

控

2017年9月5日

東北電力株式会社  
取締役社長 原田宏哉 様

女川原発の再稼働に関する公開質問・2（起草 後藤政志）  
～女川原子力発電所2号炉の耐震設計および重大事故対策に関して～

女川原発の再稼働を許さない！みやぎアクション（代表 鈴木宏一）

連絡先 篠原 022-373-7000



はじめに

女川原子力発電所2号炉は、東北地方太平洋沖地震および余震等の影響を受けた「被災原発」であることをまず考慮する必要がある。

#### 1. 東北地方太平洋沖地震および余震等により損傷した部位の詳細確認

1-1 タービンの基礎が損傷したと報告されているが、軸受けおよびその定着部等の損傷部位と損傷状況を詳しく教えていただきたい。また、タービンの基礎の損傷について、き裂等の大きさと広がりを示していただきたい。その上で、設計時（既工認）の初期剛性と損傷後の剛性低下を定量的なデータを元に説明していただきたい。

1-2 タービンブレードが相当数損傷したが、損傷の状況からタービンの基礎がどの程度変位したか示して欲しい。

1-3 原子炉建屋の剛性低下について、地震の影響と乾燥収縮の影響についてどの程度関係していると判断しているのか。また、建屋の初期剛性が低下しても終局強度には影響しないとしているが、本当に影響がないと言いかれるのか。特に、疲労強度などを考えると、比較的小さな繰り返し荷重が繰り返し起きた時に、初期剛性の低下は影響がないのか。

1-4 地震後、設計時の剛性が著しく低下するということは、設計時に評価した耐震解析は地震後の状態を反映していないことになるのではないか。特に、固有振動数のズレは評価上影響が大きい。本件は、耐震設計上の基本的な考え方を再検討する必要があると考えるがいかがか。

1-5 地震後、上部格納容器シアラグの荷重伝達部の接触状況および隙間について、全部位についての計測データを示されたい。また、損傷ならびに噛み合い異常、腐食等があれば特

に詳細な確認をお願いしたい。

1-6 福島事故では、格納容器の圧力抑制機能が失われたことが、事故の収束を難しくしたと考えられる。圧力抑制機能を阻害する可能性のある要因を、FMEA（故障モード影響評価）や FTA（フォールトツリー解析）等により検討し、あらゆる条件下で圧力抑制機能が失われることがないよう対策を講じるべきと考える。福島事故で実際に起きたかどうか分からぬことであっても、条件次第で発生する重要な事象、例えば格納容器の圧力抑制機能喪失などの対策は万全をつくすべきであると考えるがどうか。

1-7 地震で損傷した可能性がある部位として、原子炉本体の基礎ボルトや格納容器圧力抑制室の基礎などのコンクリート埋め込み部の調査をしていれば、その結果を教えてほしい。また、その検査方法と、検査の限界も合わせて示してほしい。

## 2. 耐震設計に対する確認

2-1 耐震設計では、設計基準事故 S<sub>s</sub> に対しては、内圧等の外力との重ね合わせは考えるが、熱応力等の二次応力は考慮しないで、（多少の損傷はあっても）機能喪失しなければよいとの考え方になっていると理解している。しかしながら、例えば格納容器について、地震力 S<sub>s</sub> と事故内圧（LOCA 等）等とが同時にかかる可能性は、確率が小さいとして、地震力の S<sub>s</sub> による最大応力と事故時内圧により発生する応力は考慮する必要がないとしている。

この考え方は、S<sub>s</sub> が発生する確率と LOCA が発生する確率が両方とも非常に小さいので、両者が同時に起きる確率  $10^{-7}$ /炉年以下になるので無視してよいとしている。発生が稀な現象を無視することは、発生確率の想定に様々な仮定があり、大きな不確定性があり得ることから、安全性の考え方には反する。例え発生確率が小さくても、物理的・論理的に発生が明確な事故シナリオは、どこかで確実に事故の進展を食い止める明確な対策をしないと、時間の問題でいつか大事故に至ることがある。

労働安全や機械安全の分野では、明確な危険性に対して、そのリスクを放置することなく、対策を求める努力をしている。安全性の考え方方に立って、耐震設計における地震と事故の同時発生について検討することを求めるがどうか。

2-2 建屋や原子炉本体の基礎構造等、設計基準地震動が大きくなると弾塑性解析を一部取り入れているが、通常は弾性設計によっているものを、部分的に弾塑性解析モデルを導入すると、弾性解析構造部分と弾塑性解析を実施した構造部分で、地震力の分担率が大きく変わってくると思うが、弾塑性解析による不確定性とばらつきおよびその評価について具体的な説明を求める。

2-3 耐震設計を含めて、疲労強度評価において、腐食環境下における『腐食疲労』をどのようないかで考慮しているかあるいは考慮していないか示して欲しい。通常、腐食環境下においては、疲労限（一定の振幅以下の荷重は、疲労強度に影響しない）が無くなると考えられており、評価の考え方方が重要である。腐食疲労の対象となる部位があれば教えていただきたい。

### 3. 設計基準事故時の条件と重大事故時の条件の違いについて

3-1 格納容器内の計測器および事故時に機能が求められる機器類の設計基準事故条件はどうになっているのか。

3-2 格納容器内の計測器および事故時に機能が求められる機器類の重大事故条件はどうになっているのか。重大事故の条件は非常に多岐にわたる事故シーケンスが想定されるがどのようにして定量的に決めることができたのか。その信頼性はどうか。

3-3 上記、3-1 の設計基準事故条件と 3-2 の重大事故条件が異なるなら、より厳しい重大事故条件に統一して、設計基準事故の条件を廃止しないのか。福島事故では、格納容器内の計測器やバルブ等が重大事故（過酷事故）条件で機能しなかったことが指摘されている。設計基準のダブルスタンダードは、多くの企業や組織にまたがるエンジニアリング業務において間違いを起こし易いため、統一すべきであると考えるがどうか。

### 4. 重大事故時の格納容器の限界挙動について

4-1 重大事故時に発生する格納容器の最高圧力および最高温度は、2Pd（Pd：最高使用圧力）および200°Cとしているが、この値を超えないための条件は何か。逆に言うと、現在想定している条件にどのような多重故障等が重なると上記2Pd、200°Cを超える可能性があるのか。また、その可能性はどの程度考えられるか。

4-2 重大事故時の最大圧力2Pdは、局所的な圧力上昇により超えることはないか。例えば、加圧状態での爆発現象やサプレッションプールにおける水力学的動荷重の同時発生による強度は確認されているのか。もし確認されているなら、具体的な事象の評価とその定量的な値と評価を示して欲しい。

4-3 重大事故時の最高温度200°Cは、格納容器内の平均温度か局所的な温度上昇を考慮した値か。平均温度であるなら、格納容器トップヘッドフランジの最高到達温度が200°Cを超えないことを具体的に示されたい。その場合、200°Cを超えないためには、どのような条件

が必要か。それは、確実に保証し得るのか。本件は、福島事故で格納容器トップヘッド付近が 300°C あるいはそれ以上 (400°C ?) まで高温になったことで、格納容器から大量の水素を含むガスが漏えいし、水素爆発の原因になったと思われるから、確実な対策がないと福島事故と同様の事故を起こす可能性が高い。

4-4 格納容器の重大事故時の評価で、格納容器シェルが温度上昇により伸びた場合、ハッチ類、配管ペネ、電気配線ペネが格納容器周囲のコンクリート遮蔽壁に接触して破損する可能性について評価をしているか。しているならその結果について確認されたい。また、ペネとコンクリート遮蔽壁との隙間について、設計値と取付誤差を含めた値を提示願いたい。

4-5 ハッチフランジ等のガスケットと電気配線貫通部の高温時の漏えい挙動について確認願いたい。これらの有機シール材は、温度が上昇時よりも温度降下時に漏えいし易いとの試験結果が旧 NUPPEC の放射性物質捕集試験である。福島事故を考えると、非常に長期にわたって、格納容器の温度は上昇・下降を繰り返しており、こうした繰り返しの温度変化に対して、すべての有機シール材の漏えい限界を確認する必要があると考えるがいかがか。

## 5. 水素爆発対策について

5-1 格納容器フランジ部等から水素がもれた場合、格納容器上部の遮へいコンクリートの隙間から原子炉建屋のオペフロに水素が充満する可能性が極めて高い。原子炉水素爆発対策として、静的触媒式水素再結合装置 (PAR) を原子炉建屋内に設置するとしているが、その水素処理能力は 1 時間当たり 1 基 0.5kg 程度とされており、19 台設置したとしても 1 時間で約 10kg 弱程度の処理能力しかない。格納容器の漏えい率を 10%/day と仮定し、1 台当たりの水素処置能力を 0.25kg/h として、必要設置台数を 16.5 台と計算して、19 台設置するので十分処理能力があるとしている (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について: 平成 27 年 8 月 4 日東北電力、p4)。その格納容器の漏えい率 10%/day という値はどのように決めた値か明らかにして欲しい。事故の時に、漏れ量を評価するにあたって、格納容器貫通部の損傷の程度を恣意的に決めて評価することは無理がある。格納容器の設計漏えい率約 0.5%/day に対して、20 倍に相当するが、それ以上損傷が進まない理由を明記されたい。しかも、オペフロは原子炉建屋全体に約 30000m<sup>3</sup> もの大きな空間があるから、炉心溶融した場合に数百 kg (検討では 990 kg) もの大量の水素が出た場合、とても PAR で処理など期待できない。原子炉格納容器からの想定を越える水素漏えいに対しては、建屋内に水素の検出装置をつけて、「4 台の動作監視装置のうち 2 台以上による PAR 動作の確認、かつ、水素濃度計のうちいずれかの指示値が有意に上昇した場合」(前記資料の p.26) には、大量の漏えいがあると判断するとしている。その場合は、「原子炉格納容器圧力逃がし装置」によるベントを行い大規模な格納容器破損に至ることを回避し、また、格納

容器から原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制し、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止する（前記 p.25）、としている。しかし、この方針はどうみてもまともな水素爆発対策になっているとは思えない。様々な恣意的な条件で解析を行い、広い空間に広がった水素を能力の足りない PAR で処理し、水素濃度が一定値を超えたたら格納容器をベントすることで水素濃度の上昇を抑えるのは、設計思想に一貫性がないと考える。

そもそも、原子炉建屋の水素対策のために、格納容器ベントを使うという考え方には、放射性物質の放出と水素爆発の発生の 2 つの大きなリスクに対して、お互いにもたれ合った対症療法にしか見えない。

また、前記、別紙 8-5 の（参考）原子炉建屋ベント装置は、水素の少漏えい時の PAR が動作しない場合の設備だとしているが、ここまで水素爆発対策との整合はどうに考えているのか示していただきたい。特に、広い空間に滞留した水素を爆発することなく確実に逃がすことができるのか、「原子炉格納容器圧力逃がし装置」によるベントとの関係を含めて精査が必要だと考える。

5-2 前項の理由により、有効な原子炉建屋内水素爆発対策を検討する必要がある。例えば、格納容器からの漏えいを確実に防ぐことができないなら、上部コンリート遮へいの部分を気密にして、配管を介してスタックへ排気するなど、オペフロ等の広い空間に水素を出さない対策を検討すべきであると考えるがいかがか。

5-3 繰り返すが、BWR における水素爆発対策は、オペフロに水素が流出してしまうと、極めて防ぐことが困難であるので、5-2 の対策あるいはそれに代わる確実な防爆対策を検討すべきであるがどうか。少なくとも、恣意的パラメータスタディに頼ったり、不確かさを含む解析をもって爆発が起こらない、といった解釈は、安全性の証明になっていないことを改めて認識すべきかと考えるがいかがか。

5-4 前記別紙 13 「原子炉格納容器頂部注水系」でドライウェルヘッドの冷却の有効性について教えていただきたい。

5-5 BWR 型格納容器は、運転前に格納容器内雰囲気を窒素置換して、酸素が無い（少ない）状態に保っており、炉心損傷時に水素が発生しても、格納容器内では水素燃焼・爆発が起こらない設計となっている。しかし、格納容器ベントを繰り返すと、格納容器内の窒素はベントにより外に出てしまい、格納容器内に酸素が入ってくる可能性が否定できないのではないか。ベント後も格納容器内の圧力が保たれている（重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料 平成 27 年 3 月 10 日 p. 補足 39-1）から逆流することはないとしているが、その場合、他のシーケンスで格納容器内の圧力が保たれない事態は全くないと言えるのか、格納容器内の酸素が入ってこない保証はあるのか。「格納容器ベント後の水素爆発

対策」についてその確実性を説明願いたい。

## 6. 中性子束振動に及ぼす地震による原子炉水のスロッシングについて

### 6-1 (重大事故対策の有効性評価補足説明 資料 3-1-3 P320 補足 91-1 より抜粋 )

『運転中の中性子束振動（出力振動）について「非常用操作手順書（事象ベース）」では、原子炉再循環系の不具合発生後、同手順書に基づく制御棒操作等の対応によっても中性子束振動を收めることができない場合は、原子炉を手動スクラムするとしている。また、原子炉停止機能喪失時の中性子束振動発生時においては、「非常時操作手順書（微候ベース）」の反応度制御に対応手順を定めており、ほう酸水注入系による原子炉未臨界確保を試みることになる。なお、原子炉停止機能喪失時は逃がし安全弁の開／閉による原子炉圧変動に伴い中性子束の変動が生じる。「非常時操作手順書（微候ベース）」では、この場合に開閉を繰り返している逃がし安全弁を手動開することにより、原子炉圧力及び中性子束の変動を抑制することとしている。』という主旨が書かれている。p 331~333 および p 335~341 に説明があるが、運転中に発生する中性子束振動が急激に始まった場合、上記手順のいずれかで中性子振動を抑制できなかった場合にはどのようになるか説明願いたい。

もし、そのようなことは起こり得ないのであれば、その説明をしてほしい。

6-2 (p 335 98. ホウ酸水注入系 (SLC) 起動後の炉心状態について) の説明で、p336 の図 1 のデータ「SLC 作動時における実効増倍率の温度依存性」が、商業機密を理由に白抜きになっているが、安全確認上重要なデータなので、開示願いたい。このような解析データを非開示にすることは、安全性の説明責任を果たしたことにならない。そうでなくとも、複雑な仮定のもとに解析した技術データの信憑性は第三者が慎重に評価すべきところである。原子力発電の安全性に係る技術データを商業機密を理由に開示しないということは、本内容が事故に関係した場合は、当該商業機密を持つ企業は当該事故の全面的な責任を負うものと解釈してよいのか。

6-3 運転中に中性子束振動（出力振動）が発生した時に、地震による原子炉水のスロッシング（液面揺動）が重なった場合の評価について、行っていればその結果を説明してほしい。特に、出力振動を抑制できる条件と抑制できない条件を明確に示されたい。評価を行っていない場合は、今後どのようにして地震時の出力振動抑制ができるか評価をした上で公表願いたい。

## 7. 重大事故時の評価について

### 7-1 (p347 103. 安定状態の考え方において) (2) 重大事故 の格納容器の項目で、

(p348~349) \* 3 : 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価の扱いで、『これは、炉心損傷後、損傷炉心の冷却が十分でなく、原子炉圧力容器破損が生じることで発生する可能性がある物理化学現象であり、第一義的には格納容器破損防止対策は損傷炉心の冷却になると考える』との考え方は納得できる。しかしながら、後段で『審査ガイドにおいて・・・これら物理化学現象の観点から厳しい結果となるように、格納容器過圧・過温の観点で格納容器破損防止対策となる損傷炉心の冷却手段に期待せずに評価を行っている（図 1.1.参照）。したがって、着目する物理化学の進展が防止又は停止した後の、格納容器パラメータの推移は、着目する物理化学現象を厳しくするための評価条件に依存してしまうことになるため、格納容器過圧・過温の観点が注目される期間の推移を評価することは適切ではない。』として、さらに『よって、格納容器過圧・過温は、あくまで雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の事故シーケンスでの代表事象で評価することとし、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価として用いる事故シーケンスに対しては、着目する物理化学現象の進展防止又は停止を評価し、静的負荷による過圧・過温は評価しない。』としている。

この意味するところが、よく分からないが、少なくとも、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価として用いる事故シーケンスにおいても、格納容器内の圧力・温度を同時に組み込まないと、安全側の評価にはならないのではないか。見解を示して欲しい。

評価の簡素化はやむを得ないとしても、格納容器内の平均的な圧力・温度と高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用は同時にかかるものであるから、格納容器への負荷として過小評価にならないようにすべきだと考えるがどうか。

7-2 (p355 表 2.2 の重大事故 (1 / 2) の 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（過渡事象+高圧注入失敗+手動減圧失敗+損傷炉心冷却失敗 (+DCH 発生)）の有効性評価における事象進展の項目を見ると、『逃がし安全弁を用いた手動開操作による原子炉急速減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力は約 0.2 MPa【gage】であり、2.0 MPa【gage】以下に低減することができる。重大事故等対策時に必要な要因確保は可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。（安定状態）』としており、実質的に DCH は発生しないとしている。

しかしながら、これは「逃がし安全弁を用いた手動開操作」に成功した場合であり、バルブの共通要因故障や人的なミスあるいは何らかの条件で、バルブ操作ができず、原子炉の減圧に失敗することがないとは言えない。事実、福島事故で原子炉の減圧ができなかったことが報告されている。原子炉圧力容器が破損するのは、低圧時の場合が多いというだけで、高圧での破損が起こりにくい理由を並べて、圧力容器高圧破損つまり DCH は起こらないと断

定することは、安全評価としては間違っていると考える。不確定要因（特に人為的操作等がある時）がある場合には、念のため最悪のケースを想定しておくことが安全性評価の鉄則と考えるがいかがか。

また、『その後は、残留熱除去系機能を復旧又は代替循環冷却系を用いて、除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。』としているが、系統の復旧はできる時とできない時があり、代替循環冷却系もうまく作動すれば、冷却は可能であるが、それがうまく機能せずに失敗する可能性は常に残っている。「〇〇することにより冷却が可能」という意味は、「それらの能力からみて可能」なだけで、『実際に冷却できる可能性が高いが条件次第ではできるかどうかは分からない』というのが正確な見方である。万一、高圧で原子炉が破損し、DCH が起きるとその対応は困難である事象を扱う場合には、蓋然性で話をしてはおかしい。『仕組みとして必然的にその機能が果たされる時にはじめて、DCH は起きない』ということができるのではないのか。

7-3 (p356 表 2.2 重大事故 (2 / 2)) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECCS 失敗 + 損傷炉心冷却失敗 (+FCI 発生)) で、有効性評価における事故進展で「圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力 0.854MPa【gage】よりも低い値であり、また、水蒸気爆発の発生を想定した場合でも、格納容器下部の内側鋼板の最大ひずみは 0% であり、原子炉格納容器のバウンダリ機能は維持される。重大事故等対策時に必要な要因は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。(安定状態)」としている。

以下水蒸気爆発に関して質問する。

- ① 溶融炉心が水に落下した時に、圧力スパイクで格納容器バウンダリにかかる圧力は格納容器の限界圧力以下としているが、その圧力の最大値はいくらか。その評価の方法は。
- ② 大規模な水蒸気爆発が起こった場合、爆発の規模とその結果どのような影響があるかを詳細に示されたい。特に、不確定な条件下で、どの場所でどのような状態で最大規模の爆発が起きる可能性があるか、その最大規模と影響評価を示されたい。  
水蒸気爆発の発生を想定した場合でも格納容器下部の内側鋼板の最大塑性ひずみは 0% であるとしているが、最大ひずみは弾性ひずみレベルを超えないという意味か。爆発の条件や規模、周囲の構造物や金具等のミサイル化等も含めて説明願いたい。
- ③ 水蒸気爆発は発生し得るのか、しないのか。水蒸気爆発の発生ならびに爆発の規模を評価した実験ならびに理論的な根拠とそこから確認できていることを詳細に示されたい。

④水蒸気爆発の発生とその規模を評価する上で、その根拠となる実験規模は実機の溶融物の数百分の一から一万分の一程度の規模であり、流動や拡散、衝突など複雑なスケール則も特定できているとは言えない。現在は、トリガリングを含めて、水蒸気爆発現象の全体像すら把握できているとは言えない段階と考えるがどうか。

現時点では、強度評価をするだけの根拠を持っているとは考え難い。もし、原子炉圧力容器外の水蒸気爆発が脅威ではないと言い切れるなら、なぜEPR等、ヨーロッパの新型原子炉等でコアキャッチャーをわざわざ設置するのか。不確定要因を抱えたまま、「安全である」とすることは、福島事故を省みない暴論で、到底許されないと思うがいかがか。

⑤水蒸気爆発を確実に防ぐことは困難であり、溶融金属を扱う工場で唯一取られている対策が溶融金属と水の接触を避けることであるとされているが、日本の原子力では自ら水を入れてあえて溶融物と接触させようとしている。水蒸気爆発は確率的な現象とも言われており、同じ条件でも起こったり、起こらなかつたりするが、わざわざ爆発のリスクを承知の上で博打をやるに等しいと思うがいかがか。

⑥歴史的に、スリーマイル事故、チェルノブイリ事故、福島事故と過酷事故を経験してきたが、事故シーケンスからみると数件だけである。その中で、水蒸気爆発は歴史的に解決困難な問題とされてきた。福島では水素爆発は重大な問題であることが分かったが、同時に圧力容器下部にたまつた水で水蒸気爆発を起こすことも危惧された。幸い、大規模な水蒸気爆発は起きなかつたと思われるが、起きてもおかしくない状況だった。また、福島事故以前は、原子炉圧力容器内の水蒸気爆発は起こりにくいが、圧力容器外での水蒸気爆発はその危険性が指摘されていた。ところが、福島事故以降わが国の原子力業界では、「圧力容器外での水蒸気爆発も起こりにくい」という見解に変更した。

決して、確たる根拠のないままに。

水蒸気爆発のような、科学的に不確定な問題を原子力発電の許認可に適用する場合、安全上はつきりしないグレーゾーン問題として、万一起きた場合の事故の影響を考慮して、確実に爆発しえない対策をするのが安全性評価の鉄則であると考えるがどうか。

## 8. 確率論的リスク評価 (PRA) について

8-1 「炉心損傷防止対策の有効性評価の概要について（資料3-1-1 平成28年7月）」によると、

【出力運転時内部事象レベル1 (炉心損傷頻度  $5.5 \times 10^{-5}$  /炉年)】

【出力運転時内部事象レベル1.5 (格納容器破損頻度  $5.5 \times 10^{-5}$  /炉年)】

となっている。

この結果からみて、炉心損傷頻度 (CFD) および格納容器破損頻度 (CFF) が、 $5.5 \times 10^{-5}$

$5 \times 10^{-4} \sim 5 \times 10^{-3}$  /炉年 というかなり大きな値になる。 $10^{-4}$  を超える可能性があるということになると、安全目標として妥当とは言えないのではないか。

8-2 また、上記で炉心損傷頻度（CFD）と格納容器破損頻度（CFF）が全く同じ値ということは、炉心損傷を起こすと、100%格納容器は破損することを意味している。つまり、炉心損傷後の条件付き格納容器破損頻度は目標とする 0.1 を達成できず、1.0 のままである。

その意味するところは、女川 2 号機は炉心損傷が発生した場合、原子炉格納容器は全く意味を持たない結果となっている。重大事故に関する限りだが、原子炉格納容器は全く存在しないことと同じであるということになる。その解釈で間違いないか。

8-3 新規制基準は確率論的リスク評価を一部導入しつつも決定論を基本にしている。確率論の導入に対する基本的な問題があると考えるが、ここではそれはひとまず置いておき、部分的に確率をベースに判断をしていることの是非を問いたい。

①新規制基準では、航空機落下についてきちんと評価をする旨規定している。にも拘らず、福島事故以前から導入している「航空機の原子炉施設への落下確率が  $10^{-7}$  /炉年以下の場合には、発生確率が小さいので考慮しなくてよい。」としている。その上で、国内の原発の落下確率を計算して、すべての原発が、約  $2 \times 10^{-8}$  /炉年から  $9 \times 10^{-8}$  /炉年の間 ( $10^{-7}$  /炉年以下) に入っており、従ってすべての原発が評価対象外となっている。

$10^{-7}$  /炉年という確率は、言わば 1000 万年に一度という発生確率であるが、航空機の落下確率計算というものは、データの取り方、確率密度分布のモデルの作り方、航空機の増加、航空路の新設等様々な要因で、直ぐに 1 衍あるいは 2 衍程度の増加も考えられる。実際欧米では、米国の同時多発テロ以降、航空機落下の事故および航空機による人為的攻撃に対して規制を厳しくしてきており、新規原発では航空機が衝突しても持ちこたえられるように格納容器を二重化する等の対策を始めている。それに対して、日本は未だに福島事故における教訓「地震・津波など、ほとんど発生する可能性が小さいと見做してきた規模の大きな現象が起こり、原発が重大事故に至ることがあること」を心底から反省していない。原発はあるレベルの損傷を受けると、何をしてもほとんど修復ができないことになり、しかもその事故の被害は限定できない規模になるという事実をどのように考えているのか？航空機落下に関しては、當にならない確率計算をするよりも、単純に航空機落下による強度計算とその影響評価をすればいいだけの話だ。原発の安全性に関しては、どこまで対策をすればよいというものではなく、例え規制基準は満足するだけではなく、事業者としてそれ以上にあらゆる安全対策を実施する努力が重要であるとされている。確率計算で安全性評価をしな

いという考え方は、上記の趣旨にも反する。規制委員会も、事業者も福島事故を踏まえた真摯な評価とその対策をすべきであると考えるが、見解をお聞きしたい。

#### 9. 情報公開について

参照した東北電力作成の資料の随所に「白抜き」の非公開部分があり、商業上の機密となっているが、本当に商業上の機密事項なのか。特に、技術的評価の重要な内容が示されていない部分が多いが、これでは技術的に妥当なことであるかどうか判断ができない。原則すべて公開していただきたいがどうか。

以上