

平成28年(ヨ)第25号, 第26号 伊方原発3号機運転差止仮処分命令申立事件

債権者 小坂正則ほか3名

債務者 四国電力株式会社

準備書面(5)の補充書(2)

平成28年11月8日

大分地方裁判所 民事第一部 御中

債権者ら代理人

弁護士 徳田 靖之

弁護士 岡村 正淳

弁護士 河合 弘之

ほか

本件原発に基準地震動を超える地震動が到来した場合の危険性

目次

第1 基準地震動を超える地震動が到来する危険性が認められる場合には直ちに具体的危険性が認められること	2
1 原子炉施設の耐震設計は基準地震動に対して塑性変形を許すものであること	2
2 基準地震動と同程度の地震動によって安全上重要な設備が損傷する危険性	6
3 共通要因故障が想定されていないこと	6
4 基準地震動を下回る地震動によって生じる外部電源喪失等の事態は危険な事態であること	6
5 債務者が主張する耐震安全上の余裕をもって安全ということはできないこと	15
6 小括	17
第2 クリフエッジを超える地震動が到来する危険性が認められる場合には直ちに	

具体的危険性が認められること	18
1 債務者がクリフエッジを超える地震動が到来した場合には燃料の重大な損傷に至ることを認めていること	18
2 燃料の重大な損傷に至る危険性が認められる場合に具体的危険性を否定することはできないこと	20
(1) 重大事故等対処施設・設備は基準地震動を超える地震動によって機能喪失するおそれがあること	20
(2) 可搬式設備による対策を基本とし、特定重大事故等対処施設が設置されていないこと	24
(3) 複合災害における人的対応の困難さ	26

第1 基準地震動を超える地震動が到来する危険性が認められる場合には直ちに具体的危険性が認められること

1 原子炉施設の耐震設計は基準地震動に対して塑性変形を許すものであること

- (1) 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」(甲C117)は、原子炉施設の耐震設計の基本方針について、「耐震重要施設(設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがある安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの。)は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬ」としているが(甲C117・14頁)、基準地震動との組合せと許容限界について、Sクラスの建物・構築物は、「常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること」で足りることとし(甲C117・17頁)、また、Sクラスの機器・配管系

は、「通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組合せた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること」、「上記により求まる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微少なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないこと」で足りることとしている（甲C117・18頁）。

建築基準法による建築構造設計は、原則として弾性範囲内（荷重が加わって損傷しないだけでなく、変形しても、荷重を除去した後は変形を残さずに元に戻る範囲）で行われているが、上記のとおり原子炉施設の耐震設計は、基準地震動 S_s に対して、弾性範囲内を超え、荷重を除去しても元の形に戻らない塑性領域に入ることが許すものとなっている。

- (2) この点に関し、債務者は、本件原発の建設にあたって、安全上重要な施設に発生する応力及び変形量が弾性範囲内に収まるように本件原発を設計した（弾性設計）と主張するが（答弁書205頁）、弾性設計が要求されていたのは基準地震動 S_1 （最大加速度221ガル）に対してであり（答弁書101～102頁）、現在の基準地震動 S_s （最大加速度650ガル）に対しては、塑性領域に入ることが許すものとなっている。

例えば、債務者が証拠提出していない「蒸気発生器伝熱管の耐震計算書」（甲F75）によれば、本件原発の蒸気発生器伝熱管は、基準地震動 S_s に対し、既工認において実績がない知見を用いた結果（乙51・1頁、甲F75・7頁）、第6-1表のとおりぎりぎり評価基準値内に収めているが（甲F75・55頁）、第6-2表のとおり弾性範囲内を優に超え、塑性領域に入っている（甲F75・56頁）。なお、債務者が証拠提出ないし公開している上記耐震計算書を含む各耐震計算書は、「商業機密又は防護上の秘密を含む」として、ほとんどが白塗りで計算過程を検証できないものとなっており、したがって、債務者による評価結果をそのまま認めることはできないが、基準地震動 S_s に

対する応力発生値が塑性領域に入ることについては、争いはない。

第6-1表 基準地震動Ssによる評価結果 (D+P+M+Ss)

評価対象設備			評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	備考
					MPa	MPa	
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材 の循環設備	蒸気発生器 内部構造物	伝熱管	一次一般 膜応力	113	359	
				膜応力+ 曲げ応力	440	481	
				一次+ 二次応力	779	492	簡易弾塑性解 析を実施 ^(注)
				疲労評価	0.124	1.0	単位なし

(注) 一次+二次応力強さの評価において許容値を超えるため、疲労評価においてJSME S NC1-2005/2007 PVB-3300 (同PVB-3313を除く)の簡易弾塑性解析を行う。

第6-2表 弾性設計用地震動Sdによる評価結果 (D+P+M+Sd) (簡易)

評価対象設備			評価部位	応力分類	発生値 ^(注)	評価 基準値	判定	備考
					MPa	MPa		
原子炉冷却 系統施設	一次冷却材 の循環設備	蒸気発生器 内部構造物	伝熱管	一次一般 膜応力	113	196	○	
				膜応力+ 曲げ応力	440	263	×	第6-3表 参照

(注) 基準地震動Ssに対する発生値。

- (3) なお、原子力規制委員会の田中俊一委員長は、下記発言から明らかなように、原子炉施設の耐震設計は、基準地震動Ssに対して、弾性範囲内を超え、塑性領域に入ることが許すものとなっていることを理解しないまま審査を行っており、原子力規制委員会による審査が信頼できないことを裏付けている。

○記者 620ガルという基準地震動が数日間で何回来たとしても、これは耐えられるという審査はしているということですか。

○田中委員長 だから、弾性範囲内での構造設計になっているから耐えられるということですね。一般の家屋が何回か繰り返して、今回もそうですけれども、2回目の地震で倒壊したというのは、結局もう1回目で塑性変形、弾性領域を超えているということなのです。ですから、原子力施設についてはそういう設計はしていませんので、その620ガルというのはそういう意味で、弾性範囲内であるということです。

(甲F76「平成28年4月18日原子力規制委員会臨時記者会見録」3頁)

○記者 繰り返し起こる地震に対して、どのような設計の余裕を見ているのかということについて改めて教えていただきたいのですが、いまだに余震が続いていて、昨日も震度5弱の地震がありました。川内原発は620ガルで想定していると思うのですが、何度も起こるこういった地震について、前回も御説明がありましたけれども、改めてどのような設計の余裕を見ているのかということについて、お聞かせいただけますでしょうか。

○田中委員長 重要な機器ですね、安全上、それがいわゆる弾性範囲におさまるようにという設計を求めています。だから、弾性範囲にある分には、5回、10回、100回ぐらい繰り返したって何も起こらない。疲労試験という金属炭化の疲労というのがあって、それはもう物すごい数、何十万回とか、何百万回とかということをやれば、金属というのはポキンと。皆さんもやったかもしれないけれども、針金を手でこうやっていると折れたりするという、そういうことは金属にはありますけれども、普通はないですよ。ですから、少し言いますと、 S_s に耐えられる S_d という弾性範囲のそういうことです。物によっては、基準地震動を超えるようなことがあれば、変形が出るような構造物もゼロではないということですが、安全上に影響を及ぼすことはないと思います。ただ、熊本で起こっているような地震の繰り返しで何か起こるかということは、およそ考えなくていいと思います。

(甲F77「平成28年4月20日原子力規制委員会記者会見録」4頁)

- (4) 以上述べたように、原子炉施設の耐震設計は、建築基準法における建築構造設計とは異なり、基準地震動 S_s に対して、弾性範囲内を超え、塑性領域に入ることを許すものとなっている。設備が塑性変形した状態は、それ自体いつ機能喪失してもおかしくない危険な状態である上、上記平成28年4月18日の記者会見で田中委員長が認めているように、仮に1回目の地震で機

能喪失までには至らなくても塑性変形が生じれば、2回目の地震で機能喪失する危険性が十分にある（甲F76・3頁）。

2 基準地震動と同程度の地震動によって安全上重要な設備が損傷する危険性

上記のとおり原子炉施設の耐震設計は、基準地震動に対して、弾性範囲内を超え、塑性領域に入ること許すものとなっているところ、債権者ら準備書面(7)補充書(2)で述べたとおり福島第一原発事故において、基準地震動と同程度の地震動によって安全上重要な設備が損傷した可能性が指摘されているにもかかわらず、新規制基準においては、耐震設計の抜本的見直しが行われていない。

したがって、少なくとも福島第一原発事故の原因が解明されていない現時点においては、本件原発についても、基準地震動と同程度の地震動によって安全上重要な設備が損傷する危険性を否定することはできない。

3 共通要因故障が想定されていないこと

原子力規制委員会は、新規制基準が、地震や津波などの外部事象によって、安全機能を有する系統が多数同時に故障すること（共通要因故障）を想定し、安全機能を損なうおそれのない設計を求めていることについて、想定すべき外部事象を起因とする故障、すなわち、共通要因による故障を含めた故障が発生しないこととしているため、不合理ではないとしている（乙122・104～105頁）。

これを裏返せば、外部事象の想定が誤っている場合、すなわち、基準地震動を超える地震動が到来する危険性が認められる場合においては、共通要因故障を想定していない新規制基準は、不合理ということになり、かかる観点からも具体的危険性が認められることになる。

4 基準地震動を下回る地震動によって生じる外部電源喪失等の事態は危険な事態であること

(1) 本件原発は、以前の基準地震動 $S_s 570$ ガルを下回る地震動によっても、外部電源及び主給水の双方が機能喪失することが想定されている（乙14図表

8)。原子炉の冷却機能は、電気によって水を循環させることによって維持されるのであって、電気と水のいずれかが一定時間断たれば大事故になるのは必然であるが、この冷却機能の主たる役割を担うべき外部電源と主給水の双方が570ガルを下回る地震動によっても同時に失われるおそれがあるのである。外部電源及び主給水が機能喪失した場合には、それぞれ非常用ディーゼル発電機及び補助給水設備に頼らざるを得なくなる。

本件原発の外部電源及び主給水の双方が機能喪失した場合に燃料を冷却するためのイベントツリーが図5-3(乙14図表9)であるところ、仮に、緊急停止後において非常用ディーゼル発電機が正常に機能し、補助給水設備による蒸気発生器への給水が行われたとしても、①中央制御室での手動作業による主蒸気逃がし弁による熱放出、②充てん系によるほう酸の添加、③余熱除去系による冷却のうち、いずれか一つに失敗しただけで、補助給水設備による蒸気発生器への給水ができないのと同様の事態に進展し、Ⅰ高圧注入による原子炉への給水、Ⅱ中央制御室での手動作業による加圧器逃がし弁による熱放出、Ⅲ格納容器スプレイによる格納容器徐熱、Ⅳ高圧注入による再循環炉心冷却、Ⅴ原子炉格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却のうち、いずれか一つに失敗しただけで、非常用所内電源からの給電ができないのと同様の非常事態(緊急安全対策シナリオ)に進展し、iタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水、ii現場での手動作業による主蒸気逃がし弁による熱放出、iii蓄圧タンクのほう酸水の注入、iv電源車による給電のうち、いずれか一つに失敗しただけで、炉心損傷に至る。このように、外部電源及び主給水の双方が機能喪失した事態というのは、各手順のいずれか一つに失敗しただけでも、加速度的に深刻な事態に進展し、手作業による手順が増えて不確実性が増していき、炉心損傷に至るケースがいくつも現れる、危険な事態といえる。

燃料を冷却するためのイベントツリー

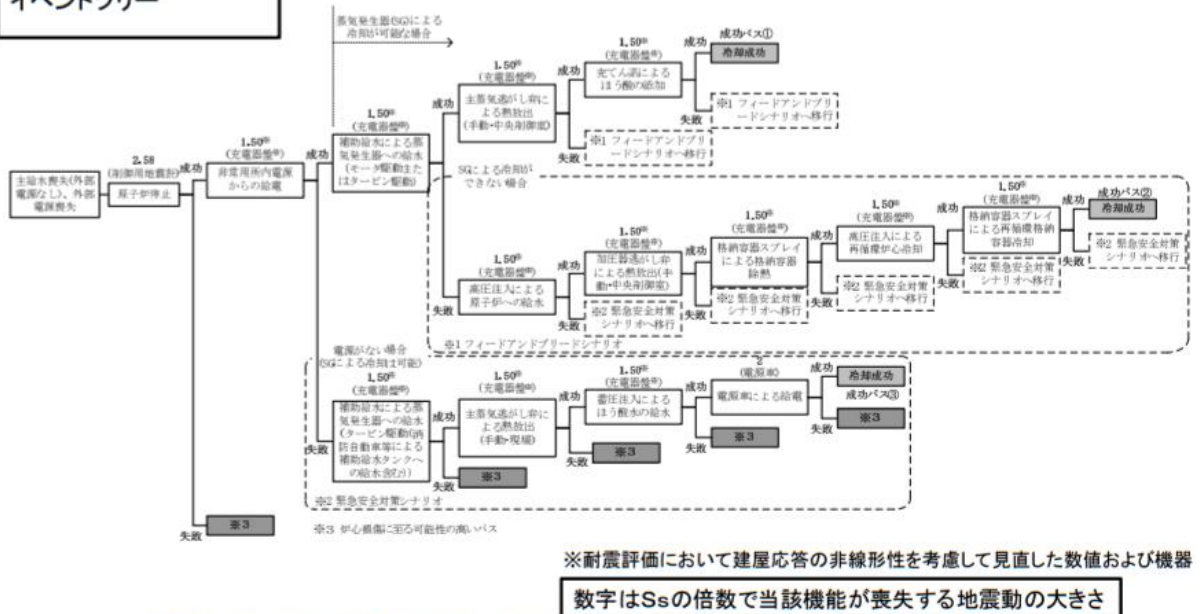


図5-3 地震時のクリフエッジを示すイベントツリー(炉心燃料損傷)

高浜原発3, 4号機運転差止仮処分命令申立事件の福井地裁平成27年4月14日決定(甲C227「福井地裁平成27年4月14日決定」, 以下「福井地裁決定」という。)は, 高浜原発3, 4号機のイベントツリー記載の対策の実効性について, 下記のとおり実効困難であると指摘しており, かかる指摘は, 本件原発及び上記イベントツリー記載の対策にも妥当する(第1について, 平日昼間の対応要員は97名であるのに対し, 夜間・休日の対応要員は32名にすぎない(甲F78『事故が起こった際の対応』に関する回答要旨)1枚目)。第3について, 全交流電源喪失から約19分で炉心溶融に至るといふ事故シナリオが想定されている(乙13・181頁)。第5について, 本件原発の非常用取水設備も基準地震動を下回る地震動によって損傷する結果, 原子炉補機冷却水冷却器に海水が補給されず, 崩壊熱除去のための系統全体が機能喪失に陥り(甲D211「科学2016年3月号『非常用取水設備の耐震Cクラスは誤りである』」), また, 債権者ら準備書面(4)で述べたとおり地すべりや液状化によって電源車を動かすことが不可能又は著しく困難となることも想定できる。第7について, 債務者の想定によっても, 発電所災害対策本部体制の立上げに必

要な要員が参集するのに事故発生から4時間もかかる可能性がある（甲F78・4～5枚目。）。

イベントツリー記載の対策が技術的に有効な対策であるかどうかはさておくとしても、同対策を原子力発電所の従業員が適切かつ迅速にとることについては、次のような多くの困難を伴う。

第1に地震はその性質上従業員が少なくなる夜間も昼間と同じ確率で起こる。突発的な危機的状况に直ちに対応できる人員がいかほどか、あるいは現場において指揮命令系統の中心となる所長がいるかないかは、実際上は、大きな意味を持つことは明らかである。

第2に上記イベントツリーにおける対応策をとるためにはいかなる事象が起きているのかを把握できていることが前提になるが、この把握自体が極めて困難である。福島原発事故の原因について政府事故調査委員会と国会事故調査委員会の各調査報告書が証拠提出されているところ、両報告書は共に外部電源が地震によって断たれたことについては共通の認識を示しているものの、政府事故調査委員会は外部電源の問題を除くと事故原因に結びつくような地震による損傷は認められず、事故の直接の原因は地震後間もなく到来した津波であるとする。他方、国会事故調査委員会は地震の解析に力を注ぎ、地震の到来時刻と津波の到来時刻の分析や従業員への聴取調査等を経て津波の到来前に外部電源の他にも地震によって事故と直結する損傷が生じていた疑いがある旨指摘しているものの、地震がいかなる箇所にもどのような損傷をもたらしそれがいかなる事象をもたらしたかの確定には至っていない。一般的には事故が起きれば事故原因の解明、確定を行いその結果を踏まえて技術の安全性を高めていくという側面があるが、原子力発電技術においてはいったん大事故が起これば、その事故現場に立ち入ることができないため事故原因を確定できないままになってしまう可能性が極めて高く、福島原発事故においてもその原因

を将来確定できるという保証はない(甲32・208ないし220頁によれば、チェルノブイリ事故の原因も今日に至るまで完全には解明されていないことが認められる。)。それと同様又はそれ以上に、原子力発電所における事故の渦中であっていかなる箇所にもどのような損傷が起きておりそれがいかなる事象をもたらしているのかを把握することは困難である。

第3に、仮に、いかなる事象が起きているかを把握できたとしても、地震により外部電源が断たれると同時に多数箇所に損傷が生じるなど対処すべき事柄は極めて多いことが想定できるのに対し、全交流電源喪失から炉心損傷開始までの時間は5時間余であり、炉心損傷の開始からメルtdownの開始に至るまでの時間も2時間もないのであって、たとえ小規模の水管破断であったとしても10時間足らずで冷却水の減少によって炉心損傷に結びつく可能性があるとされている(上記時間は福島第一原発の例によるものであるが、本件原子炉におけるこれらの時間が福島第一原発より特に長いとは認められないし、第1次冷却水に係る水管破断による冷却水の減少速度は加圧水型である本件原子炉の方が沸騰水型原子炉である福島第一原発のそれより速いとも考えられる。)

第4にとるべきとされる手段のうちいくつかはその性質上、緊急時にやむを得ずとる手段であって普段からの訓練や試運転にはなじまない。上述のとおり、運転停止中の原子炉の冷却は外部電源が担い、非常事態に備えて水冷式非常用ディーゼル発電機のほか空冷式非常用発電装置、電源車が備えられているとされるが、たとえば空冷式非常用発電装置だけで実際に原子炉を冷却できるかどうかをテストするというようなことは危険すぎてできようはずがない。

第5にとるべきとされる防御手段に係るシステム自体が地震によって破損されることも予想できる。高浜原発の何百メートルにも及ぶ非常用取水路が一部でも700ガルを超える地震によって破損されれば、非常用取水路にそ

の機能を依存しているすべての水冷式の非常用ディーゼル発電機が稼働できなくなることが想定できるといえる。また、新潟県中越沖地震の際に柏崎刈羽原発においてその敷地内で活断層が動いたわけではないが、敷地内の埋戻土部分において1.6メートルに及ぶ段差が生じたことが認められる。高浜原発も柏崎刈羽原発と同様に埋戻土部分があることから、埋戻土部分において地震によって段差ができ、最終の冷却手段ともいべき電源車を動かすことが不可能又は著しく困難となることも想定できる。高浜原発には、非常用ディーゼル発電機を初めとする各種非常用設備が複数存在することが認められるが、上記に摘示したことを一例として地震によって複数の設備が同時にあるいは相前後して使えなくなったり故障したりすることは機械というものの性質上当然考えられることであって、防御のための設備が複数備えられていることは地震の際の安全性を大きく高めるものではないといえる。

第6に実際に放射性物質が一部でも漏れればその場所には近寄ることさえできなくなる。地震が起きた場合の対応については放射性物質の危険に常に注意を払いつつ瓦礫等を除去しながらのものになろうし、実際に放射性物質が漏れればその場所での作業は不可能となる。最悪の事態を想定すれば原子炉に近接する中央制御室からの避難をも余儀なくされることになる。

第7に、高浜原発に通ずる道路は限られており施設外部からの支援も期待できない。この道路は山が迫った海岸沿いを伸びるものであったり、トンネルを経て通じているものであったりするから、地震によって崖崩れが起き交通が寸断されることは容易に想定できる。

(甲C227・25～28頁)

- (2) 福島第一原発事故においては、外部電源が健全であれば、非常用ディーゼル発電機が機能喪失しても過酷事故には至らなかったと考えられている。福島第二原発は、福島第一原発と同様に地震・津波の被害を受けたが、炉心損傷に至ることなく全号機の冷温停止を達成したところ、その要因としては。

地震・津波の後も外部電源等の交流電源設備が使用可能であり、原子炉を冷やすことができたことが挙げられている（甲F79「福島第二原子力発電所はなぜ過酷事故を免れたのか」）。

このように、外部電源の機能喪失の有無が福島第一原発及び福島第二原発の運命を分けたことを踏まえ、原子力安全・保安院は、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」において、「対策として外部電源の信頼性を高め、耐震性を向上することが求められる」と明記したが（甲D200）、原子力規制委員会の新規制基準に関する検討チームは、重要度分類及び耐震重要度分類の見直しを新規制基準施行後の検討課題として、先送りにした（甲D205）。これらの課題は、現在に至っても原子力規制委員会によって解決されることなく放置されている。

- (3) この点、債務者は、原子力規制委員会における上記検討課題の検討状況の詳細は承知していないが、本件原発の外部電源を含む電源に関しては、福島第一原発事故及び新規制基準の内容を踏まえて必要な対策を講じており、上記検討課題が未解決だからといって直ちに本件原発の安全が損なわれるものではないと主張し（債務者準備書面(6)4頁）、また、外部電源について、特別な信頼を求めないものとしてCクラスの設備として位置付けている理由は、本件原発の外部電源による電力が、本件原発以外の発電所から変電所を経て送電線により供給されるものであるところ、他の発電所から本件原発に至る間に存在する全ての設備をSクラスの設備と位置付け、それらに対して人的、物的資源を投じることがおよそ現実的でなく（仮にそのような膨大な人的、物的資源を投じた場合には、その他の特に重要な設備の維持・管理が十分に行えなくなるリスクを生じさせることになる。）、「グレーデッドアプローチ」の考え方に基づき最も高い安全性を確保するという観点から不合理であるからであると主張する（債務者準備書面(6)4頁）。

しかし、債権者らにおいても、グレーデッドアプローチの考え方自体を否

定するものではないが、グレーデッドアプローチの考え方は、債務者が主張するように、「人的、物的資源は有限であることを前提に、その有限の資源をどのように分配すれば最も有効で最も高い安全性を確保できるか」（債務者準備書面(6)1頁）といったものではなく、債務者が引用する I A E A の用語説明（乙 4 3・4 枚目）においてもこのような説明はなされておらず、I A E A の用語説明をそのまま引用すると、「規制体系あるいは安全系のような管理又は制御するシステムに対し、適用される管理又は制御上の手段や条件の厳格さが、管理又は制御の喪失の起こり易さと起こりうる影響、及び管理又は制御に係るリスクのレベルと、実行可能な範囲で釣り合っていること」であり、ごく簡単にいうと「リスクの大きさに応じた規制」が求められるということである。債務者が主張するように、人的、物的資源が限られているから、必要な対策を講じなくても良いというものでは決してない。

グレーデッドアプローチ、すなわち、リスクの大きさに応じた規制が求められるからこそ、上記のとおり福島第一原発事故により外部電源喪失のリスクの大きさが明らかになったことから、原子力安全・保安院が外部電源の信頼性を高め、耐震性を向上することを求め、原子力規制委員会が重要度分類及び耐震重要度分類の見直しを検討課題としたのである。また、表 W. 1 のとおり米国の地震 P R A（確率論的リスク評価）において、C D F（炉心損傷頻度）の大部分を外部電源シーケンスが占めていることからしても（甲 D 8 6 「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2 0 1 5」2 6 7 頁）、外部電源にはこのようなリスクの大きさに応じた規制が求められる。

表 W.1-IPEEE などにおける LOCA の分類の取扱い (1/2)

(注) Surry は NUREG/CR-4550, 他は IPEEE によって調査

発電所名	原子炉容器破損/E-LOCA	LLOCA	M/SLOCA	CDF 寄与割合 ^{a)}
Surry (南東部)	①3 ループ中 2 ループ以上で蒸気発生器 (SG) 又は原子炉冷却材ポンプ (RCP) の同時損傷で原子炉容器破損。E-LOCA はなし。	② 1 ループでの蒸気発生器 (SG) 又は原子炉冷却材ポンプ (RCP) の単独損傷	原子炉冷却系 (RCS) 関連配管の損傷確率に基づき計算 (SSMRP の Zion 解析を引用) ③中 LOCA (2~6 i n) ④小 LOCA (1/2~2 i n)	全 CDF : 1.16E-4/ 炉年 (LLNL ハザード), 2.50E-5 (EPRI ハザード) ①3% ②7% ③1% ④6% 最ドミナントは外部電源喪失シークエンスの 73%
Diablo Canyon (西部)	①蒸気発生器 (SG) サポートと原子炉冷却系 (RCS) 及び蒸気発生器 (SG) 接続配管の損傷 (炉心損傷かつ格納容器機能喪失) ②原子炉冷却系 (RCS) 大規模破損による E-LOCA	考慮せず	・中 LOCA は考慮せず ・小 LOCA として以下を考慮 ③加圧器逃がし弁の地震損傷による PORV LOCA ④RCP の地震損傷によるシール LOCA	全 CDF : 4.0E-5/ 炉年 (プラント固有ハザード) ^{b)} ・CDF 上位 100 シークエンス (4.5E-8/ 炉年以上) 内は, ③の 2 つのシークエンスのみ。 ①1.93% 最ドミナントは全交流電源喪失シークエンスの 40%
DC Cook (中部北)	①格納容器機能喪失又は蒸気発生器 (SG) 破損 (炉心損傷かつ格納容器機能喪失) ②原子炉圧力容器 (RPV) 破損又は原子炉冷却系 (RCS) 配管損傷 (全ループでの両端ギロチン破断, 炉心損傷で格納容器健全) による E-LOCA	③加圧器, 同サポート及び原子炉冷却ポンプ (RCP) サポートの損傷による大 LOCA	④中 LOCA, ⑤小 LOCA: Surry と同様	全 CDF : 3.07E-4/ 炉年 (LLNL ハザード), 1.83E-5/ 炉年 (プラント固有ハザード) ^{c)} ①3%, ②≒0%, ③~⑤: 記載なし。 最ドミナントは外部電源喪失シークエンスの約 90%

債務者は、合計 3 ルート 6 回線の送電線及び 1 回線の配電線によって外部電源の供給を受けることができると主張するが (債務者準備書面(6)5 頁), いずれも現在の基準地震動 S_s を下回る 570 ガルをさらに下回る地震動によって機能喪失する危険性が高いことに争いはない。仮に、債務者が主張するように、全ての設備を S クラスの設備にすることがおよそ現実的でないとしても (単にコストの問題であり、技術的に不可能ではない。), 次善の対策として、1 回線のみを S クラスにしたり、外部電源設備のうち所内設備のみを S クラスにしたりする対策も十分に考えられるところであり、上記外部電源喪失のリスクの大きさからすれば、外部電源設備の全てを C クラスにする規制に合理性はない。

- (4) 以上述べたように、基準地震動を下回る地震動によって生じる外部電源喪失等の事態が既に危険な事態であることからすれば、基準地震動を超える地震動が到来する場合にいつそう危険な事態に至ることは明らかであり、具体的危険性を否定することはできない。

5 債務者が主張する耐震安全上の余裕をもって安全ということとはできないこと

- (1) 本件原発の基準地震動については、設計時に473ガル（S2）であったものが現在は650ガル（Ss）に引き上げられているところ、債務者は、「設計時よりも大きな地震動に対する耐震安全性の評価を行うことになった場合でも、引き続き耐震安全性を有していることを確認することができるのは、設計及び建設時において耐震安全上の余裕を十分確保するとともに、これを向上させるための対策を講じてきたからである」と主張する（答弁書205頁）。
- (2) 福井地裁高浜原発3，4号機運転差止仮処分命令申立事件において、債務者関西電力株式会社も上記と同様の主張を行っていたところ、福井地裁決定は、かかる主張に対し、下記のとおり判示し、債務者の主張を排斥している。

債務者は本件5例の地震によって原発の安全上重要な施設に損傷が生じなかったことを前提に、原発の施設には安全余裕ないし安全裕度があり、たとえ基準地震動を超える地震が到来しても直ちに安全上重要な施設の損傷（機能喪失）の危険性が生じることはないと主張している。そして、安全裕度の意義については対象設備が基準地震動の何倍の地震動まで機能を維持し得るかを示す数値であるとしている。柏崎刈羽原発に生じた3000箇所にも及ぶ損傷がすべて安全上重要な施設の損傷ではなかったといえるのか、福島第一原発においては地震による損傷の有無が確定されていないのではないかという疑いがあり、そもそも債務者の主張する前提事実自体が立証されていない。この点をおくとしても、債務者のいう安全余裕の意味自体が明らかでない。証拠及び審尋の全趣旨によると、一般的に設備の設計に当たって、様々な構造物の材質のばらつき、溶接や保守管理の良否等の不確定要素が絡むから、求められるべき基準をぎりぎり満たすのではなく同基準値の何倍かの余裕を持たせた設計がなされることが認められる。このように設計した場合でも、基準を超えれば設

備の安全は確保できない。この基準を超える負荷がかかっても設備が損傷しないことも当然あるが、それは単に上記の不確定要素が比較的安定していたことを意味するにすぎないのであって、安全が確保されていたからではない。以上のような一般的な設計思想と異なる特有の設計思想や設計の実務が原発の設計においては存在すること、原子力規制委員会において債務者のいうところの安全余裕を基準とした審査がなされることのいずれについてもこれを認めるに足りる証拠はない。したがって、たとえ、過去において、原発施設が基準地震動を超える地震に耐えられたという事実が認められたとしても、同事実は、今後、基準地震動を超える地震が高浜原発に到来しても施設が損傷しないということをなんら根拠づけるものではない。

(甲C227・31～32頁)

700ガルに至らない地震が本件原発に到来することは具体的な危険であることは債務者もこれを否定できないはずである。ところが、審尋の全趣旨によると、本件原発の運転開始時の基準地震動(S2)は370ガルであったところ、安全余裕があるとの理由で根本的な耐震補強工事がなされることのないまま、550ガル(Ss)に引き上げられ、更に新規制基準の実施を機に700ガル(Ss)にまで引き上げられたことが認められる(債務者の主張書面(5)によれば、第1の引き上げに伴う工事第2の引き上げに伴う工事格納容器及び圧力容器を含む躯体部分は対象となっておらず、配管についてもその厚みを増すなどの工事ではなく、配管の支えを補強するなどの工事にとどまっている。)。かような手法は実際には安全余裕を吐き出しているだけであるにもかかわらず債務者は耐震安全性が高まったかのような言動をとっているとして、債権者らはこれを詐欺に等しいと評している。確かに、既に摘示したように安全余裕は構造物の安全性を脅かす不確定要素の程度を意味するのであり、安全性の高さを示す概念ではないから、構造物の完成後において安全余裕の存在を理

由として基準が引き上げられるようなことはあってはならないはずである。たとえば、エレベーターや貨物自動車の重量制限が安全余裕があるという理由で後に引き上げられるようなことは社会的に許容できることではない。以前の基準地震動370ガルとクリフエッジ973.5ガルを比較すると本件原発の設備には耐震性に関しても相応の余裕があったといえる。これが、2度にわたる基準地震動の引き上げの結果、まさに安全余裕を吐き出す形でクリフエッジ973.5ガルは基準地震動700ガルの1.5倍にも満たないことになった。債務者は本件原発は多重防護をはじめとする安全設計思想に立ち高度の安全性が確保されていると主張しているが、原発の耐震安全性確保の基礎となるべき基準地震動の数値だけを引き上げるという措置は債務者のいう安全設計思想と相容れないものと思われる。

(甲C227・33～34頁)

- (3) 福井地裁決定が指摘しているように、本件原発の設計及び建設時においても、原子力規制委員会による新規制基準に係る適合性審査においても、債務者のいうところの「耐震安全上の余裕」を基準とした審査はなされておらず、本件原発の安全性を何ら担保するものとなっていない。

また、本件原発の基準地震動の引き上げに伴う「耐震安全性向上工事」も、高浜原発3、4号機と同様、支えを補強するなどの工事にとどまり、根本的な耐震補強工事はなされておらず(答弁書198～199頁)、その結果、本件原発の設計及び建設時と比べて「耐震安全上の余裕」が低下していることに争いはない。

したがって、本件原発に基準地震動を超える地震動が到来する危険性が認められる場合に、債務者が主張する耐震安全上の余裕をもって安全ということとはできない。

6 小括

以上述べたように、1. 債務者のいう安全上重要な設備にあっても、基準地

震動 S_s に対して、弾性範囲内を超え、塑性領域に入ることが許すものとなっていること、2. 福島第一原発事故において、基準地震動と同程度の地震動によって安全上重要な設備が損傷した可能性があること、3. 共通要因故障が想定されていないこと、4. 基準地震動を下回る地震動によって生じる外部電源喪失等の事態が既に危険な事態であること、5. 債務者が主張する耐震安全上の余裕をもって安全ということはできないことからすれば、本件原発に基準地震動を超える地震動が到来する危険性が認められる場合には、安全上重要な設備を含む設備が損傷し、深刻な災害が起きる可能性を否定できず、債権者らの人格権等を侵害する具体的危険性が認められる。

第2 クリフエッジを超える地震動が到来する危険性が認められる場合には直ちに具体的危険性が認められること

1 債務者がクリフエッジを超える地震動が到来した場合には燃料の重大な損傷に至ることを認めていること

(1) 債務者は、福島第一原発事故後、原子力安全・保安院の指示を受け、本件原発について、発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価、いわゆるストレステストを実施し、原子力安全・保安院によってクリフエッジが855ガルであることが確認された（答弁書210頁）。

債務者は、クリフエッジについて、答弁書においては「燃料が重大な損傷に至る状態等、事象が進展、急変し状況が大きく変わる堺」と定義付け、「ストレステストの結果は、基準地震動 S_s に対する耐震安全上の余裕が一定程度存在していることを確認するとともに、相対的に耐震安全性が低い機器を抽出するという点で意義のある評価であり、原子力発電所の終局的な耐力を測る手段として扱うのは適切ではない」と主張する（答弁書210～211頁）。

しかし、債務者は、原子力安全・保安院に提出したストレステストの報告書（甲F80「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた伊方発

電所第3号機の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）」においては、「事象が進展，急変し，燃料の重大な損傷に至る状態」をクリフエッジと定義付け（甲F80・8枚目），本件原発の地震に対するクリフエッジを1.86 S sとし，「電源供給に必要なドロップ盤（1.86 S s）が最小裕度となり機能喪失する結果，影響緩和機能に関連する設備へ電源が供給されないため，燃料の重大な損傷に至ると評価された」としており（甲F80・4-1-14），本件原発にクリフエッジを超える地震動が到来した場合には燃料の重大な損傷に至ることを認めている。

なお，ストレステストにおける本件原発の地震に対するクリフエッジについては，債務者が上記報告書において1.86 S s（当時の基準地震動 S s 570ガル×1.86=1060.2ガル）と評価していたのに対し，原子力安全・保安院の審査において1.50 S s（570ガル×1.50=855ガル）と変更されている（乙14・39頁）。

(2) 債務者は，上記ストレステスト実施後，「耐震安全性向上工事」を実施しているところ（答弁書198頁），「耐震裕度確保に係る取組みについて」（乙57）には「対象設備のすべてについて，概ね1000ガル程度の地震動に対して耐震裕度を確保できることを確認しました」という記載があるが，原子力規制委員会においてこのような審査は行われておらず，また，債務者の主張においてもこのような主張はなされていないが，上記記載を裏返せば，「耐震安全性向上工事」実施後においても，概ね1000ガル程度の地震動に対しては耐震裕度を確保することはできず，燃料の重大な損傷に至ることを認めているものと捉えることができる。

(3) 上記のとおり債務者は，本件原発にクリフエッジを超える地震動が到来した場合には燃料の重大な損傷に至ることを認めており，債権者らは，本件原発のクリフエッジが855ガル又は概ね1000ガルであることを認めるものではないが（特に，概ね1000ガルであることについては，債務者から

の主張はなく、これを認めるに足る証拠もない。)、少なくとも概ね1000ガルを超える地震動が到来した場合に燃料の重大な損傷に至る危険性があることについては、債務者においても争いようのないところであると考えられる。

2 燃料の重大な損傷に至る危険性が認められる場合に具体的危険性を否定することはできないこと

本件原発の燃料が重大な損傷に至る場合、放射性物質が環境中に放出され、債権者らの人格権等が侵害される具体的危険性を否定することはできないことについては、改めて論じるまでもなく明らかなところであるが、一応この点についてもいくつか確認しておくこととする。

(1) 重大事故等対処施設・設備は基準地震動を超える地震動によって機能喪失するおそれがあること

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（甲F81「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、(以下「設置許可基準規則」という。)において、燃料の重大な損傷に至る「重大事故」に対しては、重大事故等対処施設・設備によって対処することになっているところ、重大事故等対処施設・設備は、基準地震動を超える地震動に対して必要な機能が損なわれないことは求められていない（甲F81・第39条、第43条）。

上記のとおりクリフエッジを超える地震動が到来した場合に重大事故が発生する危険性があることは争いがないところであるにもかかわらず、重大事故に対処するはずの重大事故等対処施設・設備が、基準地震動を超える地震動によっても機能喪失するおそれがあるというのであるから、クリフエッジを超える地震動が到来して重大事故が発生した場合に対処できる施設・設備は用意されていないというべきである。

新規制基準に関する検討チームにおいても、下記のとおり同様の問題意識

の下、特定安全施設（特定重大事故等対処施設）について、基準地震動を超える地震動が到来した場合にあっても有効に機能することを求めるべきか否かの検討が行われていた（甲F82「発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム第11回会合議事録」）。

○平野総括参事

44ページの特定安全施設の第二号に、特定安全施設は基準地震動及び基準津波に対して安全機能が損なわれないようにというふうに書いてありますので、特定安全施設の、いわゆる設計基準までで設計しなさいという、そういうふうに読めますよね。ですけれども、今、安全評価のところを見る限り、この安全施設によって、例えば地震を考えると、設計基準を超える地震が来た場合に、設計基準対応の施設は使えなくなって、なおかつ特定安全施設も使えないというんだったら意味がないわけですよ。

（甲F82・23頁）

○安井対策監

私は事務局に属していながら、ここについては前々から賛成できないと申しております。

（省略）

何しろ、設計基準地震動を超える地震が来ないとは限らない。そして、そういう特殊な事態が起こったときの一番最後の砦で格納容器の機能を維持しようということが求められているわけです。それは、従来の設計基準の考え方がそういう論理整理からというのはいざ知らず、現実には、最後のいわば被害拡大防止の施設であります。ですから、当該施設が単に、設計基準地震動や基準津波にもつだけというのでは、先ほどの平野さんのお話ではありませんけれども、何のためにつけるのだというところが、はっきりしないなと思います。

○平野総括参事

この議論、もう随分やって、何回もやっているんですけども、その都度、地震の方からの、あるいは津波の方からのインプットがなければ決められないということなんですけど、それ関係ないと私は思うんですけど。これは、思想の問題であって、どのように設定しようが、それを超える確率というのは残るわけであって、それに対してどういうふうに対処するという考え方の議論であると私は思っています。ですから、ここをはっきり議論しないで、いろんな議論をするから、ぐちゃぐちゃになるという印象を非常に強く持っています。

○更田委員

それは理解しているつもりです。考え方としては、本来、 S_s がどこに決まろうとも、 S_s を求めるのか、 S_s を超えるものを求めるのか、考え方の問題だというのは、おっしゃるとおりなんです。

ただ、地震・津波のほうで検討されている S_s の考え方が、従来の S_s に対する考え方なのか、それよりも格段に、ちょっと論理的に大きな変化を含むものなのか、そういった意味で、向こうでの議論を注視したいと言っていることがあるんです。

○平野総括参事

格段に変化したものであって、格段に大きなものであっても、だから、それを超えるものに対して対処しないでいいという理由にはならないんじゃないでしょうかね。それは、何ら変わりがないということを私は言っているのです。

○更田委員

値のことを言っていないくて、考え方のことを言っていますので。ですから、

いわゆるS sと呼んでいるものに、考え方の変化があるかもしれないから。

平野さんのおっしゃっていることはよくわかりますが。

(甲F 8 2・2 4～2 5頁)

○平野総括参事

安全評価の考え方について、シビアアクシデントを超える場合について、意見を述べさせていただきます。

I A E Aの安全基準では、シビアアクシデントを超える状態に対する安全評価というのは最適評価でやると、最適評価でよいということになっています。ですから、その考え方を追求することが重要だというふうに思っています。例えば、単一故障を仮定するというような記載がございますけれども、単一故障の仮定というのは、信頼性を確認するためのある手法であって、最適評価と相入れない考え方です。それから、同じように、外電喪失を仮定するというのは、これは同じようなことです。これは最適評価と相入れるものではありません。ただし、重要なことは、想定として設計基準地震動を大きく超えるような状態では、合理的に考えて外電は喪失するだろうと。これは、アプライオリに外電喪失を仮定しなさいということと意味が違うということだと思います。それから、設計基準対応設備が使えるかどうかというのをアプライオリに決めるのではなくて、どれだけの大きさ、設計基準の地震動をどれだけ超えた場合を想定するのか。そういった場合は、当然、合理的に考えて、設計基準対応設備というのは、これはS sで設計されているわけだから、使えないでしょうということ、そこにはクレジットをとらないと。クレジットをとれるものについて、例えば、先ほどの特定安全施設というのは、それに対してクレジットをとれる施設であれば、それは考えてよいというふうに考えるべきであると。要するに、自在に、ベストエスティメートでよいという考えというのは何かということ突き詰めたものが、この整理案に出て

くるべきと考えます。

(甲F82・33～34頁)

上記のとおり基準地震動 S_s の考え方に格段の変化があるかもしれないという仮定に基づき、特定重大事故等対処施設に基準地震動を超える地震動に対する耐震性は求められないこととなったが、既に述べたように、新規制基準において、基準地震動 S_s の考え方に格段の変化はなく、従来の基準地震動 S_s の考え方の枠内での若干の変更にとどまっている。

(2) 可搬式設備による対策を基本とし、特定重大事故等対処施設が設置されていないこと

本件原発の重大事故等対策は、可搬式設備による対策を基本としているところ、その理由について、債務者は、接続作業等の人的対応が必要となるデメリットがあることを認めつつ、恒設設備よりも対応の柔軟性や耐震性の面におけるデメリットの方が大きいとし、特定重大事故等対処施設は、それ以外の施設及び設備によって重大事故等対策に必要な機能を満たした上で、その安全性・信頼性をさらに向上させるためのバックアップ対策として求められているものであり、特定重大事故等対処施設がなくとも安全性が欠けることにはならないと主張する(債務者準備書面(8)6, 7頁)。

しかし、可搬式設備では対応し切れない部分があることは、下記のとおり新規制基準に関する検討チームでも明らかにされているところであり(甲D513「発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム第7回会合議事録」、甲D514「発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム第8回会合議事録」)、少なくとも恒設の特定重大事故等対処施設が設置されていなければ、安全性に欠けるというべきである。

○平野総括参事

まず1点、時間の概念をはっきりさせたいと思っているんですけども、可

搬式というのは、やはり5時間とか、それ以上かかりますよね、つなぐまでには、少なくとも。今考えている重要事象の中で、例えば注入ができないような事象に対して、可搬式では対応できないですよね。このことはもう何回か言いましたように、ですから言ってきたと思っているんですけども、冒頭言いましたように、これは炉心損傷の防止も目指しているのであって、早い事象に対してもこれが対応するということで、そういう意味では、私はその点でも重要性というのが非常に高いというのを認識しています。まず、そこだけを明確にしておきたい。要するに、可搬で全部できますという議論ではない。

○更田委員

いえいえ、そういう意味ではないです。全くそんなことは言っていません。もちろんこれがあつた方が、高圧の状況に対してだって対処の可能性が出てくるわけだし、当然、だからこそ、これは信頼性をより高める。信頼性という言葉がふさわしくないかもしれない。より炉心損傷の防止並びに影響緩和に対して、可搬的設備よりも当然これの持っているキャパシティーというか、キャパビリティというかは高いんだと思っています。ただし、これがあるから、では可搬はもう要りませんねという世界ではない、そういう意味です。可搬が出てくるのは、おっしゃるように、どちらかという時間に関してはレイトフェーズになるから、可搬では早い時点に関して対処し切れない部分というのがあるというのはおっしゃるとおりです。

(甲D513・51頁)

○更田委員

第7回で抽出された特定安全施設に係る論点というところで、2ページの1のところから、論点1ですけれども、特定安全施設に対して、プリベンション、炉心損傷防止に対する役割を負わせることによって損得があるわけですけども、それを含めるべきか、含めないべきか。ある意味、影響緩和に特化した方

が施設として有効なものが考えられ得るといような、そういった論点ですけど、この点いかがでしょうか。御意見あればお願いします。

○平野総括参事

この論点1のところ、前回の議論で、高圧注入が必要かということなんですけれども、私が発言したことは、第二制御室があるので、そこで減圧操作をして、低圧注入をするということで、必ずしも高圧注入は必要ないということ、を申し上げたんですけれども、そこがちょっと入っていないなということ、を、まず指摘させていただきたいと思います。それで、実際に、一番言いたいことは、3ページ目なんですけれども、御覧いただきますと、横軸で1時間から3時間ぐらいのところをみてください、多くの事象が3時間ぐらいの前で炉心損傷に至っているんですね。多分、こういったところは、モバイルの機器では対応できないのではないかということを前回、強調したつもりでございます。ですから、そのところを特定安全施設で対応するという考え方にしてはどうかというのが私の主張でございます。したがって、論点1に関しては、炉心損傷の防止と格納容器の損傷防止と、両方を目的にするべきではないかと、一番重要な点は、3ページのように、多くの事象が早い段階で炉心損傷に至るところでございます。

(甲D514・5～6頁)

(3) 複合災害における人的対応の困難さ

上記のとおり本件原発の重大事故等対策は、可搬式設備による対策を基本とし、人的対応によるため、確実に機能する保証がなく信頼性に乏しいところ、福島第一原発事故は、複合災害における人的対応のいっそうの困難さを明らかにした。福島第一原発事故は、地震・津波による被害と、地震・津波が誘発した原発事故による被害が同時に発生した複合災害であったところ、高放射線量下での作業の困難さに加え、地震による地盤変状や津波による漂流物・瓦礫の中での事故対応の過酷さを明らかにした。作業員や消防、警察、

自衛隊は、繰り返す余震，そのたびに発せられる津波警報による作業の中断などの困難に直面した。

新規制基準においては，熊本地震で発生したような激しい地震動の繰り返しが想定されておらず，このことは，本件原発の重大事故等対策においても同様であり，仮に，基準地震動を超える地震動によっても可搬式設備が機能喪失しなかったとしても，激しい地震動の繰り返しの中で可搬式設備を作動させることは全く想定されていない。また，本件原発の緊急時対策所は，免震機能を有していないことから，激しい地震動の繰り返しの中での指揮等を困難にすることも想定される。

また，債権者ら準備書面(4)で述べたように，本件原発においては，地すべり，液状化，不同沈下等の危険性があり，基準地震動を超える地震動が到来した場合にはこれらの危険性がいっそう高まるどころ，仮に，安全上重要な設備の機能喪失には繋がらなかったとしても，可搬式設備や人員の移動が困難となり，重大事故等対策が機能しない危険性がある。

以上