開いた状態で使用されているので、長期的には金属腐食によるゲート回転軸の固着や海生生物(貝類(フジツボ, イガイその他)の幼生など)の付着・成長による作動阻害のおそれがある。これらの懸念に関して被告は長期的機能維持の実証試験結果を示していない。(もし実証試験を行っているのならば、その内容を公開すべきである。)

この海水中における金属腐食と海生生物の付着・成長に伴う問題については、原子力規制委員会の伊方3号機審査書でも触れられておらず、審査の欠落点でもある。

九州電力川内1・2号機では津波の引き波対策として、可動部のない固定式のコンクリート堰が取水口内に設けられている。安全機能の重要度が最上位のクラスMS-1の設備に関しては、信頼性が十分に高いものでなければならず、可動部のあるフラップゲート方式の採用は、その長期的機能維持の保証がないかぎり不適切である。

### イ 海水ピットの安全機能の誤り

被告は海水ピットの安全機能について次のとおり記述している(オ項, 14頁)。  
【海水ピット堰を支持する海水ピットスクリーン室及び海水ポンプを支持する海水ピット室は、いずれも原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」という安全機能を直接目的とした施設ではない(そうした安全機能を期待するのはSクラスの海水ピット堰や海水ポンプである)ため耐震重要度分類上はCクラ

スに分類される施設である（以下省略）】

この主張の中で、海水ピットスクリーン室及び海水ピット室が「安全機能を直接目的とした施設でない」及び「Cクラスに分類される施設である」とすることは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（原子力規制委員会決定、平成25年6月19日。以下、「規則の解釈」と呼ぶ）に違反している。この規則の解釈に従うと、海水取水口、海水取水路、海水ピットスクリーン室、海水ピット室で構成されている「非常用取水設備」はSクラスでなければならないのである。原子力規制委員会が新規基準適合性審査で被告の申請どおりにCクラスとすることを認めたことは審査の瑕疵である。その根拠は以下のとおりである。

（1）規則の解釈（別記2）第4条には、耐震Sクラスにすべき設計基準対象施設9項目の中に次の3項目が挙げられている。

- － 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- － 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- － 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備

非常用取水設備を構成する設備のうち、上記3番目に該当する海水ピット堰以外は、1番目と2番目の2項目に該当する。何故ならば、本意見書の第1部で詳しく論じたとおり、非常用取水設備は、炉心から崩壊熱を除去する主要設備の余熱除去設備、その補助設備である原子炉補機冷却水設備と原子炉補機冷却海水設備の3設備が機能する上で必要不可欠な設備であることから、炉心から崩壊熱を除去するための施設に属する。従って非常用取水設備は耐震Sクラスであり、それを構成する主要個所の海水取水口、海水取水路、海水ピットスクリーン室、海水ピット室はすべてSクラスでなければならない。

（2）安全施設の安全機能の重要度の視点からも非常用取水設備の重要性が明らかである。

規則の解釈の第12条（安全施設）に、

「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（筆者注：原子力安全委員会決定，平成 2 年 8 月 30 日）による。ここで，当該指針における「安全機能を有する構築物，系統，及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。

と定めている。この審査指針によると，非常用取水設備の安全機能の重要度は，異常影響緩和系 (MS) のクラス 1，2，3 のうちの最高位であるクラス 1 (MS-1) とされている。

詳しく述べると，同指針の「(附表) PWR 及び BWR の安全上の機能別重要度分類の例」において，MS-1 の「安全上必須なその他の構築物，系統及び機器」の欄に，原子炉補機冷却水系と原子炉補機冷却海水系があり，その「特記すべき関連系」として，取水設備が明記されている。（この取水設備には非常用がついていないが，伊方 3 号機での用語の非常用取水設備を指している。何故ならば，取水設備には他に発電設備の復水器へ供給する海水用があるが，これは常用設備であり安全関連設備でないことは自明である。） 非常用取水設備は余熱除去設備，原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備（いずれも MS-1）の各機能に必須の機能を有しているので MS-1 とされているのである。

この指針どおりに，被告は設置変更許可申請書一部補正（平成 27 年 4 月 14 日）の添付書類八にある「第 1.3.2 表 本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類」において，「取水設備(原子炉補機冷却海水設備にかかわるもの)」を MS-1 としている。安全機能の重要度と耐震重要度の対応付けとして，MS-1 の設備の耐震重要度が S クラスであることは必然のことであり，従来からどの原発においてもそのようにされてきている。実際に，被告による今般の耐震重要度分類による「第 1.4.1 表 クラス別施設」（前掲の添付書類八）においてもそのように対応付けられている。（ただし非常用取水設備は同表のどこにも入っておらず，これ自体，耐震重要度分類における欠落である。） 従って被告が非常用取水設備は安全機能を最高位の MS-1 としながら，耐震クラスを最低位の C クラスとしていることは論理的に矛盾しているのである。

上記(1)(2)より，被告の主張「非常用取水設備は安全上の機能を直接目的とし

た施設でないため、耐震 C クラスに分類される」は失当である。従って、非常用取水設備を C クラスとしていることは耐震基本設計における過誤を示すことに他ならず、被告は設計基準地震動  $S_s$  による地震力に対しては耐震安全性を保証しない基本設計をあえて採用しているのである。

以上