

意見書

(分冊-II: 川内原子力発電所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)

作成日: 2015年9月28日

作成者:

東京電力福島第一原子力発電所の事故によって「安全神話」は崩壊したと言われている。しかし、最近の安全審査の議論を見ていると、崩壊したはずの神話が驚くべき速さで再び蘇ろうとしていることに焦りを覚えずにはいられなくなる。

本意見書の分冊-II では、同分冊-I においてすでに解説した安全審査プロセスの全般的な問題点を踏まえ、川内原子力発電所に対する①設計基準地震動の設定プロセスと、②耐震安全上の余裕に関する考え方の非保守性について述べ、③安全目標の適合性に対する評価に関する問題を解説する。同分冊-I において述べられる諸問題が、これらのプロセスや考え方、評価においても生じていることが、実例として示される。

作成者略歴

本意見書の作成者の略歴と本意見書の内容との係わりについては、次のとおり。

1957 年、山形県生まれ。1980 年、山形大学理学部物理学科卒業。1984 年、ゼネラル・エレクトリック社原子力事業本部・日本法人入社。その後の在職期間中、主に国内運転プラントの検査、修理、改造、新技術開発、新設プラントの設計、建設、試運転を担当。設計(機械)、解析(強度、耐震、事故)、製造、施工管理(工程、コスト、安全、品質保証、放射線)など全般に携わる。現地責任者(福島県・新潟県担当)、米国本社勤務(1999～2000 年)。2002 年、退職(退職時の職位は現地プロジェクト日本統括責任者)。2002 年より、原子力コンサルタントを自営として始め、今日に至る。原子力関連の企業、電力会社、自治体、規制機関などに対し、海外(主に米国)のトラブル情報、規制情報、新技術に関する情報提供などの他、原子力発電所の現地業務、製造工場の実務支援、助言、研修講師などの業務を提供。

本意見書の作成に当たっては、上述の略歴のうち、主に 2002 年以降のコンサルタント業務を通して習得した知見(年 5～10 回の海外出張(主に米国)から収集した情報に基づき、原子力発電設備の安全問題に対する日本と他国との取組みの差異を分析、考察する機会が日常的にあったこと)が役に立っている。

＝目次＝

<u>項</u>	<u>タイトル</u>	<u>ページ</u>
	分冊-I	
1	原子力安全に関する基本的理解の問題	1
2	規制基準の問題	23
3	規制基準の要件に対する事業者の適合性の問題	35
4	原子力規制委員会の審査方法の問題	42
5	結論	46
	分冊-II	
1	設計基準地震動の設定プロセスにおける非保守性	1
1.1	全般	1
1.2	基準地震動の策定に当たっての包絡線の適用について	5
1.2.1	米国 NRC 規制指針(RG 1.60)	6
1.2.2	米国 NRC 規制指針(RG 1.165)	10
1.2.3	米国 NRC 標準審査指針(SRP 2.5.2)	12
1.2.4	米国 NRC 規制指針(RG 1.208)	13
1.2.5	IAEA の安全基準シリーズ	14
1.2.6	Ss-2 を追加することの重要性	16
1.2.7	時刻歴波形の策定に関する	18
1.2.8	設計応答スペクトルとタイム・ヒストリーに関する実務(その 1) 龍門	23
1.2.9	設計応答スペクトルとタイム・ヒストリーに関する実務(その 2) ヴォーゲル	26
1.2.10	設計応答スペクトルとタイム・ヒストリーに関する実務(その 3) サマー	32
1.2.11	債務者以外の日本の電力事業者	37
1.2.12	一様ハザード・スペクトルについて	38
1.2.13	サン・オノフレ、ディアブロ・キャニオン原子力発電所	43
1.3	考察: 問題点と提案	49
2	耐震安全上の余裕に関する考え方の非保守性	51
2.1	「耐震以外の要求から更なる余裕も付加」について	52
2.2	「耐震設計における評価基準値には工学的な判断に基づく余裕が確保」について	53
2.3	Ss を超える地震による影響	55
2.4	格納容器破損以外のシナリオ	57
2.5	ディアブロ・キャニオンの例	60

＝目次(続)＝

<u>項</u>	<u>タイトル</u>	<u>ページ</u>
3	安全目標の適合性に対する評価の問題点	61
3.1	安全目標は 10^{-6} /年 であらねばならないのか、 10^{-9} /年 であれば十分なのか	62
3.2	安全目標達成の確認方法	64
3.3	安全目標(10^{-6} /年)の適合性	65
4	結論	68

1. 設計基準地震動の設定プロセスにおける非保守性

1.1 全般

ここでは、「平成 26 年(ヨ)第 36 号 川内原発稼働等差止仮処分申立事件 決定」のうち、特に 3 点に関する筆者の個人的な所感を述べる。決定文においては、債権者らの提起した問題点が熟慮されており、債務者の主張も顧慮した上で、一般的に中庸性を保とうとした裁判所の考察の深さが感じられた。しかし、筆者の感想として、債権者らがそのような問題点を提起するに当たって提出した情報には、本来補足されているべき、その主張を補助するための重要な情報が幾つか不足しており、そのようなものも含めて審理されていたならば、果たしてどのような決定が示されていたのだろうかと思うところがある。

そこで筆者は、本報告書においてそのような情報を提示するが、それらは、債権者にも債務者にも与せず、極力、国際的にも信頼された機関の情報をベースとし、例外的な箇所はあるものの、筆者の個人的な解釈と推測を最小限にしようとするものであることを初めに断っておきたい。

また、以下の諸点も、原子力安全についての特異性や日本の場合の特徴、国際的な位置付けなどを全体的に理解する上で重要である。

国際的整合性

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、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、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。

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 分野における実施を含む。

ピア・レビューの種類		内容
(1) OSART	運転安全調査	特定の原子力発電所、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 が勝手に押し掛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。たとえばそのうちの1つである OSART 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。(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、今年の秋頃、我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)～(7)の分野においては、未だに一度も受けたことがない。

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。

一般産業との安全基準の差

一般産業と原子力産業の間には、設定される安全基準に格段の差がある。それは、前者の安全基準の目的が、主に従業員の安全確保であるのに対し、後者の安全基準の目的は、事業者の資産の保全や従業員の安全確保については二の次で、公衆の安全と環境保全が最優先であること、そして、原子力産業の場合、ひとたび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。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、敢えて盛り込まれている。

たとえば、米国地質調査所(USGS)は、向こう 50 年間での超過確率が 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 2×10^{-3} /年、特に重要な建築物などであっても 4×10^{-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、この常識は原子力には当て嵌まらない。より厳しい 1×10^{-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。

竜巻に対しては、原子力安全の分野では、年超過確率 1×10^{-7} /年 の襲来に備えることが設計基準として規定されている。そのため、メキシコ湾から五大湖までに至る広大な平原地帯に対しては、風速 100m 以上の強風と、それに巻き込まれて秒速 40m で飛んでくる重量 1,800 kg の自動車の衝突に耐えるように設計することが求められている。ハリケーンに対しても同様で、フロリダ半島の沿岸地帯に対しては、風速 100～130m 以上の強風と、秒速 65～90m で飛んでくる自動車の衝突に耐えられることが、安全設備に対する設計基準となっている。

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。これは、日常的な感覚からすれば、何もそこまで仮定する必要はないのではないかと考えられるが、上記の原子力産業の安全基準の目的から、敢えてそのように仮定することが、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。

さらに、原子炉事故の中でも、特に危険で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。たと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るべきことである。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、やはり日常的な感覚からすれば、矛盾であるかもしれないが、上記の原子力産業の安全基準の目的から、敢えてそのように仮定するのである。

科学技術の限界に対する警戒

これらのように、原子力の安全基準には、時に、一見、日常的な常識や合理性、科学性を超越したものもあるが、それらは、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る。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。

時に、世間的には非合理的で非常識的な安全基準が、そのような原子力のコミュニティにおいては、合理的で常識的であったりする。そのため、福島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。

日本の常識が国際的非常識

筆者は、本事件の裁判が、人格権が侵害されるリスクの妥当性、合理性を巡るもので、その際、裁判所が拠り所とした妥当性、合理性についての観念が、上述した国際的な原子力コミュニティでの常識、合理性ではなく、どちらかと言えば、より世間的な常識、合理性に基づくものであったような印象を抱いた。また、日本の原子力は、上述したように、ピア・レビューの受け入れや

国際的な交流が活発ではなく、いわゆる「ガラパゴス化」と評される環境に長く置かれてきたため、債務者は、国際的には通用しない日本的な論理に基づく説明でも、それを正論と信じて裁判所に提出したのではないかと推測する。

ちなみに台湾は、「原子力安全の規制や規格・基準は、導入元の原子力技術そのものとセットであるべき」との考えから、米国のそれらを採用してきた経緯があり、その意味で、日本ほどの「ガラパゴス化」はなかった。とは言え、地震や津波などの自然現象に関する設計基準の設定については、日本と同じような問題を抱えていた。

その台湾が、福島事故後、欧州原子力安全規制グループ(ENSREG)が加盟国に呼びかけで実施したいいわゆる「ストレス・テスト」を、同じような仕様に基づいて自主的に実施し、その結果について ENSREG によるレビューを受けている。ENSREG の報告書は、台湾にとってかなり厳しい指摘を含んでいたが、日本にとっても他所事ではない。なぜなら、ENSREG の報告書には、改善されるべき問題点として、「全ての自然現象に対する設計基準を、年超過確率 10^{-4} に相当する規模のものとして設定すべきこと」が記されているが、日本もこれを満たしているわけではないからである。

台湾が、そのような国際的な原子力コミュニティの常識に基づく指摘を予想せず、ストレス・テストの結果報告書をまとめて ENSREG に提出したように、本事件での債務者も、まさにそのように特に他意なく情報を提出してきただけかもしれない。

しかし、裁判所が本件の審理のために提示を受けるべき情報(判断材料)の中には、本来、以下に筆者が提示するものも含まれているべきであった。

1.2 基準地震動の策定に当たっての包絡線の適用について

鹿児島地裁の決定文 151～152 ページには、債務者が基準地震動 Ss の策定に当たり Ss-2 波形を基本的にそのまま用いていることに関し、債権者らが、これは不安全側な扱いであり線分で包絡させて設定すべきだと主張していることについて、裁判所の見解が説明されている。裁判所は、もし債権者の主張のような加工を施した場合、常に安全側にはならないとの債務者の反論を受け入れ、Ss-2 については、包絡線として設定されるべきではなく、すでに原子力安全委員会も認めた通り、原形のままで適用するのが適切であるとの見解を述べている。そして、そのような策定手法は、関係各方面の多くの専門家が十分な審査を経て決定した「電気協会耐震設計技術指針(JEAG4601-2008)」に沿ったものであるとも述べている。

なお、債権者らが、本来、安全側に立つならば、Ss-2 波形は包絡線として設定されるべきなのであり、債務者が敢えてそうしなかったことよって、偽装ともいうべき行為をしていると主張しているとの点に関しては、裁判所は、債務者が意図的に手法を変更したという事実がなかったことを理由の一つとして挙げ、そのような偽装性を否定している。



ここで問題となっている包絡線の適用の議論に関しては、複雑な歴史的変遷と国際的な考え方、実務における運用上の実態などについて、広く情報を集め、整理する必要がある。

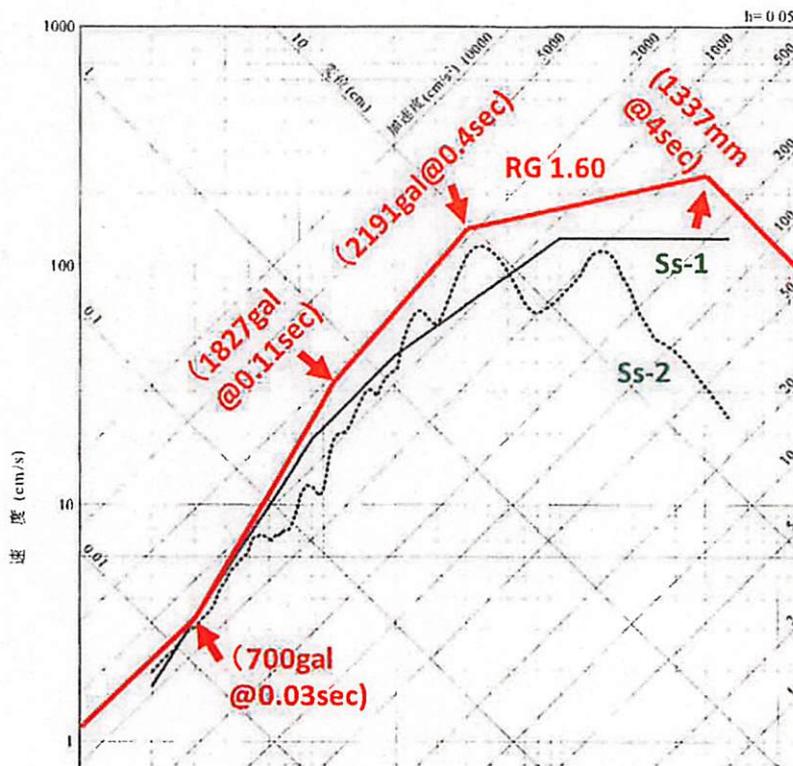
そこで、まずはそれらを行った上で、最後に全体を俯瞰し、上記の裁判所の決定について考察する。

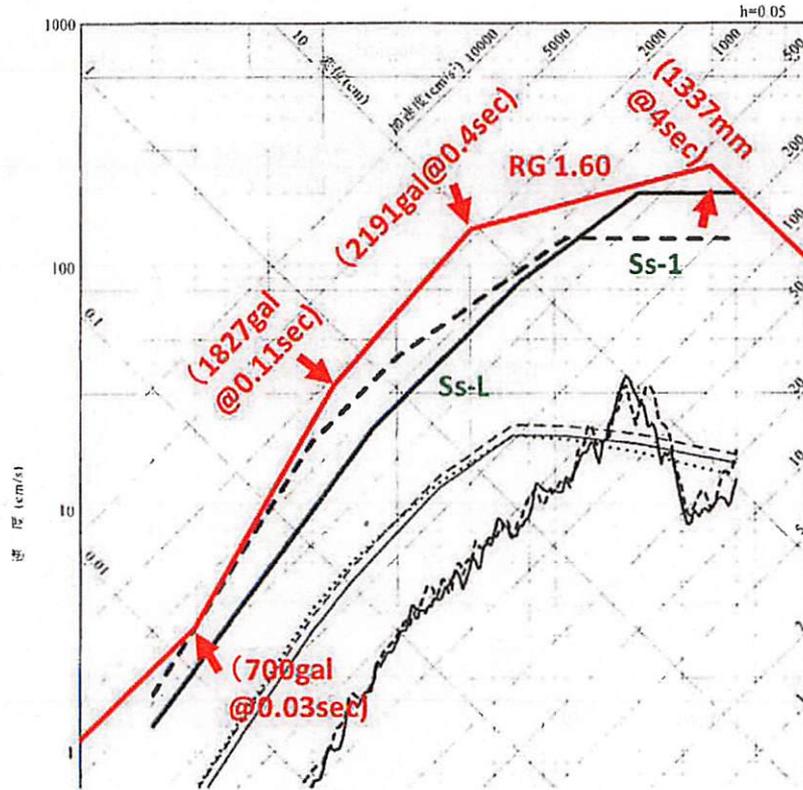
1.2.1 米国 NRC 規制指針 (RG 1. 60)

米国において、設計応答スペクトルを、複数の線分を連結させたものとして設定するという方法が手順化されたのは、1973 年 10 月に発行された原子力委員会 (現 NRC の前身) の規制指針 1.60 (原子力発電所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) によってである。以来、これが 1970 年代と 1980 年代、米国内で建設された原子力発電所に適用され、日本を含む諸外国にも普及していった。

これは、過去の地震のデータを分析し、保守的に一般化したものであるが、表面最大加速度 (PGA) さえ設定すれば包絡線分の全体が自動的に決定され、各原子力発電所の立地条件によって左右されることがない。すなわち、包絡線分は、以下の 5 本で構成される。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。

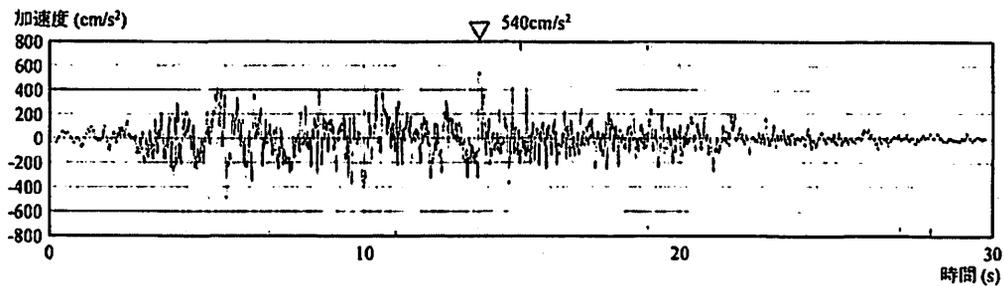
仮に上記のルールを、川内原子力発電所の Ss-1 に対して適用した場合には、下記の図の通り、PGA (表面最大加速度) を周期 0.03 秒における加速度の値として 700ガルと読み取り、債務者が策定した応答スペクトルを大幅に上回ることになる。



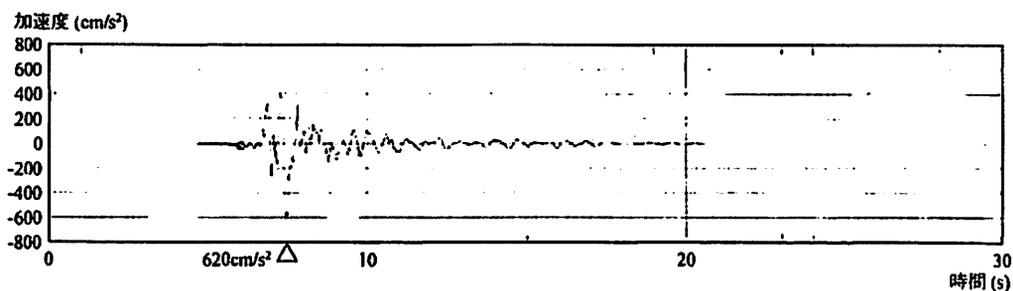


もし、債務者がRG 1.60(1973・米国 NRC 規制指針)を忠実に採用していたならば、上記の図のように、この Ss-1 の包絡線によって、奇しくも Ss-2 だけでなく、Ss-L さえも包絡されていることがわかる。RG 1.60(1973・米国 NRC 規制指針)による応答スペクトルの策定手順によれば、包絡線の形状は一定で、PGA(表面最大加速度)の値に比例してグラフ上を上下、伸縮するだけであるから、PGA が 540 ガルの場合と 620 ガルの場合とでは、当然、全周期の帯域にわたって、後者の包絡線が前者の包絡線の上に位置する。そして、Ss-1 が包絡線として示されていることから、一般的には Ss-2 に対しても、同じような包絡線を描くものと予見をしがちである。ところが実際は、そのような一般的な予見に反し、特に長周期の領域においては、Ss-2 のスペクトルは Ss-1 の包絡線を著しく下回っている。(前ページの図の右側の領域に注目。)

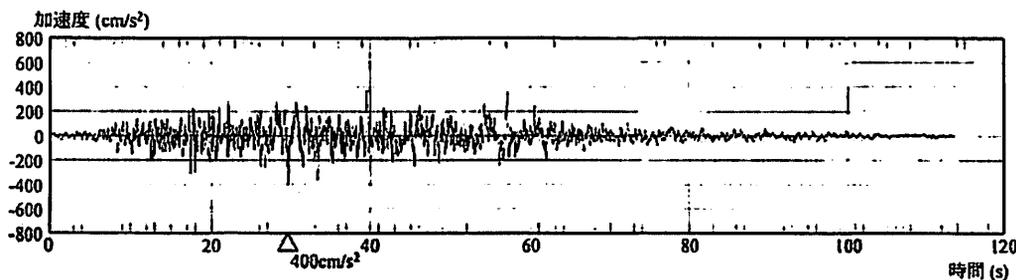
この違いは、Ss-1 と Ss-2 のそれぞれのスペクトルに対応する時刻歴波形に反映されている。すなわち、Ss-1 の時刻歴波形を見ると、最大加速度は 540cm/s^2 であるが、比較的大きな加速度が 30 秒近くにわたって続いているが、Ss-2 の時刻歴波形においては、最大加速度こそ 600cm/s^2 と大きい、その前後の比較的大きな加速度の継続時間が数秒しかない。因みに、震源地が遠方の琉球海溝である場合の Ss-L の時刻歴波形においては、最大加速度は 400cm/s^2 であるものの、前後の比較的大きな加速度が、100 秒にもわたって続いている。



加速度 (水平方向 : Ss-1_H)



加速度 (水平方向 : Ss-2_H)



加速度 (水平方向 : Ss-L_H)

結局、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 や Ss-L の設計応答スペクトルの場合の方が、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、たとえば、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だけでなくSs-Lのそれらに対してさえも顕著に低いことは、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。(ただし、時刻歴波形は図で与えられているだけで、これの元になるデジタル情報が公開されていないため、実際に計算することができず、以上は、図の概観に基づく推定である。)債権者らが、このような一般的な予期との違いや特徴を指し、これらの原因であるSs-2の策定を「偽装」と疑ったとしても理解できる。

1.2.2 米国 NRC 規制指針 (RG 1.165)

さて、時が経ち 1990 年代に入り、米国でも、原子力発電所の新設がそろそろ再開するのではないかと予想されるようになり、実際、プラント・メーカーは、幾つかの新型炉の設計を提唱した。

米国 NRC は、そのような来るべき新たな時局に対応するため、規制要件の見直しを進め、その一環として、応答スペクトルの策定手順を定めた従来の規制指針 RG 1.60 とは別の手法を RG 1.165 として制定し、1997 年 3 月に発行した。

この新しい手法では、確率論的地震ハザード評価 (PSHA) が取り入れられ、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。このとき重要なステップがあり、原子力発電所ごとに、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) が決定される。このステップによって、どの辺りでどれほどの規模で発生する地震が、当該の原子力発電所にとって、最も脅威となり得るかが決定される。

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。

これは、遠方に震源がある地震の場合、伝搬によって短周期 (0.1~0.2 秒) の成分が大きく減衰するのに対し、長周期 (0.4~1 秒) の成分の減衰が少ないことで、長周期の領域においては、規模の大きな遠方地震が、近場にある比較的規模の小さな地震に匹敵する脅威となり得るからである。そこで、そのようなハザードへの寄与率が 5% 以上を占める 100km 以上の震央距離の地震がある場合には、それを 2 つ目として選ぶことが規定されている。

このように、ある原子力発電所に対して、考慮すべき 2 つの地震が与えられた場合、どのようにして当該の原子力発電所の応答スペクトルを設定したらよいのか。

この問題に対する答えは、Ss-1 と Ss-2 の扱いを巡る債権者らと債務者との主張の違いを客観的に考える上でヒントになるように思われる。

その場合の答えは、RG 1.165 の Appendix F にある。そこには、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 3 案が示されている。すなわち、①既述の RG 1.60 (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当て嵌めて設定する場合 (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、あるいは修正して当て嵌める場合 (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) である。

いずれにしても、2 つ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。

これは、考え方によっては、非合理的である。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からである。

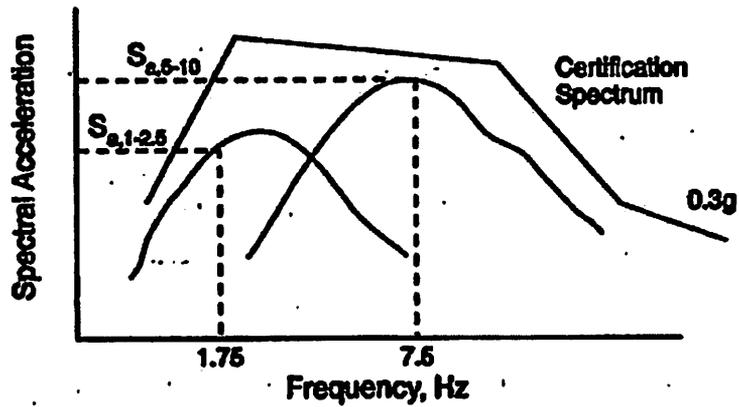


Figure F.1 Use of SSE Spectrum of a Certified Design

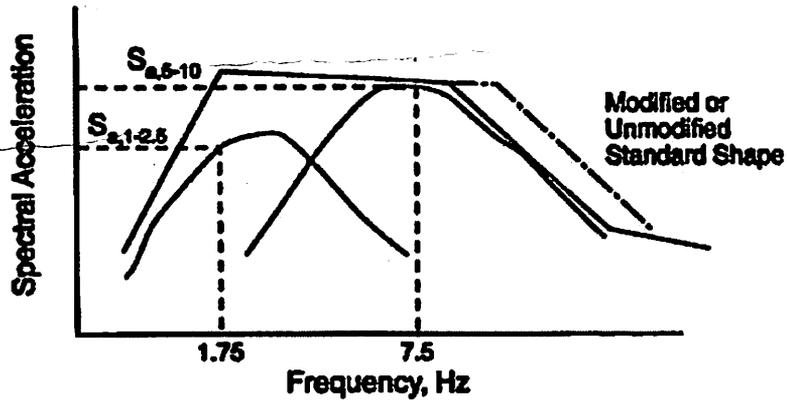


Figure F.2 Use of a Standard Shape for SSE

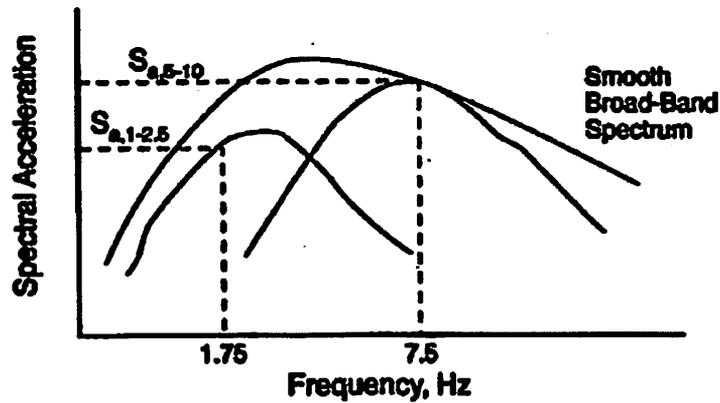


Figure F.3 Development of a Site-Specific SSE Spectrum

しかし、敢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 1.1 項において、「一般産業との安全基準の差」、「科学技術の限界に対する警戒」として述べた通りである。つまり、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、全般的な不確実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。

1.2.3 米国 NRC 標準審査指針 (SRP 2.5.2)

日本において原子力規制委員会の審査官が事業者の設置変更許可申請書を審査するプロセスは、米国においては、NRC の審査官が事業者の安全解析書 (Safety Analysis Report) を審査するプロセスに相当する。その場合、NRC の審査官には、前述 1.2.1 と 1.2.2 の規制指針とは別に、標準審査指針 (Standard Review Plan) 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が、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。

上述のような事情が生じた場合の処理の仕方についての記述は、次の通りである。

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、前述の 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。

ただし、時系列上は 1989 年 8 月の SRP 2.5.2 Rev.2 の方が 1997 年 3 月の RG 1.165 よりも早いことから、むしろ Appendix F の考え方が、SRP 2.5.2 Rev.2 のそれを踏まえたものと考えられる。

その後 SRP 2.5.2 は、さらに 3 回改訂されている。

1997 年 3 月の改訂版 (Rev.3) には、同時期に発行された RG 1.165 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。

1.2.4 米国 NRC 規制指針 (RG 1.208)

米国では、1997 年から 1999 年にかけて、3 つの新型炉 (ABWR、System 80+、AP600) が認定されたが、NRC が 1997 年 3 月に発行した RG 1.165 (1997・米国 NRC 規制指針) と SRP 2.5.2 Rev.3 (標準審査指針) がそれらに対して適用される機会はなく、確率論的地震ハザード評価 (PSHA) の手法を取り入れた RG 1.165 がようやく適用されたのは、次の新型炉 (AP1000) に対してであった。

NRC は、RG 1.165 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 2007 年 3 月に発行した。

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。前述 1.2.1 項参照)、②PSHA (確率論的地震ハザード評価) による方法 (RG 1.165。前述 1.2.2 項参照)、③ASCE 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、2007 年 3 月には、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。

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) をより完全に理解を得るためには、単一の地震動 (すなわち、1E-05/年でハザードを合わせた単一の地震動) 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。》

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。

1.2.5 IAEA の安全基準シリーズ

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考え方は、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) においても見られる。

すなわち、その第2.8項の中に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(たとえば、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ば、必ずしも明確ではない。

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、たとえば RG 1.60 (前述 1.2.1 項参照)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、原子力発電所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。

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. 《意訳： 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と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、第 9.5 項の記載は、まさに RG 1.165 Appendix F(前述 1.2.2 項)にあった 3 案のうち最初の案(Figure F.1)について述べているように思われる。

一方、第 9.6 項の記載を読むと、まさに北海道留萌支庁南部地震の場合を述べているようにも思われる。すなわち、そのような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嵌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おり、債務者の考え方は、これに符合しているかのようである。

しかし、前述 1.2.1 項で図示したように、留萌支庁南部地震の応答スペクトル(Ss-2)を見ると、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)の形状の当て嵌めが強引であるとも思えない。

1.2.6 Ss-2 を追加することの重要性

債務者は、原子力規制委員会からの意見を受け入れ、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子力発電所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。当該の地震の特徴は、それがM6クラスの内陸地殻内地震でありながら、震源近傍のK-NET 港町観測点(HKD020)においては、1127ガルもの強震動が観測されたという点である。

しかし、当該の地震から約2カ月前の2004年10月23日(17時56分)には、やはり内陸地殻内地震であるM6.8の新潟県中越地震が発生し、小千谷では1308ガルが観測されており、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いくつも存在する。それらの中で、原子力規制委員会はなぜ当該の地震を取り上げたのか、債務者はなぜそれを受け入れたのか、その経緯についての記録はない。

そのような理由が特にならない限り、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。

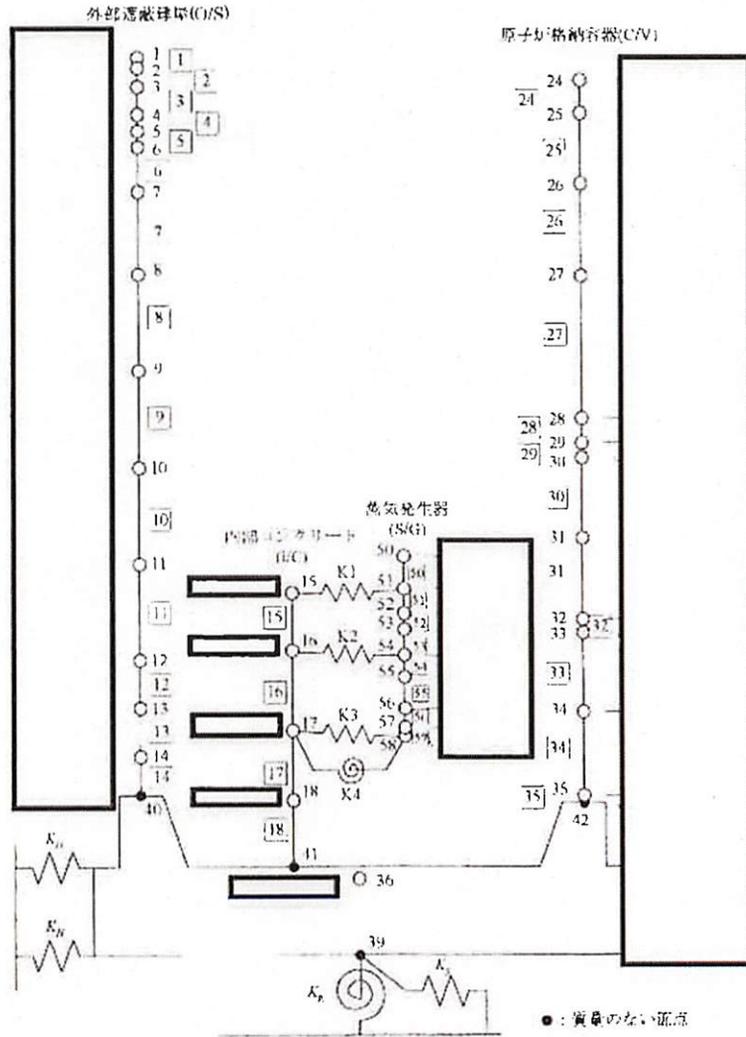
なお、当該の地震の規模は、債務者が引用した「日本原子力学会(2007)の方法に基づいて算出した解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトル」によれば、そのPGA(周期0.02秒)についてはほぼ100,000年に1回、周期0.5秒(振動数2Hz)近傍の帯域では1,000,000年に1回未満の規模だったとのことであるが、現に2004年に発生したものが、それほどまでに稀少なものだったとは、一般的常識に照らす限り、容易には同意し難い。

しかし、原子力規制委員会が、わざわざSs-2の追加を債務者に受け入れさせ、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、川内原子力発電所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。次表は、債務者が、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。

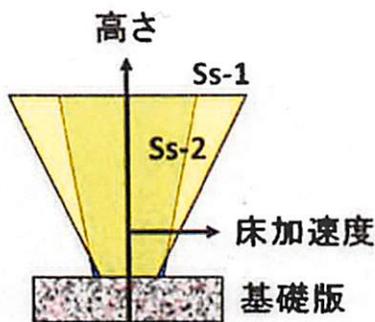
最大床加速度($\times 9.8\text{m/s}^2$)

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、次図のとおり。



応答スペクトル Ss-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(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、Ss-1 において 0.61g、Ss-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 Ss-2 は Ss-1 に完全に包絡されていることになり、Ss-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) 債権者らが、もし、このトリック的な特徴を指して「偽装」と指摘しているのだとするならば、筆者は、これを特に厳しい非難的な表現だとは思わない。

従って、全体的には Ss-2 は Ss-1 に完全に包絡されていることになり、Ss-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) 債権者らが、もし、このトリック的な特徴を指して「偽装」と指摘しているのだとするならば、筆者は、これを特に厳しい非難的な表現だとは思わない。

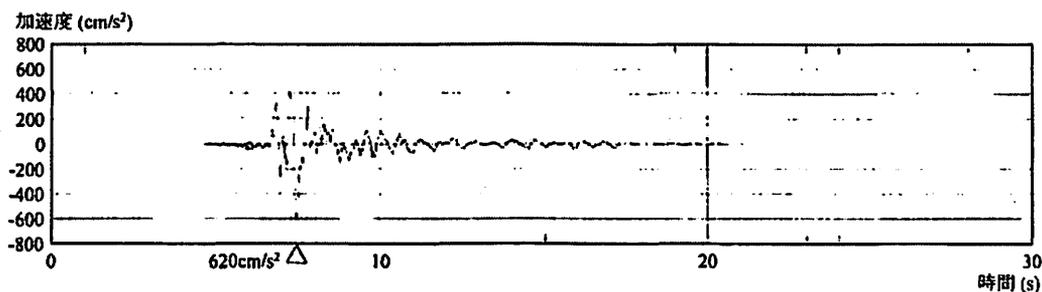
特徴を指して「偽装」と指摘しているのだとするならば、筆者は、これを特に厳しい非難的な表現だとは思わない。

1.2.7 時刻歴波形の策定に関する要件

設計基準としての加速度応答スペクトルを定めた次には、これを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)が設定される。そして、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。その中には、主な要件として以下が述べられている。

- 設計応答スペクトルを、原子力発電所の立地条件とは無関係に(RG 1.60 の手順に従って)設定する場合には、低振動数の帯域においても十分なフーリエ波を含むことができるよう、タイム・ヒストリーは十分な長さを有すること。0.4Hz(周期 2.5 秒)における設計応答スペクトルを適度に模擬するためには、10~25 秒となる。なお、強い震動は、6~15 秒の間にあること。(債務者が設定した Ss-2 のタイム・ヒストリーは、継続時間が 10 秒に満たず、強い震動のピークは、2~4 秒あたりに見られ、以上の要件を満足していない。ただし、設計応答スペクトルが原子力発電所の立地条件に従って個別に設定され、上記の要件から逸脱する場合には、別途個別にタイム・ヒストリーの長さを規定してもよいとの趣旨が述べられている。)

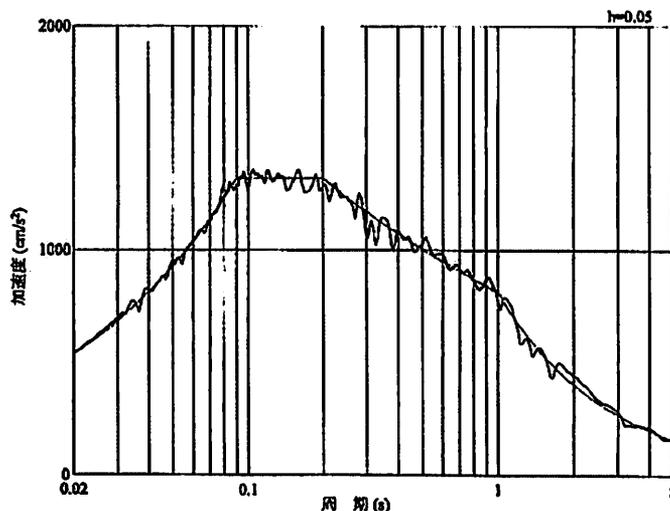


加速度 (水平方向 : Ss-2_H)

- 模擬した時刻歴波形からスペクトル値を得る場合、その時間間隔としては、これを十分に短くすることで、前後との変化が 10% 未満となるようにするか、もしくは下表の通り。

振動数帯域(Hz)	時間間隔(Hz)	振動数帯域(Hz)	時間間隔(Hz)
0.2~3.0	0.10	3.0~3.6	0.15
3.6~5.0	0.20	5.0~8.0	0.25
8.0~15.0	0.50	15.0~18.0	1.0
18.0~22.0	2.0	22.0~34.0	3.0

- タイム・ヒストリーから得たスペクトル値は、元の応答スペクトルに対して下回っているのが5点以下で、かつ10%以下であれば、これを包絡していると見做す。債務者のSs-1に対するタイム・ヒストリーは、下図の通り、周期の全領域にわたって元の応答スペクトルに対して下回っている点が存在しており、この要件からは顕著に逸脱している。



- タイム・ヒストリーと元の応答スペクトルの関係は、元々1対1ではなく、ランダムに幾つでも策定できるが、どれも元の応答スペクトルを近似的に包絡するように策定したものでありながら、それぞれのパワー・スペクトル密度(PSD)関数(地震加速度によって与えられるエネルギーの周期についての分布関数)が大幅に異なるということが起こり得る。たとえば、規制指針RG 1.60(前述1.2.1項参照)に基づいて策定した応答スペクトルを包絡するようにして策定したタイム・ヒストリーの場合、PSD関数が、振動数に応じて大幅に、かつランダムに変動する。さらに、タイム・ヒストリーの策定者が、元の応答スペクトルに対してより近似性がよくなるようにすればするほど、PSD関数の変動がより大きく、ランダムになる傾向があることも知られている。このような特徴により、評価しようとしている構造物、系統、機器の中には、応答性が非保守的に評価されてしまう場合もあり得る。そこで、一組(水平2成分、垂直1成分)のタイム・ヒストリーを使って、高い耐震クラス(カテゴリ1)の構造物、系統、機器を設計するに当たっては、包絡性についてだけでなく、PSD関数に関しても、設計応答スペクトルと整合することが求められる。すなわち、一組のタイム・ヒストリーの採用は、重要な周波数帯域において、目標PSD関数(Target PSD Function)を上回るPSD関数であることを証明することにより正当化されなければならない。
 - 上記の要件の代わりとして、複数のタイム・ヒストリーを適用するという選択肢もある。その場合、少なくとも4組のタイム・ヒストリーが必要である。個々のタイム・ヒストリーに対し、どれも設計応答スペクトルを包絡しなければならないわけではないが、それらの平均が設計応答スペクトルを包絡することは求められる。
- つまり、単一のタイム・ヒストリーを適用する場合においては、単に、加速度スペクトルがある

程度近似していればよいというのではなく、これと併せて、注目する周期のポイントにおけるエネルギーが過小となっていないことの確認も、全領域にわたって行う必要があるということである。しかし、債務者が適用したタイム・ヒストリーの策定要件では、模擬地震波の応答スペクトル (cm/s^2) が、全周期にわたって目標とする応答スペクトル (cm/s^2) の 85% 以上であること (応答スペクトル比が 0.85 以上) と、応答スペクトル強さ、すなわち、模擬地震波の応答スペクトル (cm/s^2) を周期 0.1 秒から 2 秒まで積分した値を、目標とする応答スペクトル (cm/s^2) に対する積分で除した値が 1.0 以上であることを求め、実際に債務者はこれらの要件に適合していることを示しているが (債務者の設置変更許可申請書 第 7.5.6.24 表、および第 7.5.6.57 図)、上述の SRP 3.7.1 にある要件には適合していない。

上述の SRP 3.7.1 は、2007 年 3 月に改訂され、上記のタイム・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。

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、ここでの「種記録」に関しては、米国 NRC 規制指針 (RG 1.208) にその関連記載があり、米國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。

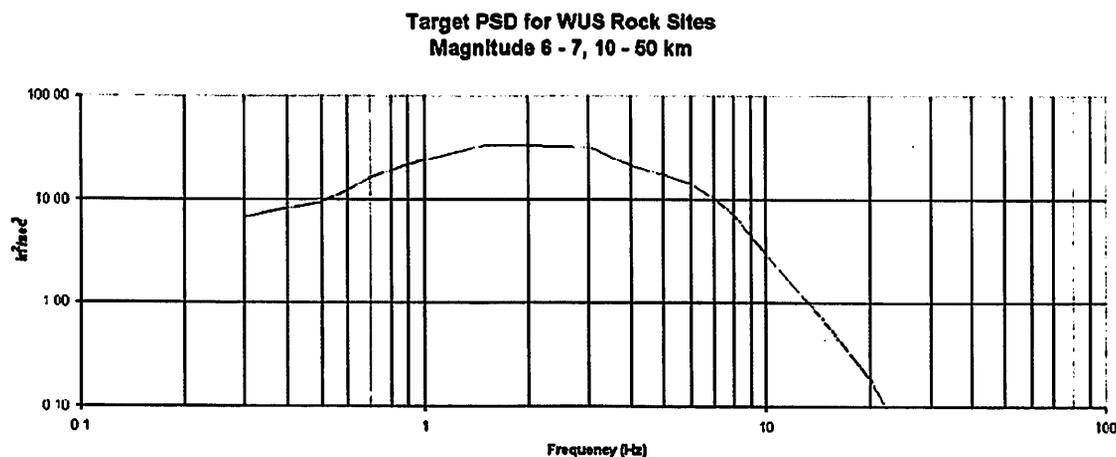
以上の趣旨に照らした場合、債務者の Ss-2 は、北米プレートにある北海道留萌支庁がそのルーツなのであり、川内原子力発電所の本来の種記録に属するものであるはずはなく、かりにそうだったとしても、タイム・ヒストリーを策定するために生のままで使うべきではないと述べているのであり、これらの要件に対して完全に抵触しているように思われる。

また、債務者の設置変更許可申請書を見る限り、債務者が策定し、示しているタイム・ヒストリー一は、水平方向については 1 つだけであり、南北と東西の二方向に対して別々に独立に設定し、相関係数 0.16 以下でなければならぬとの要件を満足しているのかどうか不明であり、やはり

抵触している可能性がある。

手法その 1: SRP 3.7.1 の 2007 年 3 月の改訂版には、他にも幾つかの要件がタイム・ヒストリーの策定に関して追加されており、その中には、目標 PSD 関数(パワー・スペクトル密度関数)の設定手順に関する詳細も含まれている。すなわち、応答スペクトルが規制指針 RG 1.60 に従って策定される場合の目標 PSD 関数は SRP 3.7.1 Appendix A に従って設定され、RG 1.60 によらないで応答スペクトルが策定される場合は SRP 3.7.1 Appendix B によって設定されなければならない。後者の目標 PSD 関数の一つが次図であり、タイム・ヒストリーの PSD 関数は、この目標 PSD 関数を上回っていなければならない。

ただし、PSD 関数に係わるこの要件はあくまで二次的なものであり、これだけが満足されたタイム・ヒストリーでは、応答スペクトルを包絡しない場合がある。タイム・ヒストリーの策定においては、まずは応答スペクトルを包絡することが一次的要件である。債務者の設置変更許可申請書を見る限り、設置者が策定したタイム・ヒストリーについては、目標 PSD 関数に対する検定が行われていない。



手法その 2: 上述のように、債務者のタイム・ヒストリーは、応答スペクトルを包絡していないが、実は、これが認められる手法も「手法その 2」として SRP 3.7.1 の 2007 年 3 月の改訂版に追加されている。この場合、包絡ではなくマッチするように、あるいは、平均値がフィットするように策定される。ただし、この場合には、次の 4 つの要件を満足させる必要がある。

- タイム・ヒストリーが、時間的に十分小刻み(0.01 秒以下)であり、十分な長さ(20 秒以上)であること。
- 減衰率 5% に対するタイム・ヒストリーの場合、振動数 1 桁につき、対数グラフ上に等間隔となるよう 100 ポイント以上について計算し、ターゲット応答スペクトル(設計応答スペクトル)との比較を行う。
- 減衰率 5% に対するタイム・ヒストリーの場合、いかなる振動数のポイントにおいても、ターゲット応答スペクトルに対して 10% 以上上下回らないこと。広い振動数帯域においてター

ゲット応答スペクトルから落ち込まないように、ある振動数を中心にその±10%の帯域にわたってターゲット応答スペクトルを下回らないものとする。つまり、ターゲット応答スペクトルを下回るポイントが、連続10点以上存在しないこと。

- 手法その1におけるPSDに替え、減衰率5%に対するタイム・ヒストリーの場合、模擬地震波のタイム・ヒストリーがターゲット応答スペクトルのどの振動数のポイントにおいても30%を超過しないことを要件として適用する。そして、30%を超過する場合に限り、PSDの計算を求め、顕著なギャップが生じていないことを確認するものとする。

債務者の設置変更許可申請書を見る限り、債務者の加速度時刻歴波形の策定は、Ss-1のものに関する限り、上述したSRP 3.7.1(2007年3月改訂版)の「手法その2」に対しても適合していない可能性がある。前述のように、債務者は、ターゲット・スペクトルに対して-15%までの逸脱を許しており、実際、第7.5.6.57図によれば、-10%を超えていると思われる点が図中に見受けられる。さらに、加速度時刻歴波形は、直交3方向(水平2方向、垂直1方向)に対して1組として、それぞれ独立に(相関係数0.16以下)策定されなければならないが、債務者は、水平方向に対して1つを示しているだけである。

適切なタイム・ヒストリーの策定手法に関しては、米国NRC規制指針RG 1.208においても、Appendix Fとして詳細が規定されている。その内容は、上述したSRP 3.7.1(2007年3月改訂版)の「手法その2」の4つの要件に、次の2つが加えられたものである。

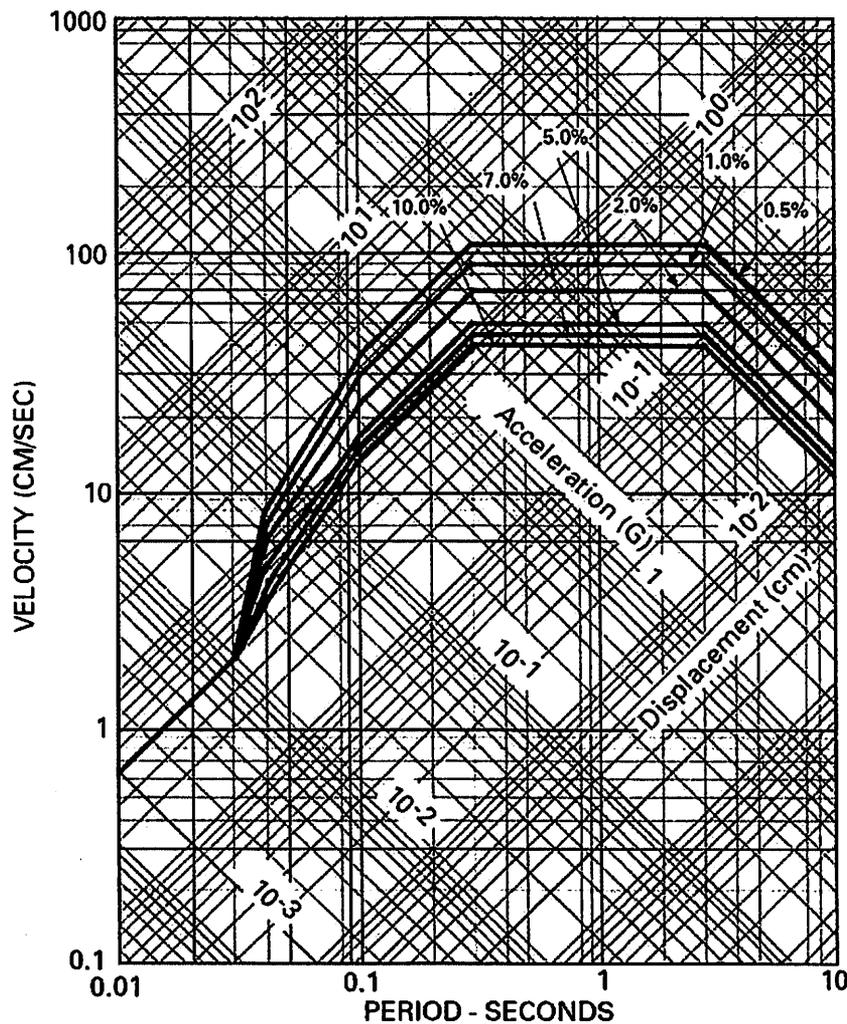
- アリアス強度で5%から75%までの区間と定義された地震動の持続時間、および、V/A比、 ADV^2 比(A、V、Dはそれぞれ、地震加速度、地震速度、地震変位を表す)が策定された地震動について、該当するControlling Events(最も地震ハザードに寄与する地震)のマグニチュードと距離に対するものと全般的に整合すること。(アリアス強度—Arias Intensity—とは、地震加速度の2乗を時間積分した値を $\pi/2g$ で除した値のこと。)
- タイム・ヒストリーが、統計的に独立であることを裏付けるには、相関係数が0.16以下であることを示すこと。単純に開始点をシフトさせただけのものは、独立とは見做さない。

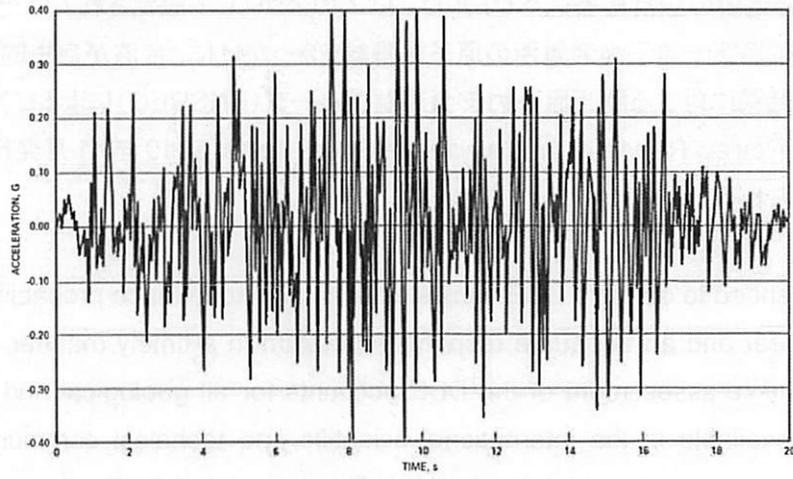
1.2.8 設計応答スペクトルとタイム・ヒストリーに関する実務(その1) 龍門

台湾の龍門原子力発電所 1、2 号機(ABWR)に対する予備安全解析書(PSAR 工事認可取得のために必要な文書。燃料装荷と運転認可のためには最終安全解析書(FSAR)が必要)が、建設工事の受注者である GE(ゼネラル・エレクトリック)社によって作成され、1997 年 10 月、台湾電力から規制機関(行政院原子能委員会-AEC)に提出されている。

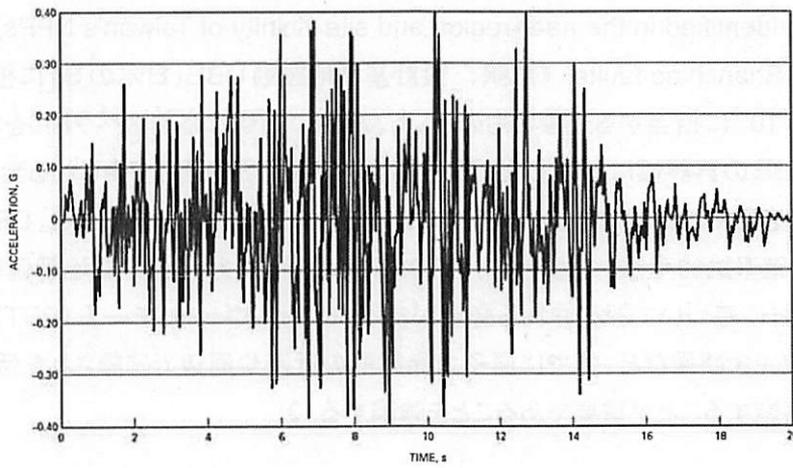
米国 NRC が、確率論的地震ハザード評価に基づく応答スペクトルの策定手順を規制指針 RG 1.165(前述 1.2.2 項参照)として発行したのは同年 3 月であるが、GE 社はすでに RG 1.60(前述 1.2.1 項参照)の手法をベースに PSAR を纏めてしまっており、龍門の応答スペクトルは、PGA(表面最大加速度)を 0.4g(下図の左端の値として読み取る)とした複数の線分からなる包絡線として設定されている。

タイム・ヒストリーは、水平 2 方向(南北、東西)と垂直 1 方向に対して設定されている。(債務者のタイム・ヒストリーが、1 つの水平方向についてのみ示されているだけであるのは、このように、古い規制指針に沿った手順とも整合していない。)

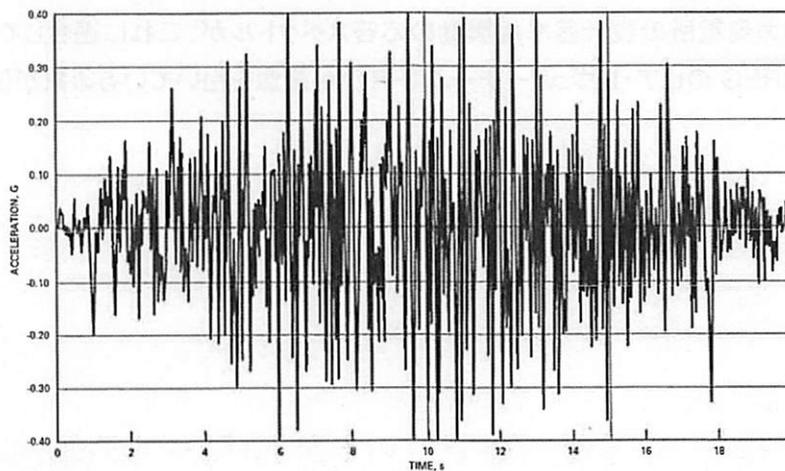




タイム・ヒストリー(南北方向)



タイム・ヒストリー(東西方向)



タイム・ヒストリー(垂直方向)

龍門原子力発電所の設計応答スペクトルは、以上のようにして設定されていたものであったが、2011年の福島第一原子力発電所の原子炉事故をきっかけに、台湾が自主的に実施したストレス・テストの結果に対する欧州原子力安全規制グループ(ENSREG)によるピア・レビュー報告書、EU Peer Review Report of the Taiwanese Stress Tests(2013年11月発行)には、次のような記載が見られる。

It is recommended to define a DBE consistent with an exceedance probability not higher than 10^{-4} per year and an adequate response spectrum in a timely manner. It should be ensured that the re-assessment of the DBE accounts for all geological and geophysical data that are available in the international scientific and technical community and that secondary hazards are adequately addressed. The associated DBE parameters shall be developed by a probabilistic approach on a conservative basis, e.g. following IAEA SSG-9 guidelines. The PRT stresses the importance of adequately assessing the capable faults that have been identified in the near-region and site vicinity of Taiwan's NPPs, such as the Hengchun and Shanchiao faults. 《意訳：設計基準地震動 DBE(日本の Ss に相当)については、年超過確率 10^{-4} に相当する規模のものとして、早急に適切な応答スペクトルを設定すべきである。そして、DBE の再評価においては、国際的な科学技術界を通じて得られる全ての地形学、地質学のデータを活用し、二次的なハザードについても十分考慮すべきである。DBE のパラメータは、保守的な確率論的手法、すなわち、IAEA SSG-9(原子力設備の立地評価における地震ハザード)の指針に基づいて設定される必要がある。ピア・レビュー・チーム(PRT)は、ヘンチュン断層、シャンチャオ断層など、すでに原子力発電所の近傍や周辺で確認された活断層に対し、適切な評価を実施することが重要であることを強調する。》

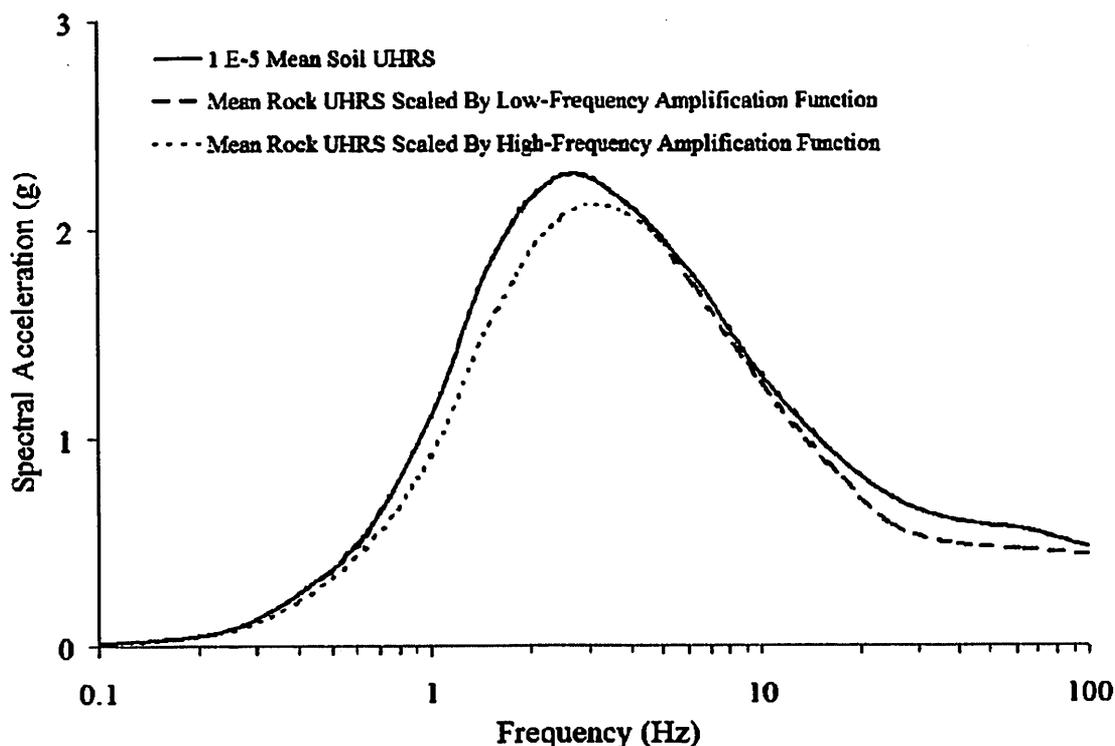
設計基準地震動の設定においては、確率論的に裏付けられた保守性(年超過確率が 10^{-4} 以下であること)がなければならないというのが ENSREG の考え方、延いては国際的な考え方であり、龍門原子力発電所の設計基準地震動の応答スペクトルが、これに適合していない可能性について、ENSREG のピア・レビュー・チーム(PRT)が懸念を抱いている印象が伝わってくる。

1.2.9 設計応答スペクトルとタイム・ヒストリーに関する実務(その2) ヴォーグル

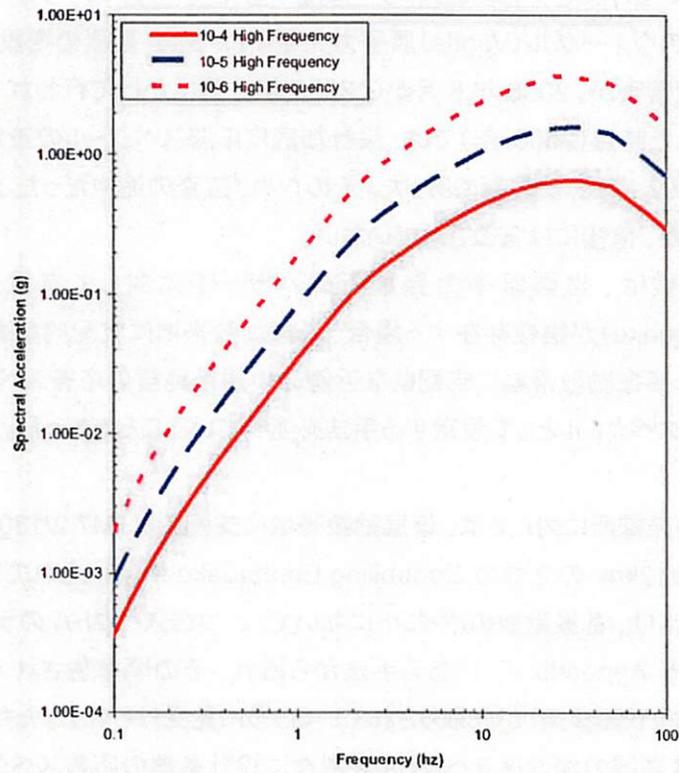
米国ジョージア州のヴォーグル(Vogtle)原子力発電所に3、4号機の増設が計画され、その候補地に対する安全審査が、2006年8月から2009年8月にかけて行われている。従って、その申請書が提出された時点(2006年)では、設計加速度応答スペクトルの策定手順についてはRG 1.165(前述1.2.2参照)が最新であった。そのため、審査の途中だった2007年にはRG 1.208が発行されるが、直接には言及されていない。

RG 1.165の特徴は、当該原子力発電所のハザードに対して有意に寄与する地震(Controlling Earthquake)が複数存在する場合、低振動数帯域に支配的な遠方の大規模地震の応答スペクトルと、高振動数帯域に支配的な近傍の中規模地震の応答スペクトルの両者を包絡させ、1つの応答スペクトルとして設定する手法を述べていることであった。(Appendix F。前述1.2.2参照)。

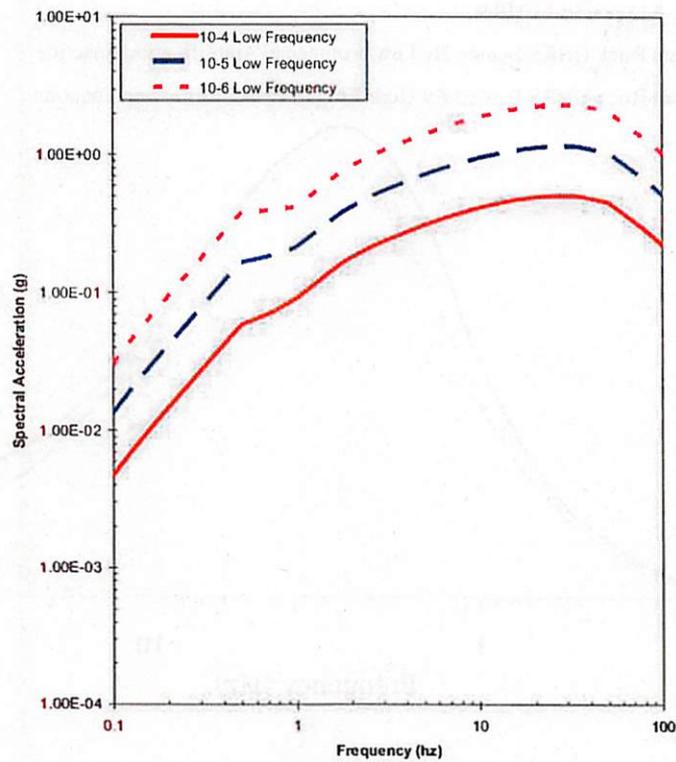
実際、当該原子力発電所に対しては、低振動数帯域に支配的なM7.2/130kmと、高振動数帯域に支配的なM5.6/12kmの2つのControlling Earthquakeが与えられている。しかし、設計基準の応答スペクトルは、各振動数のポイントにおいて、2つのスペクトルのうち大きい方を選んで設定し、RG 1.165 Appendix Fにある手法から離れ、その頃準備されていたRG 1.208 Appendix Eの手法(下図参照)が先取りされているように見受けられる。ただし、それでも低振動数帯域と高振動数帯域の加速度スペクトルを別々に設計基準の応答スペクトルとして設定するという手法ではない。



RG 1.208 Appendix E (Figure E.1)より



硬質岩盤におけるターゲット・スペクトル(高振動数)

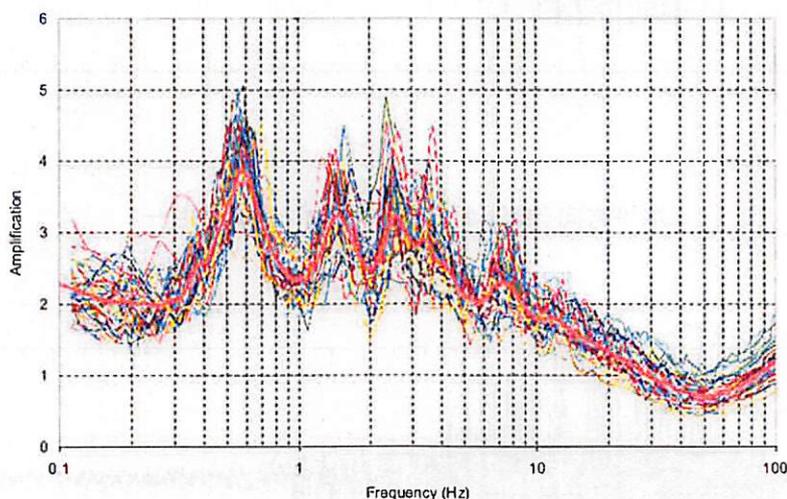


硬質岩盤におけるターゲット・スペクトル(低振動数)

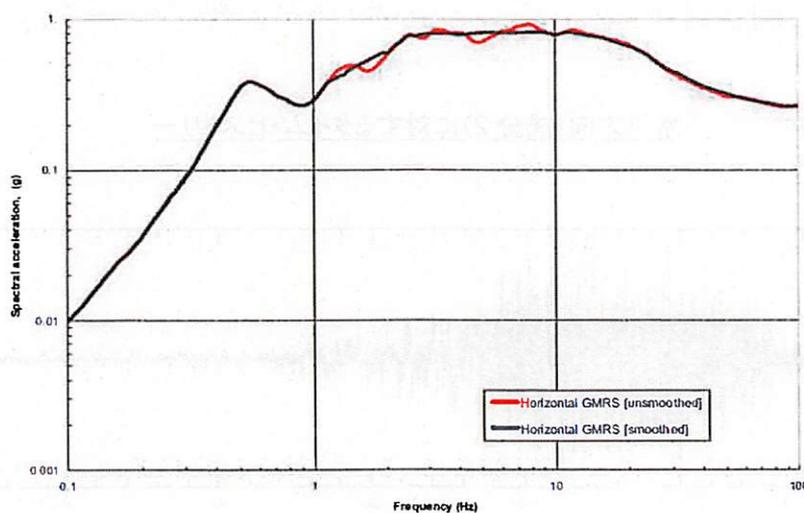
当該原子力発電所に対する設計地震加速度の応答スペクトルの策定は、地下 1,000 フィート (約 300m) 以上の深さにある硬質岩盤 (Hard Rock 剪断波伝搬速度 (Vs) が毎秒 9,200 フィート (約 2,760m) 以上の岩盤) におけるターゲット・スペクトルの設定を出発点としている。すなわち、近距離場を震源とする高振動数、遠距離場を震源とする低振動数のターゲット・スペクトルをそれぞれ設定する (前頁の 2 つの図参照)。

次に、これらに、振動数に応じた増幅係数を乗じて両者を連結し、建屋基礎版上における応答スペクトル (GMRS) を求める (本ページ上段の図参照)。

さらに、ラフな凹凸を平均化して滑らかな曲線にしたものが、最終的な設計地震加速度の応答スペクトルとなる (本ページ下段の図参照)。

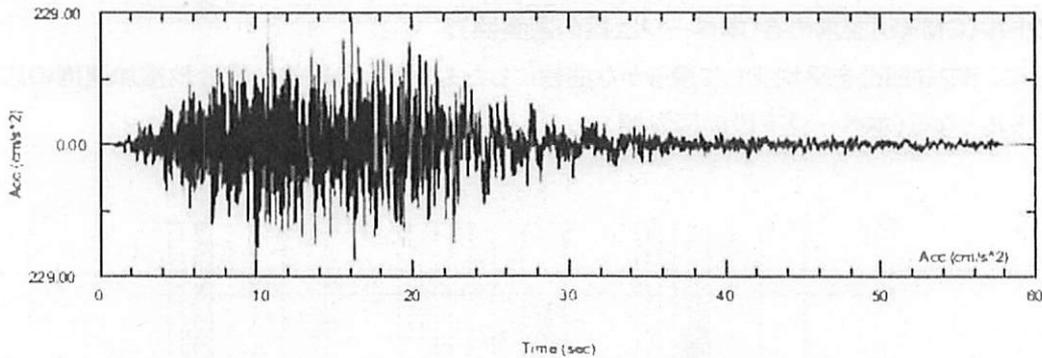


増幅係数 (硬質岩盤におけるターゲット・スペクトルに乗じることで GMRS を得る)

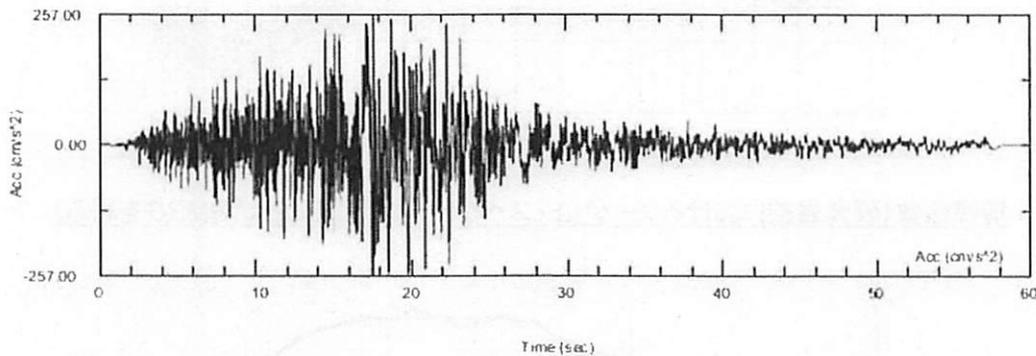


応答スペクトル (GMRS): ラフな凹凸を処理する前 (赤) と後 (黒)

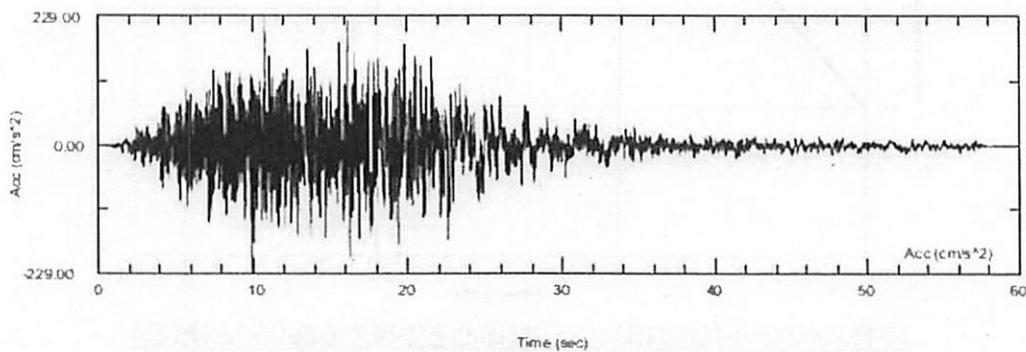
地震加速度の模擬地震波形(タイム・ヒストリー)は、水平方向2成分と垂直成分に対して与えられているが(下図参照)、全振動数帯域にわたって応答スペクトルを包絡するようにはなく、平均的にフィットするように策定されたものである。すなわち、SRP 3.7.1(2007年3月改訂版)にある「手法その2」(前述 1.2.7 参照)、または RG 1.208 Appendix F の手法(前述 1.2.7 参照)が採用されている。



水平方向(成分1)に対するタイム・ヒストリー

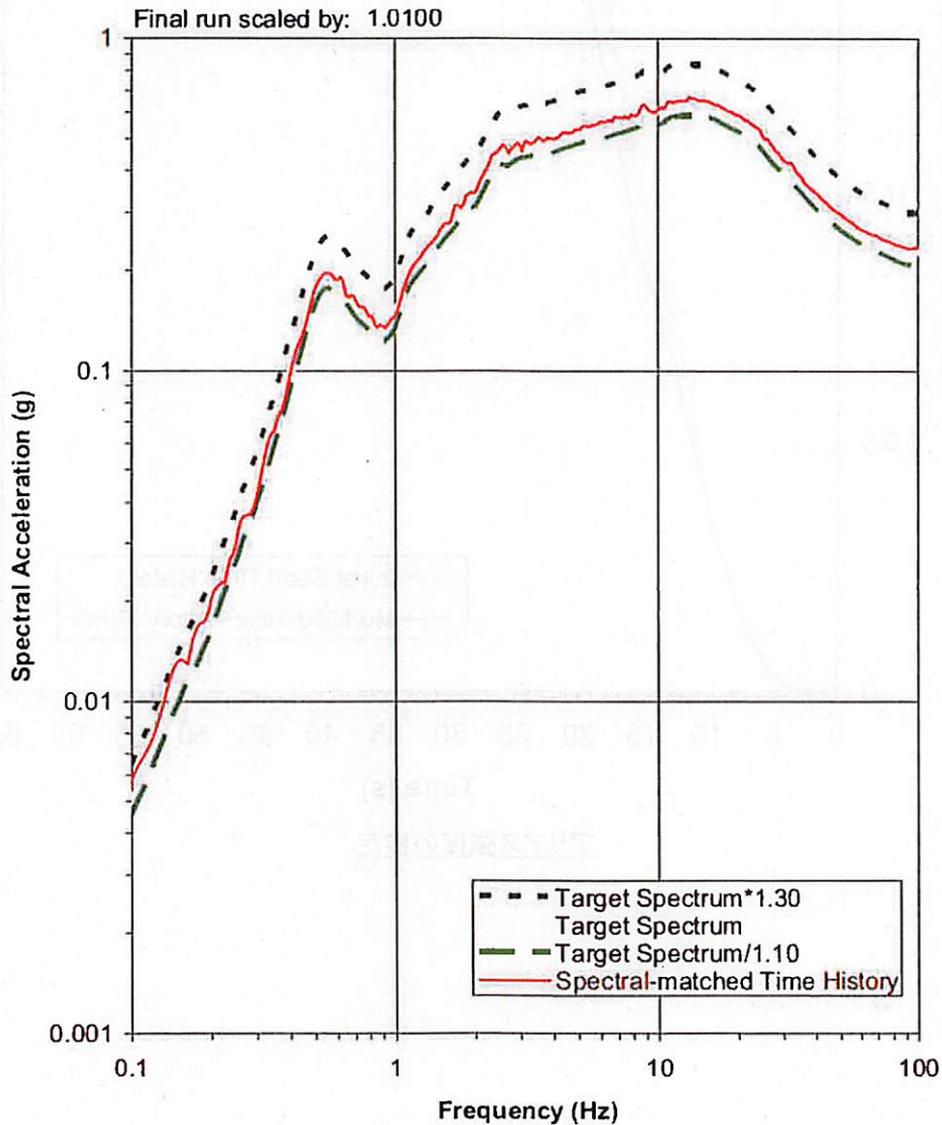


水平方向(成分2)に対するタイム・ヒストリー

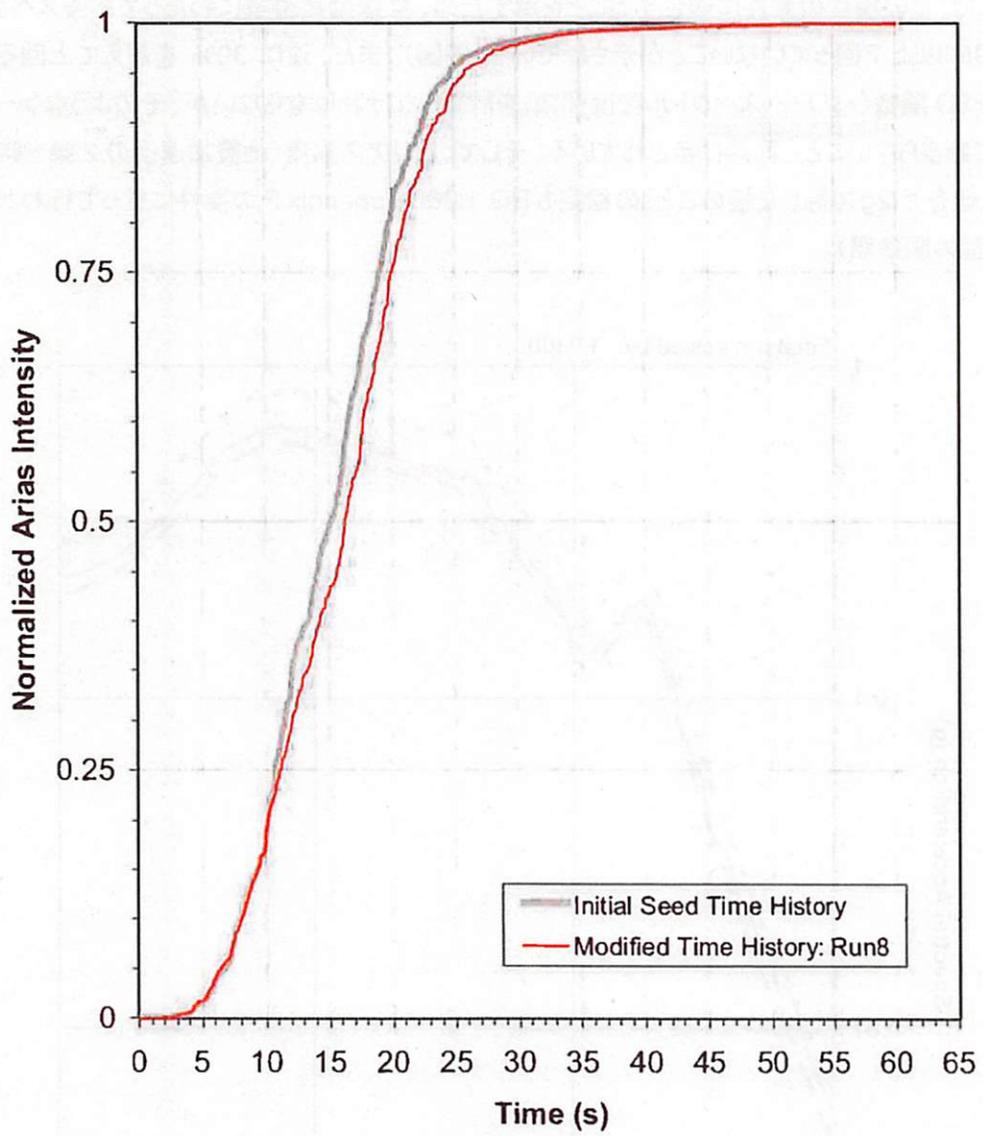


垂直成分のタイム・ヒストリー

そこで、この場合の要件に適合することを示すため、全振動数帯域にわたって応答スペクトルを 10% 以上下回っていないことが示されている(下図)。また、逆に 30% を超えて上回る場合には PSD 関数(パワー・スペクトル密度関数)を計算しなければならないが、そのようなケースには当て嵌まらないことも同時に示されている。そして、アリアス強度(地震加速度の 2 乗を時間積分した値を $\pi/2g$ で除した値のこと)の検定も RG 1.208 Appendix F の要件に従って行われている(次頁の図参照)。



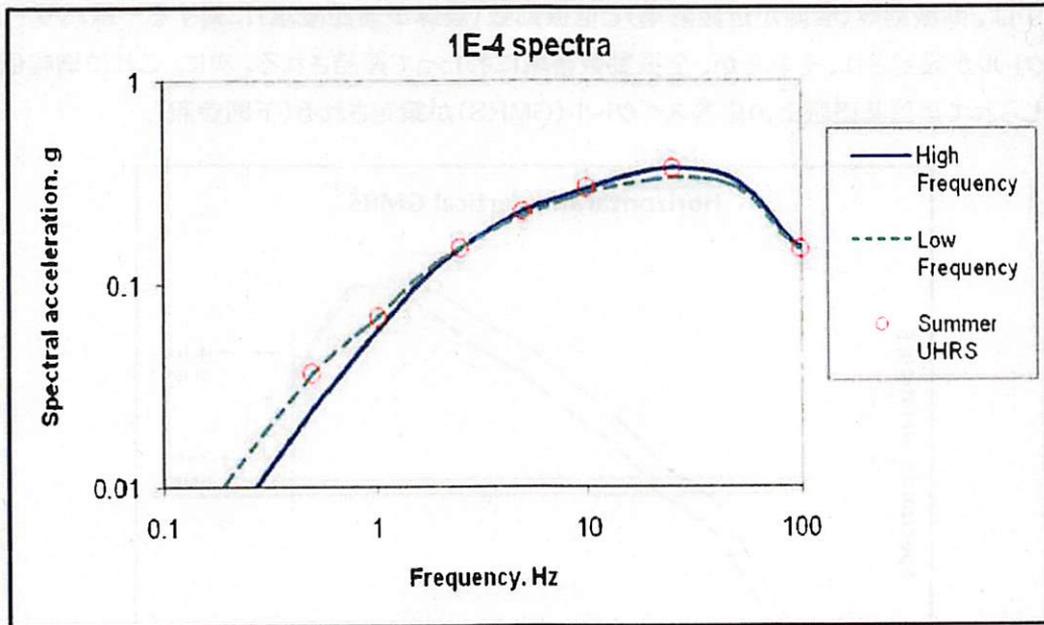
タイム・ヒストリーと応答スペクトルの一致性



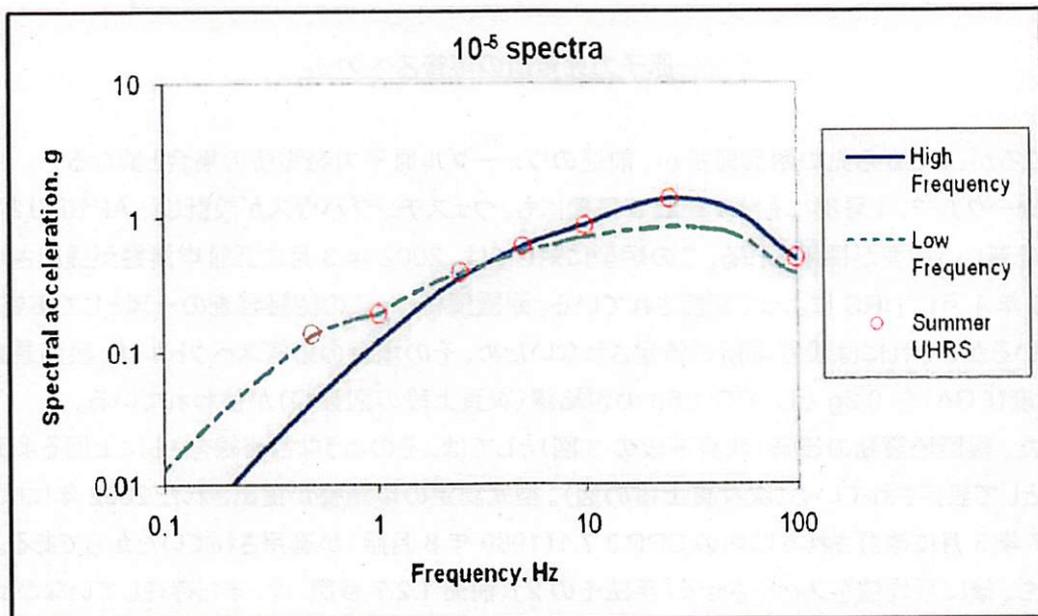
アリアス強度の検定

1.2.10 設計応答スペクトルとタイム・ヒストリーに関する実務(その3) サマー

サマー原子力発電所(米国サウス・カロライナ州)の2,3号機増設計画に関する建設・運転許可証(COL)の申請書は、2008年3月から2012年3月までの期間、NRCによる審査を受けている。このときまでには、すでにRG 1.208やSRP 2.5.2(Rev.4)、SRP 3.7.1(Rev.3)が正式に発行されており、これが、米国においては、現時点において最も新しい手法ということになる。



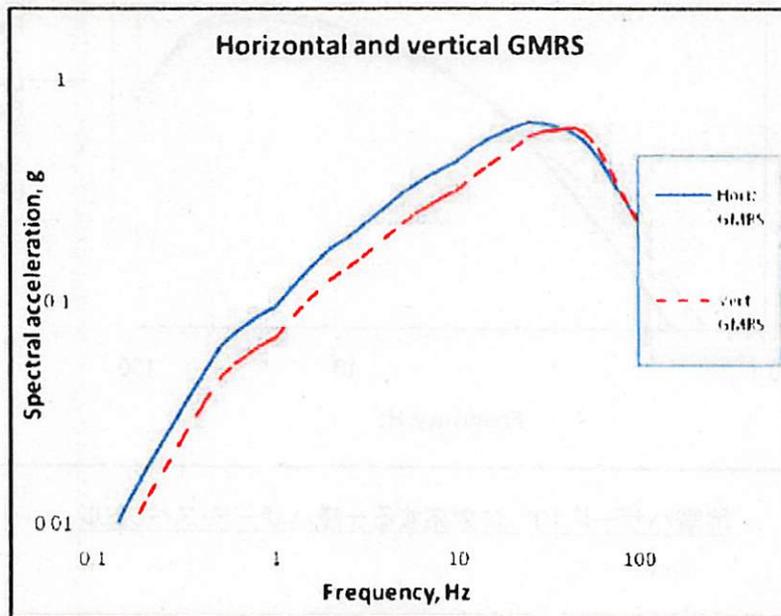
地震ハザード 10^{-4} に対応する一様ハザード・スペクトル



地震ハザード 10^{-5} に対応する一様ハザード・スペクトル

設計基準の地震加速度応答スペクトルの策定手順は、ヴォーグル原子力発電所に対しての場合(前述 1.2.9 参照)と類似している。サマーの場合、年超過確率 10^{-4} のハザードに対する Controlling Earthquake(最も地震ハザードに寄与する地震)は、M6.9/120km(高振動数)と M7.2/210km(低振動数)であり(前頁上段の図参照)、 10^{-5} のハザードに対しては、M6.2/31km(高振動数)と M7.3/210km(低振動数)である(前頁下段の図参照)。

まずは、高振動数(震源が近距離場)と低振動数(震源が遠距離場)に対する一様ハザード・スペクトルが設定され、それらが、全振動数帯域にわたって連結される。次に、これに増幅係数が乗じられて建屋基礎版上の応答スペクトル(GMRS)が策定される(下図参照)。

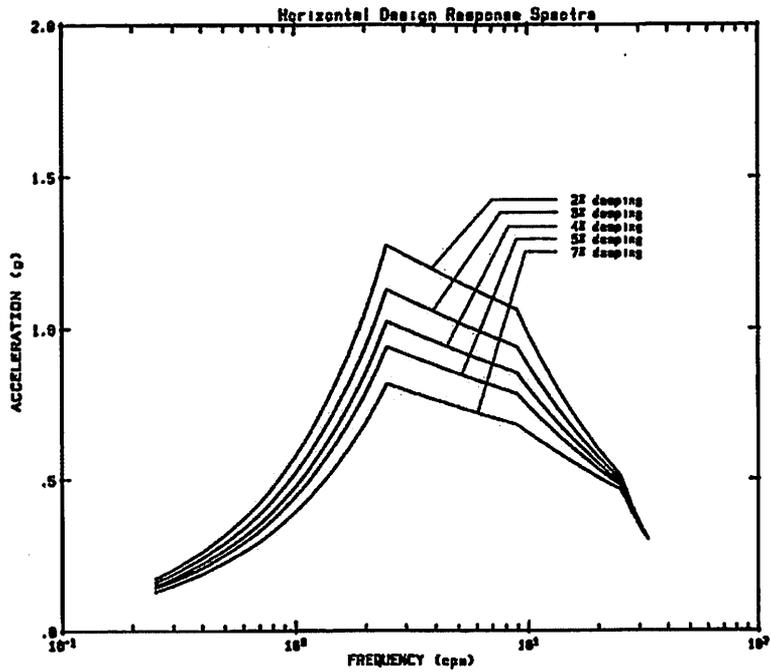


サマー原子力発電所の応答スペクトル

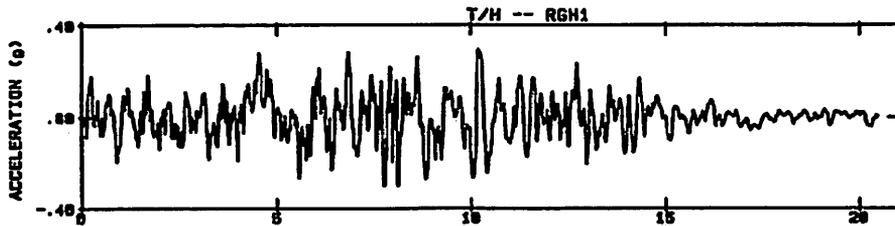
ところが、ここから先の耐震解析が、前述のヴォーグル原子力発電所の場合と異なる。

ヴォーグル 3、4 号機にもサマー 2、3 号機にも、ウェスチングハウスが設計した AP1000 と呼ばれる新しい炉型が採用される。この炉型に対しては、2002 年 3 月に認証申請書が提出され、2005 年 4 月に NRC によって認証されている。耐震解析は、この認証審査の一環として実施されているが、それには設置場所が特定されないため、その場合の応答スペクトルは、表面最大加速度(PGA)を 0.3g とし、RG 1.60 の包絡線(次頁上段の図参照)が使われている。

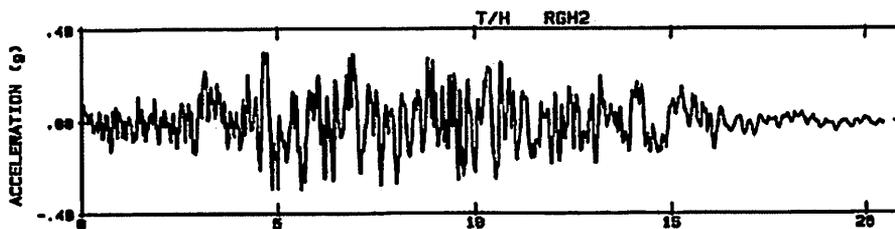
また、模擬地震動の波形(次頁下段の 3 図)としては、そのような包絡線をさらに上回るようなものとして設定されている(次々頁上段の図)。型式認定の申請書が提出された 2002 年には、2007 年 3 月に改訂される以前の SRP 3.7.1(1989 年 8 月版)が適用されていたからである。すなわち、後に平均値をフィットさせる「手法その 2」(前述 1.2.7 参照)は、まだ存在していなかったからである。



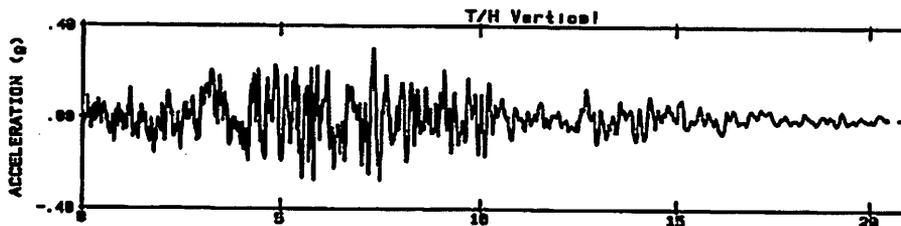
AP1000 認定用の設計地震加速度の応答スペクトル



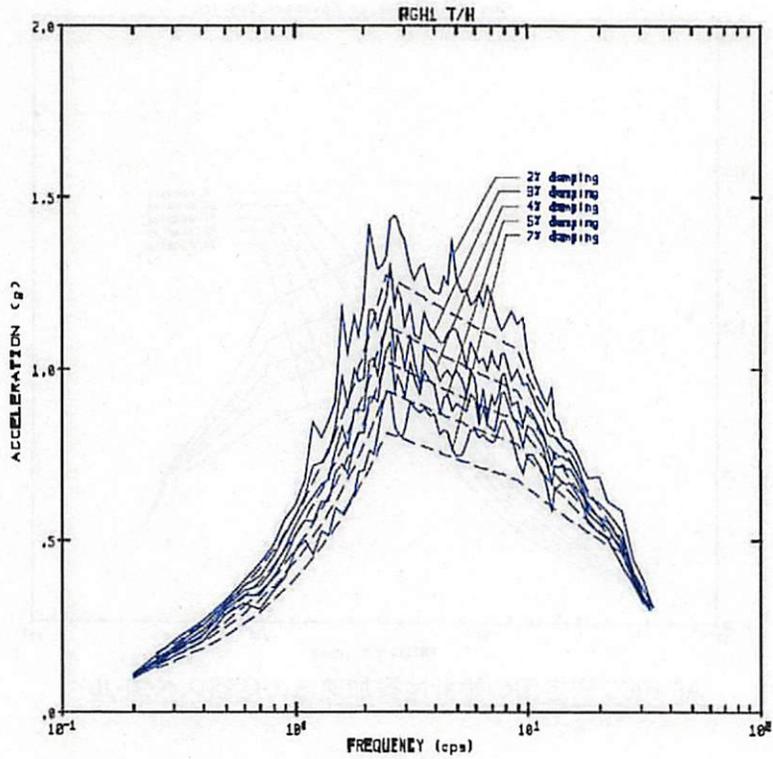
AP1000 認定用のタイム・ヒストリー(水平成分-1)



AP1000 認定用のタイム・ヒストリー(水平成分-2)

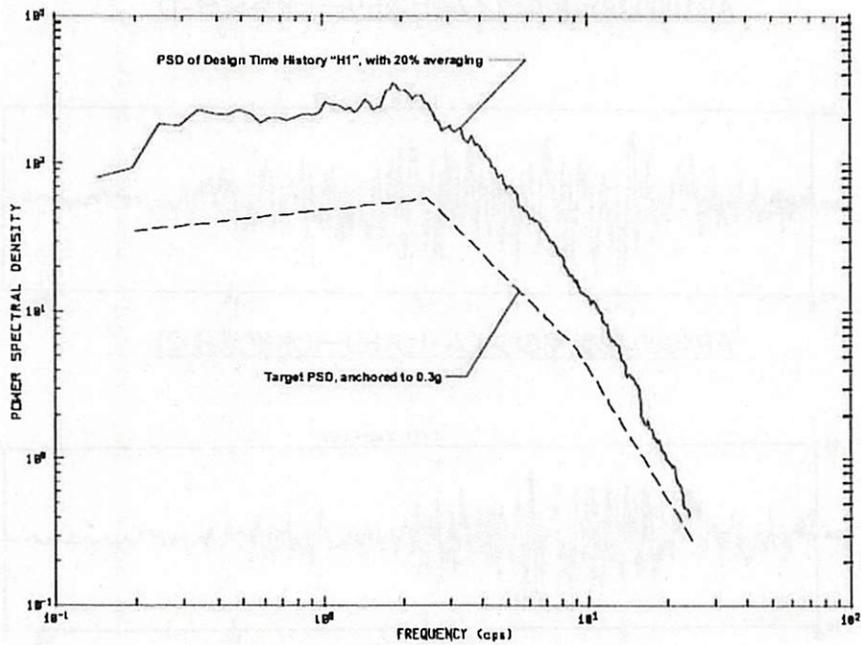


AP1000 認定用のタイム・ヒストリー(垂直成分)



タイム・ヒストリー(水平成分-1)が応答スペクトルを下回らないことの確認

しかし、そのようなタイム・ヒストリーが使われる場合には、当時の SRP 3.7.1 により、単に設計応答スペクトルを下回らないだけでなく、パワー・スペクトル密度(PSD)関数についての検定も求められている。そこで、実際にそのような確認が示されている(下図参照)。



タイム・ヒストリー(水平成分-1)が PSD の要件を満足することの確認

サマー原子力発電所の場合には、すでにウェスチングハウスが、AP1000 の型式認証の段階で実施していた耐震解析の結果を最大限に活用し、新たな解析業務の負担を減らしている。

興味深いのは、その後ウェスチングハウスが、この型式認定を受けた図書のパッケージに対して何度か改訂をしており、その最後のものが2011年6月13日にNRCに対して提出されているが、それでもこの部分に関しては全く変更が加えられていないことである。すなわち、SRP 3.7.1 が改訂され、「手法その2」が追加されたにもかかわらず、ウェスチングハウスは、わざわざそれを取り入れてタイム・ヒストリーを変更することを行っていない。「手法その1」(前述 1.2.7 参照)には相変わらず適合しているからである。

また、サマー原子力発電所の建設・運転許可(COL)申請書は2008年に提出されているが、敢えて「手法その1」に基づく型式認定の内容を引用したものであっても問題はなく、結果的に同原子力発電所に対しては、最もクラシックなRG 1.60(前述 1.2.1 参照)による設計基準応答スペクトルと、古い版(1989年)のSRP 3.7.1によるタイム・ヒストリーの策定手順が適用されたことになる。しかし、これこそが型式認定制度のメリットであり、NRC は、最新版(RG 1.208、SRP 2.5.2 Rev.4、SRP 3.7.1 Rev.3)に追加された新しい手法の適用を求めることはしていない。

なお、RG 1.60 は、2014年7月、約41年ぶりに改訂され(Rev.2)、以下の記述が加えられた。AP1000の設計基準応答スペクトルには、この趣旨(下記下線部)がすでに反映され、25Hzにおける増幅係数が追加で与えられている(下表の黄色の欄)。

Although RG 1.60 is no longer used to characterize the hazard for the seismic design of nuclear power plants, the CSDRS for several new reactor designs are derived from RG 1.60 spectra with modified control points to broaden the spectra in the higher frequency range. Specifically, RG 1.60 spectral values are based on deterministic values for western United States earthquakes, however, recent observations have shown that higher frequency motions at central and eastern United States (CEUS) rock sites may be significantly greater than motions recorded at WUS rock sites. 《意訳: 今では、実際の原子力発電所の耐震設計用に、そのハザードを表す応答スペクトルとしてRG 1.60は使われなくなっているが、幾つかの新型炉の標準設計用応答スペクトル(CSDRS)として、これに修正を施した(高振動数帯域のスペクトルの幅を増した)ものが使われている。もともとRG 1.60のスペクトルは、米国西部の地震動の特徴に合わせたものであったが、近年、中東部の地震動の場合、高振動数帯域が著しく高く観測されている。》

各屈曲点における増幅係数(減衰係数5%、水平の場合)

屈曲点 (コントロール・ポイント)	加速度				変位(注)
	33Hz	25Hz	9Hz	2.5Hz	
RG 1.60	1.0	—	2.61	3.13	2.05
AP1000 の CSDRS	1.0	1.60	2.61	3.13	2.05

(注)変位に対する増幅係数は、1g の場合を 36 インチ(約 91cm)として乗じる。

1.2.11 債務者以外の日本の電力事業者

川内原子力発電所に対して債務者が適用した設計応答スペクトルやタイム・ヒストリーの策定方法は、日本の他の電力事業者がそれぞれの原子力発電所に対して適用したそれらの策定方法とも概ね一致する。すなわち、債務者が、設計基準地震動の応答スペクトルとして、Ss-1 のみを複数の線分からなる包絡線として策定し、Ss-2 を原形のままとしているのに対し、日本の他の電力事業者も同じ策定方法に従っており、たとえば以下の通りである。

- 高浜原子力発電所(関西電力)の場合、Ss-1 のみが複数の線分からなる包絡線であるのに対し、Ss-2、Ss-3、Ss-4、Ss-5 が原形のスペクトルのまま追加されている。さらに、2000年の鳥取県西部地震における嘉祥ダムの記録が Ss-6 として、2004年の北海道留萌支庁南部地震が Ss-7 としてやはり原形のスペクトルのまま追加されている。
- 伊方原子力発電所(四国電力)の場合、Ss-1 のみが複数の線分からなる包絡線であるのに対し、不確定さを考慮して設定した8種類の Ss-2 (Ss-2-1 から Ss-2-8 まで)は、滑らかな包絡線ではない原形のスペクトルとして与えられ、さらに、留萌支庁南部地震と鳥取県西部地震のスペクトルが、それぞれ Ss-3-1、Ss-3-2 として、やはり原形のスペクトルのまま追加されている。
- 柏崎・刈羽原子力発電所(東京電力)の場合、線分とやや滑らかな曲線の組合せで包絡線を設定しているのは Ss-3 だけで、Ss-1、Ss-2、Ss-4、Ss-5、Ss-6、Ss-7 が、ラフな形をした設計応答スペクトルとして設定されている。留萌支庁南部地震と鳥取県西部地震は追加されていない。また、Ss-1 と Ss-3 以外については、それぞれに、南北、東西、別々に設定されており、全部で 12 におよぶ設計応答スペクトルが存在している。

以上のように比較をする限り、債務者の設計応答スペクトルの策定手法は、日本の他の電力事業者のそれとも整合しており、顕著な特殊性は見受けられない。(ただし、債務者の場合、他の電力事業者のように、タイム・ヒストリーを、南北、東西に対して別々に設定していない可能性がある。)

しかし、この事実は、債務者の設計応答スペクトルの適正さを裏付けるものであるというよりも、同じ性質の問題が、他の電力事業者との間でも共有されている可能性を示唆するものである。

すなわち、債務者のケースではそれほど目立たなかったが、他の電力事業者の場合、まるで大きなシートで覆いきれなかった地面を、たくさんの小さなハンカチをあちこちに当てて凌いでいるかのようである。しかも、一枚一枚のハンカチが、全て定形外である。

筆者は、このような日本の策定手法は国際的に例がなく、国際的な慣例や基準から逸脱してしまっているのではないかとの強い懸念を抱くものである。

1.2.12 一様ハザード・スペクトルについて

債務者は、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} を下回ることの裏付けとして、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年に制定した一様ハザード・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。

原子力安全基盤機構の一様ハザード・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。

- 130ガル以上の最大地震加速度が発生するのは、1,000年に1回で、300ガル以上に至っては、10,000年に1回である。
- 500ガル以上の最大地震加速度は100,000年に1回ほどの規模であり、債務者が川内原子力発電所に対して設定した応答スペクトルは、ほぼこのような減多に発生しない大規模なものである。
- 地震動による変位は、1,000年に1回の規模の地震であれば5cm程度であり、10,000年に1回の規模であってもせいぜい20cm程度である。

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様ハザード・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。

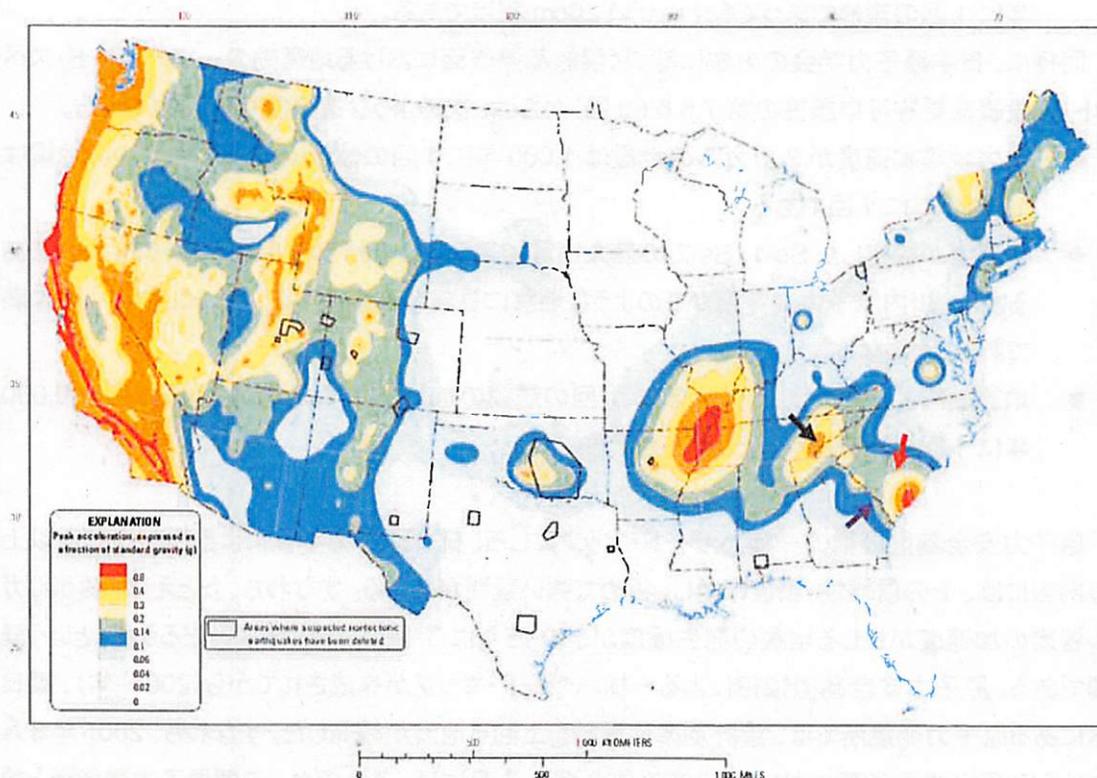
- 最大地震加速度が200ガルの地震は1,000年に1回の頻度であり、500ガルの地震は10,000年に1回である。
- 債務者が設定したSs-1、Ss-2の最大地震加速度は、それぞれ540ガル、620ガルであるから、川内原子力発電所がこのような地震に見舞われる頻度は、10,000年に1回未満であることになる。
- 地震動による変位は、1,000年に1回の規模の地震では7cm程度であるが、100,000年に1回の規模になると1mを超える。

原子力安全基盤機構の一様ハザード・マップにしる、日本原子力学会によるものにしる、以上の内容には、その信頼性・精度に対し、極めて強い疑問が生じる。すなわち、たとえば、約500ガル程度の加速度が生じる地震の発生頻度が、10万年に1回というのは本当だろうか、という疑問である。原子力安全基盤機構による一様ハザード・マップが作成されてから(2005年)、東日本にある原子力発電所では、設計基準地震動を上回る地震が続発した。すなわち、2005年8月には女川原子力発電所において、2007年3月と7月には、それぞれ、志賀原子力発電所と柏崎・刈羽原子力発電所において、2011年3月には女川原子力発電所と福島第一原子力発電所において、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・刈羽原子力発電所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、女川原子力発電所の解放基盤で、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_s)である 580 ガルも超えている。

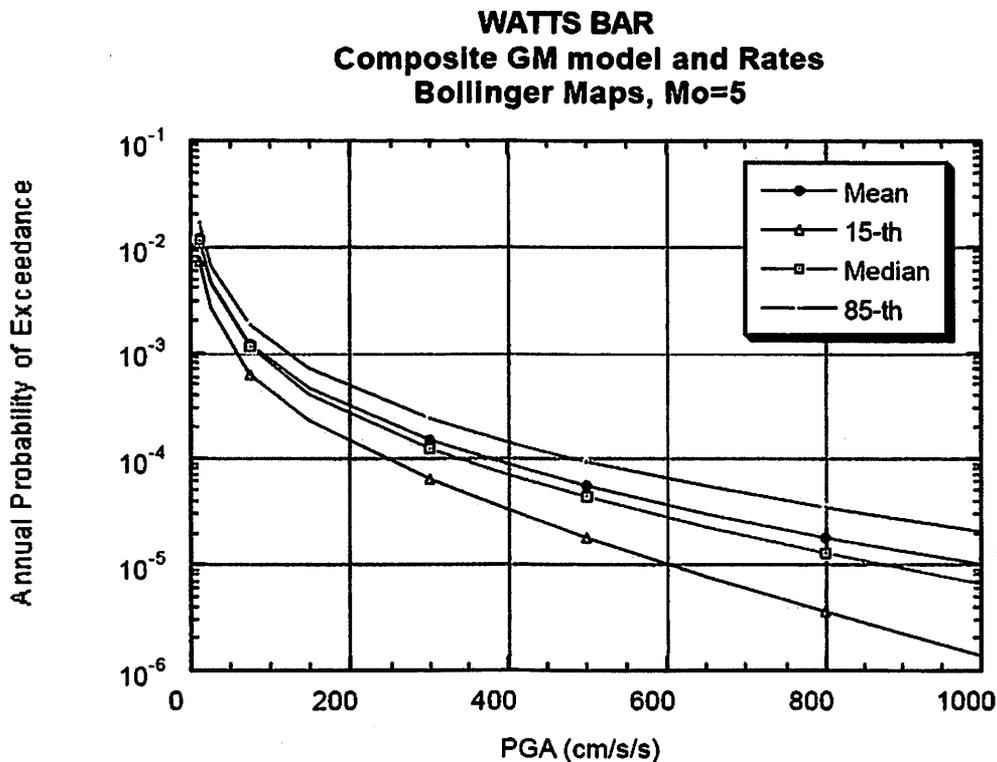
原子力安全基盤機構の一樣ハザード・スペクトルの精度に関する疑わしさは、米国プラントに適用されている一樣ハザード・スペクトルと比較することによっても浮かび上がる。一般に、北米大陸は、太平洋沿岸の諸州を除けば、地震の発生が少ないと思われる。しかし、強いて挙げるならば、テネシー州のワッツ・バー(Watts Bar)、ジョージア州とサウス・カロライナ州の境にあるヴォーグル(Vogtle)、サウス・カロライナ州にあるサマー(Summer)の各原子力発電所は、比較的ハザード・レベルの高い地域に立地している。とは言え、日本の原子力発電所と比較をするならば、それらのハザード・レベルは遥かに低いと言える。



Two-percent probability of exceedance in 50 years map of peak ground acceleration

出典：米国地質調査所(USGS)による向こう 50 年間における超過確率 2% の地震加速度 (PGA) (2014 年版)。図中、黒、紫、赤の矢印先端に、それぞれワッツ・バー、ヴォーグル、サマーの各原子力発電所がある。

ところが、たとえば、それらの中のワッツ・バー原子力発電所の一様ハザード・スペクトル(下図参照)に注目を見ると、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子力発電所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子力発電所における年超過確率 10^{-6} に対して予想する値さえも大幅に上回っている。

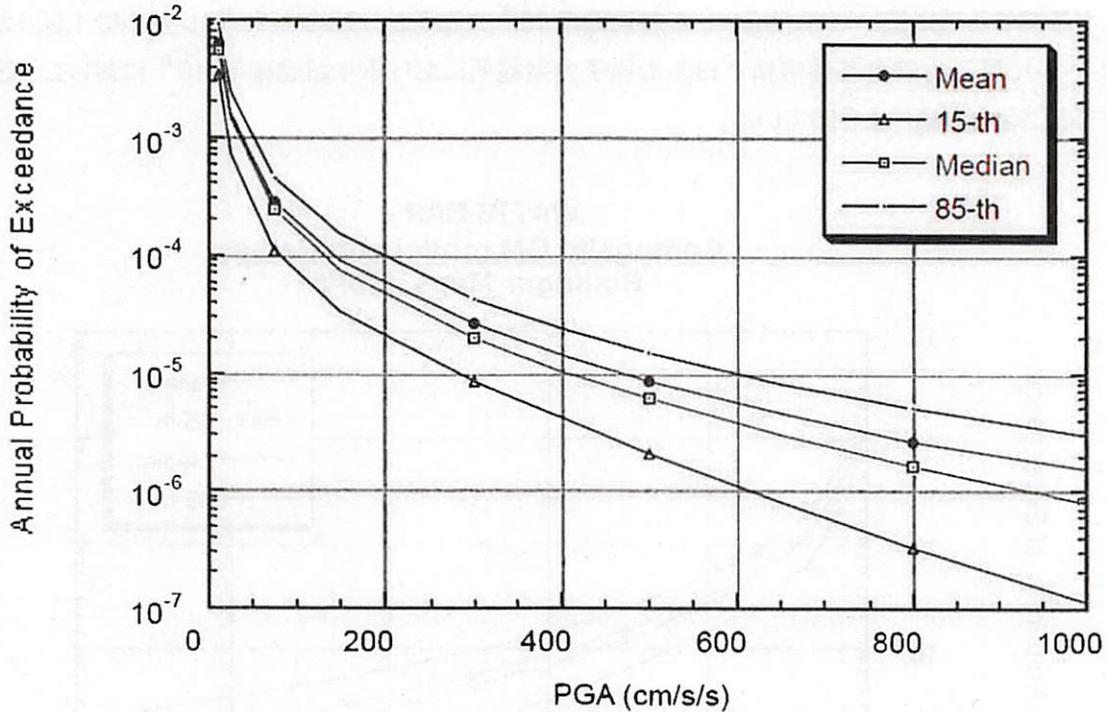


ワッツ・バー原子力発電所の地震ハザード

出典: NUREG/CR-6607 "Guidance for Performing Probabilistic Seismic Hazard Analysis for a Nuclear Power Plant Site: Example Application to the Southeastern United States" (ローレンス・リバモア国立研究所による作成 2002年10月発行) 図中、黒丸をプロットした曲線が、平均値。年超過確率 10^{-6} の地震加速度は読み取ることができない。

ヴォーグル原子力発電所(次頁の2つの図参照)、サマー原子力発電所(次々頁上段の図参照)の一様ハザード・レベルは、上述のワッツ・バー原子力発電所に比べて顕著に低いですが、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ことがわかる。次々頁にある日米比較の表にも示されるように、川内が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。

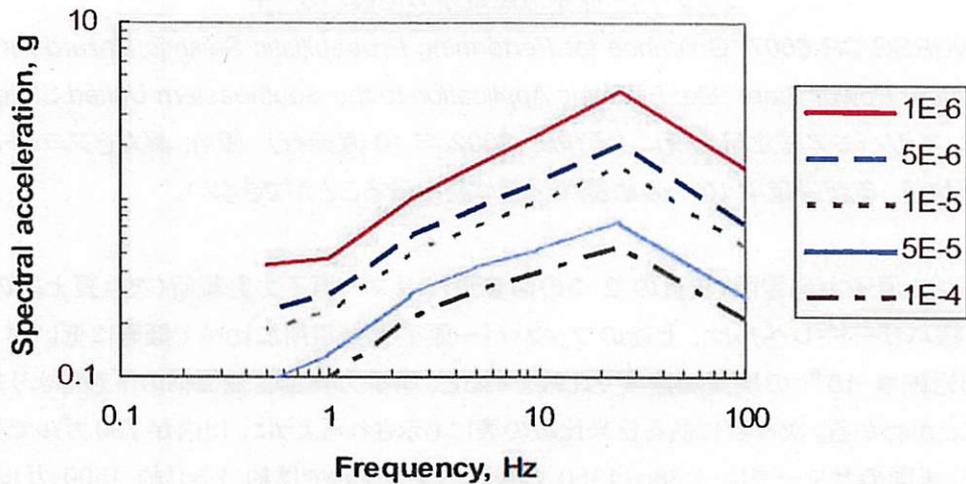
VOGTLE
Composite GM model, Maps and Rates , Mo=5



ヴォーグル原子力発電所の地震ハザード

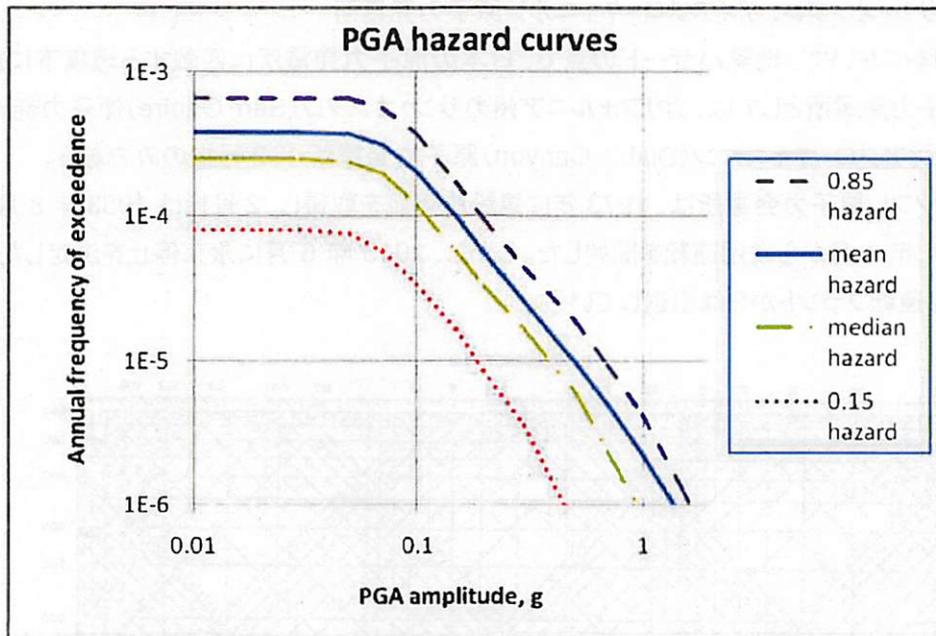
出典: NUREG/CR-6607 (2002 年 10 月発行)

Mean UHS, rock, Vogtle



ヴォーグル原子力発電所に適用されている一様ハザード・スペクトル

出典: ESP 申請書 安全解析書 2.5.2 項より



サマー原子力発電所の地震ハザード曲線

出典: COL 申請書 安全解析書 2.5.2 項より

従って、このように、実績的にも、また米国との比較によっても、精度が強く疑われる原子力安全基盤機構の一律ハザード・スペクトルを根拠に、また、これとほぼ同等な数値を掲げている原子力学会の手法に基づくとされる一律ハザード・スペクトルを根拠に、債務者が、債務者自身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。

地震ハザードの日米比較

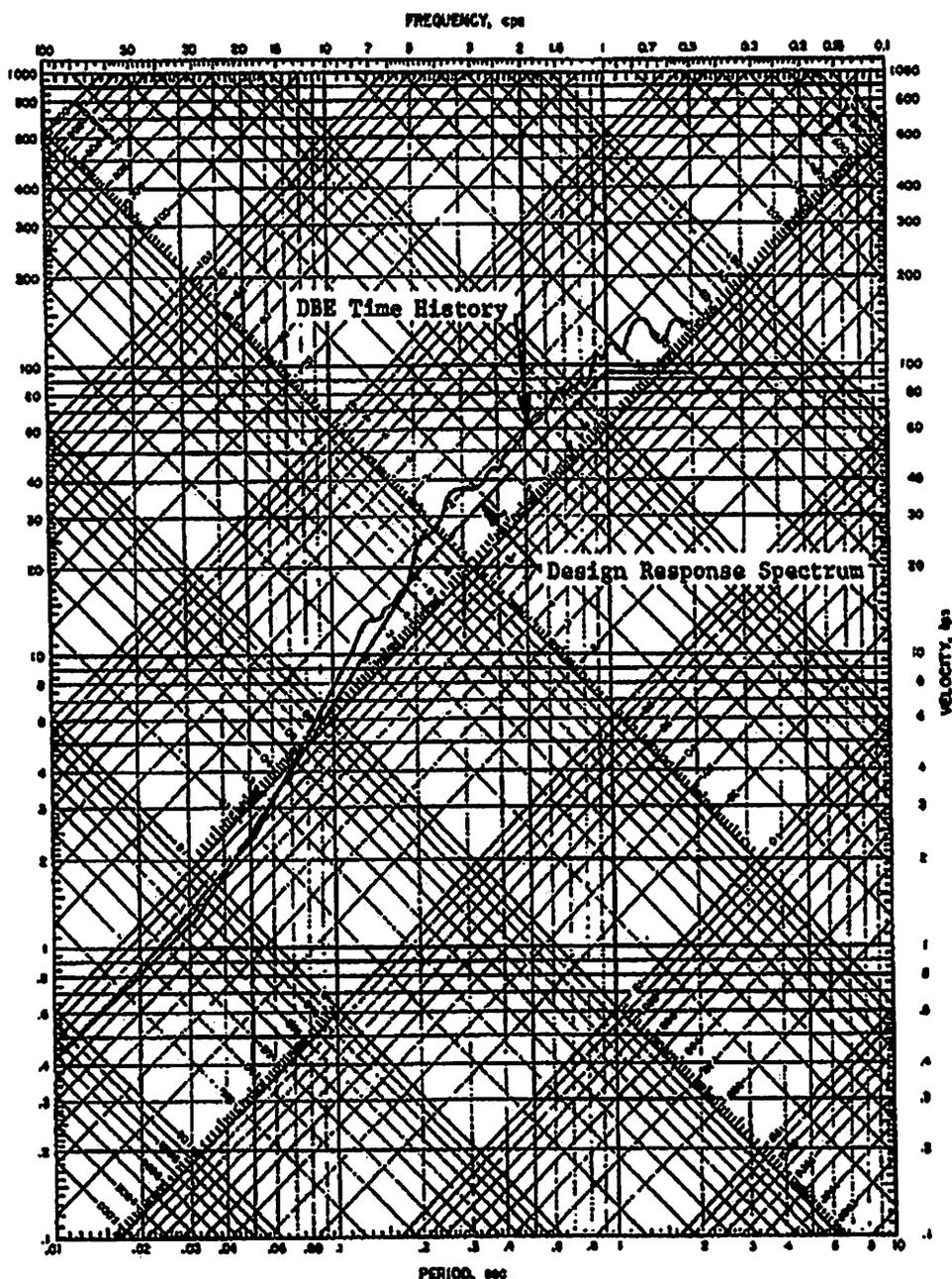
年超過確率		10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}
日本	南東北・関東・中部 (柏崎・刈羽)	139 ガル	286 ガル	468 ガル	666 ガル
	中部・近畿 (高浜、伊方)	180 ガル	366 ガル	595 ガル	826 ガル
	川内原子力発電所	~130 ガル	~300 ガル	~500 ガル	~700 ガル
米国	サマー		0.15g	0.493g	1.38g
	ヴォーグル		~0.2g	~0.5g	~1.5g
		~50 ガル	~150 ガル	~475 ガル	>1000 ガル
ワッツ・バー	~80 ガル	~350 ガル	1000 ガル	>>1000 ガル	

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。

1.2.13 サン・オノフレ、ディアブロ・キャニオン原子力発電所

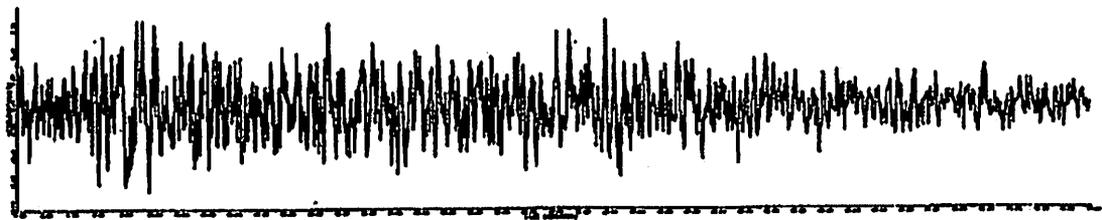
北米大陸において、地震ハザードの点で、日本の原子力発電所に匹敵する環境下にある数少ない原子力発電所としては、カリフォルニア州のサン・オノフレ(San Onofre)原子力発電所 2、3号機とディアブロ・キャニオン(Diablo Canyon)原子力発電所 1、2号機のみである。

サン・オノフレ原子力発電所は、1973年に建設許可証を取得し、2号機は1983年8月、3号機は1984年4月から商用運転を開始した。しかし、2013年6月に永久停止を決定したため、現在では、運転プラントからは引退している。



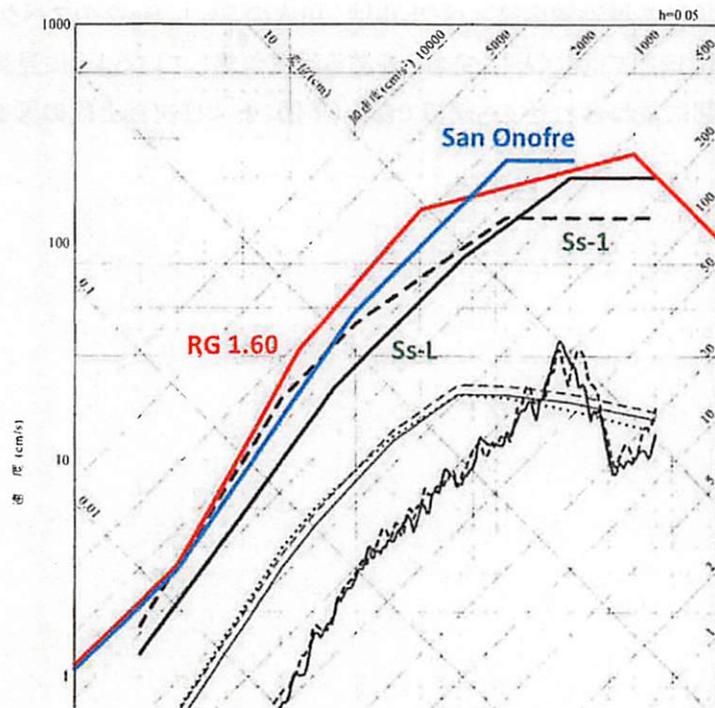
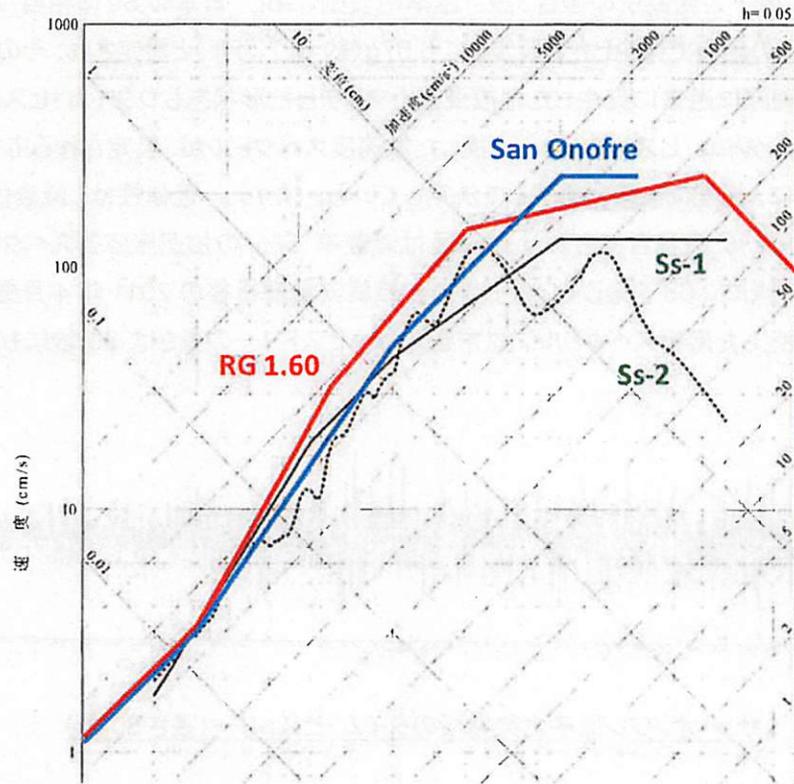
サン・オノフレ原子力発電所の設計基準地震加速度の応答スペクトル(減衰率 5%)

サン・オノフレ原子力発電所の場合、設計基準地震動(DBE、日本のSsに相当)は、地震が5マイル(約8km)の地点で発生したと仮定して0.67g(約657ガル)と設定され、その加速度応答スペクトルは、実際に過去に発生した地震波形とマッチした形状をもつタイム・ヒストリーが得られるよう、さらに、タイム・ヒストリーから変換した加速度スペクトルが、設定される応答スペクトルを包絡するように、相互に反復計算をして決定している。(ただし、近似性は、減衰係数率によって変化するため、2%の場合に合わせ、たとえば減衰率5%の加速度応答スペクトルに対しては、2%の包絡線に0.63を乗じている。出典：最終安全解析書の2011年4月更新版)。このように、厳しく設定した応答スペクトルに対するタイム・ヒストリーの長さは80秒にもなる(下図参照)。



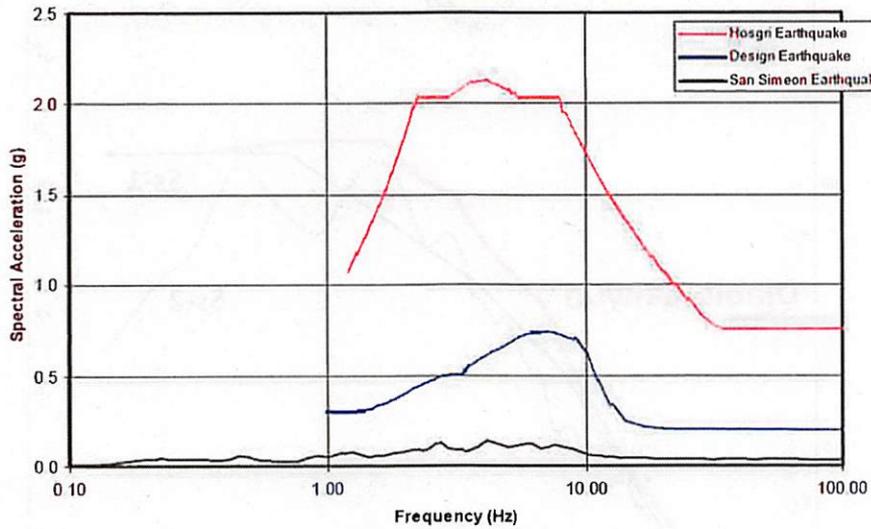
サン・オノフレ原子力発電所のタイム・ヒストリー(長さ80秒)

サン・オノフレの設計基準地震応答スペクトルは、川内のSs-1、Ss-2のスペクトル図に重ね合わせると、RG 1.60ほどではなくとも、それらのある程度包絡しているように見受けられ、Ss-1、Ss-Lのスペクトル図に重ね合わせても同様である(下図、および次頁上段の図参照)。



他方、ディアブロ・キャニオン原子力発電所は、1号機が1968年4月、2号機が1970年12月に建設許可証を取得し、1985年5月、1986年3月に、それぞれ商用運転を開始している。同原子力発電所では、もともと、0.2gを設計基準地震動としていたが、まずは2倍とされ、さらに

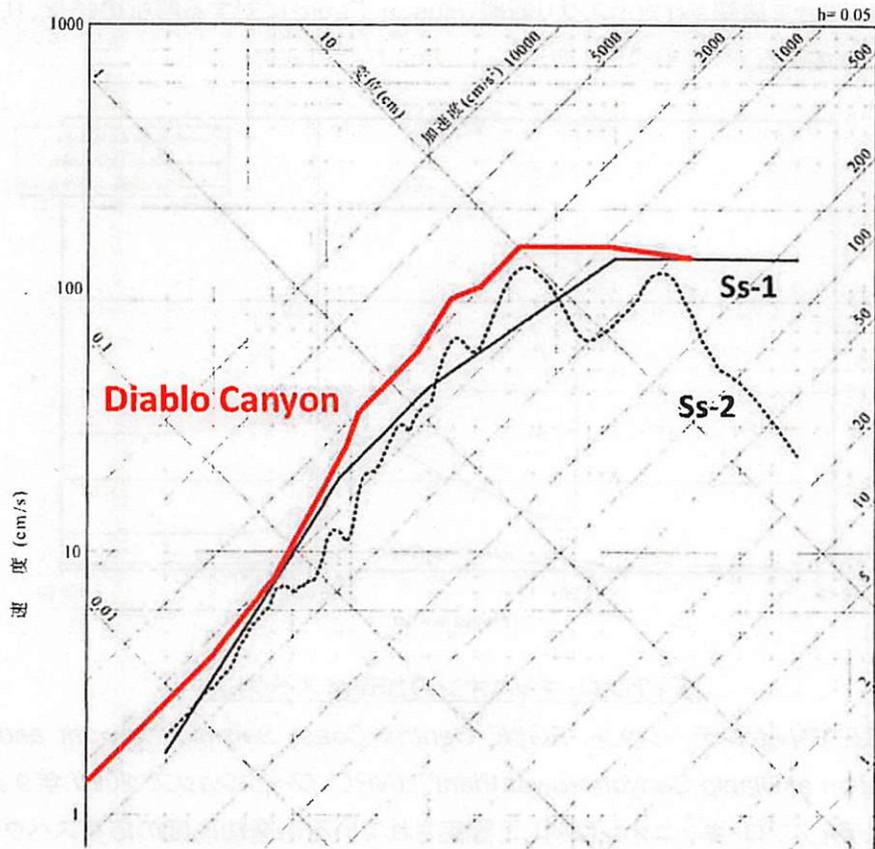
工事期間中に沖合で確認されたホズグリ断層(Hosgri Fault)に対する解析の結果、0.75g にまで引き上げられている。



ディアブロ・キャニオンの加速度スペクトル

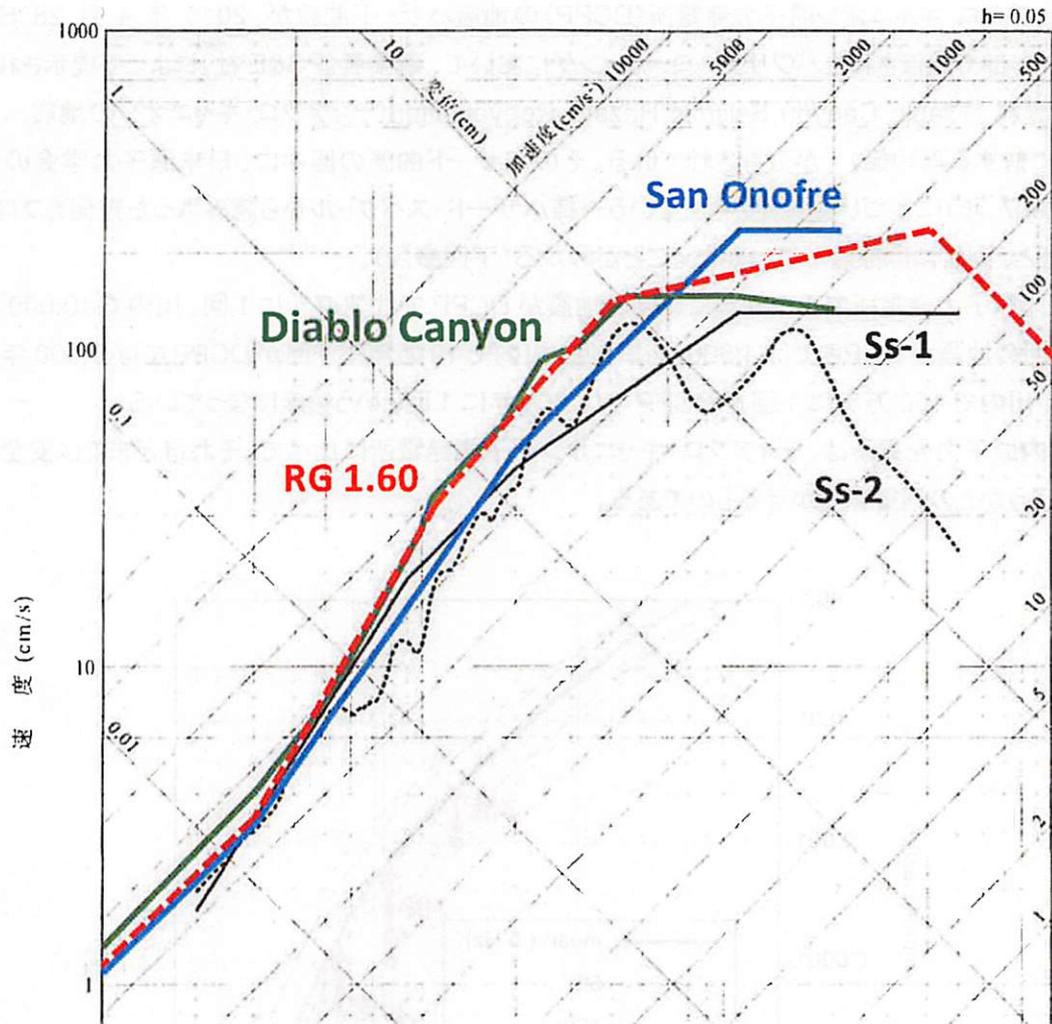
出典: PG&E プレゼンテーション "PG&E Central Coast Seismic Network and Seismic Instrumentation at Diablo Canyon Power Plant" (NRC ワークショップ 2010 年 9 月)

このようにディアブロ・キャニオンに対して設定されている地震加速度の応答スペクトルを、川内原子力発電所の Ss-1 と Ss-2 の図に重ねると、これらを程よく包絡していることがわかる(下図参照)。



以上から、川内原子力発電所の地震ハザードが、カリフォルニア州にある上述 2 ヶ所の原子力発電所の地震ハザードと同等であると仮定した場合、債務者が策定した応答スペクトルは、これらの原子力発電所が設定している応答スペクトルよりも、著しく保守性が欠如している。

なお、上述 2 ヶ所の原子力発電所のいずれも、1つの主要な応答スペクトルの一部だけを補う追加的な応答スペクトルを設計基準加速度としては設定してはいない。十分に保守的な応答スペクトルを 1つだけ設定すれば、本来、そのような「パッチワーク」は不要になるのである。



債務者が川内原子力発電所に対して設定した設計基準応答スペクトル(Ss-1、Ss-2)と米国カリフォルニア州にあるサン・オノフレ原子力発電所、ディアブロ・キャニオン原子力発電所に適用されている設計基準応答スペクトル、および、RG 1.60 による設計基準応答スペクトルとの比較

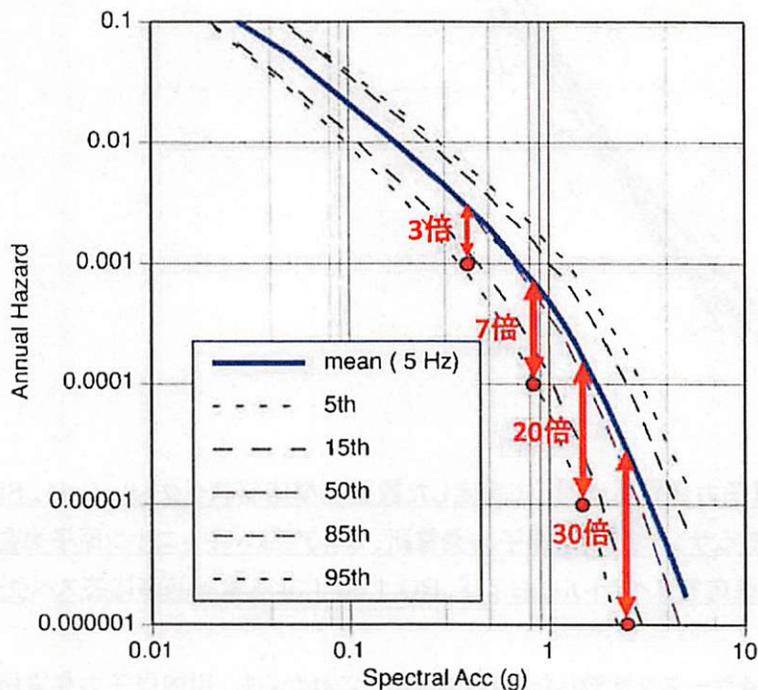
上図は、次の4ケースを比較したものであるが、これからも、川内原子力発電所の設計応答スペクトル(Ss-1 + Ss-2)が、十分保守的に設定されたものではない印象を受ける。

- 川内原子力発電所の設計応答スペクトル(Ss-1 + Ss-2)
- RG 1.60 の設計応答スペクトル(ただし、PGA = 600 ガルと設定)
- サン・オノフレ原子力発電所の設計応答スペクトル
- ディアブロ・キャニオン原子力発電所の設計応答スペクトル

ディアブロ・キャニオン原子力発電所(DCPP)の地震ハザード曲線が、2015年4月28日、NRC本部で開催されたパブリック・ミーティングにおいて、事業者(PG&E社)によって提示され、その資料 "Diablo Canyon Seismic Hazard Reevaluation(ディアブロ・キャニオンの地震ハザードに対する再評価)" が公開されている。そのハザード曲線の図中に、日本原子力学会の手法(2007年)に基づいて策定されたという一様ハザード・スペクトルから読み取った数値をプロットすると、両者には顕著な違いがあることがわかる(下図参照)。

川内原子力発電所で1,000年に1回の地震がDCPPでは300年に1回、川内で10,000年に1回の地震がDCPPでは1,500年に1回、川内で10万年に1回がDCPPでは5,000年に1回、川内で100万年に1回がDCPPでは3万年に1回という頻度になっている。

川内原子力発電所は、ディアブロ・キャニオン原子力発電所に比べて、それほどまでに安全なのだろうかとの猜疑を抱かせるものである。



ディアブロ・キャニオン原子力発電所の5Hz(周期0.2秒)に対するハザード曲線(青の実線)に、川内原子力発電所に対する一様ハザード・スペクトルから読み取った値(赤丸)をプロット

1.3 考察：問題点と提案

問題点

- 債権者らは指摘していないが、債務者が策定した Ss-1 に、プレート間地震、海洋プレート内地震からの寄与が含まれていないこと。
 - その根拠としては、過去の地震歴のみであるが、年超過確率 10^{-4} 以下にまで注目する場合には、データの稀少性のため十分な根拠とはならない。
 - プレート間地震、海洋プレート内地震からの寄与が含まれないことによって、低振動数帯域のスペクトルが非保守的となる。現に、琉球海溝を震源とする地震(プレート間地震)を考慮した Ss-L の低振動数帯域における地震加速度は、Ss-1 のそれを卓越している(たとえば、設置変更許可申請書の第 7.5.7.6 図参照)。
- 債権者らも指摘しているように、債務者が策定した Ss-2 が、北海道留萌支庁南部地震の激しい凹凸を含んだ原形の曲線応答スペクトルのまま円滑化することなく、川内原子力発電所の設計基準地震加速度の応答スペクトルとされていること。
 - Ss-1 を十分保守的に設定してさえいれば(たとえば、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ったもの。
 - 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。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、債務者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おらず、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。
- 債権者らが偽装性を指摘するように、債務者、および、日本の他の電力事業者にとって常套的な設計基準地震度動の応答スペクトルの策定手順、すなわち、一つの主要なスペクトルの他に、細かいパッチ式で、上述の Ss-2 に類するスペクトルを多数設定するという策定手順には、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も思われるが、実は、安全対策の追加を必要とさせないための意図も疑われる。
 - 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、すなわち、IAEA の安全基準シリーズ(SSG-9 第 9.6 項 2010 年 8 月)や RG 1.208(2007 年 3 月)も確かに存在するが、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。
 - 債務者は、このようなパッチ式が、より安全な評価方法であると主張しているとのことであるが、その裏付けが不明であり、むしろそのような主張は疑わしい。
- 債権者らは指摘していないが、債務者の模擬地震波(タイム・ヒストリー)が、水平方向の 1 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

示されていないこと。ただし、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。

- 記載漏れだとする場合、債務者はなぜ記載を漏らしたのか、原子力規制委員会はなぜこれに気付かなかったのか。
- 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との米国 NRC の要件(SRP 3.7.1)に抵触する。
- 債権者らは指摘していないが、債務者が、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に拠り所としている一様ハザード・スペクトルの信頼性が薄弱であること。
 - それらの一様ハザード・スペクトル、あるいはその策定手順が、主に、東日本の複数の原子力発電所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ものであること。
 - それらの一様ハザード・スペクトルに、プレート間地震、海洋プレート内地震からの寄与（特に、低振動数帯域の地震加速度）が反映されていない可能性があること。少なくとも、年超過確率 10^{-4} 、 10^{-5} 、 10^{-6} のスペクトルに寄与しないと考えるのは難しい。
 - 米国、しかも日本に比べて地震の発生頻度が少ないはずの東部地域で使われている一様ハザード・スペクトルよりも低く（年超過確率 10^{-5} 、 10^{-6} ）、信頼性が怪しい（前述 1.2.12 項参照）。

提案

筆者は、債権者らと債務者の意見の食い違いを解決するため、以下を提案する。

- 債務者は、Ss-1 を拡幅、修正し、Ss-2 と Ss-L も包絡した単一の応答スペクトルを実験的に策定する。
 - そのような拡幅、修整は、RG 1.60 によることでも行うことができる。
 - 設計基準用の応答スペクトルとして、たとえばそのように拡幅、修正して一本化することで、果たして債務者の主張するように不安全になる可能性があるのか、これを検証するため、解析による比較を行う。
- 原子力規制委員会は、以下についての見解を明らかにすると同時に、それらに対して国際的な同意を得るため、米国 NRC や ENSREG、IAEA によるピア・レビューを受ける。
 - 債務者、および、日本の他の電力事業者にとって常套的な設計基準地震度の応答スペクトルの策定手順（一つの主要なスペクトルの他に、細かいパッチ式で、生の応答スペクトルを多数設定するという策定手順）が、適正でより安全であるのか。
 - 債務者が採用した一様ハザード・スペクトルが適正であるか。そのように認定する場合、2005 年以降に東日本で発生した地震のデータとの整合性についての解釈、米国東部

地域で採用されている一様ハザード・スペクトルに比べても顕著に低い理由を示す。

2. 耐震安全上の余裕について

決定文 153～154 ページには、債務者が、耐震設計における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おり、加えて、放射線に対する遮蔽の要求等から建屋の壁が厚く設計されるなど、耐震以外の要求から更なる余裕が付加されていると主張していることに関し、債権者らが、評価基準値自体に含まれる余裕については、建物等の材質のばらつきや溶接・保守管理の良否等の不確定要素を踏まえて余裕を持たせているものであるなど、それぞれ耐震安全性そのものとは別の目的に基づき要求される余裕であるとして、これらの余裕を考慮すべきでない」と主張していることについて、裁判所の見解が説明されている。裁判所は、人格権侵害のおそれの有無を検討するに当たっては、これらの余裕を考慮することができるとの見解を述べている。



裁判所が、「人格権侵害のおそれの有無を検討するに当たって」と、検討する原子炉事故のケースを、大量の放射性物質が外部環境に放出され、周辺住民の健康と生命が脅かされる規模のものに限定していることから、単なる炉心損傷ではなく、格納容器の破損やバイパスのような事態がここでの議論の対象であると理解する。そして、債務者が、仮に耐震評価に幾らかの過小評価があったところで、元々評価基準値には余裕が確保されているのであり、さらに耐震以外の要求から更なる余裕も付加されているので、現実的には、それらによって十分補い得ると期待できるとの旨を主張し、これが裁判所によって支持されている。

筆者は、上述の債務者の主張については再検討されるべきであると考え、以下に、そのために考慮されるべきと思われる関連情報を提供する。

2.1 「耐震以外の要求から更なる余裕も付加」について

川内原子力発電所の格納容器は、「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、川内原子力発電所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。ちなみに、格納容器には、「プレストレスト・コンクリート製格納容器(PCCV)」と呼ばれる型もあり(日本では、敦賀2号機、大飯3、4号機、玄海3、4号機に採用されている)、この型式の格納容器の場合には、密閉性、耐圧機能に加え、遮蔽能力も同時に満足させるため、その結果として付加的な余裕が生まれる可能性はある。しかし、型式の異なる川内原子力発電所の格納容器の場合、そのような強度上の付加価値は期待できない。

2.2 「耐震設計における評価基準値には工学的な判断に基づく余裕が確保」について

次に、格納容器における地震荷重とそれに伴う破損との関係について述べる。

格納容器を含む安全系に属する原子炉設備(主に、容器、配管、ポンプ・ケーシング、弁ボディなどの圧力保持部品)の設計は、米国機械学会の規格(ASME セクション III)か、これを原典とした旧通商産業省の告示第 501 号に従って、設計、および製造がなされており、川内原子力発電所の格納容器もその流れを踏襲している。

川内原子力発電所の格納容器は、(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。

格納容器以外の安全系の静的機器(運動部品を有しない配管やタンクなどの機器)の場合、レベル A は通常の運転状態を意味し、レベル D は最悪の設計基準事故(いわゆる大口径配管破断に伴う冷却材喪失事故(LOCA))を意味するが、格納容器に対しては、この定義が当て嵌まらない。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。

(1) レベル B

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

(2) レベル C

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

(3) レベル D

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

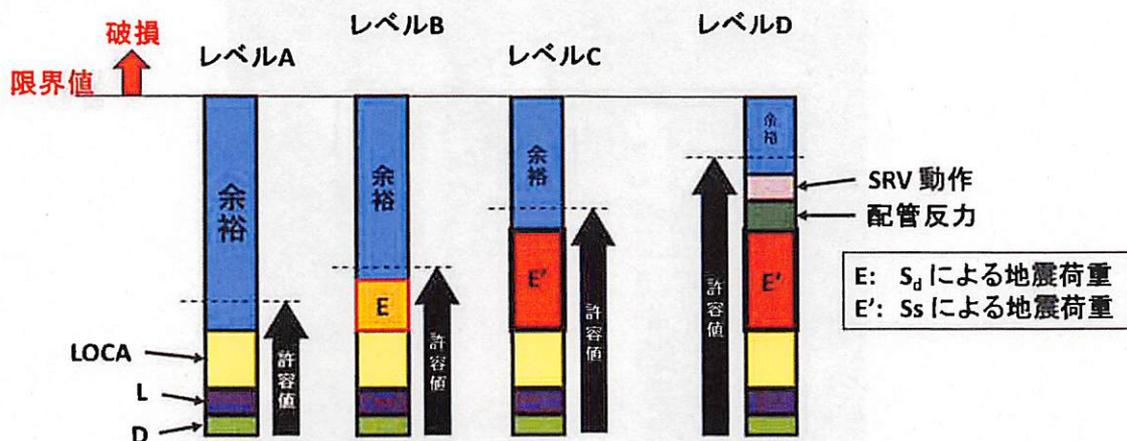
以上において、D は死荷重(静荷重)、L は活荷重(動荷重)、T は熱荷重、R は配管反力、P は圧力荷重(内圧または外圧)を意味し、添字 o は通常運転、添字 a は小 LOCA または中 LOCA の事故状態、添字 s は安全逃し弁(SRV)が作動した状態を表す。又、Yr は配管破断に伴う荷重、Yj は破断した配管からのジェット・インピンジメント(噴射する流体の衝突による衝撃)に

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、 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。

要は、格納容器に作用する地震荷重に対しては、単独に評価されることはなく、他の多くの荷重と一緒に、組合せ荷重として扱われるということである。たとえば、レベル D の一つのケースにおいては、日本での S_s に伴う地震荷重 (E') は、死荷重 (D)、動荷重 (L)、LOCA 荷重 (T_a , R_a , P_a)、配管破断に伴う荷重 (Y_r , Y_j , Y_m) を全て組合せ、そのようにして得た値に対して評価が行われる。また、その場合の「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。

これは、レベル A はレベル B よりも曝露の機会が多く、レベル B よりはレベル C、レベル C よりはレベル D が曝露の機会が少ないと予想されるためである。たとえば、レベル D の場合、設計事故に伴うあらゆる静的、動的荷重に加え、 S_s 相当の地震荷重まで重ね合わせられているが、そのような状況は稀少であるだろうから、すでに余裕代をかなり削除した許容値が適用される。

従って、債務者が主張する「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おり」との理解は、表現自体誤りではないかもしれないが、その意味するところは、「かなりの余裕代を削られ残り少なくなった余裕」であると理解されなければならない。つまり、レベル A の許容値ならば確かにかなりの余裕があるところ、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）が用いられているということである。（下図の概念図を参照。）



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。

ここで理解されるべき重要なポイントは、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ということである。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。また、たとえば、債務者が 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、さらに極限值を超え、破損を呈するかもしれない。

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、無残に損壊している。そのような出来事は、過去に数多く経験されてきた。原子力発電所においても、新潟県中越沖地震では、柏崎・刈羽原子力発電所の主排気筒に至るダクトに何か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、福島第一原子力発電所の主排気筒の支柱に断裂が生じている。また、どちらの地震によっても、各原子力発電所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。



新潟県中越地震で損壊した上越新幹線の高架橋

2.4 格納容器破損以外のシナリオ

過大な地震動に伴う荷重が、他のさまざまな荷重と重ね合わさって格納容器を破損させてしまうというシナリオの他にも、人格権侵害をもたらす重大な過酷事故のシナリオは考えられる。具体的には、外部環境への放射性物質の放出経路が、格納容器をバイパスするというシナリオである。

川内原子力発電所 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。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。

川内原子力発電所 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。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。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。

今、大きな地震が発生し、それによって、SBO(全交流電源喪失)が惹き起こされたとする。そして同時に、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。

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。債務者は、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、強靱で肉厚の大口径配管の 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。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。すなわち、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。

しかし、MSIV(主蒸気隔離弁)の閉止不能は、そのような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。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(次頁の表参照)。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、全閉しないままに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らなくても、MSIV が固着して閉止しなくなるという事象は起り得る。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。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。

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・リップの擦れ、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	

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。

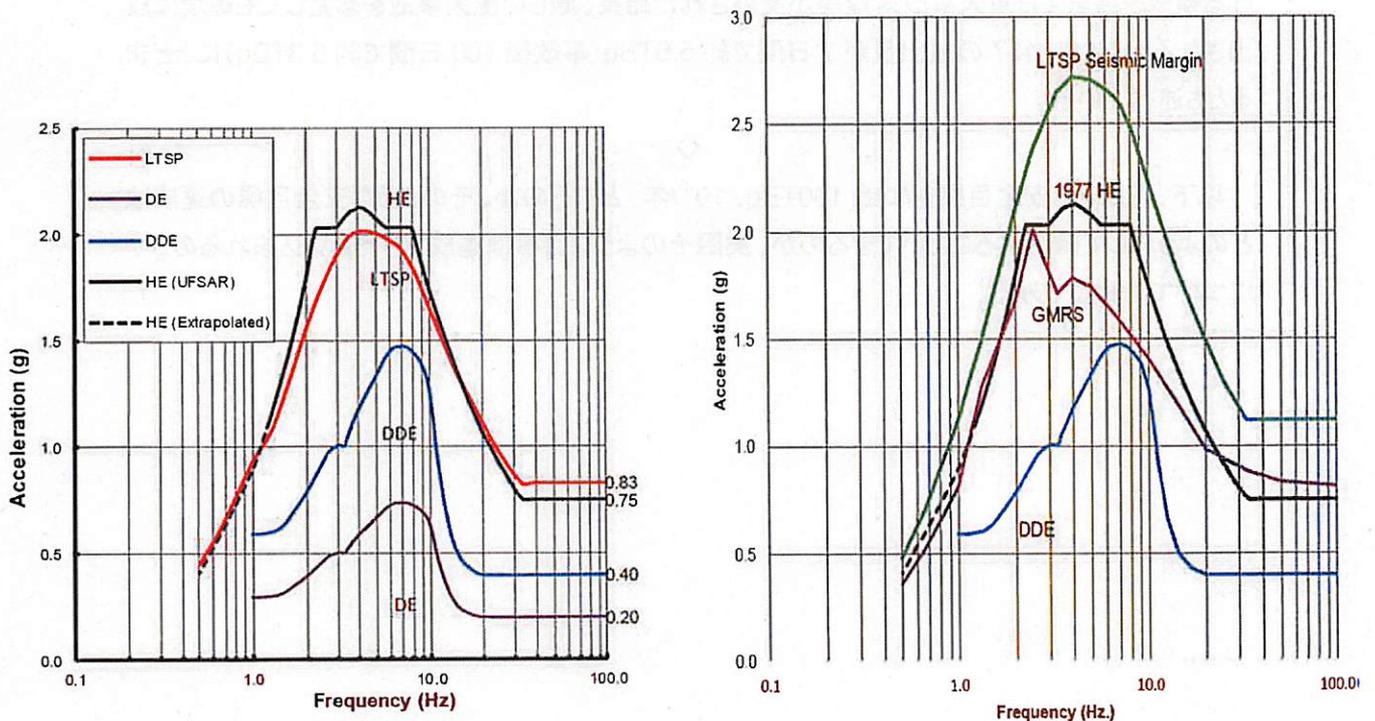
さらに、炉心損傷を起こした原子炉から流出する気体には大量の水素が含まれるため、これが主復水器に蓄積し、酸素と混合し、爆発条件を作って爆発を起こさせる可能性もある。仮にこれが免れる場合には、代わりにタービン建屋が爆発する可能性がある。

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。このようなシナリオについては、心配すればキリがないとの異議もあるだろうが、筆者の意見としては、債務者が選んだ「大破断

2.5 ディアブロ・キャニオンの例

参考までに、これまで度々比較のために引用した米国のディアブロ・キャニオン原子力発電所の場合の耐震安全上の余裕を示しておく。この場合においても、地震によって損傷する可能性のある機器として注目するのは、格納容器だけではなく、安全系に属する構造物、系統、機器の全般である。これらの機器の固有振動数は、大部分が 3.0~8.5Hz の帯域にあり、たとえば、長期地震調査計画(LTSP)の成果として1991年に確認した応答スペクトルの場合、同帯域の平均加速度は 1.94g である。これに対して、高信頼度低損傷確率値(HCLPF)は 2.62g と評価されており、余裕は 1.35 倍ということになる。

すなわち、余裕があるとは言っても、せいぜいこの程度の値なのであり、決して5倍とか10倍といった大きな値ではないということである。



3. 安全目標の適合性について

鹿児島県地裁の決定文 157 ページには、原子力規制委員会が定めている安全目標(事故時におけるセシウム 137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度を 10^{-6} /年 程度を超えないように抑制すること)に関し、原子力規制委員会は、この達成を具体的に義務化はしていないものの、新規制基準や各種審査基準は、安全目標を踏まえて制定・策定されていると解される、との裁判所の見解が説明されている。

続いて裁判所は、確率論的安全評価に基づいて算定された基準地震動 S_s の年超過確率について、どこまで適正に安全性を評価することができるかという点で一定の限界があるものの、 10^{-4} /年～ 10^{-5} /年程度とされていると言及し、さらに、決定文 158 ページでは、福島第一事故における事故を踏まえた重大事故対策等が実施された結果、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)にとどまるとも述べている。



以下、そもそも安全目標をなぜ 100TBq、 10^{-6} /年 とするのか、そのような安全目標の達成はどのようにして確認することができるのか、実際そのような目標は達成できたと見込まれるのか、について考察してみる。

3.1 安全目標は 10^{-6} /年 であらねばならないのか、 10^{-6} /年 であれば十分なのか

原子炉事故のリスクに関する安全目標(Safety Goal)とは、もともとは、「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った。米国ではこれが、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。

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、一部の関係者たちの間で、敢えてひっそりと決められたとの印象がある。それというのも、安全目標とは、原子炉事故の可能性を是認することを条件とするのであるが、そのことが、当時の原子力産業界が世間に浸透させたいと思っていた「絶対安全」と矛盾していたからではないかと思われる。

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、依然と曖昧なままである。従って、そもそもそのような曖昧な位置付けの安全目標に対する適合性を議論することに、どのような意義があるのかという問題もある。

さて、実は原子炉事故の安全目標には、次の3段階がある。

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)である。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。

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。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の事故進展に数多くの様態が存在するからである。たとえばそれは、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。

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。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 = 1×10^{-5} /年」と「CDF = 1×10^{-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。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.”《意訳： 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、より高い安全目標が望まれるようになった。

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。

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

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。

- 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。すなわち、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、たとえばフィルター・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。
- 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、裁判所が述べている「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、川内原子力発電所も含め、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。