

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

#### 原告ら準備書面41

—国際的基準から見た川内原発の問題点・安全性の欠如—

(佐藤・意見書分冊Ⅱ [甲B59] をふまえて)

2017年3月10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

## 記

以下には、川内原発に対する設計基準地震動の設定プロセスとそれに基づく耐震安全性についての考え方、および、安全目標の適合性に対する評価に関する諸問題について、国際的基準から見て安全性が欠けることについて、佐藤暁氏の意見書・分冊Ⅱ（甲B59）に基づいて主張する。

## 目次

第1 原発に求められる安全性（甲B59・1～4頁）	4
1 設計基準地震動の設定プロセスにおける非保守性	4
2 一般産業と原子力産業の間に設定される安全基準の格段の差	5
3 原子力安全に関する国際的基準を取り入れない日本の基準	6
第2 基準地震動の策定に関する国際的基準（甲B59・5～15頁）	7
1 米国の基準	7
(1) NRC規制指針RG1.60	7
(2) NRC規制指針RG1.165	9
(3) NRC標準審査指針SRP2.5.2	11
(4) NRC規制指針RG1.208	12
2 IAEAの基準について(甲B59・14～15頁)	13
(1) NS-G-1.6	13
(2) SSG-9	13
3 小括	15
第3 川内原発の基準地震動は新規制基準が求めるものと異なっている（甲B59・7～9頁及び16頁～）	15
1 Ss-1とSs-2のそれぞれのスペクトルに対応する時刻歴波形	15
2 Ss-1とSs-2を包絡させた応答スペクトルを策定しなかったことによる過小な評価結果	17
3 Ss-2を「震源を特定せず策定する地震動」として耐震設計に利用するためには、包絡した応答スペクトルを策定する必要がある	19
4 時刻歴波形の策定に関する要件を満たしていない(甲B59・19頁～)	19
5 小括	21

第4 川内原発の一樣ハザード・スペクトルの信頼性が薄弱である (甲B59・39頁～)	22
1 被告九州電力が依拠した原子力安全基盤機構と日本原子力学会が制定した一樣ハザード・スペクトルは現実に発生した地震動との乖離が著しい	22
2 原子力安全基盤機構と日本原子力学会が制定した一樣ハザード・スペクトルは地震小国の米国の一樣ハザード・スペクトルと比較すると過小評価である	24
3 小括	25
第5 Ssを超える地震動による格納容器破損や、Ss未満でも起こり得る格納容器バイパス事故が発生することは考えなければならない (甲B59・54頁～)	25
1 川内原発の格納容器は二重の耐震安全性を有しているものではない	25
2 運転条件レベルDでは安全代がかなり削られて残り少ない状態である	25
3 最大表面加速度と構造物の地震加速度の関係は非線形であり、わずかな地震規模の過小評価により安全代が失われることも考える必要がある	28
4 起こり易い格納容器バイパス事故のシナリオが、川内原発では考慮されていない	29
5 小括	32
第6 日本の安全目標は原発の安全確保のために機能する内容になっていない (甲B59・64頁～)	33
1 日本の安全目標が $10^{-6}$ /年とされる根拠が検討不十分で、数字だけが原発の安全宣伝に使用されている	33
(1) 米国およびIAEAの安全目標とそれを定めた経緯	33
(2) 日本の安全目標の定め方の問題点	35
2 安全目標の確認方法の不存在	35
3 安全目標 ( $10^{-6}$ /年) に適合させるために行われている不都合な真実の無視	37
(1) 安全目標 ( $10^{-6}$ /年) に適合するためには、厳しい条件をクリアしなければならない	37
(2) 被告九州電力の安全目標適合性の結果は、検討すべき事項を無視して導かれている	38
4 小括	40

## 第 1 原発に求められる安全性（甲 B 5 9・1 頁～4 頁）

### 1 設計基準地震動の設定プロセスにおける非保守性

- (1) 原発に求められる安全性は、一般産業において求められる安全性とは格段の差がある高度の安全性であり、その安全性を確保するための基準は、国際的な知見を尊重して策定すべきであるが、日本ではそれがなされていない。

世界の原子力安全に関する規制、規格・基準については、福島第 1 原発事故の以前から、国際的整合性（ハーモナイゼーション）が提唱され、実際、そのための活動も活発化していた。そもそも、国際原子力機関（IAEA）の膨大な指針集は、そのような活動の一環として制定されてきたものである。

そして、福島第 1 原発事故後、各国と国際機関とが改めて重要性を強調したのが、国際的な基準や慣行からの逸脱や自己満足に対する戒めであり、国際的整合性の更なる推進であった。

- (2) 指針集の制定の他、IAEA が展開してきたもう一つの重要な活動としては、ピア・レビュー（第三者による独立的客観的評価）があり、具体的には次の 7 分野においての実施を含む（甲 B 5 9・1 頁）。

ピア・レビューの種類		内容
(1) OSART	運転安全調査	特定の原発、または原子力発電事業者に対する安全管理の業態調査と評価。
(2) IRRS	総合原子力安全規制評価	各国の原子力規制機関に対する業態調査と評価。
(3) EPREV	緊急対応評価	原子炉事故に備えた防災計画の評価。
(4) DSARS	設計安全解析評価	設計安全解析の実務に対する評価。
(5) SALTO	長期運転安全	認可更新を行う施設に対する安全審査の評価。
(6) SEED	立地、外部事象設計評価	立地基準、設計基準地震動などの策定法の適正さ、実際の施設における反映の実態に対する評価。
(7) ARTEMIS	放射性廃棄物、使用済燃料管理、廃炉、除染に関する総合評価	バックエンドの管理の実務に対する評価。

ただし、これらのピア・レビューは、IAEA が勝手に押しかけて行って抜き打ち的に実施するのではなく、希望国からの要請を受けてから計画されるものであるため、要請がない限り、実現しない。

例えば、そのうちの 1 つである OSART（上記図の(1)）に関しては、IAEA は、1983 年から 2013 年 6 月までに合計 284 回も実施しているが、その内訳を見てみると、フランス 44 回、ウクライナ 23 回、中国 19 回、チェコ 15 回、スウェーデン 13 回、ロシアと米国が各 12 回、ブラジル 11 回、ス

ロバキア 10 回となっており、ようやくドイツ、スペイン、スイスと並び、日本の 9 回が続いている。また、(2)の IRRS も、1992 年から 2013 年 6 月までに合計 75 回行われているが、2015 年の秋頃、わが国の原子力規制委員会に対して計画されているものは、8 年ぶり、ようやく 2 回目であり、(3)ないし(7)の分野においては、未だに、一度も受けたことがない。

- (3) このような事実が語るように、「日本の国際的なピア・レビューへの参加は、保有する原子炉の基数に相応しくなく、かなり不活発な方であると言わざるを得ない」(甲 B 5 9・2 頁)。

## 2 一般産業と原子力産業の間に設定される安全基準の格段の差

- (1) それは、ひとたび原発で過酷事故が起こったときの影響の規模と、復旧に要する時間の長さが、巨大な自然災害の場合に匹敵するか、あるいは、それをも上回るほど圧倒的であることによるものである。

チェルノブイリ原発事故や、福島第 1 原発事故により、原発事故の被害の甚大さを、我々は認識している。

それ故に、原子力安全の分野では、一般産業安全の分野では考えの及ばない、日常的な感覚を越えているとも思える基準や概念が、あえて盛り込まれているし、また、それが不可欠でもある。

例えば、米国地質調査所 (USGS) は、向こう 50 年間の超過確率が 10% と 2% のハザード・マップを公開しており、これらが建築物などの設計に活用されている。つまり、一般の建築物などであれば  $2 \times 10^{-3}$ /年、特に重要な建築物などであっても  $4 \times 10^{-4}$ /年 の年超過確率に抑えられているのであれば、「十分安全であろう」との常識がある。

しかし、この常識は、原子力安全の分野にはあてはまらないのであって、「より厳しい  $1 \times 10^{-4}$ /年 の年超過確率に相当する地震加速度を設計基準として設定することが要求されている」(甲 B 5 9・2 頁)。

- (2) また、メキシコ湾岸や大西洋沿岸での最高水位を設計基準として設定する場合には、巨大ハリケーンが、海岸線に向かう波と同一の方位に沿い、反時計回りに旋回する右側の最大周速度と、想定される最大の移動速度が重複して接近するものと仮定し、その場合のサージ(風圧で海水が岸に押し付けられ戻れなくなることで上昇する海面の盛り上がり)に、低気圧の効果による海面の盛り上がり、波浪の高さを加え、更に、これが大潮(太陽、月、地球が一直線上に並び、太陽の引力による起潮力と月の引力による起潮力が重なる潮位の上昇)の満潮位の時刻に一致することも仮定する。

あえて、そのように何重にも仮定することが、原子力安全を確保する

ために必要であるとして、基準として定められているのである(甲B59・2～3頁)。

- (3) さらに、原子炉事故の中でも、特に危険であり回避されなければならない臨界事故を防止するための安全思想としては、ダブル・コンティンジェンシー(安全性を保証するための手段が、独立的に2つ備えられること)と呼ばれる概念がある。

例えば、使用済燃料の保管容器を設計する場合には、臨界を防ぐために中性子吸収材が使われるが、さらに、実際には使用済燃料であるにもかかわらず、新燃料として扱って臨界性の解析が行われる。容器に入れられる燃料が、使用済燃料でありつつ新燃料である、ということは、あり得ないことである。

しかし、放射線や熱の解析を行う場合には、放射線と崩壊熱を発生する使用済燃料として扱い、臨界性の解析を行う場合には、臨界が起り易い新燃料として扱う。

これも、原子力産業の安全基準の目的から、あえてそのように仮定するのである(甲B59・3頁)。

### 3 原子力安全に関する国際的基準を取り入れない日本の基準

- (1) 一般産業と異なる高度の安全基準は、科学技術の不確定さ、不可知性を補うために、先人が作った原子力安全のルールである。そして、しばしば、それらが惨事を防いでくれたという出来事もあった。

現在、世界で運転中の商用原子炉は400余基であるが、どの国であれ、自国の経験だけに基づく知見では万全な安全技術を確立することが困難であり、その認識に基づき、原子力産業界は産業界の国際的コミュニティを作り、安全技術の共有化を図ってきた。

また、規制者側も、規制者の国際的コミュニティを作り、規制要件、規格・基準の統一化を進めてきた。

前述したように、世界の原子力安全に関する規制、規格・基準については、福島第1原発事故以前から、国際的整合性(ハーモナイゼーション)が提唱され、実際、そのための活動も活発化していた。そもそも、国際原子力機関(IAEA)の膨大な指針集は、そのような活動の一環として制定されてきたものである。

- (2) ところが、日本の基準は、国際的基準が高められても、これを取り入れようとはしなかった。

「我が国の場合には、国際的にどんどん安全基準を高める動きがあるところ、なぜ日本ではそれはしなくてもいいかという言い訳づくりばかり

をやっている、真面目に対応していなかったのではないかという思いが  
ございます」(甲A130・班目春樹 国会事故調会議録74頁)。

- (3) また、上記1(2)で見たように、指針集の制定の他に、IAEAが展開して  
きたもう一つの重要な活動として、ピア・レビュー(第三者による独立  
的客観的評価)があるが、日本の国際的なピア・レビューへの参加は、  
保有する原子炉の基数に相応しくなく、かなり不活発な方である(甲B5  
9・2頁)。

その結果、日本は、非保守的な安全基準で満足していた。

福島第1原発事故が発生したとき、日本においては、「1000年に1度の  
津波に襲われたのだから、不運な自然災害だった」とする寛容的な見方も  
あったが、米国原子力学会は、「ほんの1000年ほど前の史実にあった津波  
を設計に考慮しなかったことはあり得ない」という論調の所感を2012年  
3月の報告書に述べており、似たような見解が、他の幾つかの報告書にお  
いても示された。

そして、福島第1原発事故後、各国と国際機関が改めて重要性を強調し  
たのが、国際的な基準や慣行からの逸脱や自己満足に対する戒めであり、  
国際的整合性の更なる推進であった。

ところが、日本では、福島第1原発事故の当事者であるにもかかわらず、  
福島第1原発事故の教訓を十分に取り入れておらず、国際的基準との整合  
性も十分にできていない。

即ち、本件原発の安全性に関する考え方にも、国際的基準に満たない、  
独善的で非保守的な考え方が紛れ込んでいる。

## 第2 基準地震動の策定に関する国際的基準(甲B59・5頁～15頁)

川内原発の基準地震動の策定に当たって、原発の安全性を求める国際的基  
準の観点からすれば、Ss-1とSs-2を包絡するスペクトルを策定しない  
合理的理由はない。以下、この点に関して詳論する。

### 1 米国の基準

#### (1) NRC規制指針RG1.60

1973年10月に発行された米国の原子力委員会(現NRC[アメリカの原  
子力規制委員会]の前身)の規制指針1.60(原発の耐震設計のための設  
計応答スペクトル Design Response Spectra for Seismic Design of  
Nuclear Power Plants)は、1970年代と1980年代、米国内で建設された  
原発に適用されたが、日本を含む諸外国にも普及していった。

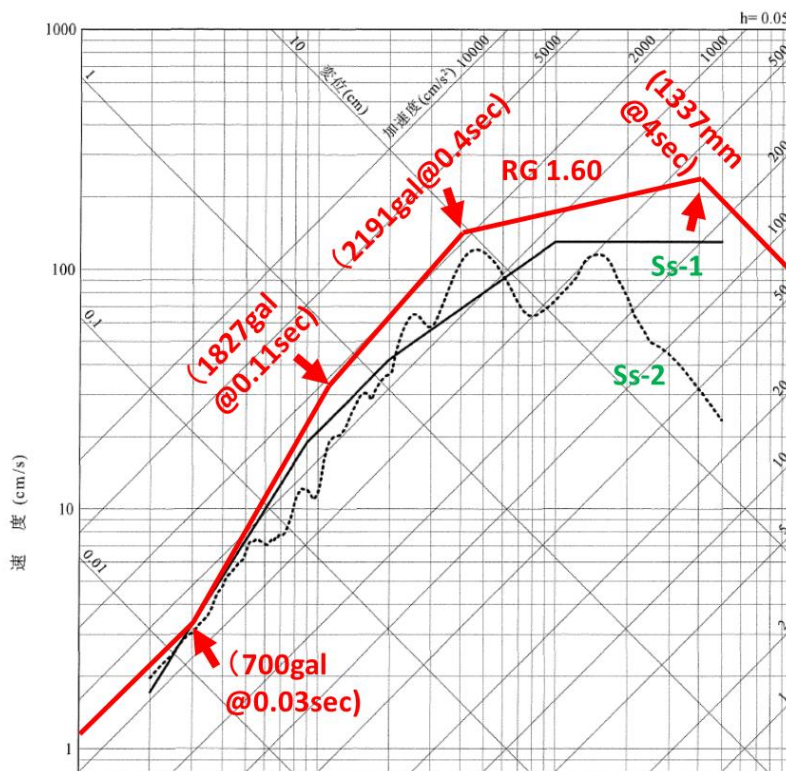
これは、過去の地震データを分析して保守的に一般化したものであり、  
表面最大加速度(PGA)とコントロールポイントによって設計応答スペ

クトルを決定する方法で、表面最大加速度を設定すると自動的に包絡線が決定され、各原発の立地条件に左右されることはない。

即ち、包絡線分は、以下の5本で構成される(甲B 5 9・6頁)。

- ① 周期 0.03 秒 (33Hz) までの区間は一定値の加速度とし、これを仮に 100 ガルとすると、残り 4 区間の線分は、減衰係数(振動が時間的に弱まっていく特性)を 5% と仮定した場合について、次のように設定される。
- ② 周期 0.11 秒 (9Hz) における加速度は 2.61 倍の 261 ガルとし、周期 0.03 秒から 0.11 秒にかけての区間を直線で結ぶ。
- ③ 周期 0.4 秒 (2.5Hz) における加速度は 3.13 倍の 313 ガルとし、周期 0.11 秒から 0.4 秒にかけての区間を直線で結ぶ。
- ④ 周期 4 秒 (0.25Hz) 以上の区間における変位は 191mm で一定とする。
- ⑤ 上述までで欠落している周期 0.4 秒から 4 秒にかけての区間は、両端を直線で結ぶ。

仮に、上記のルールを、川内原発の S<sub>s</sub>-1 に対して適用した場合には、下記の図の通り、PGA(表面最大加速度)を周期 0.03 秒における加速度の値として 700 ガルと読み取り、S<sub>s</sub>-1 の応答スペクトルを大幅に上回り、S<sub>s</sub>-2 も包絡する一つの応答スペクトルとなる(甲B 5 9・6頁)。





## (2) NRC規制指針RG1. 165

1997年3月になって、確率論的地震ハザード評価(PSHA)の考え方が取り入れられた規制指針RG1.165が制定された。

これは、原発ごとに、最も地震ハザードに寄与する地震(“Controlling Earthquake”と呼ばれている)のパラメータ(マグニチュードと震央距離)を決定し、設計応答スペクトルが、全周期の帯域において、年超過確率が $10^{-5}$ 以下(ただし、平均値ではなく最頻値)となるように設定される。

しかし、そのような地震として、1つだけでなく、2つ目も選ばなければならない場合がある。

遠距離地震は長周期の減衰が少ないので、100 km以上の震央距離の地震がハザードへの寄与率5%以上になる場合は、近距離地震とともに、その遠距離地震も選択する。

2つの地震を選択した場合、規制指針RG1.165のAppendix Fに、それら2つの応答スペクトルを1つに包絡せよとあり、その包絡の仕方として、次の3案が示されている。

即ち、

- ① 上記(1)で見たRG1.60(1973・米国NRC規制指針)にあるルールに基づく包絡線を忠実にあてはめて設定する場合(次頁のFigure F.1の図参照)、
- ② この包絡線の形状をそのままスライドするか、あるいは修正してあてはめる場合(次頁のFigure F.2の図参照)、
- ③ 包絡線を、線分ではなく、滑らかな曲線として設定する場合(次頁のFigure F.3の図参照)、

という3案である(甲B59・10頁)。

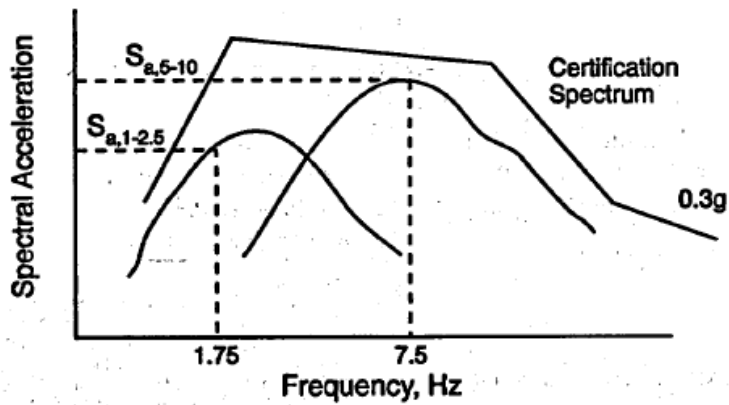


Figure F.1 Use of SSE Spectrum of a Certified Design

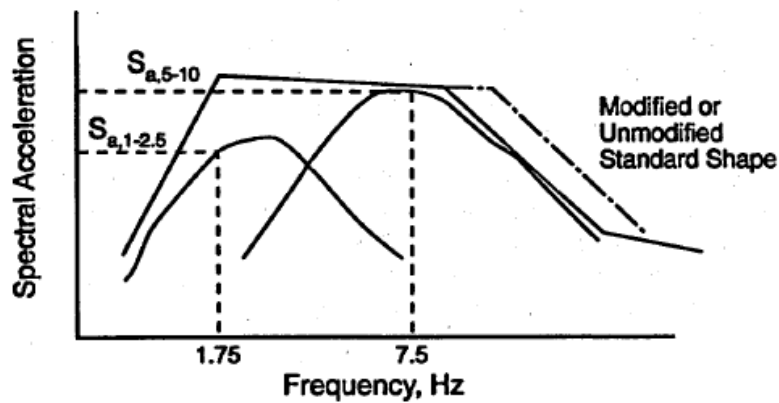


Figure F.2 Use of a Standard Shape for SSE

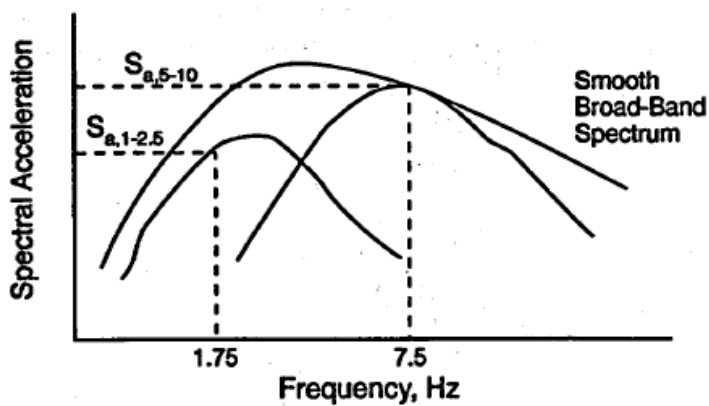


Figure F.3 Development of a Site-Specific SSE Spectrum

いずれにしても、2つの応答スペクトルを別々に与えるのではなく、両者を包絡させるという考え方が示されている。

震央距離 25km、マグニチュード 5.5 の地震が、震央距離 150km、マグニチュード 7.5 の地震と同時に発生するなどという現象は経験的にも常識的

にもほとんどあり得ないことからすれば、非合理的であるともいえそうであるが、しかし、あえてそのような非合理的な仮定をすることで、原子力安全の余裕代を確保している場合もあることは、前述した通りであり、佐藤暁氏は、「この仮定の根拠は、発生場所と規模の異なる2つの地震の同時発生に備えたものというよりも、全般的な不確定性と不可知性に対するマージン（余裕代）を確保するためと理解されるべきである。」と指摘されている(甲B59・11頁)。

### (3) NRC標準審査指針SRP 2. 5. 2

ところで、NRC（米国の原子力規制委員会）の審査官には、上記(1)及び(2)でみた規制指針とは別に、標準審査指針（Standard Review Plan）というものがある。

設計応答スペクトルの策定に関する審査指針は、1989年8月に発行された第2改訂版の第2.5.2項（Vibratory Ground Motion）において述べられている。

その中で、設計基準地震動を決定する上で考慮されるべき最大地震が、振動数（周期の逆数）の帯域によって異なり、複数存在する場合の扱いに関しては、同第2.5.2.6（Safe Shutdown Earthquake）の項において、以下のように述べられている。ここでのSafe Shutdown Earthquake（安全停止設計基準地震動）が、日本におけるSsに相当している。

If several different maximum potential earthquakes produce the largest ground motions in different frequency bands (as noted in Subsection 2.5.2.4), the vibratory ground motion specified for the SSE must be as conservative in each frequency band as that for each earthquake. 《意識： 発生し得る最大の地震が幾つかあり、それぞれが異なる振動数の帯域(第2.5.2.4項に記載)で最大の地震動を起こす場合、SSE地震動は、各振動数帯域にそれぞれの地震を充てることにより、保守的に設定しなければならない。》

この説明にある処理の仕方は、包絡線の形についてまで述べてはいないものの、上記(2)で見たRG 1.165 Appendix Fに述べられている包絡線の処理の仕方も、これに含まれる。

その後、このSRP 2.5.2は、さらに3回改訂され、1997年3月の改訂版（Rev. 3）には、同時期に発行されたRG 1.165（上記(2)）の趣旨を反映し、同規制指針Appendix Fの包絡法が適切な処理の仕方である、と明記されている(甲B59・12頁)。

#### (4) NRC規制指針RG1. 208

その後、2007年3月、NRCは、RG 1.165（上記(2)）の手法に加え、米国土木技術学会（ASCE）の規格であるASCE/SEI 43-05（原子力施設の構造物、系統、機器に対する耐震設計基準 Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities）に基づく設計応答スペクトルの策定法も、選択肢として認めた新しい規制指針 RG 1.208 “A Performance-based Approach to Define the Site-specific Earthquake Ground Motion” を発行した。

これにより、米国には、設計応答スペクトルの策定法として、

- ① 包絡線として設定する方法（RG 1.60・上記(1)）、
- ② PSHA（確率論的地震ハザード評価）による方法（RG 1.165・上記(2)）、
- ③ ASCE規格による上記方法、

の3つの選択肢が存在するようになった。

これに合わせて、2007年3月に、SRP 2.5.2 Rev.4が発行された。

ただし、もともとRG 1.165 Appendix Fにあった2つの山を大きな1つの山で包絡して設計応答スペクトルを設定するという手順が、RG 1.208からは削除されている。

そして、次のような文言が入れられていることから、佐藤暁氏は、「つまり、高振動数側と低振動数側にある2つの山について、もはや大きな1つの山にしろとは要求しておらず、むしろ2つの山のままの方がよいと言っているわけであり、NRCの考え方の顕著な変更であるように見受けられる。」と評されている（甲B59・13頁）。

Analysis of multiple ground motion levels are used to obtain a more complete understanding of the earthquake characteristic (i.e., mean magnitude and distances) that contribute to the high-frequency (5 and 10 Hz) and low-frequency (1 and 2.5 Hz) hazards, than could be obtained from a single ground motion level (e.g., 1E-05/yr). 《意訳： 高振動数（5Hzと10Hz）と低振動数（1Hzと2.5Hz）に寄与する地震の特性（マグニチュードと震央距離の平均値）についてより完全に理解を得るためには、単一の地震動（例えば、1E-05/年）に対する解析よりも、複数の地震動に対する解析が用いられる。》

## 2 IAEAの基準について(甲B59・14頁～15頁)

### (1) NS-G-1.6

IAEAの安全基準シリーズNS-G-1.6 “Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants” (2003年11月)第2.8項の中に、2つの山を1つに包絡せずに、2つの山のままでよいという、次のような記載がある。

Particular care should be taken when two or more sources are identified as major contributors to the hazard. In this case enveloping for different ground motions (or response spectra) originated by different physical mechanisms (e.g. far field and near field mechanisms) associated with the same hazard level should be performed with care. Owing to the potential differences in seismic demands on SSCs, it may be appropriate to perform a separate capacity evaluation for the different ground motions. 《意識： 主要な寄与を及ぼす地震として2つ以上が特定される場合には、特別な注意が必要となる。つまり、同レベルのハザードであっても、異なる物理的なメカニズム（例えば、遠距離場と近距離場の地震発生メカニズム）によって引き起こされる異なる地震動（もしくは応答スペクトル）を包絡するときには、配慮を要する。構造物、系統、機器に対する地震の感受性には違いがある可能性もあるため、異なる地震動に対しては、別々な評価を行うのが適切であるかもしれない。》

ところが、IAEAの考え方が、以上の考え方で統一されているのかと言え、必ずしも明確ではない(甲B59・14頁)。

### (2) SSG-9

2010年8月に発行されている個別安全指針、SSG-9 “Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (原子力設備の立地評価における地震ハザード)”の第9.5項、第9.6項には、次のように、標準応答スペクトルの適用について述べられている。

ここでの「標準応答スペクトル」とは、例えばRG 1.60にあるような、PGA(表面最大加速度)の値さえ与えられれば一律に形状が決定され、原発の立地場所に依存しない応答スペクトルのことと解される(甲B59・14頁)。

9.5. A standardized response spectrum having a smooth shape is

used for engineering design purposes and to account for the contribution of multiple seismic sources represented by an envelope incorporating adequate low frequency and high frequency ground motion input. The prescribed shape of the standardized response spectrum is obtained from various response spectra derived on the basis of earthquake records and engineering considerations. This standardized response spectrum is scaled to envelop the mean ground motion levels at low and high frequencies. 《意識： 工学的な設計のため、またその場合において、複数の震源からの寄与を考慮し、低振動数と高振動数の地震動をほどよく包含した 1 本の包絡線で表すため、滑らかな形状をした 1 つの標準応答スペクトルが使われる。地震の記録や工学的な考察に基づいて得られたさまざまな応答スペクトルから、所定の形状をした標準応答スペクトルが設定されるが、それは、低振動数と高振動数の平均地震動を包絡するため、適宜伸縮されるものとする。》

9.6. It is possible to have low to moderate magnitude near field earthquakes that have a relative rich high frequency content and short duration with a high peak acceleration. The use of the peak acceleration from this type of earthquake to scale a broadbanded standardized response spectrum could lead to an unrealistic shape for the standardized response spectra. In such a case, it is preferable to use multiple response spectra for design purpose to reflect properly the different types of seismic sources. 《意識： 小規模から中規模のマグニチュードをもつ近距離場の地震が、比較的高振動数の成分に富み、持続時間が短く、それでいて高い加速度のピークを有するという場合もあり得る。このようなタイプの地震の場合、そのピーク加速度に合わせて標準応答スペクトルを膨らませて適用すると、現実的ではない標準応答スペクトルになってしまう可能性がある。従って、そのような場合には、異なる震源のタイプを適切に反映させるため、設計上、複数の応答スペクトルを用いるのが望ましい。》

上記のうち、第 9.5 項の記載は、RG 1.165 Appendix F にあつた 3 案のうちの最初案 (Figure F.1) について述べているように思われる。

他方、第 9.6 項の記載は、極めて特殊なケースの場合には、強引に標準応答スペクトルを当てはめて一体化するべきではなく、もう一つの別な応答スペクトルとして扱うのが適切であると述べている。

川内原発の基準地震動の策定にこれらの指針を当てはめてみると、極め

て特殊なケースの場合には、強引に標準応答スペクトルを当てはめて一体化すべきではないといっているのであって、留萌支庁南部地震の応答スペクトル (Ss-2) を標準応答スペクトル (赤い5本の線分で示した RG 1.60 に基づく包絡線) の形状へ当てはめることが、強引であるとは言えず、Ss-1 と Ss-2 を包絡した応答スペクトルを設定することが妥当である、ということになる(甲B59・14～15頁)。

### 3 小括

NRC基準やIAEA基準における包絡した応答スペクトルを策定するという基準は、耐震安全性を保守的に考える基本的な基準である。

本件基準地震動の策定において、Ss-1 と Ss-2 を包絡した応答スペクトルを策定することは、その基本的な基準に沿うものである。

複数の応答スペクトルの策定が適切であることを述べる国外の指針、即ち、IAEAの安全基準シリーズ(SSG-9 第9.6項 2010年8月)やRG1.208(2007年3月)も確かに存在するが、それは卓越する周期の帯域が顕著に異なる場合を考慮したものであって、日本の策定手順は、この趣旨とは合致していない。

本件原発において敢えて別々に応答スペクトルを策定する合理的理由は見いだせない。

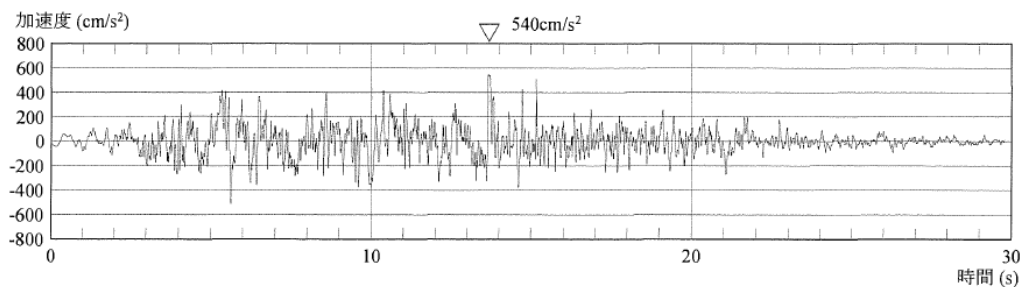
### 第3 川内原発の基準地震動は新規制基準が求めるものと異なっている(甲B59・7～9頁及び16頁～)

時刻歴波形(タイム・ヒストリー)から見た場合、留萌支庁南部地震から作成したSs-2は非保守的であり、Ss-2地震動で基準地震動を620ガルまで高めたというだけでは、安全側に基準地震動を策定したことにはならず、新規制基準で求められている「震源を特定せず策定する地震動」とはなっていない。

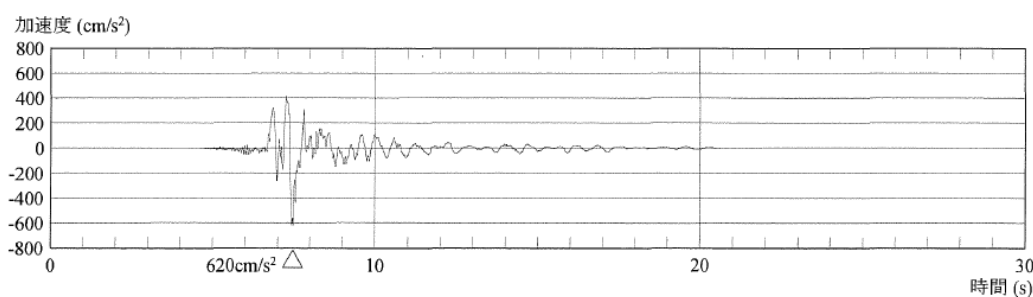
#### 1 Ss-1 と Ss-2 のそれぞれのスペクトルに対応する時刻歴波形

Ss-1の時刻歴波形を見ると、最大加速度は $540\text{cm/s}^2$ であるが、比較的大きな加速度が30秒近くにわたって続いている。

これに対し、Ss-2の時刻歴波形においては、最大加速度こそ $600\text{cm/s}^2$ と大きい、その前後の比較的大きな加速度の継続時間が数秒しかない。



加速度（水平方向：Ss-1<sub>H</sub>）



加速度（水平方向：Ss-2<sub>H</sub>）

Ss-2 の場合、長周期の領域の加速度が著しく小さいことから、応答スペクトルの形状を合成するために必要なランダムな正弦波の数は極端に少なくてもよく、短時間で終わってしまう。

言い換えると、複数の線分からなる、一見単調な Ss-1 の設計応答スペクトルの方が、これを近似するため、より膨大な数のランダムな正弦波の重ね合わせが必要となり、その結果、模擬地震の時刻歴波形がより長時間に及ぶのに対し、長周期領域における加速度が著しく低く複雑な曲線として描かれている Ss-2 の設計応答スペクトルの方は、より少ない重ね合わせによって模擬できてしまうため、模擬地震の時刻歴波形が、数秒間の短いもので足りてしまうことになる。

このことは、時刻歴波形が耐震解析に用いられる場合にも影響する可能性がある。

一般に、地震動と破損の関係は、PGA（表面最大加速度）だけで決定されるものではなく、例えば CAV（累積絶対速度）と呼ばれる指標とより相関性があるとも言われている。

これは、加速度時刻歴波形を 1 秒毎に区切り、それぞれの中に 24.5 ガル（0.025g）以上のピークがある場合、その面積を算出し、それらを全時刻歴に渡って積算した値のことである。



Ss-2 の時刻歴波形に対する CAV 値が、Ss-1 に対して顕著に低いことは、実際に計算することによって容易に示すことができるはずである。

## 2 Ss-1 と Ss-2 を包絡させた応答スペクトルを策定しなかったことによる過小な評価結果

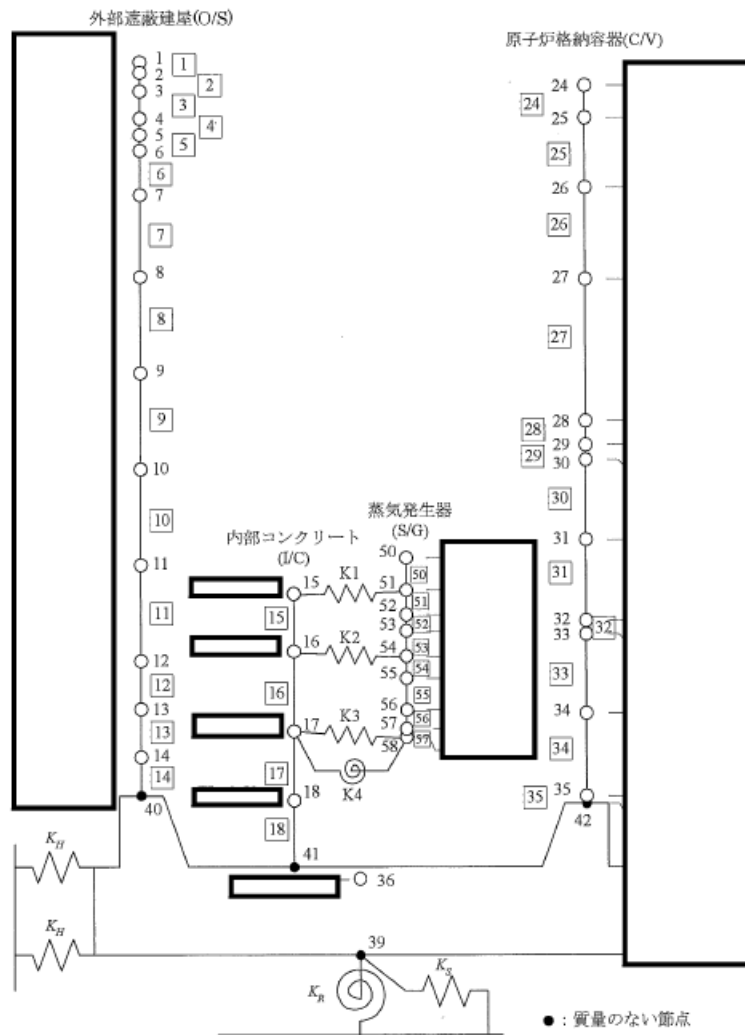
原子力規制委員会が、わざわざ Ss-2 の追加を被告九州電力に受け入れさせ、それによって、PGA（表面最大加速度）を 540 ガルから 620 ガルに引き上げさせたにもかかわらず、それが包絡線として設定されなかったために、川内原発の施設に及ぼす影響としては、むしろ、Ss-1 による影響に満たない場合がかなり目立つ（甲 B 59・16 頁）。

次の表は、被告九州電力が、平成 26 年 10 月 8 日付で「工事計画認可申請書の一部補正」として提出した中の「第 4-1-1 表 床加速度一覧表」からの抜粋である。

最大床加速度 (x9.8m/s<sup>2</sup>)

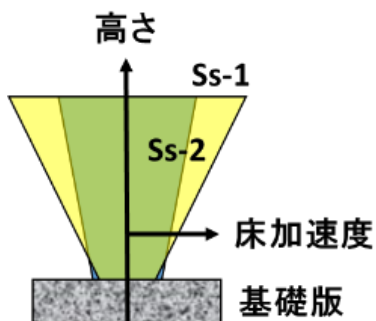
蒸気発生器		27	2.93	1.81	35	0.61	0.66	
質点 番号	水平 (Y) 方向	28	2.17	1.46				
	Ss-1	Ss-2	29	2.02	1.39	内部コンクリート		
53	2.06	1.15	30	1.93	1.35	15	1.68	1.04
原子炉格納容器		31	1.52	1.11	16	1.46	0.97	
24	4.13	2.32	32	1.15	0.88	17	1.12	0.87
25	3.96	2.25	33	1.07	0.82	18	0.85	0.77
26	3.53	2.07	34	0.69	0.66			

(注) 質点番号は、同提出資料中、「第 2-1 図 原子炉格納施設の地震応答解析モデル (水平方向)」により、次頁の図のとおり（甲 B 59・17 頁参照）。



応答スペクトル  $S_s-2$  を追加したことによって床加速度が増加するのは、もともと、その絶対値が小さな建屋基礎版の近傍に限られており（前頁の

表では、質点番号「35」[原子炉格納容器の付け根部] が唯一であり、 $S_s-1$  において  $0.61g$ 、 $S_s-2$  において  $0.66g$  という軽微な差である。）、基礎版から上方に離れていくにつれて、急速に影響が減少していくようすがわかる。



従って、「全体的には、 $S_s-2$  は  $S_s-1$  に完全に包絡されていることになり、 $S_s-2$  が追加されたことで、厳しい地震荷重に耐えるための新たな

対応が必要になることはない（左の概念図を参照）」（甲B59・17頁）。

### 3 Ss-2を「震源を特定せず策定する地震動」として耐震設計に利用するためには、包絡した応答スペクトルを策定する必要がある

- (1) 新規制基準において、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が求められており、「震源を特定せず策定する地震動」は、「地表地震断層が出現しない可能性がある地震」としてMw6.5未満の内陸地殻内地震、「事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震」としてMw6.5以上の内陸地殻内地震を収集し、これらを基に各種の不確かさを考慮して、敷地の地盤特性に応じた応答スペクトルを設定して策定することが求められている。

ただし、前原子力規制委員会委員の島崎邦彦氏が、あらかじめ震源を特定できない地震の最大規模はM7.1程度、活断層が認められている場所で発生するが地表で認めにくい地震の最大規模はM7.1程度、短い活断層で発生する地震の最大規模はM7.4程度という論文を発表しており、新規制基準の想定する「震源を特定せず策定する地震動」の最大規模より大きな地震を考慮することを否定する合理的理由はない。

合理的に考慮すべき最大規模の地震をもとに「震源を特定せず策定する地震動」の最大規模を求めることが、原発の耐震安全性を確保するために新規制基準で求められていると解される。

- (2) 被告九州電力は、2004年12月14日(14時56分)に、北海道留萌支庁南部で発生したM6.1(Mw5.7)の地震を、北米プレートではなく、ユーラシア・プレートにあり、はるか離れた川内原発の直近においても発生すると想定し、これをSs-2として扱っている。

しかし、日本国内で発生した大きな地震動を伴う内陸地殻内地震は、他にもいくつも存在しており、被告九州電力が、北海道留萌支庁南部地震を選択し、しかも、Mw5.7のままの生の地震動として策定していることに合理的理由はない。

そのような合理的理由が特にない限り、より大きなSs-2を設定すべきであるという考え方もあるはずである。

そして、そのようなSs-2は、特定の実測されたスペクトルではなく、それを包絡した滑らかな曲線として設定させるべきである。

### 4 時刻歴波形の策定に関する要件を満たしていない(甲B59・19頁～)

- (1) 加速度応答スペクトルは、地震波として近似的に再現するための加速度

時刻歴波形（タイム・ヒストリー）が設定され、これが実際の耐震解析に用いられ、格納容器や蒸気発生器などの機器、各建屋のさまざまな高さと床面における加速度の応答スペクトルが解析的に求められる。

タイム・ヒストリーは模擬地震波であり、さまざまな正弦波（サイン曲線の形状をした波）を人工的に含ませたものであるが、これが、元の応答スペクトルから適切に作成されたものであることを裏付けるためのプロセスが、SRP（標準審査指針）の 3.7.1 “Seismic Design Parameters（耐震設計の諸要素）” に規定されており、同 SRP は、1989 年 8 月に発行されている。

SRP 3.7.1 は、2007 年 3 月に改訂され、タイム・ヒストリーの策定要件にも、次のような修正が加えられている（甲 B 5 9 ・ 2 1 頁）。

When time histories are used, each of the three ground motion time histories must be shown to be statistically independent from the others. Each pair of time histories are considered to be statistically independent if the absolute value of their correlation coefficient does not exceed 0.16. Simply shifting the starting time of a given time history cannot be used to establish a different time history. Also, artificial time histories which are not based on seed recorded time histories should not be used. 《解説： 設計地震動のタイム・ヒストリーは、直交する 3 方向（水平 2 方向と垂直 1 方向）について一組として設定され、統計的に相互独立しており、相関係数の絶対値が 0.16 以下であること。従って、単純に南北方向のタイム・ヒストリーに対し、開始点を少しずらして東西方向のタイム・ヒストリーとするといった方法は認められない。また、人工的に策定されるタイム・ヒストリーは、「種記録」として選ばれたタイム・ヒストリー（数多くある生データの中から特に目的に則したものとして選ばれた一群のタイム・ヒストリー）に基づいて策定しなければならず、そうでないものを使って策定してはならない。》

なお、文中の「種記録」に関しては、米国 NRC 規制指針 (RG 1.208) に、米国中東部および米国西部の岩盤に対するタイム・ヒストリーのデータベースが、解析用の入力タイム・ヒストリー用の種記録として使われるが、特定の生データをそのまま使うわけではなく、生データは、あくまでスペクトルの一致性を検定するための種地震動 (Seed Motions) の策定用として用いられる旨が述べられている。

以上の趣旨に照らした場合、川内原発の Ss-2 は、北米プレートにある

北海道留萌支庁がそのルーツなのであり、川内原発の本来の種記録に属するものであるはずはなく、かりにそうであったとしても、タイム・ヒストリーを策定するために生のままで使うべきではない(甲B59・21頁)。

- (2) また、被告九州電力の模擬地震波(タイム・ヒストリー)が、水平方向の一成分について示されているだけで、直交する2成分(通常、南北方向と東西方向)に対して示されていない。

これが、もう一方の成分についての記載漏れによるものなのか、南北と東西の両方向に同じタイム・ヒストリーを適用するという意図なのか、南北と東西の両方向の加速度を合成したものとして設定しているという意味なのかは、不明であるが、水平方向の二成分を検討しない合理的理由は何ら示されていない。

南北方向と東西方向に同じタイム・ヒストリーを適用する意図だとする場合、または、南北と東西の両方向の加速度を合成したものとして設定している場合には、3軸方向に全て独立に設定すべきだとする米国NRCの要件(SRP 3.7.1)に抵触する。

そもそも、基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること(設置許可基準規則解釈別記2第4条7項)と新規制基準に規定されていることから、被告九州電力の対応は、新規制基準に違反している。

## 5 小括

川内原発において、一つの主要なスペクトルであるSs-1の他に、Ss-2を設定するという被告九州電力の策定手順は、引き上げられた最大表面加速度(PGA)を示すことで、一見保守的であるように思わせるが、実は、全く保守的ではない。

タイム・ヒストリー(加速度時刻歴波形)から見れば、Ss-2は、Ss-1よりも小さな地震動であり、包絡した応答スペクトルを策定せずに、Ss-2を別個に策定することは、安全対策の追加を必要とさせないことに繋がる。

Ss-1を十分保守的に設定してさえいれば(例えば、RG 1.60の設定方法を適用していたとするならば)、Ss-2はもともと不要である。

仮に、Ss-2を追加で策定するにしても、過去にある震源で発生し、ある地点で測定されたものと全く同じ地震波形を有する地震が、別の震源で発生し、別の地点で経験されるということは、実際にはあり得ない。

その意味で、Ss-2は、複数の線分または滑らかな曲線の包絡線で処理されて策定されるべきである。

また、北海道留萌支庁南部地震が追加で選ばれた理由と経緯について、被告

九州電力の設置変更許可申請書も、原子力規制委員会の審査書も、詳細を述べてはならず、Ss-2としてより大きなスペクトルを設定しなくてもよいことの正当性が欠落している。

さらに、被告九州電力の模擬地震波（タイム・ヒストリー）が、水平方向の一成分について示されているだけで、直交する2成分（通常、南北方向と東西方向）に対して示されていないのは、3軸方向に全て独立に設定すべきとの米国NRCの要件（SRP 3.7.1）、及び、わが国の新規規制基準（設置許可基準規則解釈別記2第4条7項）に抵触している。

#### **第4 川内原発の一樣ハザード・スペクトルの信頼性が薄弱である（甲B59・39頁～）**

被告九州電力が策定した設計基準地震動の応答スペクトルの適性を裏付けるための拠り所としている原子力安全基盤機構と日本原子力学会が制定した一樣ハザード・スペクトルの信頼性は薄弱である。

##### **1 被告九州電力が依拠した原子力安全基盤機構と日本原子力学会が制定した一樣ハザード・スペクトルは現実に発生した地震動との乖離が著しい**

被告九州電力は、策定した地震加速度の設計応答スペクトルが、IAEAが求めている年超過確率 $10^{-4}$ を下回ることを裏付けとして、原子力安全基盤機構と日本原子力学会が、それぞれ、2005年と2007年に制定した一樣ハザード・スペクトル（ある地域一帯に適用される硬質岩盤の表面における応答スペクトル）を比較として使っている（甲B59・39頁）。

(1) 原子力安全基盤機構の一樣ハザード・スペクトル（設置変更許可申請書の第7.5.6.41図）は、地震基盤に対し、年超過確率が、 $10^{-3}$ 、 $10^{-4}$ 、 $10^{-5}$ 、 $10^{-6}$ の場合について設定されており、その図から概数を読み取ると、次のような情報を得ることができる。

- ① 130ガル以上の最大地震加速度が発生するのは1000年に1回で、300ガル以上に至っては、1万年に1回である。
- ② 500ガル以上の最大地震加速度は10万年に1回ほどの規模であり、被告九州電力が川内原発に対して設定した応答スペクトルは、ほぼこのような滅多に発生しない大規模なものである。
- ③ 地震動による変位は、1000年に1回の規模の地震であれば5cm程度であり、1万年に1回の規模であってもせいぜい20cm程度である。

(2) 同様に、日本原子力学会の方法に基づく解放基盤表面における地震動の一樣ハザード・スペクトル（設置変更許可申請書の第7.5.6.60図）からは、次のような情報を得ることができる。

- ① 最大地震加速度が 200 ガルの地震は 1000 年に 1 回の頻度であり、500 ガルの地震は 1 万年に 1 回である。
  - ② 被告九州電力が設定した S<sub>s</sub>-1、S<sub>s</sub>-2 の最大地震加速度は、それぞれ 540 ガル、620 ガルであるから、川内原発がこのような地震に見舞われる頻度は、1 万年に 1 回未満であることになる。
  - ③ 地震動による変位は、1000 年に 1 回の規模の地震では 7cm 程度であるが、10 万年に 1 回の規模になると 1m を超える。
- (3) しかし、原子力安全基盤機構及び日本原子力学会の一樣ハザード・マップは、現実に発生した地震動に比べて著しく過小評価であり、その信頼性・精度は希薄である(甲 B 5 9・3 9 頁)。

原子力安全基盤機構による一樣ハザード・マップが作成(2005 年)されてから、東日本にある原発では、設計基準地震動を上回る地震が続発した。

2005 年 8 月には女川原発において、2007 年 3 月と 7 月には、それぞれ、志賀原発と柏崎・刈羽原発において、さらに、2011 年 3 月には女川原発と福島第一原発において、そのような事態が現実に経験された。

それらのうち、2007 年 7 月に柏崎・刈羽原発で観察された地震記録をもとに、東京電力が行った解放基盤表面における東西方向の最大加速度についての解析結果によれば、1 号機 1,699 ガル、4 号機 1,478 ガル、3 号機 1,113 ガル、2 号機 1,011 ガルとなっており、原子力安全基盤機構が、地震基盤における 100 万年に 1 回の頻度に対して推定した 666 ガルを大幅に超えている。

後者が解放基盤ではなく、地震基盤に対するものであるとは言え、これほどまでの大幅な数値の差異は、原子力安全基盤機構の一樣ハザード・マップの信頼性を著しく疑わせるものである。

その後、2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震のときには、女川原発の解放基盤で、636 ガルの地震加速度が東西方向に発生しており、数年前に 375 ガルから引き上げられたばかりの設計基準(S<sub>s</sub>)である 580 ガルも超えている。

この乖離が生じたのは、それらの一樣ハザード・スペクトル、あるいは、その策定手順が、主に、東日本の複数の原発で設計基準地震動の超過が続発する以前に策定されていたものであり、見直しが反映されていなかったからである。

## 2 原子力安全基盤機構と日本原子力学会が制定した一様ハザード・スペクトルは地震小国の米国の一様ハザード・スペクトルと比較すると過小評価である

(1) 米国プラントに適用されている一様ハザード・スペクトルと比較することによっても、原子力安全基盤機構の一様ハザード・スペクトルの精度の希薄さが裏付けられる(甲B59・40頁)。

一般に、北米大陸は、太平洋沿岸の諸州を除けば、地震の発生が少ないと思われている。そのうちでも、テネシー州のワッツ・バー(Watts Bar)、ジョージア州とサウス・カロライナ州の境にあるヴォーグル(Vogtle)、サウス・カロライナ州にあるサマー(Summer)の各原発は、比較的一様ハザード・レベルの高い地域に立地しているが、日本の原発と比較をするならば、それらのハザード・レベルは遥かに低い。

(2) ワッツ・バー原発の一様ハザード・スペクトルでは、年超過確率  $10^{-3}$  に相当するレベルは約 80 ガルと低いのに、 $10^{-4}$  に相当するレベルになると約 350 ガルとなり、原子力安全基盤機構が日本の原発に対して予想する値に追いつき、さらに、年超過確率  $10^{-5}$  になると、ワッツ・バーのレベルは 1,000 ガルとなり、原子力安全基盤機構が日本の原発に対して予想する値を大幅に超えて、年超過確率  $10^{-6}$  に対して予想する値さえも大幅に上回っている(甲B59・41頁)。

ヴォーグル原発、サマー原発の一様ハザード・レベルは、ワッツ・バー原発に比べて顕著に低いが、それでも年超過確率  $10^{-6}$  の地震加速度で比較をすると、原子力安全基盤機構の予想値よりも遥かに高い。

(3) 川内原発が 700 ガルであるのに対して、米国のサマーでは 1.38g (1350 ガル)、ヴォーグルでは約 1.5g (約 1500 ガル) である(甲B59・41頁)。

地震ハザードの日米比較

年超過確率		$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$
日本	南東北・関東・中部 (柏崎・刈羽)	139 ガル	286 ガル	468 ガル	666 ガル
	中部・近畿 (高浜、伊方)	180 ガル	366 ガル	595 ガル	826 ガル
	川内原発	~130 ガル	~300 ガル	~500 ガル	~700 ガル
米国	サマー		0.15g	0.493g	1.38g
	ヴォーグル		~0.2g	~0.5g	~1.5g
		~50 ガル	~150 ガル	~475 ガル	>1000 ガル
	ワッツ・バー	~80 ガル	~350 ガル	1000 ガル	>>1000 ガル

出典：日本のデータは、原子力安全基盤機構による地震基盤に対する値。米国プラントのうち、



サマーはCOL 申請書、ヴォーグルの上段は、ESP 申請書から。ヴォーグルの下段とワッツ・バーについては、NUREG/CR-6607 より。

### 3 小括

現実に発生した地震動からして、また、米国との比較によっても、原子力安全基盤機構の一樣ハザード・スペクトル、及び、これとほぼ同等な数値を掲げている原子力学会の一樣ハザード・スペクトルは、いずれも信頼性がなく、それらを根拠に被告九州電力の策定した設計基準地震加速度の応答スペクトルの適正さを裏付けることには本質的な無理があり、IAEA の求めている年超過確率  $10^{-4}$  を満たすことを証明したとは、到底、言えない。

## 第5 Ss を超える地震動による格納容器破損や、Ss 未満でも起こり得る格納容器バイパス事故が発生することは考えなければならない（甲B59・54頁～）

### 1 川内原発の格納容器は二重の耐震安全性を有しているものではない

川内原発の格納容器は、「ダブル型格納容器」と称される型であり、内側の鋼製容器の外側をコンクリート製の遮蔽壁が覆っている。

ただし、両者には強度的な依存関係がなく、格納容器の密閉性と耐圧機能は、内側の鋼製容器のみによって担われている。

両者の間には、「アニュラス」と呼ばれる空間があり、内側の鋼製容器からの軽微な漏洩によって漏洩した放射性物質は、そのまま外部の環境に放出されることなく、当該空間の空気を処理するための浄化装置によって浄化される。

外側の遮蔽壁が果たす「ダブル」の役割は、このような場合に限定され、内側の鋼製容器と同じ温度、圧力の条件に耐える設計とはなっておらず、内側の鋼製容器が損壊した場合のバックアップとして備えられたものではない。

従って、川内原発の格納容器の設計に関する限り、放射線に対する遮蔽の要求によって、遮蔽壁と呼ばれる構造物はあるものの、それは、格納容器に対して付加的な強度を与えてはおらず、余裕を構成するものではない（甲B59・55頁）。

### 2 運転条件レベルDでは安全代がかなり削られて残り少ない状態である

(1) 川内原発の格納容器は（コンクリート製ではなく）金属製であり、クラスMC（Metal Containment）の容器に分類され、ASME セクション III の中の、サブセクションNEに設計などに関する要件が規定されている。

格納容器は、供用期間中、さまざまな運転条件に曝されることになるが、ASME 規格では、そのような運転条件を、より過酷な状態に向かって、レベル A からレベル D までの 4 種類に分類している。

- (2) 格納容器を設計する上で、どのような荷重の組合せを考慮するかは複雑で、NRC の規制指針 RG 1.57 “Design Limits and Loading Combinations for Metal Primary Containment System Components” (1973 年 6 月発行) に規定されている。同規制指針は、2007 年 3 月に改訂され (Rev. 1)、その内容がより分かり易く説明されている。

RG 1.57 に従えば、地震荷重 (後述する E または E') との組合せが考慮されるのは、次の運転状態においてである (甲 B 5 9・5 6 頁)。

#### ア レベル B

- ①  $D+L+Ta+Ra+Pa+E$
- ②  $D+L+To+Ro+Po+E$
- ③  $D+L+Ts+Rs+Ps+E$

#### イ レベル C

- ①  $D+L+Ta+Ra+Pa+E'$
- ②  $D+L+To+Ro+Po+E'$
- ③  $D+L+Ta+Ra+Pa+Ts+Rs+Ps+E'$

#### ウ レベル D

- ①  $D+L+Ta+Ra+Pa+Yr+Yj+Ym+E'$
- ②  $D+L+Ta+Ra+Yr+Yj+Ym+Ps+Ts+Rs+E'$
- ③  $D+L+FL+E$

以上において、

D は、死荷重 (静荷重)、

L は、活荷重 (動荷重)、

T は、熱荷重、

R は、配管反力、

P は、圧力荷重 (内圧または外圧) を意味し、

添字 o は、通常運転、

添字 a は、小 LOCA 又は中 LOCA の事故状態、

添字 s は、安全逃し弁 (SRV) が作動した状態、を表す。

また、

Yr は、配管破断に伴う荷重、

Yj は、破断した配管からのジェット・インピンジメント (噴射する流体の衝突による衝撃) による荷重、

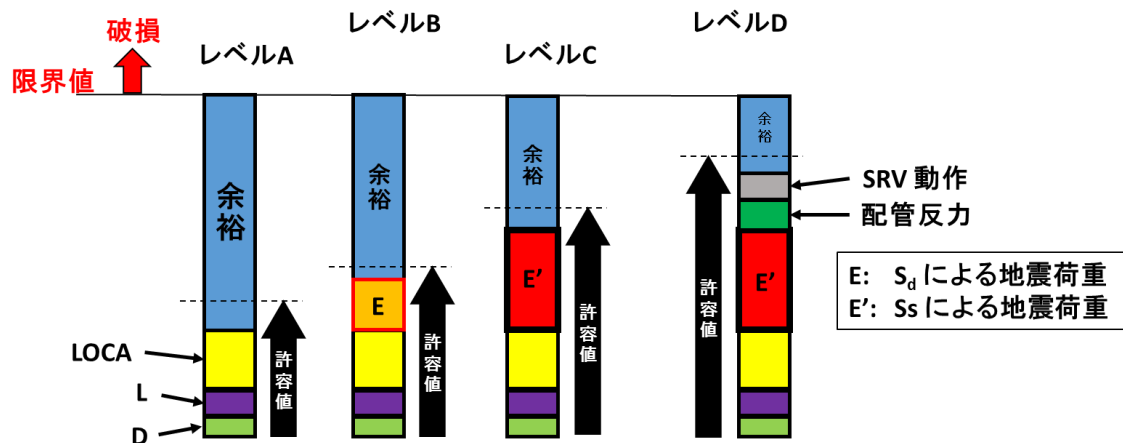
$Y_m$  は、パイプ・ホイッピング（一端が破断した配管の反発運動）によるミサイル効果、

FL は、格納容器が水張りされた場合の水頭荷重（BWR プラントの場合に限られる）を意味しており、

E と E' は、それぞれ、日本における  $S_d$ （弾性設計用地震動）と  $S_s$ （基準地震動）に対応した地震動に伴う地震荷重である。

- (3) この場合の「評価」とは、一般には、そのようにして得た組合せ荷重によって生ずる応力（単位面積あたりの荷重）と、許容応力の比較を意味するが、その場合の許容応力は一定値ではなく、レベル A からレベル D に向かい、余裕が減じられながら引き上げられていく（甲 B 5 9・5 7 頁）。

地震荷重が評価される最も過酷なレベル D においては、それほどの余裕を含まない許容値（評価基準値）が用いられている（下の概念図参照）。



以上の分析から、佐藤暁氏は、「よって、 $S_s$  を超える地震が発生した場合の余裕を保証する根拠として、『評価基準値には、工学的な判断に基づく余裕が確保されている』と述べることは、誤解を誘うものであり、一般性がなく、実際、 $S_s$  を超える地震が発生した場合、その地震荷重によって評価基準値を超えてしまう可能性を打ち消すほどの余裕ではない場合があることを正しく表現すべきである。」（甲 B 5 9・5 7 頁）と指摘されている。

### 3 最大表面加速度と構造物の地震加速度の関係は非線形であり、わずかな地震規模の過小評価により安全代が失われることも考える必要がある

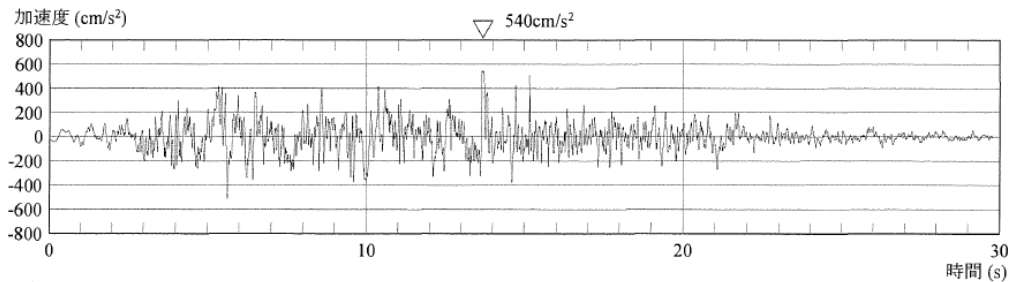
Ss-1 と Ss-2 の最大表面加速度 (PGA) は、それぞれ 540 ガルと 620 ガルであるが、下表の通り、格納容器の水平方向の揺れについて比較をしてみると、Ss-1 が Ss-2 に対して圧倒的に上回っている(甲 B 5 9・5 8 頁)。

**最大床加速度(x9.8m/s<sup>2</sup>)**

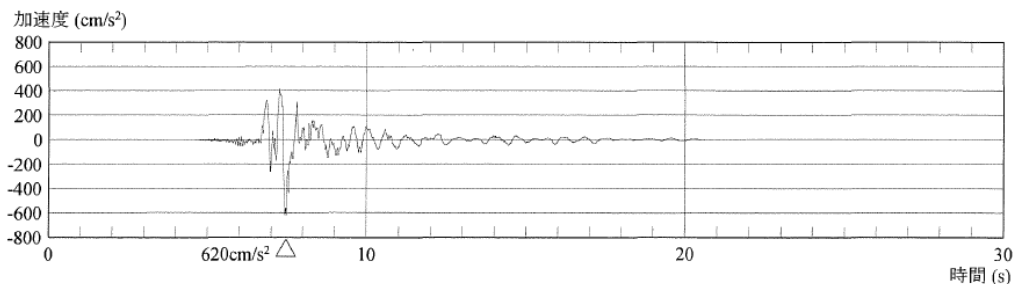
蒸気発生器		27	2.93	1.81	35	0.61	0.66	
質点 番号	水平(Y)方向	28	2.17	1.46				
	Ss-1	Ss-2	29	2.02	1.39	内部コンクリート		
53	2.06	1.15	30	1.93	1.35	15	1.68	1.04
原子炉格納容器		31	1.52	1.11	16	1.46	0.97	
24	4.13	2.32	32	1.15	0.88	17	1.12	0.87
25	3.96	2.25	33	1.07	0.82	18	0.85	0.77
26	3.53	2.07	34	0.69	0.66			

なぜ、このようなことが起こるのかについては、それぞれの模擬地震波の違いに、その理由が如実に表れている。

即ち、下図の Ss-2 の地震波形によっては、十分振動を励起しない。



加速度 (水平方向 : Ss-1<sub>H</sub>)



加速度 (水平方向 : Ss-2<sub>H</sub>)

最大表面加速度と、建屋やその内部にある構造物の地震加速度との間の関係は、単純で線形的なものではない。

そのため、わずかな地震の規模の推定不足によって、発生荷重が大きく増加し、余裕があっさり失われてしまう可能性がある(甲B59・59頁)。

また、例えば、被告九州電力が  $S_s$  を策定する際に排除したプレート間地震や海洋プレート内地震によって、強くて持続時間の長い地震動が生じた場合には、 $S_s-1$  に対して解析で得たよりも大きな地震加速度を経験することになるかもしれない、それが、前述したレベルDの状況として発生した場合には、ある部位の応力が許容値を超え、さらに極限值をも超え、破損を呈するかもしれない(甲B59・59頁)。

例えば、高速道路の橋脚や新幹線の高架橋も十分な余裕を含ませて設計していたはずであったが、無残に損壊しており、そのような出来事は、過去に数多く経験されてきた。

原発においても、新潟県中越沖地震では、柏崎・刈羽原発の主排気筒に至るダクトに何ヵ所かズレが生じており、東北地方太平洋沖地震によっては、福島第1原発の主排気筒の支柱に断裂が生じている。

また、新潟県中越沖地震でも、東北地方太平洋沖地震でも、各原発の敷地内にある建屋のあちこちに亀裂が生じている。

このような事実も、地震による最大表面加速度と構造物への影響との非線形性を裏付けるものである(甲B59・59頁)。

#### **4 起こり易い格納容器バイパス事故のシナリオが、川内原発では考慮されていない**

(1) 川内原発 1、2 号機のような PWR (加圧水型) プラントの場合、その代表的なものとして、「SBO+SGTR+当該 SG 隔離失敗」がある(甲B59・60頁)。

SGTR とは、一次系から二次系に熱を伝達する蒸気発生器の伝熱細管が破断する事象のことで (Steam Generator Tube Rupture)、これが発生した場合には、原子炉の一次系冷却材が、二次系へと流出する。

川内原発 1、2 号機は、それぞれ 3 基の蒸気発生器を有しており、1 基あたりに 3,386 本の伝熱細管が取り付けられている。

各伝熱細管は、長い U 字管で、内径約 20mm、肉厚約 1.3mm である。

(2) 日本や米国の PWR プラントの蒸気発生器では、かつて、その伝熱細管が応力腐食割れ (PWSCC) の問題に悩まされたが、改良された材料の蒸気発生器と交換された今日でも、しばしば、流体振動などの原因によって、

肉厚減少や漏洩が発生している。本数が多いだけに、定期検査の都度、全数に対する検査を行うこともできず、蒸気発生器の中には、劣化した伝熱細管が潜在している可能性がある(甲B59・60頁)。

プラント運転中の伝熱細管には、一次側(内側)と二次側(外側)に大きな差圧(最大差圧9.68MPa)が作用している。

大きな地震が発生し、それによって、SBO(全交流電源喪失)が惹き起こされ、同時に、劣化した伝熱細管に(差圧荷重+地震荷重)が作用し、1本以上が破断(SGTR)したとする。

一次系の冷却材の流出を緩和するための非常用炉心冷却系(ECCS)のうち、SBOが生じた後も期待できるのは、蓄圧器からの注水のみである。

- (3) 被告九州電力は、過酷事故対策の条件として、「大破断 LOCA+ (ECCS 注入+格納容器スプレー) 失敗」を、想定シナリオの1つとして定めているが、強靱で肉厚の大口徑配管の LOCA を想定するくらいならば、材質的にもサイズの的にも、主蒸気配管破断の方が、遥かに発生し易いと考えられる(甲B59・60頁)。

SGTR と主蒸気配管破断の組合せは、格納容器がバイパスされるシナリオの1つである。即ち、原子炉圧力容器～蒸気発生器～主蒸気配管の破断口という流路が確立され、やがて大量の放射性物質が直接外部環境に流出する。

蒸気発生器の二次側には、SGTRによって、今や原子炉の一次系の冷却材が混入している。

このような状況に加え、さらに地震の衝撃によって、主蒸気隔離弁(MSIV)が閉止しなくなる事態が重複したとする。

MSIV(主蒸気隔離弁)の閉止不能は、主蒸気配管の破断よりも高い確率で起り得るものと思われる(甲B59・60頁)。

なぜならば、主蒸気配管の破断は、これまでBWRプラントでもPWRプラントでも発生した事例は1ケースもないが、逆に、MSIVの閉止不能は、BWRプラントでも、PWRプラントでも、さまざまな原因によって多数発生しているからである。

#### 主蒸気隔離弁(MSIV)の閉止動作不良の事例

発生日	プラント名	原因
BWR		
1987年2月24日	Hope Creek	駆動部の電磁弁が閉塞したことで閉止動作が妨害。
1988年5月17日	Dresden 2	グランド・パッキンがきつく、弁棒との摩擦が過大。
2004年9月11日	Oyster Creek	内部部品の摩耗による固着。

2013年9月13日	Hatch 2	熱膨張による固着。
PWR		
1980年10月17日	Indian Point 2	駆動機構内部の部品の固着
1989年2月4日	Indian Point 3	グランド・パッキンと弁棒の過剰摩擦。
2004年4月10日	McGuire 1	弁本体(ポペット)の傾斜、ガイド・リブの擦れ、駆動部と弁棒の芯ズレ、弁棒への横荷重、グランド・パッキンの過剰摩擦など複合的理由。
2006年10月1日	Beaver Valley 2	足場材が、駆動部の動作と干渉して全閉せず。
2009年9月17日	South Texas 1	

それらの中には、流路を遮断する部品である弁体の摺動が悪く、全閉しないままで固着したという例もある。

従って、地震によって、主蒸気配管の破断が起これなくとも、MSIV が固着して閉止しなくなるという事象は起こり得る。この事象は、主蒸気配管の破断の場合よりは勢いが無いものの、急速に蒸気発生器の二次側の冷却材を失わせ、圧力と温度を低下させることになる(甲B59・60～61頁)。

そのため、事故直後には稼働していたタービン駆動式の補助給水ポンプ(TD-AFWP)も停止してしまい、蒸気発生器への給水手段が絶たれてしまう(電動駆動式の補助給水ポンプ(MD-AFWP)は、SBOのために運転不能)。

その後は、蒸気発生器の二次側のドライアウト(空焚き)を遅らせる唯一の水源地が、SGTRの破断口を介した一次側からの漏洩という状況になる。

一次冷却材の流出による炉心の露出は、蓄圧器からの注水が得られるうちは防がれるが、やがてはこれも枯渇し、ついに炉心の露出が始まる。

そして、炉心損傷へと進展し、発生する大量の水素と放射性物質が、SGTR(細管破断)を起こした蒸気発生器と、閉止しないまま固着してしまったMSIV(主蒸気隔離弁)を通過し、主復水器へと排出され、これがタービン軸受部から漏れて、外部環境へと放出されることになる。

なお、炉心損傷を起こした原子炉から流出する気体は高温であり、伝熱細管は高温クリープ(高温環境下で強度が低下し、塑性変形を呈する現象)によってさらに劣化し、SGTR(細管破断)の本数も増加する可能性がある。

そのようなことが起これば、環境への放射性物質の流出も加速されることになる。

さらに、炉心損傷を起こした原子炉から流出する気体には大量の水素が含まれるため、これが主復水器に蓄積し、酸素と混合し、爆発条件を作って爆発を起こさせる可能性もある。

仮に、これが免れる場合には、代わりにタービン建屋が爆発する可能性がある(甲B59・61頁)。

このような事態との遭遇は、周辺住民に対する人格権侵害はもちろんのこと、事故対応に携わる発電所の関係者にとっての人格権侵害ともなり得る。

- (4) 以上のようなシナリオは、被告九州電力が選んだ「大破断 LOCA+ (ECCS 注入+格納容器スプレー) 失敗」のシナリオよりも、確率的にははるかに現実的であり、しかも、その影響は、(1 万倍、10 万倍のオーダーで) 格段に深刻な規模となり得るものである(甲B59・61～62頁)

さらに、上述したシナリオに対しては、解析的な耐震性評価が困難であるという不都合も伴う。

即ち、劣化した伝熱細管の耐震強度や、MSIV (主蒸気隔離弁) の弁体の摺動が害され閉止不能 (開固着) になる可能性の定量的な評価は、解析によっては困難である。

端的に言うならば、この現象が、 $S_s$  未満の規模の地震によっても生じないと保証することはできない(甲B59・62頁)

また、以上のシナリオには、他にも幾つかの類似シナリオがある。

例えば、MSIV の開固着ではなく、逃し安全弁 (SRV) の開固着である。

実際、「SBO+SGTR+SRV 開固着」のシナリオは、米国 NRC が、確率論的にも無視できないとの理解から、事故解析の対象として取り上げているシナリオの一つとなっている。

被告九州電力は、これら起こり得るシナリオを全く検討していない(以上は甲B59・60頁～62頁)。

## 5 小括

格納容器は、運転条件レベル D では、安全代が大きく削られて残り少ない状態であり、また、表面最大加速度と構造物の加速度は非線形の関係にあり、わずかな地震規模の過小評価によっても安全代が失われ、格納容器が損傷することを考える必要がある。

また、格納容器で容易に起こり得る事故シナリオである「SBO+SGTR+MSIV 閉止不能」、「SBO+SGTR+SRV 開固着」を、被告九州電力は検討していない。

これらは、 $S_s$  未満の地震で起こり得ることである。



## 第6 日本は安全目標は原発の安全確保のために機能する内容になっていない (甲B59・64頁～)

### 1 日本は安全目標が $10^{-6}$ /年とされる根拠が検討不十分で、数字だけが原発の安全宣伝に使用されている

#### (1) 米国およびIAEAの安全目標とそれを定めた経緯

ア 米国では、安全目標は、「How safe is safe enough? (どれだけ安全ならば、十分安全と言えるのか?)」に対する答えとして決定された数値目標であり、1986年8月4日の官報で、NRCのポリシー・ステートメント(規制ではないが、規制の基本原則となる重要な声明)という形式で発表され、同日、施行となっている。

その議論は、TMI事故後から始まり、1981年には2回のパブリック向けワークショップが開かれ、翌1982年にも4回のパブリック・ミーティングが開かれ、さらに1983年から1985年にかけて2年越しの専門的な評価、検討が行われるなど、数値的な根拠も含め、かなり慎重で丁寧な手続きを経て決定された経緯がある。

イ これに対して、日本における安全目標は、そのようなプロセスが全くないまま、それにどのような効力を与えるのかも曖昧に、単に、世界的な潮流に追従するだけのために決められた。

そのため、日本における安全目標が、是非とも、 $10^{-6}$ /年でなければならないものなのか、逆に、それで受入れできるものなのか、誰が合意し承認すべき基準なのか、依然として曖昧なままである。

ウ 原子炉事故の安全目標には、次の3段階、すなわち、QHO(定量的健康目標)、LERF(大量早期放出頻度)、CDF(炉心損傷頻度)がある(甲B59・65頁)。

QHOとは、原子炉事故による公衆の健康被害のリスクの寄与を、大量被曝による急性死に対しても、低線量による晩発性の癌や白血病による死に対しても、既知である他の全ての原因による急性死と癌・白血病による死の統計値(全国平均値)に対し、0.1%として定められている。

しかし、これは著しく評価が難しく(原子炉設備の設計だけでなく、周辺地域の地形、人口分布、交通インフラ、防災計画、および事故発生時の気象条件などによっても大幅に左右されるため)、実務には適していない(甲B59・65頁)。

エ そこで、公衆にとって上記の原因となり得る、放射性物質の大量放出に注目した安全目標として、LERF(大量早期放出頻度)が設定される。

これは、便宜上、格納容器が大破する事象の発生頻度として置き換えられることが多いが、厳密には、格納容器を持たない炉型もあること、

事故が使用済燃料プールなどの格納容器の外部で起る場合もあることには、注意が必要である。

ただし、LERF も依然評価が難しい(甲 B 5 9 ・ 6 5 頁)。

格納容器が大破するまでには、原子炉の損傷が起こってから事故進展に数多くの様態が存在するからである。

例えば、それは単なる圧力上昇によるかもしれないが、内部で水素爆発や水蒸気爆発が発生して起こるかもしれない、高温の溶融物が高圧で噴射されるか下方に沈下し、格納容器が局所的に溶融することで起るかもしれない。

オ そこで、LERF よりもさらに使い易い CDF (炉心損傷頻度) が安全目標の指標として設定されることになった(甲 B 5 9 ・ 6 5 ~ 6 6 頁)。

CDF とは、炉心の形状が熱によって崩壊する事象 (炉心損傷) の発生頻度であり、空焚き状態が速やかに回復されない場合に起る。

溶融して液状化するかどうかは問題ではない。

こうして、「LERF =  $1 \times 10^{-5}$ /年」と「CDF =  $1 \times 10^{-4}$ /年」が、より使い勝手のよい安全目標として設定されるようになったが、その後、新型炉の安全目標も議論されるようになる。

カ NRC は、新型炉の設計に関する基本的な考え方として、1994 年のポリシー・ステートメントで、” the Commission expects that advanced reactors will provide enhanced margins of safety and/or utilize simplified, inherent, passive, or other innovative means to accomplish their safety functions.” 《意識： NRC は、改良型原子炉に対しては、安全余裕がより引き上げられ、且つ/さもなければ、単純化、新原理、パッシブ化、その他の安全機能を果たすための斬新な方法が導入されるようになるものと予見する。》 と述べ、新しい安全設計を取り入れることで、新設炉にはより高い安全目標が望まれるようになった。

キ また、以上の考え方がやがて国際化し、IAEA の安全基準としても取り入れられていくようになり (1999 年 INSAG-12)、結果的には、概ね下表のような数値として定着するようになった(甲 B 5 9 ・ 6 6 頁)。

#### 原子炉事故に対する国際的な安全目標と評価方法

	CDF	LERF	QHO
既設炉	$10^{-4}$ /炉年	$10^{-5}$ /炉年	急性死に対する寄与率: 0.1% 癌・白血病による死に対する寄与率: 0.1%
新設炉	$10^{-5}$ /炉年	$10^{-6}$ /炉年	
評価方法(PRA)	レベル 1	レベル 2	レベル 3

## (2) 日本の安全目標の定め方の問題点

以上のような国際的、歴史的な安全目標の背景に照らした場合、日本の安全目標については、先に指摘した点に加え、次のような問題もある(甲B59・66頁)。

① 放出される放射性物質の核種としてCs-137のみに注目している。

即ち、公衆の被曝に起因した急性死や癌・白血病による死に対してではなく、周辺住民の事故後の帰還を困難にする可能性のある汚染にのみ注目している。

被曝に起因した急性死や癌・白血病に関しては、Cs-137ではなく、希ガス(キセノン、クリプトン)やヨウ素の寄与が圧倒的となるが、Cs-137の放出を100TBqに抑制したからと言って、これらの核種に対して効果的であるとは限らない。実際、例えばフィルター・ベントを設置したとしても、希ガスに対しては、実質的に全く寄与しない。

② 従来の炉型と改良型炉(ABWR)の区別なく、 $10^{-6}$ /年を適用しているが、裁判所も述べている、「福島第一事故における事故を踏まえた重大事故対策等」のうち、前述のポリシー・ステートメントにあるsimplified, inherent, passive, or other innovative(単純化、新原理、パッシブ化、その他の斬新な)に該当するものがなく、主には単に可搬式の機器を揃えただけであるのに、川内原発も含め、国内にある全ての原子炉が改良型炉並みの安全水準になったかのように見做されている。

## 2 安全目標の確認方法の不存在

(1) 「 $10^{-6}$ /年」を安全目標として掲げたとしても、それは50基の原子炉を2万年もの間運転するまで実験的には実証し得ない値であり、現実的には実証不可能である。

従って、安全目標に適合しているか否かの判定は、実証をベースとするのではなく、あくまで数学的解析に基づくものとなるため、その手法である確率論的リスク評価(PRA)そのものの信頼性が裏付けられなければならない。

前頁の表に示したが、PRAには、CDF、LERF、QHOに対応して、レベル1、レベル2、レベル3があり、この順で難度と誤差が増す。

現実的には、CDFを評価するレベル1が確立しているだけであると言ってもよい。

(2) 日本の安全目標として掲げられた、 $10^{-6}$ /炉年とは、これらのうちの

レベル2に対応したものである。

しかし、日本のPRAは、少なくとも原子炉事故解析の分野における応用に関する限り著しく未熟であり、レベル1に対してさえ完成には程遠いのが現実である。

いわんや、ここで議論しているレベル2の安全目標に対する適合性の評定に使えるPRAは存在していない。

このことは、原子力規制委員会の担当者をはじめ、日本の多くの原子力関係者がよく認識しているはずである。

- (3) そのため、佐藤暁氏が指摘されるように、「設計事故評価のシナリオ選定は決定論、過酷事故評価のシナリオ選定は確率論という国際的な常識的考え方（例えば、米国NRCの最新の評価報告書であるNUREG/CR-7110に見られる評価方法）から逸脱し、日本では、過酷事故評価のシナリオ選定にまで決定論を持ち込んでしまっている。」（甲B59・68頁）のである。

その理由は、日本の原子力におけるPRAインフラの後進性にあるが、具体的には以下の点であり、このような状況から、例えば米国の水準に追いつくためには、最速で取り組んだとしても、5～10年の年月を要するのではないかと思われる（甲B59・68頁）。

- ① 内部事象と外部事象、それぞれについて、プラント運転中、停止中、低出力運転時のそれぞれに対するPRA規格の整備（特に外部事象については、全くの手付かず状態）
- ② 外部事象に関しては、火災、溢水、地震、津波、火山の噴火、強風などの各脅威に対する確率論的ハザード評価の整備（全てに対し、全くの手付かず状態）
- ③ 機器の種類別の故障発生率のデータベースの整備（データベースはあるが、故障発生率を評価するための基礎データとして使えるものではない）
- ④ プラント運転員、および、事故対応要員のヒューマン・エラー、遂行失敗率など、ヒューマン・ファクターに関する情報の整理（特に、火災や過酷事故におけるヒューマン・ファクターについての研究は全くの手付かず状態）
- ⑤ 事業者間でのピア・レビュー体制の確立（当面、見通し無し）
- ⑥ 規制側の独立評価体制の確立（当面、見通し無し）
- ⑦ 原子力に特化したPRA技術者を養成するための教育、研修制度の確立（当面、見通し無し）

- (4) 結論として、「現在のところ、原子力規制委員会が、安全目標として定

量的に掲げる、「100TBq 以上を超える原子炉事故の発生頻度  $10^{-6}$ /年 以下」を確認する手段は、実証的にも、確率論的評価（PRA）によっても、存在していない。」（甲 B 5 9 ・ 6 8 ～ 6 9 頁）。

### 3 安全目標（ $10^{-6}$ /年）に適合させるために行われている不都合な真実の無視（甲 B 5 9 ・ 6 9 頁～）

#### (1) 安全目標（ $10^{-6}$ /年）に適合するためには、厳しい条件をクリアしなければならない

ア 原子力規制委員会が、安全目標としての具体的な数値目標を示しているながら、事業者に対してその適合性を示すことを求めていることは、安全目標を実質無意味化していることにもなる。

しかし、この数値目標の不便さは、適合していることを示すことが困難であると同時に、仮に著しく適合していない場合であっても、それが事前に検知できないことである（甲 B 5 9 ・ 6 9 頁）。

例えば、「 $10^{-6}$ /年」を目標に掲げていながら、実際には「 $10^{-3}$ /年」だったとしても、そのことによる実害や兆候を、暫くの間、運さえよければ運転寿命を全うし終えるまでの期間、経験せずに済む。

つまり、「 $10^{-6}$ /年」という安全目標の適合性については、実証も反証もそれぞれ困難がある。

イ しかし、仮に適合性を審査する場合、日本では以下の疑問点を解消しない限り、適合性は満たされないと考えざるを得ない（甲 B 5 9 ・ 6 9 頁）。

① 日本の原子炉の安全性の実績は、福島第 1 原発事故によって、「 $3 \times 10^{-3}$ /年」となった。

「 $10^{-6}$ /年」とは 3,000 倍も隔たりがあり、福島第 1 原発事故後に一連の安全対策を施したとは言え、これ程の隔たりを克服したとは期待できない。

このことは、例えば、交通インフラを改善し、交通ルールを厳格化し、自動車の設計をより安全なものとするなどで、交通安全の推進に日夜努力を積み重ねてきていながら、年間の死亡事故件数の減少がどれほど緩慢だったかをみても分かる。10 年かかっても、半減にさえ程遠い。

同じことは、航空機の墜落事故や労働災害、火災の発生などの統計にも共通しており、原子炉事故だけが、一時の安全対策だけで一気に 3,000 分の 1 にリスクが低減するなどということがあり得るものではない。

② 日本以外の国々が、炉心損傷頻度として「 $1\sim 5\times 10^{-5}$ /年」を掲げる中、日本だけがかつて「 $1\times 10^{-7}$ /年」を提示していた。

日本の自己評価には、著しいバイアスが疑われる。

③ 安全目標（ $10^{-6}$ /年）が満足されるためには、少なくとも、以下のことはクリアしなければならない。

1,000年どころか、100万年に1回の超巨大な地震、津波、台風、火山活動に耐えなければならない。あるいは、10,000年に1回の規模のそれらに対してであっても、99%以上の確実さで福島第1原発事故でのような事態が避けられなければならない。

ディアブロ・キャニオン原発に対する予想では、振動数5Hzにおいて、100年に1回の地震の規模は160ガル程度であるが、1,000年に1回になると700ガルにもなり、1万年、10万年、100万年に1回ともなると、それぞれ1,700ガル、3,000ガル、5,000～6,000ガルになると推定されている。

そのような超巨大地震の影響は想像を絶するが、おそらく、プラント職員が可搬設備を持ち出して事故に対応できる状況ではないだろう。それは、日本においても変わらないはずである。

火砕流が川内原発まで押し寄せてくるような火山の大噴火も、100万年を待たずに発生することが想定される。

安全目標（ $10^{-6}$ /年）を満足させることとは、自然現象だけを大雑把に考えただけでも、極めてハードルが高い。

## **(2) 被告九州電力の安全目標適合性の結果は、検討すべき事項を無視して導かれている(甲B59・70頁)**

ア 仮処分事件における鹿児島地方裁判所は、「厳しい重大事故を想定しても環境に放出されるセシウム137の放出量が7日間で約5.6TBq（事故後100日間で約6.3TBq）にとどまる」と述べているが、これは、被告九州電力が、そのような厳しい重大事故シナリオの想定にもかかわらず、楽観的な事故対応を想定したからに他ならない(甲B59・70頁)。

また、前述した「SBO+SGTR+MSIV 閉止不能」、「SBO+SGTR+SRV 開固着」のようなシナリオを、想定から除外したからでもある。

イ 1950年代から今日まで行われてきた原子炉事故の安全解析は、重大な原子炉事故が起こった場合、それがどのように進展し、どのような結果に至らしめるのかを評価するプロセスのはずであった。

しかし、日本においては、実際に過酷事故が起こったとしても、それが如何に首尾よく対処され、影響が如何に軽微であるかを印象付けるこ

とに注力しており、これが今でも過酷事故評価のプロセスの流れとなっている。

そのため、欧米では、しきりに、「〇〇が起これば、どうなるか」、「△△が成功しなかったら、どうなるか」が議論されているのに対し、日本では、「そのようなことは、起こらない」とか、「そのような失敗は、あり得ない」などと、さまざまな理由を付けて、悉く、議論の俎上から払い除けている。

ウ 被告九州電力が、過酷事故の評価対象としていないシナリオには、評価対象としたシナリオよりも発生頻度が高く、しかも大量の放射性物質が放出されるまでの時間が著しく短縮され、放出量が著しく増大すると思われるもの(例えば、下表の「シナリオ4」)がある(甲B59・70頁)。

### 過酷事故シナリオ

			被告九州電力の評価対象
シ ナ リ オ	1	SBO+RCP シール LOCA+AFW 喪失	○(炉心損傷回避可能)
	2	大破断 LOCA 注入+(ECCS+格納容器スプレー)失敗	○(炉心損傷)
	3	SGTR+当該 SG 隔離失敗	○(炉心損傷回避可能)
	4	<b>SBO+SGTR+当該 SG 隔離失敗</b>	<b>×(炉心損傷)</b>
発生頻度	1、3 > 4 > 2(「シナリオ 2」よりも高頻度)		
インパクト	放出までの時間	2 > 4(「シナリオ 2」よりも短時間)	
	放出量	2 << 4(「シナリオ 2」よりも圧倒的に大量)	

SBO: 全交流電源喪失    AFW: 補助給水系    RCP: 原子炉冷却材ポンプ

SGTR: 蒸気発生器伝熱細管破断

エ 福島第1原発での事故後に導入された安全対策の有効性は、仮設設備と人的対応の充実に依存している。

しかし、厳しい自然現象の環境下(地震、台風、火山の噴火など)においては、そのような人的対応が困難な場合も多々あるはずである。

また、テロリストの攻撃を受け、中央制御室での乱射があったり、人質を取られて、人的対応が行なえなくなったりする場合も想定される。

現状では、到底、安全目標に適合することはありえないのに、安全目標に適合しているかのように、仮処分事件における鹿児島地方裁判所が判断しているのは、被告九州電力が不都合な想定を退けていることを追認しているからである(甲B59・71頁)。

#### 4 小括

- (1) 日本の安全目標は、安全目標とする数値の根拠、それを実現するための安全性の考えなど、国際的基準が出来た経緯を全く習わず、単に数字だけを掲げている。

しかも、安全目標で使用される放射性物質はCs137 だけであり、当然発生し人体に有害な希ガスやヨウ素を検討していない。

そして、原子力規制委員会が、安全目標として定量的に掲げる「100TBq 以上を超える原子炉事故の発生頻度「 $10^{-6}$ /年以下」を確認する手段は、実証的にも、確率論的評価（PRA）によっても、存在していない。

それにもかかわらず、仮処分事件における鹿児島地方裁判所が、「厳しい重大事故を想定しても環境に放出されるセシウム 137 の放出量が7 日間で約 5.6TBq（事故後 100 日間で約 6.3TBq）にとどまる」と述べているのは、ただ単に、被告九州電力の見解をなぞった原子力規制委員会の見解をさらになぞっただけであり、また、被告九州電力がそのような見解を示すのは、被告九州電力が、楽観的な事故対応を想定したからに他ならず、そして、前述した「SBO+SGTR+MSIV 閉止不能」、「SBO+SGTR+SRV 開固着」のように、起こり易く且つ莫大な放射性物質を放出するシナリオを想定から除外したからである。

- (2) 佐藤暁氏の「結論」

以上にみてきたような川内原発の問題点について、佐藤暁氏は、意見書分冊Ⅱの「結論」として、次のような重大な指摘をされている。

「基準地震動の策定プロセスと過酷事故評価のプロセスにおいては、一見は厳しい評価をしているようであるが、実はそうではない。しかも、そのようなプロセスが、米国などとは本質的に異なっているにもかかわらず、全国的に統一されているだけに見破り難い。

基準地震動の策定プロセスの場合、日本では債務者を含む全事業者が、Ss を複数設定している。債務者の場合、Ss-1、Ss-2、Ss-L である。ただし Ss-L に関しては、琉球海溝が震源の場合であり、脅威のレベルにはなり得ないとの理由で切り捨てられ、安全設備の耐震評価では考慮していない。また、Ss-1 が、複数の線分を連結して策定した応答スペクトルであるのに対し、Ss-2 は 2004 年に観測された北海道留萌支庁南部地震のスペクトルそのままである。

そのような条件で Ss を策定した場合、620 ガルの Ss-2 は、Ss-1 の 540 ガルを上回っていることから、より厳しい地震動を考慮しているかのような印象を与えるが、実は応答スペクトルから策定される模擬地震波の顕著な違いにより、



Ss-2 による床応答スペクトルが Ss-1 によるそれを上回るところはほとんどない。

切り捨てられてしまった琉球海溝からの地震などプレート間地震や海洋プレート内地震も、発生頻度として  $10^{-4}$ /年～ $10^{-5}$ /年 のレベルまで考える場合には、特に長周期の帯域では顕著な影響を及ぼす。

単一の包絡スペクトルが保守的な評価を与えるとは限らず、長周期側により寄与する遠方震源地震の包絡スペクトルと、短周期側により寄与する近場を震源とする地震の包絡スペクトルを別々に策定することを提案した指針もあるが、債務者を含む日本の事業者が適用している方法は、これとは明白に異なるものである。また、実際に米国で最近認可された例を見ても、遠方震源地震の包絡スペクトルと近場を震源とする地震の包絡スペクトルを連結させた単一の包絡スペクトルである。

一様ハザード・スペクトルは、債務者が策定した設計基準地震動の応答スペクトルが、年超過確率  $10^{-4}$  以下であることを裏付けるために用いられている。しかしそれは、少なくとも 2005 年以降の東日本において発生した地震のデータに照らしても、かなり甘く設定されていることを示唆するものである。さらに、米国で採用されているハザード・スペクトルと比較しても、より顕著に甘いことが明らかである。」(甲 B 5 9 ・ 7 2 頁)。

以上