

平成24年（行ウ）第15号

東海第二原子力発電所運転差止等請求事件

原告 大石光伸 外223名

被告 日本原子力発電株式会社

2020年5月20日

## 最終準備書面（10）

—シビアアクシデント対策の不備—

水戸地方裁判所民事第2部 御中

原告ら訴訟代理人弁護士 河合弘 之外

### 内容

（最終準備書面10の概要） .....	6
第1 シビアアクシデント対策の基本的考え方 .....	7
1 シビアアクシデント対策を考えるために必須の考慮事項.....	7
2 福島第一原発事故によって導入されたシビアアクシデント対策の考 方.....	7
(1) 福島第一原発事故以前.....	7
(2) 福島第一原発事故以後.....	9
(3) シビアアクシデント対策導入の経緯から得られたシビアアクシデ ント対策の考え方の基本.....	11

(4) 福島第一原発事故のような事故を二度と起こさないことは社会の共通認識であり、シビアアクシデント対策を考える基本である.....	11
(5) 福島原発事故の教訓から導かれるシビアアクシデント対策における原発の安全性の考え方の基本.....	12
3 深層防護（前段否定、後段否定）からするシビアアクシデント対策による安全性の考え方.....	12
4 小括.....	13
第2 めったに起きないから考慮外とすることの不合理性.....	13
1 確率論的リスク評価（P R A）によりシビアアクシデントの対象を絞ることは原発の安全性の考え方に反すること.....	13
2 確率論的リスク評価（P R A）でシビアアクシデントの範囲を決めてはならないこと.....	14
(1) 福島第一原発にかかるシビアアクシデントの確率論的リスク評価（P R A）が明らかに間違っていたこと.....	14
(2) 発生頻度と被害の大きさの相関図で原発の安全性を正確に説明することはできないこと.....	15
(3) 確率論的リスク評価に原発の安全性を語れるほどの信頼性がないことは、原発に関わる科学者の常識であること.....	16
(4) 確率論的リスク評価（P R A）によって、考慮すべきシビアアクシデントの範囲を決めることは間違いであること.....	18
第3 重大事故シーケンスの選定不足.....	20
1 被告日本原電の重大事故シーケンスの選定.....	20
(1) 設置許可基準規則37条1項に規定する重大事故シーケンスグループ.....	20
(2) 地震・津波P R Aで抽出された事故シーケンスグループ.....	21

2	被告日本原電が、地震・津波特有の事故シーケンスを除外していることは不合理である	22
(1)	被告日本原電は炉心損傷に至る可能性のある事象として地震・津波特有の事故シーケンスを抽出している	22
(2)	頻度が小さいことを理由に事故シーケンスとして扱わないことは不合理である	24
(3)	津波遡上高2.4mを超える津波が来ない理由は不明	25
(4)	原子炉圧力容器スタビライザの支持機能喪失事故を恣意的に過小評価	27
3	直流電源喪失＋原子炉停止失敗、交流電源喪失＋原子炉停止失敗を事故シーケンスから除外していることは不合理である	28
(1)	除外は原発の安全性に基本的考え方に反する	28
(2)	原子炉停止機能喪失事故は格納容器の機能に期待できない事故シーケンスグループに含まれる	29
(3)	直流電源喪失＋原子炉停止失敗、交流電源喪失＋原子炉停止失敗は、炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスである	29
(4)	直流電源喪失＋原子炉停止失敗、交流電源喪失＋原子炉停止失敗を重大事故シーケンスから除外する理由は不合理である	30
第4	格納容器破損モードの選定不足	32
1	設置許可基準規則37条2項に規定する格納容器破損モード	32
2	被告日本原電の外部事象に関するPRAによる格納容器破損モードの検討	33
3	被告日本原電の格納容器破損モードの選定不足	33
第5	重大事故対策の有効性評価の不合理性	35

1	重大事故等対処施設の耐震性が基準地震動による地震力を超える地震力を想定していないこと	35
(1)	重大事故等対処施設の地震による損傷防止規定	35
(2)	設計基準対象施設と重大事故等対処施設の耐震性が同じであること	35
(3)	同一の地震力を耐震性の想定限界とすることによる本件原発の危険性の例—常設低圧代替注水系ポンプの機能喪失	36
2	水素爆発に対するシビアアクシデント対策の欠如	41
(1)	水素爆発の機序	41
(2)	水素爆発対策の不足	42
(3)	原子炉建屋内の水素爆発の防止策が不十分である	44
(4)	小括	46
3	水蒸気爆発に対するシビアアクシデント対策の欠如	47
(1)	水蒸気爆発のメカニズム	47
(2)	水蒸気爆発は起こりにくいという解析を水蒸気爆発対策としている不合理	48
(3)	大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に低いとする見解の不当性	48
(4)	被告日本原電の水蒸気爆発防止対策の危険性	52
(5)	水蒸気爆発防止対策としてコアキャッチャーは備えるべきである	54
第6	大規模な自然災害による大規模損壊の十分な検討がなされていない	55
1	大規模な自然災害による大規模損壊の検討が原発の安全確保策として必須であること	55

2	大規模な自然災害による大規模損壊に対する規制の不備及び被告日本原電の対策の不備.....	55
(1)	大規模な自然災害による大規模損壊に関する規定.....	55
(2)	被告日本原電の大規模な自然災害による大規模損壊への対策....	60
(3)	大規模な自然災害による大規模損壊は重大事故に至るおそれのある事故或いは重大事故を包含し、具体的事故シーケンスの検討が必須である.....	60
3	被告日本原電の大規模な自然災害による大規模損壊対策の欠落....	61
第7	まとめ.....	63

## (最終準備書面 10 の概要)

福島原発事故の反省のもとに導入されたシビアアクシデント対策が、原告らの放射線被害を防止するものとなっているかを検討し、シビアアクシデント対策に過誤・欠落があり、原告らの安全が確保されていないので、本件原発の運転が差し止められるべきであることを述べる。

福島原発事故を契機にして、それまでの原発の安全性の考え方を反省したうえでシビアアクシデント対策が規制に取り入れられた。従って、現行のシビアアクシデント対策の基本的考え方は、福島原発事故で得られた安全性に係る基本的考え方と深層防護の徹底の考え方から成り立っている(第1)。

福島原発事故の重要な教訓は、めったに起きないからという理由で考慮外にすることがあってはならないことである。確率的リスク評価は、不確実、不完全であり、未だ安全性の範囲を画することに使用できる程の信頼性はないのであるから、確率が低いからという理由でリスク評価から除外してはならない(第2)。

被告の重大事故の選定は不足している。炉心損傷に至る地震特有の事故シーケンス、津波特有の事故シーケンスを抽出しながら、めったに起きないという理由で、重大事故シーケンスから除外している。原子炉停止機能喪失+直流電源喪失、交流電源喪失についても影響が大きいにも拘らずめったに起きないという理由で除外している(第3)。

被告の格納容器破損モードの選定は不足している。許容応力状態  $V_A$  Sにおける格納容器座屈の耐震裕度は1.02であり、注水の増加や基準地震動を超える地震力で座屈することは十分あり得るのにこれを格納容器破損モードとしていない(第4)。

被告の炉心損傷防止対策・格納容器破損防止対策の有効性評価が適切になされていない。設計基準の耐震重要施設と重大事故対処施設の想定する地震力が同じ基準地震動による地震力であるので、基準地震動を超える地震力で重大事故対処設備が機能しないことがあり得る。水素爆発、水蒸気爆発の対策が不十分である(第5)。

大規模な自然災害による大規模損壊について、それによって生じる重

大事故はシビアアクシデントでありながら、設置許可基準規則 37 条の方策と異なり、具体的事故想定と具体的対策がなく、シビアアクシデント対策として成り立っていない(第 6)。

## 第 1 シビアアクシデント対策の基本的考え方

### 1 シビアアクシデント対策を考えるために必須の考慮事項

我が国におけるシビアアクシデント対策は、福島原発事故以前は必須のものとは考えられておらず、事故後に必須のものとして導入された。その安全性の考え方の転換は、福島原発事故以前の安全性の考え方の欠陥が福島原発事故により露呈したことによるものである。そして、この欠陥のある安全性の考え方は、深層防護の考えを徹底せず、第 3 層までで安全性は十分に確保されているとする方針を正当化するものでもあった。

従って、現行のシビアアクシデント対策を考えるに当たっては、①福島原発事故以前のシビアアクシデント対策が軽んじられていた考え方の欠陥及び福島原発事故後にこれを反省して安全性の考え方の基本原則とされたもの、②深層防護の考え方に照らした求められるシビアアクシデント対策の内容、③ ①、②から得られるシビアアクシデント対策に求められる基本的考え方、を考慮しなければならない。これらの考慮を欠いたシビアアクシデント対策は、原発の安全対策として不十分であり、不十分な安全対策しかなされていない原発は原告らに対し放射能による被害を与える具体的危険がある。

### 2 福島第一原発事故によって導入されたシビアアクシデント対策の考え方

#### (1) 福島第一原発事故以前

原発の安全性におけるシビアアクシデント対策の位置づけは、福島第一原発事故以前では、以下のように必須のものとは考えられていなかった。

我が国の原子炉施設の安全性は、現行の安全規制の下に、設計、建設、運転の各段階において、①異常の発生の防止、②異常拡大防止と事故への発展の防止、及び③放射性物質の異常な放出の防止、といういわゆる多重防護の思想に基づき厳格な安全確保策を行うことによって十分確保されている。これらの諸対策によってシビアアクシデントは工学的には現実には起こるとは考えられないほど発生の可能性は十分小さいものとなっており、原子炉施設のリスクは十分低くなっていると判断される。アクシデントマネジメントの整備はこの低いリスクを一層低減するものとして位置付けられる。したがって、当委員会は、原子炉設置者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備し、万一の場合にこれを適確に実施できるようにすることは強く奨励されるべきであると考えます。

(平成4年5月28日 原子力安全委員会決定「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデントマネジメントの位置づけ」)(甲C45)

これは、深層防護の3層までで十分にリスクは低くなっているため、シビアアクシデント対策については、規制として取り込むまでもなく、事業者の自主的取組で十分である、とするものである。

この考え方を支えるものとして、自然現象を含む外的事象に対しては、①設計基準として想定する外的事象に対して安全な設計がなされる(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針)、②設計上の想定を超える外的事象については、設計上及び保安上の規制要求は行わない(甲C110 発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方に係る意見聴取会第1回 配布資料2「シビアアクシデント対策の基本的考え方に関する検討」平成24年2月22日原子力安全・保安院 18頁)、③設計基準事故については、外的事象を原因とする事故は想定せずに内部事象を原因とする事故を想定し、単一故障基準をとる(発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針)、という考え方をしていた。要するに、設計基準を超える自然現象に

よる共通要因故障が起こり、設計基準事故を超える事故が起こることは考えないということであった。

## (2) 福島第一原発事故以後

福島第一原発事故によって、上記の考え方のいくつもの点が間違っていることが明らかになった。政府関係機関は、以下のように述べている。

今回の事故の発災により、「リスクが十分に低く抑えられている」という認識や、原子炉設置者による自主的なリスク低減努力の有効性について、重大な問題があったことが明らかとなった。

(発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策について平成23年10月20日原子力安全委員会決定)(甲C46)

予見した想定に過度に囚われたため、想定を超える事象には対応できない場合があることも今回の事故で強く認識された。(中略) 想定を超えることは起こりえるとの前提に立ち、想定を超えたものは次の層で事故進展等を防止できるような厳格「前段否定(故障・事故の発生を防止するため必要十分な対策を実施するが、その効果を否定し、故障・事故が発生したと想定し次なる対策を実施すること)」を適用することが必要である。

(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(中間とりまとめ)平成24年2月原子力安全・保安院)(甲C47)

たとえどんなに発生確率が低い事象であっても、「あり得ることは起こる。」と考えるべきである。発生確率が低いからといって、無視していいわけではない。起こり得ることを考えず、現実それが起こったときに、確率が低かったから仕方がないと考えるのは適切な対応ではない。確率が低い場合でも、もし起きたら取り返しのつかない事態が起こる場合には、そのような事態にならない対応を考えるべきである。

(平成23年12月26日東京電力福島原子力発電所における事故調

査・検証委員会中間報告書）（甲 C 4 8）

発生確率が低いということは発生しないということではない。発生確率の低いものや知見として確立していないものは考えなくてもよい、対応しなくてもよいと考えることは誤りである。

さらに、「あり得ないと思う」という認識にすら至らない現象もあり得る、言い換えれば「思い付きもしない現象も起こり得る」ことも併せて認識しておく必要がある。

（平成 2 4 年 7 月 2 3 日東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会最終報告書）（甲 C 4 9）

最新の知見を踏まえ科学的合理性に基づいて津波の想定が行われた場合でも、これを超える津波が発生する可能性は否定できない

（発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策について（想定を超える津波に対する原子炉施設の安全確認の基本的考え方）平成 2 4 年 3 月 1 2 日原子力安全委員会）（甲 C 5 0）

すなわち、福島第一原発事故以前は、外的事象は想定する範囲内で起こり、内的事象による事故は想定する範囲内の経過をたどるので、リスクは十分低く抑えられている、という考え方がとられていたが、それが間違いであることが明らかになり、外的事象も内的事象も想定を超えることは起こり得ることを前提に安全性を考えることとされたのである。

新たな安全確保策について、原子力安全委員会は、「設計上の想定を超える内的要因（共通原因故障等）や設計上の想定を超える外的要因（巨大な地震、津波等）によって、第 3 の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合における、シビアアクシデントの発生の防止、影響緩和を目的とするものであって、その有効性が最新の科学的知見に照らして評価され、継続的な改善が図られるべきである」とし、「シビアアクシデント時の事象進展や設計上の想定を超える自然事象の発生確率など不確かさが大きい領域や、発生確率はごく低いものの発生した場合

の影響が大きい事象についても取り扱う必要がある」((発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策について 平成23年10月20日原子力安全委員会決定)(甲C46)と記している。

### (3) シビアアクシデント対策導入の経緯から得られたシビアアクシデント対策の考え方の基本

原発の安全性を考えるに当たって、福島原発事故の教訓を踏まえなければならない。シビアアクシデント導入の経緯から、福島第一原発事故を踏まえたシビアアクシデント対策の考え方の基本となるものは、①想定を超えることは起こり得ること、②設計上の想定を超える内的要因(共通原因故障等)や設計上の想定を超える外的要因(巨大な地震、津波等)によって、第3の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合を想定すること、③発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象について取り扱う必要があること、④シビアアクシデントの発生の防止、影響緩和の有効性が最新の科学的知見に照らして評価されること、である。

### (4) 福島第一原発事故のような事故を二度と起こさないことは社会の共通認識であり、シビアアクシデント対策を考える基本である

福島第一原発において1号機から4号機までが、起きるはずがないとされていた事故を起こし、現在に至るまで甚大な被害を与え続け、終わりの見えない公害をもたらした。シビアアクシデント対策が新規制として導入された契機は、福島第一原発事故である。

福島第一原発事故は、いかなる理由をつけても社会において受け入れられない事故である。この事故について原発を運転している以上致し方ないと言説を聞いたことはない。

それゆえ、二度と福島第一原発事故のような事故は起こさないことが原子力規制委員会の設立理念(甲C32)とされたのであり、福島第一原発事故のような事故の発生可能性があるならば、それに対処できることが明らかにされない限り、原発の設置、運転を認めることはできない

ことも、社会の共通認識である。したがって、以上のことは、原被告及び裁判所が本件審理を行うに当たっての大前提となる。現行のシビアアクシデント対策が、福島第一原発事故のような事故を二度と起こさないものとなっているか否かの評価が常になされる必要がある。

なお、福島第一原発事故が起こり得る最大の事故ではないのであるから、それ以上の深刻な事故発生の可能性も考えて安全確保策について考える必要がある。

#### **(5) 福島原発事故の教訓から導かれるシビアアクシデント対策における原発の安全性の考え方の基本**

以上のとおり、シビアアクシデント対策における原発の安全性の考え方の基本は、①想定を超えることは起こり得ること、②設計上の想定を超える内的要因（共通原因故障等）や設計上の想定を超える外的要因（巨大な地震、津波等）によって、第3の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合を想定すること、③発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象について取り扱う必要があること、④シビアアクシデントの発生の防止、影響緩和の有効性が最新の科学的知見に照らして評価されること、であり、⑤さらにそれらによって目指すものは、福島第一原発事故のような事故を二度起こさないこと（当然これ以上の事故も起こり得るのであるから、それも含めて、そのような事故を二度と起こさないこと）である。

### **3 深層防護（前段否定、後段否定）からするシビアアクシデント対策による安全性の考え方**

深層防護は、何層にも安全性を備えて、前段否定と後段否定の考え方から成り立っている。前段否定とは、前層で安全確保に注力してもその層が突破されることがあると考えて後層の備えを十分にすることであり、後段否定は後層があるからといって当該層の安全対策をなおざりにしてはならず、できる限りの安全対策を講じるということである。

シビアアクシデント対策導入の経緯では、前段否定を徹底するが述べられたが、導入されたシビアアクシデント対策についても深層防護の

考え方は徹底されなければならない、徹底したシビアアクシデント対策を講じること（後段否定）が求められる。第5層があるからということを経験として、シビアアクシデント対策が緩和されることがあってはならない。また、シビアアクシデント対策は奏功しないことも考えなければならない（前段否定）、そのことが、立地審査指針の離隔、避難計画の有効性を検討することにつながるのである。

#### 4 小括

以上のシビアアクシデント対策導入の経緯及び深層防護の考え方からすれば、シビアアクシデント対策の基本的考え方は、①想定を超えることは起こり得ること、②設計上の想定を超える内的要因（共通原因故障等）や設計上の想定を超える外的要因（巨大な地震、津波等）によって、第3の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合を想定すること、③発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象について取り扱う必要があること、④シビアアクシデントの発生の防止、影響緩和の有効性が最新の科学的知見に照らして評価されること、であり、⑤さらにそれらによって目指すものは、福島第一原発事故のような事故を二度起こさないこと（当然これ以上の事故も起こり得るのであるから、それも含めて、そのような事故を二度と起こさないこと）であるうえに、⑥深層防護（前段否定、後段否定）の考え方に照らし、シビアアクシデント対策を徹底するとともに、シビアアクシデント対策が奏功しない場合も検討することが求められる。

## 第2 めったに起きないから考慮外とすることの不合理性

### 1 確率論的リスク評価（PRA）によりシビアアクシデントの対象を絞ることは原発の安全性の考え方に反すること

想定を超えることは起こり得る、発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象について取り扱う必要がある、という考え方からすれば、頻度が小さいからという理由でシビアアクシデントの考察の対象から除外することは許されない。しかし、現実には、確率論的リスク評価（PRA）によって算出された頻度をもとに、検討対

象から除外することが行われている。これは、原発の安全性の基本的考え方に反することは明らかである。

## 2 確率論的リスク評価（P R A）でシビアアクシデントの範囲を決めてはならないこと

そもそも確率論的リスク評価（P R A）は、その信頼性の乏しさ、不完全性から、使用できるフィールドが限られている。したがって、検討すべきシビアアクシデントの範囲を限定するためにP R Aを用いてはならないのである。

### (1) 福島第一原発にかかるシビアアクシデントの確率論的リスク評価（P R A）が明らかに間違っていたこと

ア 福島第一原発事故以前に深層防護の3層までで「リスクが十分に低く抑えられている」という間違った評価を定量的に示したのは、確率論的リスク評価（P R A）である。当時は、確率論的安全評価（P S A）と呼ばれていて、「施設を構成する機器・系統等を対象として、発生する可能性がある事象（事故・故障）を網羅的・系統的に分析・評価し、それぞれの事象の発生確率（又は頻度）と、万一それらが発生した場合の被害の大きさを定量的に評価する方法をいう」ものであった（原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構「原子力発電所における確率論的安全評（P S A）の品質ガイドライン（試行版）平成18年4月」）（甲C51）。

福島第一原発事故では炉心損傷、格納容器損傷が起きた。その福島第一原発1号機、2号機の炉心損傷、格納容器損傷について、事故発生7年前に原子力安全・保安院は、極めて発生頻度が低い旨の評価をしていた。

すなわち、「軽水型原子力発電所における『アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価』に関する評価報告書（平成16年10月原子力安全・保安院）」（甲C52）における福島第一原発に関する評価結果は、アクシデントマネジメント整備後の福島第一原発1号炉の炉心損傷頻度は $3.1 \times 10^{-7}$ ／炉年、格納容器破損頻度は $1.0 \times 10^{-8}$ ／炉年であり、同原発2号炉の炉心損傷頻度は $1.6 \times 10^{-}$

$7$  / 炉年、格納容器破損頻度は  $1.2 \times 10^{-8}$  / 炉年であった。

ところが、その7年後に福島第一原発事故で炉心損傷、格納容器破損が起こった。福島第一原発1号炉の運転開始は1971年3月、2号炉の運転開始は1974年7月であるから、それぞれ40炉年、37炉年で炉心損傷、格納容器破損を起こしている。確率論的リスク評価が信頼性を欠いていることを客観的事実として示している。

イ なお、上記評価報告書におけるPSAは、「(財)原子力安全研究協会が発行している確率論的安全評価(レベル1 PSA、内的事象)実施手順書に準拠している」ので、仮に外部事象をも考慮していればそのような数値にはならなかった、という弁解をするものがあるかもしれない。門谷証人も「ここで示されている確率的なリスク評価は、起因事象が内部事象というカテゴリの評価であり、地震PRAが間に合わなかった」(門谷光人証人調書48頁)と述べている。しかし、外部事象を考慮すれば現実の福島原発事故の発生頻度、すなわち40炉年に1回の頻度で重大事故が発生すると確率論的リスク評価によって導かれるのであれば、外部事象を考慮すれば原発の運転は認められないという結論になるだけである。仮に、外部事象を考慮しても $10^{-7}$  / 炉年や $10^{-8}$  / 炉年という結論になるのであれば、さらに確率論的リスク評価が信頼できないということを示すだけである。

明かに間違った結論を示した上記評価報告書について、外部事象を考慮した場合にはどうなるかについて、検証は全くなされていない。これは、原発の安全性についての重大な証明不足である。外部事象を考慮した場合、著しい炉心損傷、格納容器破損の頻度がどうなるのか、福島原発事故の発生とその評価の関係はどうなるのかについて明らかにされない以上、確率論的リスク評価をめったに起きないから考慮しなくてよいという目的で使用することは、合理的根拠を欠くというべきである。

(2) 発生頻度と被害の大きさの相関図で原発の安全性を正確に説明す

## ることはいできないこと

確率論的リスク評価を用いてシビアアクシデントを考える場合、発生頻度と被害の大きさの相関関係を前提として、例えば被害の大きさが大きくても発生頻度が一定の数値以下であれば、原発の運転を認めようとする考えがある。この“発生頻度と被害の大きさの相関関係”をリスクマトリックスという。

しかし、原発の被害は、死者数或いは癌の発生数だけではなく、他の健康被害も受け、職業を奪われ、住居を奪われ、コミュニティを破壊され、家族関係を分断され、放射能に対する不安を抱かされ続ける等、複雑かつ限定できないものである。被害の大きさの内実を規定しないで、あるいは死者数やがんの発生率に限定してこの相関図を語っても、実体とは乖離する。原発の被害の質が他の嫌忌施設・危険施設と異なり、時間的、空間的、内容的に甚大であるから、定量的に説明することは不可能又は著しく困難である。これまで行われていた頻度×被害は、被害の種類を限定し、例えば被害を死者数に限定して原発は安全である、と主張するような、原発被害の実態とかけ離れた内容を導いていた。

また、頻度×被害の大きさが同じであれば、それは同じ評価ができるという考えも誤りである。対処可能な被害が $10^{-1}$ /炉年の頻度である場合と、対処不能な被害が $10^{-4}$ /炉年である場合は、たとえ積が同じであっても同じ評価はできない。一方は対処可能であり、一方は対処不能であるから、質が異なる。

発生頻度と被害の大きさの相関図、すなわちリスクマトリックスは、視覚を介して両者の大まかな関係を説明するにとどまるものであり、この相関図をもとにして、発生頻度が小さいことをもって原発の安全性が確認された、と説明することはできない。

### (3) 確率論的リスク評価に原発の安全性を語れるほどの信頼性がないことは、原発に関わる科学者の常識であること

ア. 佐藤一男元原子力安全委員会委員長が以下のように述べている。そ

ここには、確率論的リスク評価の適用限界が指し示されている。

- ①ある事故シーケンスが起こる確率には不確実性がある。
- ②ある事故シーケンスの中でどのような現象が起こっているか不明なことがある。
- ③機器の故障率データに不確実性(国内のデータがなく海外の故障率データを使用することもある)がある。
- ④P R Aの結果に有意に寄与する事故シーケンスを網羅出来ているか必ずしも明確ではない。
- ⑤P R Aは「代表プラント」ではなく各プラントの特徴をきめ細かく考慮するべきとされているが、故障率のデータは多数の同種の機種種の平均として求められることが多い。そうすると、どれほどプラント独自の設計を考慮しても、そのプラントのP R Aが完全にそのプラント独自のものになっているとは限らない。
- ⑥E T (Event Tree) においては、その分岐において、成功か失敗かの二者択一になっており、それ以外の中間的な状態は想定し得ない。
- ⑦E Tは基本的に静的なもので、時間と共に変動する動的な状態を完全に記述するには限界がある。
- ⑧E TおよびF T (Fault Tree) の分岐した枝は各々独立(相互に因果関係がない)である必要があるが、共通要因故障などがあるとそのままでは成立しない。共通要因故障は、設計段階で十分調べて取り除く必要があるが、設計上の見落としが懸念されると同時に、建設、保守工事の段階でもその潜在的な要因が意図せずに組み込まれ得る問題でもあり、P R Aの実施上原理的に難しい問題である。
- ⑨P R A適用上の最大の問題とされる不確定性の要因のひとつが人的因子である。その中にマン・マシン・システムにおける人と機械の役割分担の最適化の問題が関係する。なお、こうした場における人間の能力、環境に支配されがちな人間の信頼性の維持、評価のために「セーフティ・カルチャー」が重視されている。

(改訂 原子力安全の論理 日刊工業新聞社 佐藤一男 p.279 - 306)

(甲 C 5 3)

イ. 原子力規制委員会の更田委員長は、平成30年5月9日、以下のよう  
に確率論的リスク評価の不確実性、不完全性について明言している  
(平成30年原子力規制委員会第8回臨時会13頁)(甲 C 5 4)。

安全目標と確率論的リスク評価を絡めて最も大きな誤解というのは、  
要するに個別のプラントのリスクが確率と被害の積でリスクで表現  
できて、それが原子力規制委員会が定めた目標と比較して個々の  
プラントを見ていける。全くそんな技術水準にあるわけではないし、  
それから、例えばman madeのテロリズム、確率で表現できる  
ものではない。

不確実性ばかり言われるけれども、不確実性だけでなく、不完全  
性の方がより大きな問題で、全てのリスクを網羅した評価になってい  
ないという、それ以上に、そもそももっと平たく言えば、考えていな  
いことは入っていないのですね。ですから、想定外で機器が壊れたこ  
とというのは、リスク評価には想定外なのですから、こうやって壊れ  
ると考えていないものは結果に表れてこない。人のやることですから、  
当然、不完全さがある。むしろこの不完全さの持っている意味と  
いうのは非常に大きい。

#### (4) 確率論的リスク評価(PRA)によって、考慮すべきシビアアクシ デントの範囲を決めることは間違いであること

「工学的にリスクが十分小さい」「社会的に無視し得る程度に危険  
性が小さい」などという説明をして考慮すべきシビアアクシデントの  
範囲を限定することが、これまで国と電力会社においてなされてきた。

しかしながら、確率論的リスク評価は信頼性に乏しく、「リスクが十  
分小さい」「無視しうる程度に危険性が小さい」という根拠にはなら  
ないのである。確率的リスク評価自体の信頼性が乏しいことについては、  
(3)で述べたとおり、科学者間の共通の認識であって、事実として、確

率的リスク評価でシビアアクシデントを評価することはできないことも明らかとされている。「PRA で気をつけねばならない重要な問題は、リスクの洗い出し作業で、対処可能なリスクのみを抽出し、対処困難なリスクを無視する傾向があることである」（甲 C 5 5 原子力市民委員会特別レポート 5 「原発の安全基準はどうあるべきか」 p.135）との指摘もある。

それにもかかわらず、国と電力会社は、原発の安全性を判断するときには、その共通認識を無視して、まるで問題がないかのようにして確率的リスク評価を使用しているのが現状である。

確率論的リスク評価を、原発のシビアアクシデントの範囲の限界を判断することに使用することは間違いであって、確率的リスク評価が使用できる範囲は、以下に更田委員長が述べているとおり、原発における設備・機器の重要度を探す程度に留まる。

「FV重要度（F u s s e l l - V e s e l y 重要度）やRAW（リスク増加価値）等を見ることによって、ある機器が必ず壊れるときのCDFの増分、あるいはある機器が絶対に壊れないとしたときのCDFの減じる分、少なくなる分、こういったものを比較することによって、個々の機器の重要度が、現在の技術水準に照らして、ある仮定の中ではあるけれども、個別の機器の重要度が相対的に分かってくる。これは検査制度や、それから、検査をして行くうえでの優先順位に反映させることができるだろうし、それから、事故の対策を考えた時に、どの機器が特に重要な役割を果たすかといったようなことの目安にはなるだろうと。そういった意味で、リスク情報活用というのは非常に大きな可能性は持っていて、また、私たちの新検査制度の中でもこれを取り入れようとしているわけですが、安全目標と確率論的リスク評価との関係において、大きな誤解のないようにという指摘を頂いたのでと、思っています、その点は誠に意味のある指摘を頂いたのだと思います」（上記同委員会 1 3、1 4 頁）

門谷証人も「このPRAというのは、プラントの弱点を知る上で大変有効なものだというふうに認められていると思います」（門谷光人証人調書48頁）と述べている。

確率論的リスク評価の使用可能な範囲は以上の程度であって、重大事故シーケンスを選別して、一定の頻度以下なら考慮する必要はないという結論を導くために使用してはならない。

PRAは信頼性が乏しく、不完全であり、その使用できる範囲が限られ、検査制度や、検査をして行くうえでの優先順位に反映させる、事故の対策を考えた時に、どの機器が特に重要な役割を果たすかといったようなことの相対的な目安にはなる程度であることは科学者の共通認識である。この共通認識を無視してPRAをシビアアクシデント対策の対象範囲を画することに使用することは不合理である。

### 第3 重大事故シーケンスの選定不足

#### 1 被告日本原電の重大事故シーケンスの選定

##### (1) 設置許可基準規則37条1項に規定する重大事故シーケンスグループ

設置許可基準規則第37条1項に「発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない」と規定し、同項の解釈において、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスグループとして、二種類の事故シーケンスグループを検討すべきものとしている。

一つは、BWRにおける必ず想定する事故シーケンスグループとして、①高圧・低圧注水機能喪失、②高圧注水・減圧機能喪失、③全交流動力電源喪失、④崩壊熱除去機能喪失、⑤原子炉停止機能喪失、⑥LOCA時注水機能喪失、⑦格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）を規定している。

これとは別に以下の方法で個別プラント評価により抽出した事故

シーケンスグループの検討も必要とする。①個別プラントの内部事象に関する確率的リスク評価（P R A）及び外部事象に関する P R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること  
②必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、必ず想定する事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度得るか等から総合的に判断する。

## (2) 地震・津波 P R A で抽出された事故シーケンスグループ

東海第二原発では、外部事象のうち、地震・津波 P R A を実施し、内の事象 P R A では抽出されない重大事故シーケンスグループとして、地震・津波特有の事象である以下の事故シーケンスが抽出された（「(案) 日本原子力発電株式会社東海第二発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）に関する審査書」原子力規制委員会（甲 C 5 6、以下「審査書案」という） 1 4 0 頁）。

### (1) 地震特有の 6 つの事故シーケンス

- ①原子炉建屋損傷
- ②格納容器損傷
- ③原子炉圧力容器損傷
- ④格納容器バイパス
- ⑤ E x c e s s i v e L O C A（大破断 L O C A（再循環配管の両端破断）を超える規模の原子炉冷却材の流出）
- ⑥計装・制御系喪失

### (2) 津波特有の 5 つの事故シーケンス

- ①最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後 R C I C 停止）
- ②最終ヒートシンク喪失＋高圧炉心冷却失敗
- ③最終ヒートシンク喪失＋逃がし安全弁再閉鎖失敗

④原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）

⑤防潮堤損傷

上記の津波特有の事故シーケンスのうち、①～④は、防潮堤の健全性が維持されたうえで、防潮堤を越流した津波により非常用海水ポンプが被水・没水し、最終ヒートシンクが喪失することにより、炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。この越流津波による炉心損傷頻度が $4.0 \times 10^{-6}$ /炉年と有意であると評価し、新たな事故シーケンスグループとして有効性評価の対象とした（「東海第二発電所事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について」平成29年5月 日本原子力発電株式会社）<sup>1</sup>（甲C57 13頁）。

しかし、地震特有の事故シーケンス、津波により防潮堤が損傷する事故シーケンスは、いずれも炉心損傷頻度が小さいとして、新たに事故シーケンスグループに追加する必要はないとした。

**2 被告日本原電が、地震・津波特有の事故シーケンスを除外していることは不合理である**

**(1) 被告日本原電は炉心損傷に至る可能性のある事象として地震・津波特有の事故シーケンスを抽出している**

①想定を超えることは起こり得ること、②設計上の想定を超える外的要因（巨大な地震、津波等）によって、第3の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合を想定すること、③発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象について取り扱う必要があることは、シビアアクシデント対策の導入の経緯及び深層防護の考え方から導かれるシビアアクシデント対策の基本的考え方である。また、設置許可基準規則37条第1項の解釈でも、炉心損傷頻度の観点だけからではなく、有意な影響をもたらす事故シーケンスグル

---

<sup>1</sup> [http://www.japc.co.jp/shinsei/tokai/pdf/20170518\\_3.pdf](http://www.japc.co.jp/shinsei/tokai/pdf/20170518_3.pdf)

ープは想定する事故シーケンスグループとして追加することを求めている。

以下の事故シーケンスは、発生頻度が極めてまれであっても著しい炉心損傷に至る可能性のある事象として被告日本原電は抽出している（甲C57 10～12頁）。

#### ア．防潮堤損傷

津波波力により防潮堤が損傷し、多量の津波が敷地内に浸水することで、非常用海水ポンプが被水・没水して最終ヒートシンクが喪失するとともに、屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスである。

#### イ．原子炉建屋損傷

地震による原子炉建屋の損傷により、建屋内の格納容器、原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷する可能性のある事故シーケンスである。

#### ウ．格納容器損傷

地震による格納容器の損傷により、格納容器内の機器及び原子炉圧力容器等の構造物が広範囲にわたり損傷する可能性のある事故シーケンスである。

#### エ．原子炉圧力容器損傷

地震による原子炉圧力容器の支持機能喪失等により、原子炉圧力容器に接続されている原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷や、原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより、非常用炉心冷却系による炉心冷却効果が期待できなくなる可能性のある事故シーケンスである。

#### オ．格納容器バイパス

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している主蒸気隔離弁、原子炉冷却材浄化系隔離弁、給水系隔離弁等の損傷とそれらの弁に接続している格納容器外配管の破損が地震によって同時に発生することにより、原子炉冷却材が格納容器外へ流出する事故シーケンスである。

カ．原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（E x c e s s i v e L O C A）

地震による原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する格納容器内配管の破断、又は逃し安全弁の開放失敗による原子炉圧力上昇により、大破断 L O C A（再循環配管の両端破断）を超える規模の原子炉冷却材の流出（E x c e s s i v e L O C A）が発生する事故シーケンスである。

キ．計装・制御系喪失

地震による計装・制御系が損傷することにより、プラントの監視及び各種制御が広範に不能に陥る可能性のある事故シーケンスである。

**(2) 頻度が小さいことを理由に事故シーケンスとして扱わないことは不合理である**

しかるに、被告日本原電は次のような数値をあげて、頻度が小さいことを指摘して重大事故シーケンスから除外し、対策の検討をしていない（甲 C 7 1 2 3 0～2 4 7 頁）。

ア．防潮堤損傷

炉心損傷頻度 3．  $3 \times 10^{-7}$  / 炉年。

全炉心損傷頻度への寄与割合 0． 4 %

イ．原子炉建屋損傷

炉心損傷頻度 1．  $5 \times 10^{-7}$  / 炉年。

全炉心損傷頻度への寄与割合 0． 2 %

ウ．格納容器損傷

炉心損傷頻度 4．  $1 \times 10^{-9}$  / 炉年。

全炉心損傷頻度への寄与割合 0． 1 % 未満

エ．原子炉圧力容器損傷

炉心損傷頻度 2．  $2 \times 10^{-7}$  / 炉年。

全炉心損傷頻度への寄与割合 0． 3 %

オ．格納容器バイパス

炉心損傷頻度 3．  $2 \times 10^{-8}$  / 炉年。

全炉心損傷頻度への寄与割合約0.1%未満

カ. 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A)

炉心損傷頻度  $3.0 \times 10^{-10}$  / 炉年。

全炉心損傷頻度への寄与割合約0.1%未満

キ. 計装・制御系喪失

炉心損傷頻度  $3.7 \times 10^{-10}$  / 炉年。

全炉心損傷頻度への寄与割合約0.1%未満

上記の事故シーケンスは、発生確率のごく低いものの、発生した場合には炉心損傷に直結する事故シーケンスグループである。これらについては、重大事故に至るおそれがある事故シーケンスとして、これらに対するシビアアクシデントの発生の防止、影響緩和の有効性が最新の科学的知見に照らして評価される必要がある。これらを重大事故シーケンスから除外するのはシビアアクシデント対策の基本的考え方に反する。

仮に、設置許可基準規則の解釈が、これらの地震・津波特有の事故シーケンスを重大事故シーケンスから除外することを認めているとすれば、設置許可基準規則が不合理である。しかし、設置許可基準規則は、頻度又は影響の観点から個別の事故シーケンスを評価すべきと規定しているのであるから、影響の観点からこれらの事故シーケンスは、検討対象にならなければならない。被告日本原電は影響が大きいことを認めながら頻度が小さいことを理由にして、これらの事故シーケンスを個別の重大事故シーケンスの検討対象から除外して検討していない。それは重大事故シーケンスの選定に関する基準の適用を誤ったものであり、シビアアクシデント対策が欠如していると言わざるを得ない。

### (3) 津波遡上高2.4mを超える津波が来ない理由は不明

被告日本原電は、上記津波特有の事故シーケンスを津波区分と対応

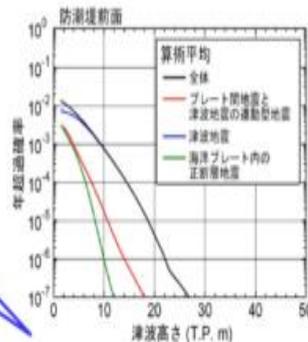
させている。防潮堤（T.P. + 20 m）を超える津波を3つに区分し、T.P. + 20 m～T.P. + 22 mの場合（津波区分1）は非常用の海水ポンプの被水・没水により最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が喪失する3つの事故シーケンス（最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後R C I C停止）、最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗、最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗）を、T.P. + 22 m～T.P. + 24 m（津波区分2）の場合は原子炉建屋内浸水により複数の緩和機能が喪失する事故シーケンス（原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失））を、T.P. + 24 m以上の場合（津波区分3）は防潮堤損傷により屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスとしている（丙H5 日本原子力発電株式会社東海第二発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）に関する審査書 141頁）。

そして、24 m以上の津波による重大事故は除外している。しかし、24 m以上の津波を除外する理由は不明である。24 mまでの津波は想定するが、それを少しでも超える津波は想定しないとする理由は見出し得ない。これは、恣意的に24 m以上の津波を想定しない選択をしているものであり、被告日本原電は本件原発の具体的危険性がないことについて主張立証を尽くしていない。

新たな事故シナリオグループ「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」の追加に係る審査の経緯(参考)

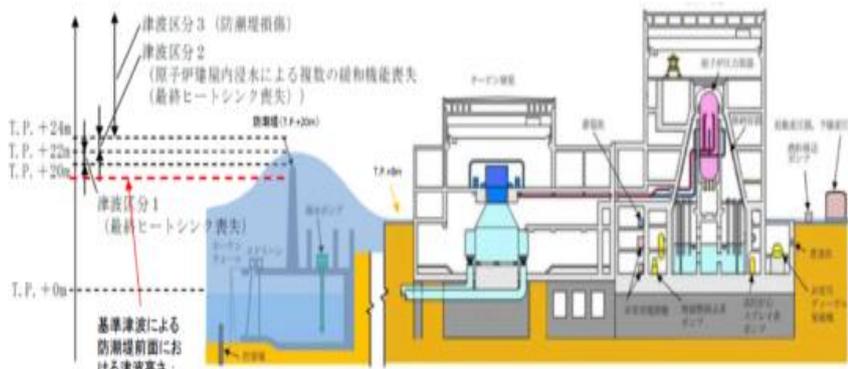
<審査書案 P.141>

太平洋側の特徴である高い津波水位、頻度も全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいというレベルではないという知見をもとにした津波ハザード曲線(防潮堤前面)



24mの津波はあり得ても24mを超える津波はないとする理由はない

図：津波ハザード曲線(防潮堤前面)



図：東海第二発電所の敷地配置図と津波高さの関係

46

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2010年5月1日)から一部抜粋<<https://www.nsr.go.jp/data/00023352.pdf>>、<<https://www.nsr.go.jp/data/000234561.pdf>>

77

(4) 原子炉压力容器スタビライザの支持機能喪失事故を恣意的に過小評価

被告日本原電は、原子炉压力容器スタビライザの支持機能が喪失したとしても、原子炉压力容器の周囲を囲む原子炉遮蔽壁等の存在により原子炉压力容器が大きく傾くことはなく、その影響は原子炉压力容器に接続されている配管の一部破損に留まるものと考えられ、この場合は既存のLOCAシナリオと同様の進展になることが想定されるとしている(甲C71 237頁)。しかし、原子炉压力容器スタビライザの支持機能が地震で喪失した場合について、被告日本原電は具体的検討を行っていないにもかかわらずこのような記載をしている。

遮蔽壁があるからというふうに書かれている部分というのは、そのようなスタビライザが切れた場合に実際どうなるのかというような検討を全く行わずにですね、というような段階で書かれたものだというふうには認識してしますので、詳しく検討して、遮蔽壁で耐えるというようなことを書いたものではないというふうには認識しています。(門谷光人証人調書43頁)。

圧容器スタビライザが損傷した場合に、原子炉が転倒して倒壊すればその影響は計り知れないことは言うまでもなく、仮に原子炉遮蔽壁に支えられて倒壊しなくても、原子炉圧力容器が傾斜すれば原子炉圧力容器に接続する多数の配管が破断し、或いは、制御棒が挿入できなくなる(甲C76後藤意見書40～60頁、後藤政志証人調書33～41頁)。

被告日本原電は、この重大事故の可能性について何ら具体的に検討しておらず、具体的根拠も示さずに原子炉圧力容器の支持構造物が損傷しても一部の配管しか壊れずLOCAシナリオと同様の進展をするに過ぎないとしている。これは、圧力容器スタビライザ損傷による重大事故を想定すべき重大事故シーケンスから恣意的に除外しているものであり、設置許可基準規則37条1項の適用を誤っている。そして、これは本件原発に具体的危険性がないことについて主張立証を尽くしていないことでもある。

### **3 直流電源喪失+原子炉停止失敗、交流電源喪失+原子炉停止失敗を事故シーケンスから除外していることは不合理である**

#### **(1) 除外は原発の安全性に基本的考え方に反する**

想定を超えることは起こり得ること、設計上の想定を超える内的要因(共通原因故障等)や設計上の想定を超える外的要因(巨大な地震、津波等)によって、第3の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合を想定することは、シビアアクシデント対策を考える基本であって、ある機能が絶対的に働くと考えたり、想定する事象の進展過程とおりに事象は進展すると考えることは、安全

性の考え方の基本に反するものである。

しかるに、被告日本原電は、地震により原子炉停止機能が喪失することはあり得ないとして、直流電源喪失＋原子炉停止失敗、交流電源喪失＋原子炉停止失敗を、検討を要する事故シーケンスから除外している。

## **(2) 原子炉停止機能喪失事故は格納容器の機能に期待できない事故シーケンスグループに含まれる**

設置許可基準規則 37 条 1 項の解釈において、BWR において想定する事故シーケンスグループのうち、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものと、期待することが困難なものに分類し、前者は炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画され、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認し、後者は、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認するもの、としている。

被告日本原電は、原子炉停止機能喪失事故について、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なグループに分類している（甲 C 57 15～16 頁）。従って、原子炉停止機能喪失事故においては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることが必要である。

## **(3) 直流電源喪失＋原子炉停止失敗、交流電源喪失＋原子炉停止失敗は、炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスである**

被告日本原電は、国内外の先進的な対策を考慮しても、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスとして、「直流電源喪失＋原子炉停止失敗、交流電源喪失＋原子炉停止失敗」をあげている。

すなわち、被告日本原電は、これらの事故は、地震により炉内構造物等が損傷して原子炉停止機能が喪失する事故シーケンスグループと、直流電源喪失又は全交流電源喪失が重畳する事故シーケンスであり、代替の原子炉停止手段であるホウ酸水注入系が機能喪失するから、炉心損傷を防止することができない、としている（甲 C 57

16～17頁)。

原子炉停止機能喪失事故は、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できないのであるから、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることが確認されなければならないが、原子炉停止機能喪失事故と直流電源喪失又は全交流電源喪失が重畳すると、炉心損傷を防止できないのであるから、シビアアクシデント対策の有効性は存在せず、放射性物質が大量に外部に放出される事故となる。この事故シーケンスは影響が大きく、個別の事故シーケンスとしなければならない。

#### (4) 直流電源喪失＋原子炉低失敗、交流電源喪失＋原子炉停止失敗を重大事故シーケンスから除外する理由は不合理である

被告日本原電は、①スクラム信号は最大加速度より十分小さな加速度で発信し、炉内構造物損傷前に制御棒は挿入される ②これらの事故シーケンスの炉心損傷頻度への寄与割合は小さい という二つの理由で事故シーケンスから除外している。しかし、いずれの理由も不合理である。

これらの事故シーケンスを抽出した地震レベル1 P R Aでは、炉内構造物等が地震発生と同時に最大加速度を受けるものとして評価しているが、実機のスクラム信号「地震加速度大」は、最大加速度よりも十分小さな加速度で発信し、炉内構造物等が損傷する前に制御棒の挿入が完了すると考えられる。このため、現実的にはこれらの事故シーケンスは発生しがたいと考えられ、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては取り扱わない。

(甲C57 17～18頁)

この排除の理由は、加速度大になる前にスクラム信号が確実に働き、それによって確実に制御棒挿入が完了するという考えであるが、地震レベル1 P R Aにおいては炉内構造物等が地震発生と同時に最大加速度を受けるものとして評価しているにもかかわらずその手法を否定する

ものである。地震PRAで事故シーケンスを抽出しておきながら、その地震PRAの手法を否定して事故シーケンスから除外することは基本的に矛盾している。

また、スクラムは、「地震計で加速度検出」⇒「データ処理と評価」⇒「スクラム信号発信」⇒「制御棒駆動機構の水圧作動」⇒「制御棒挿入」となるはずだが、それらの過程で故障や誤作動も考えられる。地震計の故障、データ転送ケーブルの断線、データ処理上のエラー、スクラム信号エラー、制御棒駆動機構の水圧作動失敗、制御棒挿入失敗もありうる。被告日本原電は、原発に絶対的安全性はないといいながら、この場面ではスクラム信号と制御棒挿入が絶対的に働くと考えているが、それは理由がない。

また被告日本原電は、明言はしていないが、全炉心損傷頻度への寄与割合が小さいことも事故シーケンスからの除外事由として記述している。

なお、第1－3表に示すとおり、①～③の事故シーケンス（注：①の事故シーケンスは大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗）の全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、これらを除く全炉心損傷頻度の約99.6%以上の事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。

（甲C57 18頁）

これはめったに起こらないことを除外理由とするものである。門谷証人もそれを認めている。

結局、影響は大きいけれども、頻度が小さいから考えないと、そういう結論をあなたはさっきから言っているように聞こえますけど、そうですよね。

そうです。（門谷光人証人調書 63頁）

しかし、めったに起きないからという理由で考慮の外に置くことが、

福島原発事故の教訓に反することは前記(第1、第2)に述べたとおりである。

被告日本原電が、「直流電源喪失＋原子炉停止失敗、交流電源喪失＋原子炉停止失敗」を重大事故シーケンスから除外する考え方は、①想定を超えることは起こり得ること、②設計上の想定を超える内的要因（共通原因故障等）や設計上の想定を超える外的要因（巨大な地震、津波等）によって、第3の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合を想定すること、③発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象について取り扱う必要があることのいずれをも無視する考えであり、シビアアクシデント対策の安全に関する考え方に明らかに反するものである。また、影響が大きいものを個別の重大事故シーケンスとして選定する設置許可基準規則 37 条 1 項にも反し、基準の具体的適用を誤っている。

そして、被告日本原電は、直流電源喪失＋原子炉停止失敗、交流電源喪失＋原子炉停止失敗は重大事故シーケンスとして選定されなければならない、これらの事故を具体的に検討し、その拡大防止、影響緩和策について評価をすべきであるにもかかわらず、それを怠ってこれらの事故シーケンスを除外していることは、本件原発に具体的危険性がないことについて主張立証を尽くしていないものでもある。

#### **第4 格納容器破損モードの選定不足**

##### **1 設置許可基準規則 37 条 2 項に規定する格納容器破損モード**

設置許可基準規則 37 条 2 項に「発電用原子炉施設は重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じなければならない」と規定し、同項の解釈として二種類の破損モードの検討を要求している。

必ず検討する破損モードとして、①雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・温度破損）、②高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、③原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用、④水素燃

焼、⑤格納容器直接接触（シェルアタック）、⑥余裕炉心・コンクリート相互作用を規定している。

これとは別に以下の方法で個別プラント評価により抽出した格納容器破損モードの検討も必要とする。①個別プラントの内部事象に関する確率的リスク評価（P R A）及び外部事象に関するP R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること ②必ず想定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

## 2 被告日本原電の外部事象に関するP R Aによる格納容器破損モードの検討

被告日本原電は、格納容器破損モードの抽出のための外部事象P R Aは、定量評価を実施できる状況ではないことから、定性的評価をし、その結果、地震、津波により新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断している。

なお、地震P R Aにより抽出した原子炉建屋損傷や格納容器損傷等は事象進展によって格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な格納容器閉じ込め機能の喪失があり、これらについては、耐震補強等による事象の発生防止を図ること、あるいは大規模損壊対策として可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した対応により影響緩和を試みることで対応していく事象であり、有効性評価において取り扱う事象としては適切ではないと判断している（甲C 7 1 1 1 2～1 1 3頁）。

## 3 被告日本原電の格納容器破損モードの選定不足

しかし、原告準備書面（9 2）で述べた通り、被告が選定した許容応力状態 $V_A S$ における格納容器の座屈の耐震裕度は1.02であり、これはベントライン下端の水位と基準地震動 $S_s$ を組み合わせた座屈評価の結果、発生値0.98が導き出されたのであるから、ベントラインを超える位置まで水を注入した場合、あるいは、基準地震動 $S_s$ を超える地震動が到来した場合に、東海第二原発の格納容器に座屈発生の

具体的危険性が認められることは明らかであり、これを格納容器破損モードとして追加すべき事は明らかである。

被告日本原電は、耐震裕度 1.02 は、入念に講じた事故防止に係る安全確保策が奏功せず、更に、重大事故等対策のうちの炉心の著しい損傷を防止するための対策も奏功せず炉心の著しい損傷が生じることを想定することに加えて、有効性評価における想定を上回る、サブプレッション・チェンバのプール水がベントラインに達するほどの水位を想定し、進んで、そうした状況のもとでの基準地震動  $S_s$  による荷重との組み合わせまで想定した座屈評価であるから、それ以上の想定は不要であるかのような主張をしている。

しかし、格納容器破損モードとして選定が求められているのは、炉心の著しい損傷が生じた場合であり、「炉心の著しい損傷が生じることを想定すること」は、当たり前の状態を述べているだけである。

著しい損傷をした炉心を冷却するためには、サブプレッション・チェンバのプール水がベントラインを超える注水を必要とすることもありうるのであるから、サブプレッション・チェンバのプール水がベントラインに達するほどの水位を想定することも当然のことである。さらに、被告日本原電の想定する基準地震動  $S_s$  を超える地震動が来襲することはあり得ることである。被告日本原電が想定する水位より高く、或いは、想定する地震動より大きな地震動になれば耐震裕度 1.02 を容易に超えることになる、その場合に格納容器は座屈し、格納容器の多数のペネトレーションが破損し、格納容器の機能が失われる事態になる（後藤政志証人調書 48～50 頁）。

被告日本原電は、めったにないこと、あり得ないことを理由に格納容器座屈の耐震裕度 1.02 を超えることを想定せず、格納容器破損モードに選定していないが、めったにないこと、あり得ないことを理由に影響の大きい格納容器破損モードを選定しないことは、設置許可基準規則 37 条 1 項の適用を誤っている。

また、格納容器破損モードとして検討して、その対策を検討しないことは、本件原発に具体的危険がないことの主張立証を尽くしていない

いことでもある。

## 第5 重大事故対策の有効性評価の不合理性

### 1 重大事故等対処施設の耐震性が基準地震動による地震力を超える地震力を想定していないこと

#### (1) 重大事故等対処施設の地震による損傷防止規定

常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれのある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること（設置許可基準規則第39条第1項1号）、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること（設置許可基準規則第39条第1項3号）と規定されている。

基準地震動による地震力が想定限界であり、それに対して機能喪失を防止することが求められ、被告日本原電もこれに従っている。但し、被告日本原電は、基準地震動を超える地震動が原発サイトに襲来することは否定しないと述べている。

#### (2) 設計基準対象施設と重大事故等対処施設の耐震性が同じであること

設計基準対象施設の耐震性は、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に応じて想定すべき地震力を変更し、耐震重要施設は基準地震動によ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ない（設置許可基準規則第4条1乃至3項）と規定され、被告日本原電もこれを適用している。つまり、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設と設計基準対象施設のうちの耐震重要施設のそれぞれが想定する地震力の限界は、同一の基準地震動の地震力である。

重大事故等対処施設は、深層防護の第4層で機能することが予定さ

れているものであり、設計基準対象施設が共通要因故障等で機能喪失している状態で稼働することが予定されているものである。

地震は共通要因故障の起因事象となるものであり、想定する地震力の限界が設計基準対象施設と重大事故対象施設で同じであれば、設計基準対象施設が機能喪失する場合に、重大事故対象施設も機能喪失することが想定される。

これを避けるためには、設計基準対象施設の想定する基準地震動による地震力よりも、重大事故対象施設の想定する地震力を何倍かに引き上げる必要がある。しかし、それがなされていないのであるから、同じ地震力で設計基準対象施設と重大事故対象施設が機能喪失することが避けられない。

野津証人のSPGAモデルや、入倉氏の不均質モデルによって想定する地震動は、被告日本原電の想定する基準地震動の約2倍の加速度であり、この地震動を考慮しない合理的理由はないことは原告最終準備書面（その5）で詳述しているとおりである。耐震重要施設及び重大事故対象施設に、この地震動による地震力が来襲した場合には、設計基準対象施設の耐震重要施設の耐震性の限界を大きく超え、その機能喪失は確実に想定できる。同じ基準地震動を想定限界としている重大事故対象施設も機能喪失することも確実に想定できる。

重大事故等対象施設と設計基準対象施設のうちの耐震重要施設のそれぞれが想定する地震力の限界が、同一の基準地震動の地震力であるとする設置許可基準規則は、不合理な基準である。

そして被告日本原電が、基準地震動を超える地震動による地震力に対し、耐震重要施設及び重大事故対象施設が機能喪失しないことの検討をせず、その主張立証はしていない。これは、本件原発に具体的危険がないことの主張立証を尽くしていないことでもある。

### **(3) 同一の地震力を耐震性の想定限界とすることによる本件原発の危険性の例—常設低圧代替注水系ポンプの機能喪失**

ア 被告日本原電は、高圧注水機能喪失・低圧注水機能喪失を想定した重大事故に至るおそれのある事故に対する有効性評価につ

いて、常設低圧代替注水が有効に働き、炉心損傷を回避することができる、としている（丙H5 152頁～）。すなわち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、原子炉圧力の上昇に伴う逃し安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る事故を想定し、初期対策として逃し安全弁（自動減圧機能）を用いて原子炉圧力容器を減圧し、常設低圧代替注水系ポンプにより炉心を冷却し、安定状態に向けて常設低圧代替注水系による炉心冷却を継続し、常設代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却と格納容器圧力逃し装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により炉心損傷防止対策が奏功する、としている。

しかし、地震によって、高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）及び低圧注水機能（残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系）が喪失する場合に、常設低圧代替注水系ポンプだけは有効に働くという想定を合理的に説明することは不可能である。

## 事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)」の特徴と主な対策(1/3)

対策概要 「過渡事象(給水流量の全喪失)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」

<審査書案 P.152>

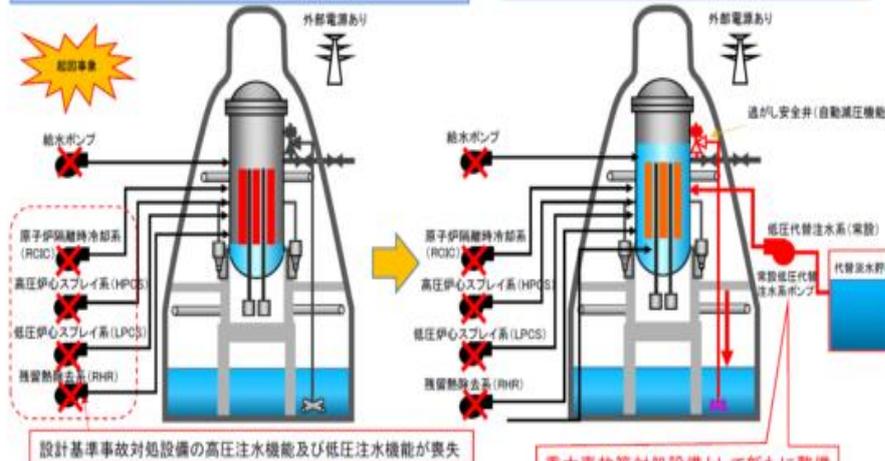
### 特徴

過渡事象(起因事象は給水流量の全喪失)の発生後、高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系)及び低圧注水機能(残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系)が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

### 対策概要

#### 【初期の対策】

手動により、逃がし安全弁(自動減圧機能)を用いて原子炉圧力容器を減圧し、常設低圧代替注水系ポンプにより炉心を冷却



地震で他が機能喪失した時には、常設低圧代替注水系ポンプも壊れて喪失することはありうる

重大事故等対処設備として新たに整備する常設低圧代替注水系ポンプを用いて炉心へ注水する。

49

89

例えば、残留熱除去系の取り付けボルトの耐震裕度 1.09、ポンプの機能維持(応答加速度(垂直))の耐震裕度 1.33、逆止め弁の機能維持(応答加速度(水平))の耐震裕度 1.01(甲C75 1-3-76)である。

一方、常設低圧代替注水系ポンプの機能維持の耐震裕度は、応答加速度(水平)の発生値は 1.31G、許容値は 1.4G であるので、 $1.4 \div 1.31 = 1.06$  に過ぎない(甲C75 1-3-77)。

被告の想定する基準地震動を超える地震動によって、残留熱除去系の機能が停止する場合に、常設低圧代替注水系ポンプが働かなくなることは十分に想定可能であり、その場合には、有効性評価のシナリオは瓦解する。

イ 野津証人の SPGAモデルや、入倉氏の不均質モデルによって

想定する地震動は、被告日本原電の想定する基準地震動の約 2 倍の加速度であり、この地震動を考慮しない合理的理由はないことは原告最終準備書面（その 5）で詳述しているとおりである。設計基準対処施設中の耐震重要施設及び重大事故対処施設は、この地震動による地震力が来襲した場合には、いずれも機能喪失することが想定される。しかし、被告日本原電は、そもそも基準地震動  $S_s$  を超える地震動が来襲した場合について検討せず、野津証人の SPGA モデルや、入倉氏の不均質モデルによって想定する地震動が来襲した場合についても検討をしていない。基準地震動では常設低圧代替注水系は機能喪失しないという前提で有効性評価をしている。これは一面的で限定的な有効性評価であって、有効性評価に過誤・欠落がある。

ウ 被告日本原電は、①発生値については、常設低圧代替注水系ポンプを含む重要土木構造物の耐震性評価に用いる床応答曲線は、設計用床応答曲線ではなく、設備評価用床応答曲線を用いているので  $1.31G$  であるが、設計用床応答曲線であれば  $0.72G$  である ②許容値  $1.4G$  は J E A G 4 6 0 1 - 1 9 9 1 に示された値である。未だ原子力規制委員会の技術評価を得ていないが J E A C 4 6 0 1 - 2 0 1 5 によれば  $4.0G$  であるので耐震裕度はおおきいと反論している。

しかし、発生値  $1.31G$ 、許容値  $1.4G$  は、被告日本原電がこの値で工事計画認可を得たものであり、茨城県原子力安全対策委員会という公の場で配布し説明したものでもある。自ら行った耐震裕度評価を、別の評価方法であれば裕度が高まるとして否定することは、恣意的である。

そして、設備評価用床応答曲線を用いるには、設計上の必要性が認められたからであり、その説明を省いて、設計用床応答曲線を用いれば発生値は小さくなると主張しても、それは単に結果を述べているだけであり、設計用床応答曲線による発生値に変更する合理的説明はなされていない。

また、原子力規制委員会における学協会規格の活用には、あらかじめ技術評価を行うことにしている（甲C111 原子力規制委員会における民間規格の活用について 平成30年6月6日原子力規制委員会）。未だ技術評価が行われていないJEAC4601-2015による許容値は、未だ信頼性を確立していないものである。従って、JEAC4601-2015は、JEAG4601-1991を否定して使用できるものではない。被告日本原電は、技術評価がなされ、長年使用されているJEAG4601-1991に示された許容値を用いて公的に評価をしていたのであるから、それを覆す許容値を用いるのであれば、その合理的理由を主張立証すべきところ、それは何らなされていない。

常設低圧代替注水系ポンプの安全性について、被告日本原電が主張立証を尽くす必要があるところ、これがなされていないのであるから、常設低圧代替注水系ポンプの安全性は確保されていないと言うべきである。

エ さらに、丙H19号証によると常設低圧代替注水系ポンプの最大加速度が1.58Gとなり、許容値(機能確認済加速度)1.4Gを超える解析結果が示されている。

すなわち、最大加速度( $\times 9.8\text{m}/\text{S}^2$ ) $\times 1.0$ の場合の設備評価用最大加速度は1.32Gであるが、最大加速度( $\times 9.8\text{m}/\text{S}^2$ ) $\times 1.2$ の場合には、設備評価用最大加速度は1.58Gである。この場合には許容値1.4Gを超えている。

この解析結果を採用しない理由も説明されていない。

オ 常設低圧代替注水系ポンプの動的機能は、発生値と許容値が接近し、基準地震動を超える地震動によって機能が失われる可能性があるにもかかわらず、基準地震動を超える地震動の評価を要求していない基準は不合理であり、また、基準地震動を超える地震動でも安全であることの主張立証を何らしていない被告日本原電は、本件原発に具体的危険がないことの主張立証を尽くしていない。

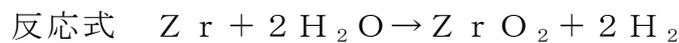
## 2 水素爆発に対するシビアアクシデント対策の欠如

### (1) 水素爆発の機序

ア シビアアクシデント時に、水素が発生する原因として以下の4通りがある。

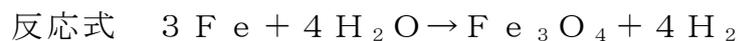
#### ① ジルコニウム—水反応

ジルコニウム合金を材料とする燃料被覆管（第二の壁とされているもの）が高温状態で水と接すると、水が分解されて水素が発生する。



#### ② ジルコニウム以外の金属—水反応

たとえば、構造材の主成分である鉄が高温水蒸気と接すると、水素が発生する。



#### ③ 水の放射線分解

放射線エネルギーにより水が分解して水素が発生する。

#### ④ 熔融炉心—コンクリート反応（CCI）

熔融炉心が原子炉容器の破損箇所から落下して格納容器の床コンクリートと接触すると、炭酸ガスと水蒸気を発生する。熔融炉心に含まれる金属成分により、これらは還元されて水素と一酸化炭素が発生する。

イ 水素は空気雰囲気中で酸素と反応して熱を出す。この反応形態は反応速度に応じて次のように分類される。

反応速度が遅い—燃焼（静的荷重）

反応速度が速い—爆発—爆燃（火災の伝播速度が亜音速。準静的荷重）

反応速度が速い—爆発—爆轟（火災の伝播速度が超音速。動的荷重—衝撃圧）

一次格納容器（格納容器）及び二次格納容器（建屋）の健全性の脅威となるのは、爆燃から爆轟への遷移、及び爆轟である。福

島原発事故で発生した原子炉建屋の破壊は、水素爆発に伴う爆轟によるものと推測されている。爆燃から爆轟への遷移とは、例えば途中で突起物があると、そこで火災の速度が急激に音速以上に加速される現象で、これは実験的に確認されている。

爆轟が発生する水素濃度は13%とされている。規制基準では「原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件（水蒸気の存在を除外すること）に換算して、13 vol%以下又は酸素濃度が5 vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される」（実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 甲C33）としている。

ウ 水素燃焼の着火源は、いわゆる火だけでなく、電気的なスパーク、金属の衝突による火花、静電気による火花等非常に小さなエネルギーでも発火原に成り得る。複雑なプラントの中では着火原になるものはいくらでもあり、福島原発事故でも着火源は特定できていないが、水素爆発は発生している。

## (2) 水素爆発対策の不足

### ア 現行規制基準

「発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じなければならない」（設置許可基準規則37条2項）と規定し、同項の解釈として「想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する」と記し、必ず想定する格納容器破損モードの一つとして「水素燃焼」を掲げ、この規制基準の内規として「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を規定している。

また、設置許可基準規則52条には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備、同規則53条には、水素爆

発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備を規定している。

#### イ 水素漏洩の可能性の検討不足

上記審査ガイドでは、水素発生原因として考慮すべき事象として、上記第2-1項のうち、①、③、④については規定しているが、②については規定していない。原子炉容器の内部と外部にある構造材中の鉄の量は、他の金属に比べて桁違いに多いので、鉄についての評価を要求せず、また、実際に評価をしないのであれば、水素発生量の評価として全く不十分である。

有効性評価における格納容器の限界温度・圧力について、東海第二原発では、最高使用圧力 (Pd) 310 kpa (gage<sup>2</sup>) の2倍である620 kpa (gage) とし、最高使用温度は、格納容器の限界温度を考慮して200℃としている。

しかし、格納容器の圧力は2Pdまで、温度は200℃までは水素が漏れないというのは、科学的な考察を欠いている。何故なら、格納容器の限界圧力・限界温度は、福島事故以前の格納容器が耐えられるであろうという圧力・温度であり、限界試験は窒素ガスを媒体にして漏洩の有無を求めていた。しかし、水素ガスは分子量が窒素ガスの14分の1と小さく漏洩しやすいのであるから、かつての限界圧力では、格納容器の防止機能を過大評価することになる。

また、格納容器の設計上の許容漏洩率の確認は、常温で最高使用圧力 (Pd) の0.9倍の空気圧力の条件下で、格納容器空間部容積の0.5%/日以下に漏洩が留まっているかを確認することによって行われる。仮に、冷却材喪失事故により格納容器が最高使用圧力、最高使用温度になった場合、圧力は約10%高く、温度は室温と最高使用温度との差分だけ高くなるが、漏洩率がどれほど大

---

<sup>2</sup> 機器に作用する圧力の表示方法の一つ。大気圧成分 (約0.1Mpa) を含む表示は「絶対圧力」、大気圧成分を除いた表示は「ゲージ圧力」という。

きくなるかの検証はなされておらず不明である。漏えい率は、条件の違いがあれば、正確に把握することが困難である。

さらに、炉心溶融等の重大事故時には、圧力 2Pd、温度 200℃を超えることもあり得る。特に、格納容器の温度は均等ではなく、上部が非常に高くなる。福島原発事故時の格納容器ドライウエルの温度は、原子力安全技術基盤機構の解析によれば、1号機で500℃以上、2号機で280℃以上、3号機で400℃以上になると推定されている（東京電力株式会社福島第一原発原子力発電所事故の技術的知見について34頁 甲C34）。NUPECの試験では格納容器圧力が0.4～1Mpaにおいても、約250℃以上になるとフランジのガスケットや電線貫通部のシール材で漏洩発生の可能性がある事が確認されている。

少なくとも、格納容器圧力・温度が2Pd、200℃を超え、大量の漏洩を生じることが、シビアクシデントの事故想定として想定されなければならないが、被告日本原電はこの検討をしていない。

### (3) 原子炉建屋内の水素爆発の防止策が不十分である

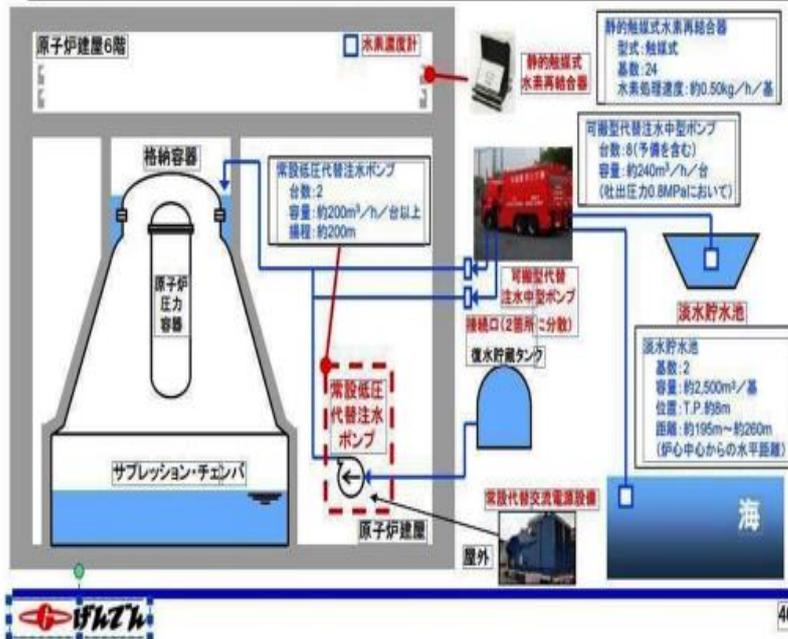
格納容器から漏れた水素は、空気より軽い為、格納容器トップヘッドの真上にあるコンクリート遮蔽ブロックの隙間から、原子炉建屋6階のオペレーションフロアに溜まる。このスペースは、燃料交換時に、原子炉上部の機器や使用済燃料や新燃料を交換するためのスペースで、大きさは40～50m四方、高さ約15m、空間容積2万数千～3万数千 $\text{m}^3$ になる。被告日本原電は、建屋内に出てきた水素を処理するための静的触媒式水素結合装置を24台設置するとしているが、平面的に換算すれば、約100 $\text{m}^2$ に1台に過ぎない。また、1台の処理能力は約0.5kg/時であり、1時間当たり合計約12kgの処理しかできない。福島原発事故時の水素漏洩の解析では、トップヘッドフランジからの原子炉建屋最上階（5階）への漏洩モデルとして、水素100kg/時で4時間という仮定で、5階の水素濃度が爆轟領域（約20%）に達している（（東京電力株式会社福島第一原発原子力発電所事故の技術的知見につ

いて35頁 甲C34)。この解析結果を勘案すれば、被告日本原電の設置台数では重大事故で想定される数百kgの水素を処理する能力に欠けている。

また、原子炉建屋の天井の一部に水素排出設備（ベント用扉）を設ける案があるようであるが、これにより水素爆発を防ぐには、大量に流れ込む水素を検知し、水素爆発を起こす前に設備が稼働しなければならない。水素検知のセンサーの故障、開閉装置の故障、タイミングのずれがあれば、水素爆発を防ぐことは出来ない。少なくともこれらの設備については単一故障基準を設けるべきであるが、「重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない」となっており（実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 甲C33）、水素爆発対策は不十分である。

## 6.4 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

- 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、以下の対策を実施する。
- 原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制するため、原子炉建屋6階に静的触媒式水素再結合器を設置する。
  - 常設低圧代替注水ポンプ等を使用し、復水貯蔵タンクを水源として格納容器頂部に注水する格納容器頂部注水系(常設)を設ける。本設備は常設代替交流電源設備からの給電が可能。
  - 可搬型代替注水中型ポンプ等を使用し、淡水貯水池の水又は海水を格納容器頂部に注水する格納容器頂部注水系(可搬型)を設ける。
  - 原子炉建屋内の水素の濃度を計測する水素濃度計を設置する。本設備は代替電源設備からの給電が可能。



「東海第二発電所 新規規制基準への適合性に係る申請の概要について」平成26年5月参考資料③日本原子力発電株式会社

### (4) 小括

著しい炉心損傷が発生した場合、大量の水素ガスが発生し、格納容器上部は原子炉圧力容器と極めて近い為、格納容器トップヘッドは、容易に300℃を超える高温になり、トップヘッドフランジ等の格納容器貫通部からの大量の水素漏洩を避けられないが、この事態の正当な評価がなされていない。また、設置が予定される静的触媒式水素結合装置は、水素爆発を防止するためには量が不足し、水素排出設備は多重性にかけている。

水素爆発防止対策の有効性評価には過誤・欠落があり、原告らの人格権侵害の具体的危険がある。

### 3 水蒸気爆発に対するシビアアクシデント対策の欠如

#### (1) 水蒸気爆発のメカニズム

水蒸気爆発は、燃焼のような化学反応ではなく、高温溶融物と接した液体の水が瞬時に蒸発する物理現象である。溶融した金属などが水に落下した場合、以下の4ステージを経て起こる(甲C91乃至93)。

##### ① 膜沸騰を伴う粗混合状態

この状態で溶融物の周囲に蒸気膜ができ、水との接触が抑制され、一時的に安定した状態になる。

##### ② 膜沸騰蒸気膜を破壊するトリガーの存在

何らかの刺激がトリガーとなり、蒸気膜を破壊すると、溶融物は水と直接接触または少量の水が溶融物内に取り込まれるなどすることで、激しい爆発を起こす。

##### ③ 膜沸騰を破壊する現象の伝播

1つの粒子の蒸気膜が破壊し爆発すると、他の粒子も次々と連鎖的に蒸気膜が破壊して爆発が進む。

##### ④ 高温液体の微粒化を伴う爆発的蒸発による高い圧力発生

高温液体の微細化に伴う伝達面積の急増によって、理論的には約1600倍に及ぶ急激な膨張をして周囲の構造物を破壊する。

水蒸気爆発は、金属工場で水たまりに溶融金属を落とすと爆発する非常に危険な現象として昔から恐れられている。また、火山のマグマが地下水と接触すると大規模なマグマ水蒸気爆発を起こすことも知られている。

元日本原子力研究所研究員でその後原子力安全委員会委員長を務めた佐藤一男氏は「格納容器の破壊の要因としてまず挙げられるのは、格納容器内部の圧力・温度の極めて急激な爆発的上昇である。この原因の主なもの、水蒸気爆発や水素爆発である」と指摘している(改訂原子力安全の論理 215頁 甲C35)。

水蒸気爆発による格納容器破壊は、大量の放射性物質を一瞬に

して外部に放出してしまう極めて厳しい事故である。

## (2) 水蒸気爆発は起こりにくいという解析を水蒸気爆発対策としている不合理

設置許可基準規則 37 条 2 項の解釈中の必ず想定すべき格納容器破損モードの一つとして原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用を規定し、急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないことが格納容器破損防止対策の有効性評価の一つの基準とされているが、規制基準の内規である「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(甲 C 3 3) では、実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していないので、水蒸気爆発の可能性は極めて低いことを示すことを求め、そして、この格納容器破損モードにおける対策例は、解析によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないことを確認するというのみである。

被告日本原電は、この規定に基づき、いくつかの水蒸気爆発にかかる実験結果を引用して、水蒸気爆発は起こりにくいと結論付けて、水蒸気爆発対策としている。

しかし、事故想定をして、それに対する防止策を考えることがシビアアクシデント対策である。単に解析だけで事故を防止できるとするのであれば、そもそも、「原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」は、格納容器破損モードの一つとして考えなくてもよいということを述べていることになり、格納容器破損モードとして取り上げていることを否定していることになる。

## (3) 大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に低いとする見解の不当性

### ア 被告日本原電の見解

被告日本原電は、熔融燃料—冷却材相互作用 (F C I) に関する実験研究として行われた、(旧) 日本原子力研究所で実施された A L

PHA試験、JRCイスプラ研究所で実施されたKROTOS試験、FARO試験、(旧)原子力発電技術機構で実施されたCOTELS試験、韓国原子力研究所(KAERI)で実施されたTROI試験及びSERENA試験をもとに、試験条件と実機条件の検討により、実機においては、格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる(東海第二発電所ペDESTALでの物理現象発生に対する対応方針 平成29年4月甲C38)としている。

また、以下のような主張もしている。①二酸化ウラン及び二酸化ジルコニウムの混合物は外部からの強制的なトリガーを与えない場合には水蒸気爆発は発生しない(準備書面(10) 255頁)。②外部トリガーを伴わない自発的な水蒸気爆発は生じていないことが確認されている(同準備書面 257頁)。③自発的な水蒸気爆発が起こった、TROI-13とTROI-14の実験は「溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施されたものであり、実機の条件とは異なっている」として、融点を大きく上回る温度のために、水蒸気爆発が起こったものである(同準備書面 257頁)。④同じく自発的な水蒸気爆発が起こった原子力研究所(当時)のALPHA試験の結果については「酸化アルミニウムと鉄から成る模擬溶融物については、融点が低く過熱度が大きくなりやすいなど、水蒸気爆発が発生しやすい性質を持つことから、本件発電所の実機条件とは異なる当該試験結果をもって、外部トリガーなしでも水蒸気爆発は起こるとすることはできず」(同準備書面 257～258頁)。⑤外部からの強制的なトリガーを与えない場合には水蒸気爆発は発生せず」(同準備書面 255頁)、「本件発電所の実機条件ではこのようなトリガーは考えられない」(同準備書面 261頁)とも述べている。

イ しかし、①②に関しては、TROI実験ではTROI-10、12、13、14、15の5回も自発的な水蒸気爆発が発生していることが報告されている(表1-1)。映像と圧力波の測定記録から、溶融物が水槽底部に達した瞬間に水蒸気爆発が開始されたとされている。このように、

外部から全くトリガーを与えない場合でも二酸化ウラン及び二酸化ジルコニウム、あるいは二酸化ジルコニウムは水蒸気爆発を発生することが確認されている。

③に関しては、TR0I-13、TR0I-14 はそれぞれ 2600K、3000K であり、決して実機の条件より温度が高い訳ではない。たとえば、福島第一原発 2 号機などでは、炉心温度は 2840℃ (3113K) となっており 3000K を超えている。

確かに、融点を大きく上回った溶融物の実験の例としては、ALPHA 計画の鉄とアルミナの混合物の実験があり、この時は高い確率で自発的な水蒸気爆発が観察されている。

しかし、日本原子力研究所（当時）の森山らが行った、シリコンの実験では溶融物の温度は、融点をわずか 45K 上回る場合と 195K 上回る場合の 2 回行われ、2 回とも非常に激しい水蒸気爆発を観察している。融点をわずか 45K 上回る条件での実験では、圧力計が破損するほどの高い圧力波が見られ、熱エネルギーの最大 14% が力学的エネルギーに変換されたと見積もられている。シリコンはジルコニウムと類似の溶融物であり、この実験の価値は高い。

④に関しては、酸化アルミニウムと鉄から成る模擬溶融物の融点はわかっておらず、アルミナの融点は 2000℃ 以上であり、コリウム（炉心溶融部）と比較してそれほど低いとは言えない。

⑤に関しては、外部トリガーなしの条件でも水蒸気爆発事故は頻発している。

表 I-1 自発的な水蒸気爆発が観察された TROI 実験例

		実験番号				
		TROI-10	TROI-12	TROI-13	TROI-14	TROI-15
溶融物条件	組成 (wt%)	二酸化ウラン(70), ジルコニア(30)	二酸化ウラン(70), ジルコニア(30)	二酸化ウラン(69), ジルコニア(30), ジルコニウム(1)	二酸化ウラン(69), ジルコニア(30), ジルコニウム(1)	ジルコニア(99), ジルコニウム(1)
	温度(K)	>3373	3800	2600	3000	3750
	落下重量 (kg)	8.7	8.4	7.735	6.545	2.28
水槽条件	内径(m)	0.6	0.6	0.6	0.6	0.6
	水深(m)	0.67	0.67	0.67	0.67	0.67
	水の重量 (kg)	189	189	189	189	189
	水温/サブクール度 (K)	298/75	293/80	292/81	285/88	290/83
系圧力(MPa)		0.117	0.11	0.108	0.105	0.104

ウ 被告日本原電の見解に反する日本原子力研究開発機構及び電力4社の見解

日本原子力研究開発機構（JAEA）の2007年8月6日の論文「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率」 <http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2007-072.pdf>（甲C39）の「はじめに」には、以下のように記されている。

原子炉内水蒸気爆発は発生しにくいのが、炉容器外での溶融炉心が比較的低压で高サブクール度<sup>3</sup>の大量の冷却水と接触する可能性があり、強い水蒸気爆発の可能性を除外できない。また、炉容器外水蒸気爆発による格納容器破損のシナリオは炉容器内の場合に比較して炉型に強く依存するため一般的な結論を導きがたく、個別の評価の必要性が高い。

さらに、本解析結果参照にあたって注意点では以下のように記している。

検証に用いた実験の規模に対し実機現象は融体質量で約100

<sup>3</sup> 飽和温度と実際の温度の差

倍の外挿となっていることから、規模の拡大による予期しない影響が存在する可能性は否定できない。

また、BWRを所有している電力会社4社（東北電力、東京電力、中部電力、中国電力）により平成27年6月に作成された「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第5部MAAP）添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」<https://www.nsr.go.jp/data/000109849.pdf>（甲C40）の「まえがき」には以下のように記されている。

溶融炉心と冷却材の相互作用（FCI）に関しては、国内外において現象の解析や評価に関する多くの活動が行われてきている。しかしながら、現在においてもその現象の解明は研究段階にあり、現象全体十分な理解に至っていない。また、多くのFCI実験が行われているものの、実機規模での現象については、有効なデータが十分には得られていないといえる。

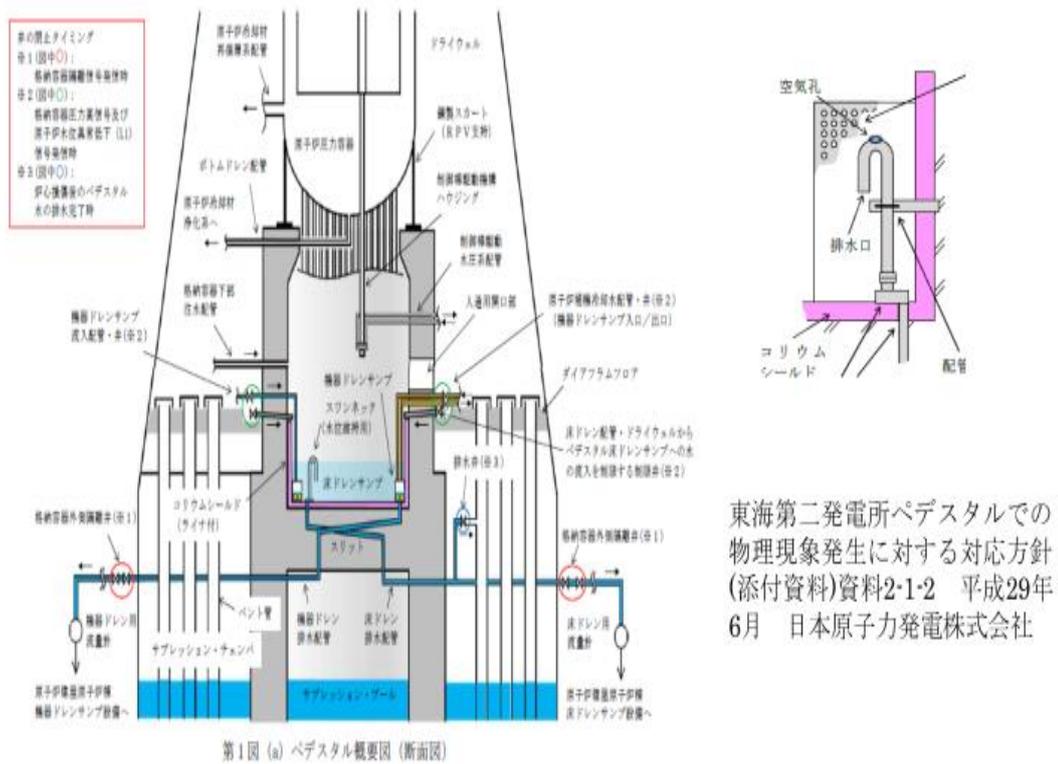
2007年、平成27年（2015年）のいずれの見解も、水蒸気爆発は未だにその現象の解明が研究段階であり、実機規模の有効なデータは得られていないと述べている。

エ 以上のとおり、水蒸気爆発に関する実験では、自発的水蒸気爆発も見られ、実機の温度条件とそれ程違わない温度下で水蒸気爆発がおきており、水蒸気爆発が起きていない実験結果をことさらに強調して、水蒸気爆発は起こらないものと結論付けることは合理性を欠いた判断である。

#### (4) 被告日本原電の水蒸気爆発防止対策の危険性

被告日本原電は、原子炉圧力容器外での大規模な水蒸気爆発の発生可能性は十分に小さいが、BWRは、ペDESTALのRPV支持機能喪失が格納容器健全性に影響するため、水蒸気爆発の発生を想定したペDESTAL健全性を評価するとしている。大規模な水蒸気爆発の可能性は十分に小さいが、ペDESTALを損壊して原子炉容器が支持できなくなる程度の水蒸気爆発の可能性はあるという評価をしてい

ということである。水をペデスタルに張らなければ水蒸気爆発は起きないが、そうすると溶融物によるペデスタルのコンクリートの浸食、熱影響によりやはり原子炉容器支持機能が喪失される可能性がある。また、水を張る量を多くし過ぎると大きな水蒸気爆発に至る可能性がある。そこで、水蒸気爆発とコアコンクリート反応の両者を防止するために、ペデスタルに張る水の深さを1メートルに維持する設備を設置することを計画している。



東海第二発電所ペデスタルでの物理現象発生に対する対応方針 (添付資料)資料2-1-2 平成29年6月 日本原子力発電株式会社

しかし、水位を維持する装置の一つであるスワンネックの配管が詰まって想定以上の水位になり、より厳しい水蒸気爆発を起こすことはないと言えない。周囲に穴の開いた金属の壁を用意する計画のようだが、何らかの要因（例えば、配管破断が原因で炉心溶融に至った場合など）で大量のデブリ（溶融物ではなく、配管の保温材な

ど) が水の流れをふさいでしまうと、水位が 2m 以上になり激しい爆発を起こすことになる。

水蒸気爆発を起こさなかった場合には、ペDESTAL床に溶融デブリが溜まり冠水するが水を蒸発させ水位がさがる。しかし、計画したように大量のデブリが落ちてきた時に冷却できるかどうかははっきりしない。高温のデブリの周囲に厚い殻ができ、冷却がうまくいかない可能性もあり得る。

被告日本原電の計画は、いくつもの安全側の想定がその通りになることが条件であり、不確実な計画にすぎない。想定通りでなければ、原子炉容器支持機能が喪失し原子炉容器が倒れ、大参事に至る。また、支持機能が維持されたがペDESTALが浸食されて貫通し、高温のデブリが圧力抑制プールに落下して、大規模な水蒸気爆発に至る可能性もある。被告日本原電の防止対策では安全は確保されない。

#### (5) 水蒸気爆発防止対策としてコアキャッチャーは備えるべきである

欧米の新型炉 E P R や、フランスの既設の原発でも、水蒸気爆発防止対策としてコア・キャッチャーが設置されている。コア・キャッチャーは、超高温に耐えることのできるセラミックなどを素材として、格納容器下部に落下した溶融燃料（コア）の受け皿を用意する設備である。

フランス A R E V A 社の E P R に設置されているコア・キャッチャーは、溶融デブリと水との接触を避け、原子炉容器の直下にコアの受け皿を設け、耐熱材料で作られた導管で脇にある広い面積の貯留部に移すという構造になっている。

コア・キャッチャーの必要性は早くから認識されていて、日本でも 1 9 9 0 年代に東芝から特許申請が出されている。また、東芝は 2 0 0 6 年にも別の特許申請を出している。

国際基準を踏まえない偏狭な安全対策が福島原発事故を招いたことは明らかであり、その反省の上に立って、国際基準を踏まえることは新規制基準の根本思想の一つにされている。

水蒸気爆発が発生することを前提に、できる限りの安全設備を設

けるべきであり、コア・キャッチャーはその一つである。それができないのであれば、原発は廃炉にすることが然るべき安全確保策である。

## **第6 大規模な自然災害による大規模損壊の十分な検討がなされていない**

### **1 大規模な自然災害による大規模損壊の検討が原発の安全確保策として必須であること**

自然現象の規模、時期を予測して自然現象に関する原発の安全性確保の限界を画することはできないのが、現状の科学技術水準である。

そして、①想定を超えることは起こり得ること、②設計上の想定を超える内的要因（共通原因故障等）や設計上の想定を超える外的要因（巨大な地震、津波等）によって、第3の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合を想定すること、③発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象について取り扱う必要があること、④シビアアクシデントの発生の防止、影響緩和の有効性が最新の科学的知見に照らして評価されることは、シビアアクシデント対策を考える基本である。

したがって、想定を超える大規模な自然災害による大規模損壊を十分検討して、その対策を考えることはシビアアクシデント対策として必須である。

### **2 大規模な自然災害による大規模損壊に対する規制の不備及び被告日本原電の対策の不備**

#### **(1) 大規模な自然災害による大規模損壊に関する規定**

大規模な自然災害による大規模損壊について以下のように規定している。

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉運転規則」という）。

(実用炉運転規則旧 8 6 条) 令和 2 年改正で削除

- 一 大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な計画を策定すること。
- 二 大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員を配置すること。
- 三 大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育及び訓練を毎年一回以上定期的に実施すること。
- 四 大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、消火ホースその他の資機材を備え付けること。
- 五 大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な次に掲げる事項を定め、これを要員に守らせること。
- イ 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- ロ 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- ハ 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- ニ 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- ホ 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。
- 六 前各号に掲げるもののほか、大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制を整備すること。
- 七 前各号の措置について定期的に評価を行うとともに、評価の結

果に基づき必要な措置を講じること。

令和2年1月23日公布改正

(実用炉運転規則 新83条)

一 次に掲げる事象の区分に応じてそれぞれ次に定める事項を含む発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を定めるとともに、当該計画の実行に必要な要員を配置し、当該計画に従って必要な活動を行わせること。

ニ 大規模損壊

- (1) 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- (2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- (3) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- (4) 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- (5) 放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

二 設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊の発生時における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動を行う要員に対する教育及び訓練を定期的に（重大事故等又は大規模損壊の発生時における措置に関する教育及び訓練にあつては、それぞれ毎年一回以上定期的に）実施すること。

三 設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊の発生時における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、化学消防自動車、泡消火薬剤、消火ホース、照明器具、無線機器、フィルターその他の資機材を備え付けること。

四 前三号に掲げるもののほか、設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊の発生時における発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動を行うために必要な体制を整備すること。

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（甲Bア4 以下「技術的能力に係る審査基準」という）

### III 要求事項の解釈.

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における要求事項の解釈

#### 2. 1 可搬型設備等による対応

以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。

二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

## 【解釈】

1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。

2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。

3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

## (2) 被告日本原電の大規模な自然災害による大規模損壊への対策

被告日本原電は、大規模損壊に対し、上記規則及び基準に従い、手順書の整備、体制の整備、設備及び資器材の整備を行い、それで対策として十分としている。具体的な大規模損壊を想定して、それに対する具体的な対策を講じることはしていない。

被告日本原電は、大規模損壊により原子炉施設が受ける被害範囲は不確定であり、あらかじめ具体的な事故の進展を想定して対応することができるとは限らないから、特定の事故シーケンスを想定した対策を講じた場合には、対策に間隙が生じ、想定外の事故シーケンスに対応できないおそれがあるから、想定すべき具体的内容を規定せずとも規制基準として何ら不合理ではないと主張し、基準以上の対応はしていない。

## (3) 大規模な自然災害による大規模損壊は重大事故に至るおそれのある事故或いは重大事故を包含し、具体的事故シーケンスの検討が必須である

大規模な自然災害による大規模損壊には、損壊だけでおさまる場合と損壊により重要な安全設備の機能が喪失して重大事故に至るおそれのある事故、重大事故が発生する場合が含まれる。

実用炉規則 83 条、技術的能力に係る審査基準の以下の規定は、大規模損壊によって重大事故、格納容器破損等が生じる場合を想定したものである。

二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

重大事故に至るおそれのある事故が発生した場合には必要な措置を講じなければならないが(設置許可基準規則 37 条 1 項)、その方策は、事故シーケンスグループを具体的に選定し、それに対する安全策を具体的に整備し、対策の有効性評価を実施することである。格納容器破損防止及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するための必要な措置(設置許可基準規則 37 条 2 項)も具体的破損モードを選定しそれに対する安全策を具体的に整備し、その有効性評価を実施することである。

大規模な自然災害による大規模損壊に対する安全確保策を考える場合にも、それが重大事故に至るおそれのある事故や格納容器破損を包含するのであるから、設置許可基準規則 37 条と同様に、具体的にいかなる自然災害によって原子炉施設にいかなる損壊がもたらされるのか、それに対する安全確保策は何かを検討することが必要とされる。対策は発生する現象に対してなされるもので、事象と対策の対応関係がなければ、有効性評価のしようがないことは言うまでもない。

しかるに、大規模な自然災害による大規模損壊に関する規定には、具体的な大規模損壊の選定とそれに対する安全策とその有効性評価の規定がなく、基準として不合理である。

また、被告日本原電は、その不合理な規定に従って、何ら具体的大規模損壊による重大事故の選定をせず、それに対する防止・緩和設備の有効性評価をしていないのであるから、本件原発に具体的危険がないことの主張立証を尽くしていない。

### 3 被告日本原電の大規模な自然災害による大規模損壊対策の欠落

被告日本原電は、津波・地震による重大事故シーケンスとして、

ア. 防潮堤損傷 イ. 原子炉建屋損傷 ウ. 格納容器損傷

エ. 原子炉圧力容器損傷 オ. 格納容器バイパス カ. 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e L O C A) キ. 計装・制御系喪失

を抽出し(前記第3-2)、地震による直接的な格納容器閉じ込め機能の喪失として、原子炉建屋損傷や格納容器損傷等を指摘している(前記第4-2)が、いずれも検討対象から除外している。除外理由が頻度であることは前記のとおりである。

被告日本原電は、いずれも炉心の著しい損傷に至ることを認めているので、影響の観点からこれらを事故シーケンスから除外することが不合理であることは前記のとおりである。

そしてこれらは、大規模な自然災害による大規模損壊によって重大事故に至る具体例であるから、被告日本原電はこれらを具体的に検討し、その対策の有効性評価をしなければならない。

しかし、被告日本原電は具体的検討をせず、大規模損壊によって発電用原子炉施設がうける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして整備する(丙H5 479頁(規模な自然災害または故意による大型航空機衝突その他テロリズムの対応))としている。

しかし、上記事故シーケンスは、大規模な自然災害による大規模損壊による重大事故、格納容器破損事故であり、被告日本原電も、設置許可基準規則37条に規定する重大事故、格納容器破損事故として抽出している。そうである以上、具体的事故シーケンスを想定し、その有効性評価を検討するべきである。

被告日本原電は、上記事故について、設置許可基準規則37条の重大事故シーケンス、格納容器破損モードとして抽出しておきながら、めったに起きないことを理由にして重大事故シーケンス、格納容器破損モードの選定から除外し、他方、大規模損壊による重大事故、格納

容器破損として抽出しておきながら、大規模な自然災害による大規模損壊対策について特定の事故シーケンスを想定しない方が安全性に寄与するとして具体的検討をしていないのは、ご都合主義で、恣意的である。

大規模損壊の具体的想定がなければこれに対する対策の有効性評価をできないことは物事の道理である。可搬型重大事故等対処設備で対応するにしても、具体的事故を想定しなければ対応できない。

被告日本原電は、本件原発に具体的危険性がないことについて主張立証を尽くしていない。

## 第7 まとめ

- 1 福島原発事故により導入されたシビアアクシデント対策は、福島原発事故の教訓を踏まえたものであり、その基本的考え方は、①想定を超えることは起こり得ること、②設計上の想定を超える内的要因（共通原因故障等）や設計上の想定を超える外的要因（巨大な地震、津波等）によって、第3の防護レベルまでの防護策の機能が著しく損なわれる場合を想定すること、③発生確率はごく低いものの発生した場合の影響が大きい事象について取り扱う必要があること、④シビアアクシデントの発生の防止、影響緩和の有効性が最新の科学的知見に照らして評価されること、であり、⑤さらにそれらによって目指すものは、福島第一原発事故のような事故を二度起こさないこと（当然これ以上の事故も起こり得るのであるから、それも含めて、そのような事故を二度と起こさないこと）であるうえに、⑥深層防護（前段否定、後段否定）の考え方に照らし、シビアアクシデント対策を徹底し、シビアアクシデント対策が奏功しない場合も検討することである。

そして、めったに起きないからという理由でシビアアクシデントの考慮外としてはならないことは、福島原発事故の重要な教訓である。確率的リスク評価は、不完全性、不確実性があり、その使用できる範囲が限られ、検査制度や、検査をして行くうえでの優先順位に反映させる、事故の対策を考えたときに、どの機器が特に重要な役割を果た

すかといったようなことの相対的な目安にはなる程度であり、シビアアクシデント対策の対象範囲を画することに使用することは不合理である。

- 2 以上の基本となる考え方に基づき、シビアアクシデント対策に係る基準及び被告日本原電のシビアアクシデント対策を検討すると、重要な地震・津波による重大事故シーケンスが重大事故シーケンスとして選定されず、重大な影響を及ぼす原子炉停止機能喪失と電源喪失の重畳も重大事故シーケンスとして選定されていない。格納容器破損モードに、許容応力状態  $V_A S$  の格納容器座屈が選定されていない。その理由は、めったに起きないという理由である。被告日本原電が、設置許可基準規則第37条の適用を誤ったものであるとともに、本件原発の具体的危険がないことについて主張立証を尽くしていないものである。

また、重大事故防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価において、設計基準対象施設の耐震重要施設と重大事故対処施設の想定すべき地震力が基準地震動の地震力であるのは不合理な基準である。例えば、常設低圧代替注水系ポンプの動的機能は、基準地震動の発生値と許容値が接近し、基準地震動を超える地震動で機能喪失する事態の可能性があるのでその検討がなされていない。これは、被告日本原電が本件原発の具体的危険がないことについて主張立証を尽くしていないことでもある。

さらに、水素爆発について、水素発生量の想定、水素爆発防止対策の有効性評価が不十分であり、水蒸気爆発については、実験の解析を片面的に評価し、危険側の評価を恣意的に排除して安全性は確保されていると評価し、また、圧力容器下部のペDESTALの水位を調整してコアコンクリート反応も水蒸気爆発も防止するという不安定な設備の有効性を評価している。これらでは、未だ水素爆発、水蒸気爆発防止対策として不十分であり、被告日本原電は、設置許可基準規則37条の適用を誤り、また、本件原発の具体的危険がないことについて主張立証を尽くしていないことである。

そして、大規模な自然災害による大規模損壊によって生じる重大事故、格納容器破損事故について、具体的事故シーケンスを検討せず、可搬型設備を準備し、手順、体制を整備すればよいとする基準は、事故が分からなくてもとにかく準備をすればよいとする不合理な基準であり、これに従っている被告日本原電は、本件原発の具体的危険がないことについて主張立証を尽くしていない。

- 3 以上のとおり、基準が不合理であること、基準適合性判断に過誤・欠落があること、本件原発に具体的危険性がないことについて被告日本原電による主張立証が尽くされていないことから、原告らの人格権侵害の具体的危険があることは明らかであり、本件原発の運転は差し止められるべきである。

以 上