第6章　原発に関わるリスク評価の虚妄

後藤 政志

6.1　安全を追求する権利

6.1.1　絶対安全神話からゼロリスク批判へ

原発の安全性を巡っては、福島第一原発事故後、原発推進論者から、原発に絶対的な安全を求める意見を言う人々に対して「ゼロリスク論者」というレッテルをはり、「原発に絶対安全を求めるのは非科学的である」と言った喧伝が少なからずあった。元々、原子力を推進してきた政府（とりわけ経産省）や電力会社は、柏崎刈羽原発が新潟県中越沖地震で設計上の想定を大幅に上回る大きな揺れにより火災を起こした時も、日本の原発は地震に強く、絶対に安全であるかのように強調していた。福島原発事故以後は、さすがにこのような主張は聞かれなくなったが、日が経つにつれて「原発が絶対安全と言ってきたことは間違っていた。そのことはお詫びする」とした上で、「しかしながら、世の中に絶対安全などないでしょう」、「例えば、帰りに交通事故で死ぬこともあり得るので、原発だけが特に危ないとするのは間違っている」として「ゼロリスク論批判」が言われるようになってきた。確かに絶対安全な航空機も自動車もない。人間が作ったものに絶対安全なものはないことは当然であろう。人々はこれらを全面否定せず、注意して使っている。しかし、原発を航空機や自動車と比較しようとした場合、どのように考えることができるのだろうか。

6.1.2　安全とは何か

さまざまな基準等で安全の定義があるが、国際基本安全規格（ISO/IEC GUIDE 51:2014）によれば安全とは「許容できないリスクがないこと」としている。それでは、許容できないかどうかということをだれが決めるかと言えば、当然そのリスクを受ける可能性がある人間ひとりひとりである。原発が安全かどうかは、その有用性とは関係なしに、まずは単純に原発自体が安全かどうかで判断すべきである。原発のように大規模な事故が想定される技術の安全に関する問題は、安易に他の利益があるからといって許容してはならない。許容できないリスクを他の利益と相殺つまりトレードオフしようとしても、不可能であると言うこともできる。エネルギー選択や経済性あるいはそれ以外の社会的な有用性などは、安全性の問題とは同一平面で考えることはできない。

6.1.3　ものづくりの基本：壊れにくく、ミスをしにくい設計

原発の安全設計目標は、「核反応を止める」、「原子炉を冷やす」、「放射性物質を閉じ込める」ということになるが、どのようなシステムも機器の故障や人為的ミスが避けられない。そのため、故障しにくいように、また、ミスを起こしにくいように設計する努力がなされる。しかし、安全装置の機器故障を防ぐことが難しいため、安全装置を多重化することによって安全装置が故障する確率を減らす。同時に、何らかの原因で安全装置が複数台同時に壊れることを防ぐため、仕組みの多様化、場所の分離、系統の独立性を確保する。人為的ミスを防ぐために、誤った操作をしてもそれを受け付けないようにし、ミスをしても極力システムに悪影響を及ぼさないような仕組みにする[203]。しかし、複雑なシステムでは、それ

でも事故を絶対的に防ぐことは難しい。なぜなら原発の制御対象である核燃料は、非常に短時間に連鎖反応が進み、ひとつ間違うと核暴走に至る恐れがあるからである。基本は、様々な条件の中でも核反応が進むと自動的に反応を抑制するような仕組みにすることが重要である[204]。ただし、核反応を進める因子と抑制する因子は種々あって、それぞれの因子が複雑に関係するため、その制御には細心の注意が必要である。チェルノブイリ原発では、制御棒の仕組みに欠陥があったため、制御棒を挿入していく過程で核反応を促進してしまうことになったとされている。また、低出力で運転していると不安定な状態になり暴走するという設計上の危険もあった。

6.1.4 安全装置を解除した状態で起きる事故

BWRでは、核反応を止めるための制御棒を原子炉の下から入れているため、万一にも制御棒が脱落するようなことがあってはならない。しかしながら、日本では1978年から2005年までの間に、停止中に20回もの制御棒脱落や誤挿入のトラブル（同時に1本から34本）があり、そのうち2回は「臨界」に達している[205]。しかも、それらのトラブルの多くは2007年まで公表さえされていなかった。制御棒の脱落はきわめて危険であるから、通常は制御棒を回転させて爪が掛かる状態にして、押し上げる力がなくなっても脱落しない仕組みにしている。しかしながら、制御棒を挿入しようとする時には爪を外すが、たまたまその状態で機械の故障やミスで制御棒を引抜く方向に力がかかってしまったり、自重を支える力が抜けてしまったりすると制御棒は脱落してしまう。つまり、どのような脱落防止装置も、装置を動かすためには脱落防止装置を外さざるを得ず、その瞬間に誤った方向の力（機械的か人為的かを問わず）が加わると脱落してしまうことが起こりうるのである[206]。また、制御棒が完全に回転しきれず、爪が部分的にひっかかってロックされた状態になっている場合に、制御棒を引き抜く力がかかると、爪が不安定に引っかかっているため、制御棒が少し回転してロック機構が外れてしまう可能性もある。

6.1.5 確率的安全から確定的安全へ

一定期間に発生する故障の頻度を故障率といい、故障率が小さいことを信頼性が高いという。一般に信頼性が高く、故障しにくい装置は安全だと思われる傾向にある。しかし、それは必ずしも正しくない。故障には、安全側の故障と危険側の故障がある。

たとえば、車のブレーキが故障して効かなくなると、それは「危険側故障」で事故につながる。例えその装置が故障しにくい信頼性の高いものであっても、スイッチを入れて電流を流すことでブレーキを作動させる装置であれば、やがて劣化が進んで、ある確率で故障することになり、その時には安全は確保できない。図25の左図のシステムでは、ボタンを押すことで回路に電流が流れ、コイルの電磁石の力でブレーキがかかる仕組みになっている[207]。故障しない時には良いが、構成する電気回路の部品点数が増えると故障頻度が大きくなり、部品の故障率に応じて事故を起こす可能性が高くなる。これを「確率的安全」という。

これに対して、図25の右図のシステムでは、常時コイルに電流を流して、電磁石の力で持ち上げて、

---

[204] このような自動的に暴走を抑制する性質を「自己制御性」という。
[205] 日本弁護士連合会「原子力発電所の制御棒脱落事故隠蔽問題に関する意見書」2007年8月23日
[206] 「制御棒引き抜け事象調査委員会　機構解明WG報告」原子力学会2007年秋
[207] 佐藤国仁（2001）「国際安全規格の動向と安全確認型システムの概要」『ESPEC技術情報』27（2001年10月）の図1「制動装置」を改修。

ブレーキがはずれるようにしておく[208]。ボタンを押すと電流が切れて、重錘の重みでブレーキがかかるように設計する。部品点数が増えるにしたがって故障率は増えるが、部品の故障は電流を切ることになるので、自動的にブレーキがかかり止まることになる。故障すると止まってしまうが、その度に安全装置としてブレーキが確実に効くことになる。こうした設計を「確定的安全」[209]といっている。機械装置はできる限りこうした「確定的安全」に作りこむことが重要である。

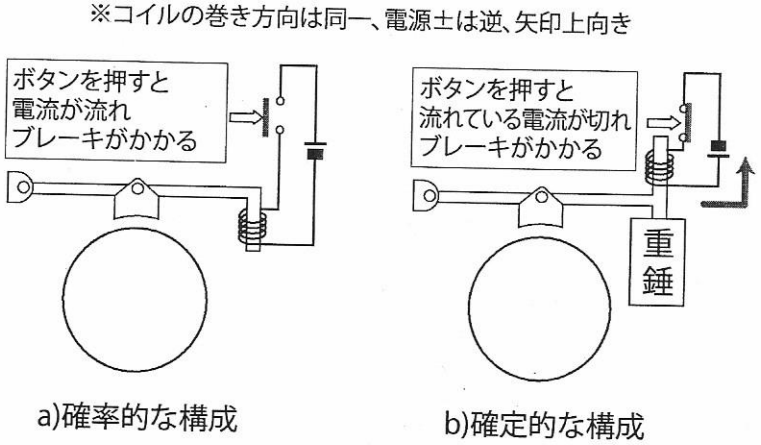

図 25　「確率的安全」と「確定的安全」

出典：　佐藤（2001）をもとに作成【脚註 207】

ブレーキのような安全装置はエネルギーが高い状態つまり電流が流れている状態でブレーキを外しておき、エネルギーレベルが低い（電流が流れていない）状態でブレーキが効くようにすると、故障や人為的なミスでエネルギーレベルが落ちた時にも安全に止まることになる。ただし、ここでいう「確定的安全」の例も、あくまで設計思想の違いを示すことが目的で、この電気回路上の故障のみを対象としている。例えば、ブレーキそのものが故障して動かない等、あらゆる故障を完璧にカバーしているものではない。その意味で、厳密には『絶対安全な仕組み』が存在するわけではない。にもかかわらず、仕組みとして「確定的安全」と「確率的安全」の違いは決定的に重要である。「確率的安全」と「確定的安全」という決定的に異なる設計思想があることを知らないで、あるいは無視して、「世の中に絶対安全などない」と主張し、本来やるべき安全の作り込みを怠ってきたのが原発である。

6.1.6　能動的安全と受動的安全

前項の確率的安全／確定的安全と似たような対の概念として、「能動的安全」（アクティブ・セーフティ）と「受動的安全」（パッシブ・セーフティ）がある。従来の原発の設計は、大半が動力に頼る「能動的安全」を基本にしており、それが故に外部電源喪失時に冷却が困難になった。ウェスティング・ハウ

[208] 前註に同じ。

スのAP1000という炉型やアレバのEPRという次世代型の原子炉は、動力に頼らない受動的安全系を備えている。

EPRの場合の過酷事故対策としては、炉心溶融を起こした時に、水蒸気爆発を回避しつつ溶融デブリを冷却するコアキャッチャーを備えている。AP1000は原子炉の外側に水を張って（IVR：in vessel retention）冷却し、原子炉圧力容器の溶融貫通（メルトスルー）を防ぐ設計になっており、冷却系統も、動力に頼らず格納容器上部のタンクから水を重力で落として冷却する安全設計が取り入れられている。

このように受動的安全とは、動力を使わずに、重力や圧縮ガス等により必要な状況になると自動的に安全装置が作動することをいう。さらに、AP1000、EPRともに、航空機落下に対して耐えられるよう格納容器を二重化する等の対策もしている。両者とも、これですべての過酷事故対策が解決したというわけではないが、少なくとも現在の日本国内の原発よりははるかに安全性を重視したものであることには違いない[210]。

こうした新規プラントの国際的な安全設計は、福島原発事故以前から試みられてきたもので、日本とは対照的である。日本における新規制基準の対策は、「できることだけをやる」、「対策が難しい問題は、発生確率が小さいとして無視する」、「小手先だけの対策はするが、過酷事故対策は、基本的に人海戦術に頼る」ことにしている。これで事故を収束できるかどうかはきわめて疑わしい。日本の原発も事故が発生した時には、一定時間何もしなくてもプラントの状態が悪化しないような仕組みにしないといけない。新規制基準だけでは、福島原発事故のような事故進展を防ぎ得ない。

安倍総理大臣をはじめとする日本の政府関係者が繰り返し強調する「世界最高水準」とは何を指しているのだろうか？

6.2 原発事故のリスクと確率論的リスク評価の手法

6.2.1 原発事故のリスクとは

異なる事故を比較する場合、何らかの定量化を行う必要があるが、その定量化する指標をリスクという概念で表す。事故のリスクは、〔被害の大きさ〕と〔発生頻度〕に依存するとされ、一般には〔被害の大きさ〕×〔発生頻度〕として表すことが多い。

それでは、〔被害の大きさ〕はどのようにして定量化できるのか。死傷者の数か避難者数か。避難したくてもできなかった人の数は？　土地の汚染の程度は？　地下水の汚染はどう定量化できるのか？経済的損失はいくらか？　これらの諸要素を考えると、そもそも〔被害の大きさ〕そのものが曖昧である。

他方、〔発生頻度〕は、炉心溶融や放射性物質の大量放出について、1年間1基の原子炉を運転した時に発生する頻度として表す。具体的には、10^{-1}／炉年（＝10炉年に一度）とか10^{-4}／炉年（＝1万炉年に一度）と表すことができる。しかしながら、地震や津波、火山の噴火などの自然現象について〔発生頻度〕を予測するには多くの不確かさがある。

地震で言えば、そのメカニズムと地球表面の地殻の移動量などの観測データから〔発生頻度〕を推定するが、そもそも影響する因子が地殻の移動量だけとは限らない。地殻の移動によるひずみが一定値に

---

[210] 前掲『原発ゼロ社会への道』（2014）4-7「新規制基準は「世界最高水準」には程遠い」pp.160-164参照。

達すると、地殻（岩盤）の破壊現象としての地震が起きるが、破壊面の方向や広さは一義的に決まるものではなく、そのひずみ値自体が相当バラツキの大きなものである。したがって、そうした物理的なメカニズムによる推測だけではなく、過去の地震のデータを元に〔発生頻度〕を統計的に推定することが重要になる。

とはいえ、発生頻度の少ない地震のデータから推測する場合には、推測しようとする期間より一桁あるいはそれ以上長期にわたるデータが必要である。1万年に1回という頻度の地震をデータで検証するには、10万年あるいは100万年にわたるデータが必要であるが、地震観測が始まってから数百年しか経っていないことから、そのような長期にわたるデータがあるはずがない。したがって、過去の限られた地震動の記録と、地盤の動きや過去の地震の記録と見做される活断層や地盤の特性等を調査し、推測するしかない。

現実には、1995年の兵庫県南部地震（阪神・淡路大震災）以来、2004年の新潟県中越地震、2007年新潟県中越沖地震と大きな地震が続き、2011年3月の東北地方太平洋沖地震という日本観測史上最大の地震が起きた。そして、2016年4月の熊本地震では、最大震度7を記録する地震が2回も繰り返した(☞ 1.1.3)。熊本地震では、熊本市から阿蘇山を経て大分県までの広範囲を震源とする余震が頻発し、かつてなかったほど長期に渡り大きな揺れを繰り返し、かつ震源が浅かったこともあり、甚大な被害が発生した。こうして次々と過去に経験のない地震が起こってきたことを考えても、津波も含めて自然現象が持つ現象面の不確定性は避けられない。

さらにその発生頻度を正確な数字で議論しようとすることに無理がある。地震学者も、各電力会社が決める基準地震動を超える可能性つまり超過確率（原子力学会2007年）が

> 年あたり、10^{-4}から10^{-5}/年、場所によっては10^{-5}から10^{-6}/年となっており、1万年から10万年、場所によって100万年に一回の非常に稀な現象とされていたが、実際には過去10年間に4回も基準地震動を越えていることは考えがたい。

として、

> 見直し後の基準地震動も、実際の超過確率はせいぜい1000年から100年に一度程度しかないのではないか

と危惧している[211]。さらに、原発事故は、地震や津波などの自然現象の発生をきっかけに機器や配管の損傷や機能喪失が起こり、事故に進展していく可能性を考慮しなければならない。原発事故のリスクは、放射性物質の拡散による事故の〔被害の大きさ〕とその〔発生頻度〕の双方において、きわめて大きな不確実性を持つものなのである。

6.2.2 確率論的リスク評価（PRA）という手法

前項は地震や津波による自然現象を起因事象（きっかけ）とする事故の話であるが、その他にも航空機落下や人為的な攻撃など、外部からの影響で原発事故に至る可能性がある。また原発事故は、機器や

---

[211] 浜田信生（2013）「原発の基準地震動と超過確率」『日本地震学会ニュースレター』25(3)

配管の損傷や制御系のトラブルなど、内部事象[212]がきっかけでも起こる。内部事象により起きたトラブルが人のミス（ヒューマンファクターという）や事態の進展によって次々に起こる様々な機能不全が重なり、やがて炉心溶融等の過酷事故（重大事故と呼んでいる）に至る場合もある。

原発事故においては、起因のいかんに関わらず、大規模なプラントシステムとして、制御棒による核反応停止の失敗や、建屋・配管や格納容器および機器の破損から、緊急炉心冷却系の機能喪失が発生すれば、原子炉が空焚きとなり炉心溶融へと進み、やがて格納容器破損あるいは格納容器ベントという格納容器機能の喪失へと進展していくことが予測される。事故防止の成否はそれをどこで阻止できるかにかかっている。こうした事故の進展は装置自体が複雑であると同時に、事故の進展経路も無数に考えられ、人の介在もあるため不確かさが極めて大きい。

そこで、事故の進展を極力客観的に評価する目的で、確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）という手法が用いられている。炉心溶融までの評価を「レベル 1 PRA」といい、直接的には炉心損傷頻度（Core Damage Frequency、CDF）を求めることになる。その先の、格納容器機能喪失に伴う放射性物質の放出までの評価を「レベル 2 PRA」といい、現在は「レベル 1.5 PRA」として、格納容器機能喪失頻度（Containment Failure Frequency、CFF）を求めることにしている。その上で、敷地外部への放射性物質の放出による放射線被ばくや汚染の拡散までの評価を「レベル 3 PRA」と定義している。

福島原発事故以前は、自然現象である地震 PRA は、手法の研究は続けられていたが確立してはいなかった[213]。福島原発事故以降は、原子力学会を中心に「地震 PRA」とさらに「津波 PRA」として解析手法が整備され、使用され始めた。また、「プラント停止時 PRA」も整備され、現在は、出力運転時、停止時、地震、津波のレベル 1 PRA が一応でき上がっている。実運用されているのは「レベル 1 PRA」から「レベル 1.5 PRA」までで、それ以降の評価は今のところ実施されていない。

6.2.3 イベントツリー・アナリシス（ETA）とフォールトツリー・アナリシス（FTA）

PRA の評価手法の核は、イベントツリー・アナリシス（Event Tree Analysis、ETA）およびフォールトツリー・アナリシス（Fault Tree Analysis、FTA）である。これらは、複雑な現象を論理的に展開し、発生頻度を定量化する方法として工夫されているものである。これらの手法を簡潔にイベントツリー（ET）およびフォールトツリー（AT）とも言い、図 26 に示すように組み合わせて使うことが多い。

ET（A）では、起因事象の発生頻度 F_I を求めておき、事象の進展を各段階の成功と失敗に振り分ける。例えば、原子炉停止に失敗した場合は、F_I に別途求めてある原子炉停止の失敗確率 P_A を掛けて I_A（炉心損傷）の発生頻度を求める。原子炉停止に成功した時には、原子炉冷却（直接的には ECCS の作動）の成功・失敗にわけ、F_I に原子炉冷却の失敗確率 P_B を掛けて I_B（炉心損傷）の発生頻度を求める。同様に原子炉冷却後、長期にわたる崩壊熱の除去の成功・失敗の確率から、各炉心損傷頻度を求める。すべての事故シーケンスに成功した場合に「安全停止」が実現する。このように、時間軸に沿って各イベント（原子炉停止や原子炉冷却など）の成功・失敗に展開し、それに後述する FT（A）で求めた失敗の確率を入れて、すべての炉心損傷への事故シーケンスのパスの確率を積算することで全炉心損傷発生頻度 CDF を求めることができる。

---

[212] 事故に進展する可能性のあるプラント内部の機器類の故障や人的過誤を意味する。地震や津波、火山、航空機落下などの外部事象に対して、それ以外を内部事象とみることもできる。

[213] 地震PRAは津波PRAに比べると研究が先行していて、2007年には原子力学会で地震PRAの実施基準がまとめられていた。

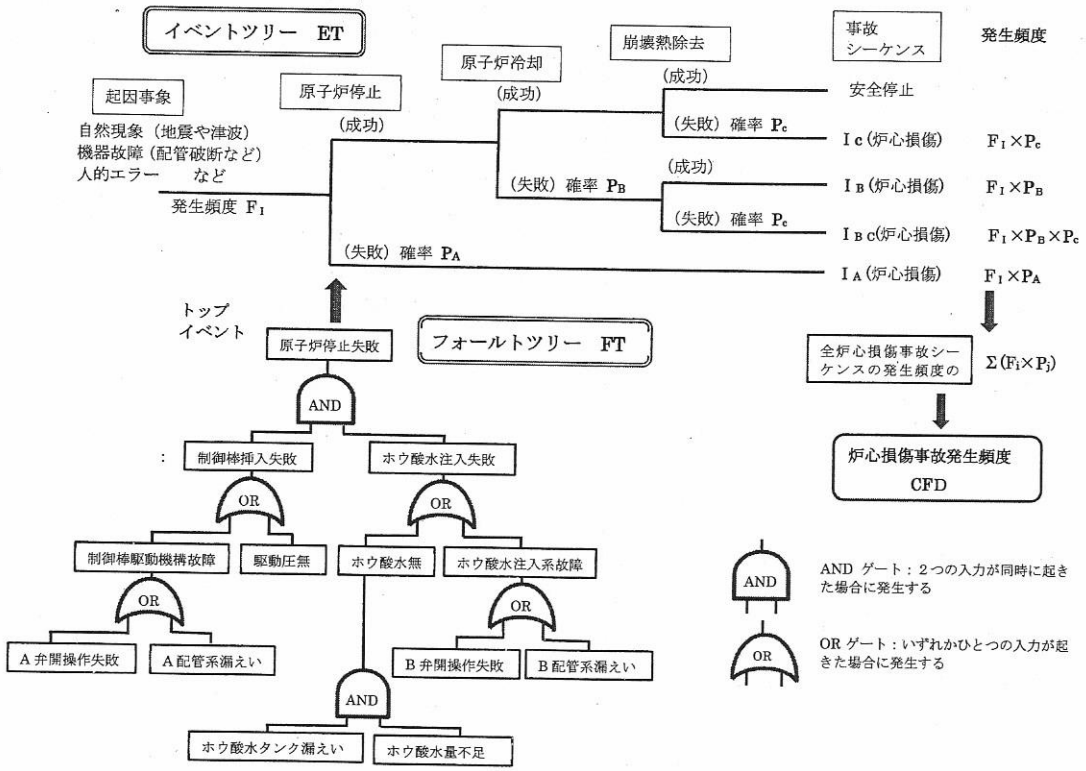

図 26　イベントツリー（ET）およびフォールトツリー（FT）

図版作成：　後藤政志

他方 FT（A）は、トップ事象（トップイベント）に例えば原子炉停止失敗をおき、論理的に原子炉停止に失敗する可能性がある「制御棒挿入失敗」と「ホウ酸水注入失敗」を考える。両方とも失敗した場合に原子炉停止失敗に至るので、ここでは、「AND ゲート」で表す。次に「制御棒挿入失敗」が発生する要因として「制御棒駆動機構故障」と「駆動圧無」を抽出し、両者のいずれかひとつが発生すると「制御棒挿入失敗」に至るとして「OR ゲート」で表す。同様に「制御棒駆動機構故障」を展開し、「A 弁開操作失敗」と「A 配管漏えい」を「OR ゲート」で結びつける。こうして、次々と失敗の要因を展開し、最後に一番下の機器の故障率と操作の失敗確率を入力して、トップイベントである「原子炉停止失敗」の確率 P_A を求める。このトップイベントの失敗確率をイベントツリー（ET）の入力とする。

つまり、時間軸に沿った成功・失敗の連鎖としての ET（A）を展開し、成功・失敗の分岐における失敗をトップイベントとして抽出する。失敗の原因を論理的に抽出する FT（A）を用いて分岐における失敗確率を求め、ET（A）に代入することで、事故シーケンス毎の炉心損傷頻度を求め、すべての事故シーケンスから、理論上、全炉心損傷事故発生頻度（CDF）を求めることができる。

6.2.4　PRA の歴史

米国では、1946 年に原子力委員会 AEC（Atomic Energy Commission）が設置され、軽水炉の開発と安全性研究の後、1973 年に WASH-1250 という報告書が PRA の促進のために発表された。この段階で、

すでに多重防護・深層防護による安全設計思想と設計基準事故評価やALARA（as low as reasonably achievable：合理的に達成可能な範囲で低くする）概念による放射線被ばくを50μSv／炉年に制限すること、および便益とリスクに関する基本的な考え方、事故の発生確率が議論されていた。

1975年にラスムッセン報告（WASH-1400）が確率論的リスク評価PRAとして公表され、事故の発生確率や放射能の放出量と化学形態および公衆の放射線による身体影響などが示された。その後1978年にNRC内で構成されたルイス委員会は、ラスムッセン報告の基本的な評価手法は認めつつ、リスクの定量的絶対値は不確実性が多く信頼できないとした。ただし、相対的評価に意味があるとした。

そして1979年3月にスリーマイル島原発事故（TMI事故）が発生する。TMI事故では、加圧器逃がし安全弁が開固着（開いたままの故障）して小口径配管相当の小LOCAが起きたが、大LOCAよりも起き易いことがラスムッセン報告で指摘されていた。TMI事故を受けて過酷事故に関する研究が盛んになった。1986年には、旧ソ連のウクライナでチェルノブイリ原発事故が発生し、ヨーロッパが広域にわたって汚染された。1990年12月米国で「NUREG-1150最終報告書」が刊行された。同報告書では、米国内の炉型の異なる5基の原発[214]について確率論的リスク評価（PRA）を適用している。

表8　確率論的リスク評価の歴史

1973年	WASH-1250　米国AEC　PRAの促進
1975年	WASH-1400「ラスムッセン報告」
1978年	ルイス委員会がWASH-1400を再評価
1979年	米国スリーマイル島原発事故
1986年	旧ソ連チェルノブイリ原発事故
1987年	NUREG-1150ドラフト報告　代表的5プラントを評価
1990年	NUREG-1150最終報告

日本では、確率論的リスク評価をまがりなりにも進めてきたが、プラント名を出して、きちんとした形で公表してこなかった。新規制基準による再稼働を巡る適合性審査においてPRAを一部実施しはじめているが、外部事象の評価方法、共通要因故障、人為的ミスの扱い、外部からの攻撃、システム相互間の独立性、適用する故障率データ、結果の上限下限の評価方法と妥当性などによって結果に大きなばらつきが発生するためである。結局、PRAはその絶対値を評価するにはあまりに不確定性が大きいゆえに「評価結果は極度に個々のプラントに依存している」、「炉心損傷確率あるいはリスク評価の定量的な結果は、類似の設備を持ち、設計・建設者が同一であったとしても、他のプラントには適用できないこともある」と指摘されている[215]。

---

214 サリー原発（PWR、3ループ、低圧格納容器）、ザイオン原発（PWR、4ループ、大型ドライ格納容器）、セコイア原発（PWR、アイスコンデンサー型格納容器）、ピーチボトム原発（BWR、MARK-Ⅰ格納容器）、グランドガルフ原発（BWR、MARK-Ⅲ格納容器）

215 佐藤一男（2006）『改訂 原子力安全の論理』日刊工業新聞社 p.278を要約

6.2.5 日本における安全目標

日本では電力会社とメーカーおよび原子力研究開発機構等の研究機関が中心になって代表的なプラントのレベル1 PRAが検討された。他方、規制の立場として原子力安全委員会は1987年に共通問題懇談会で検討を行い、1990年に重大な炉心損傷頻度CDFが10^{-5}／炉年以下と評価した。CDFが米国より小さい結果となったのは、日本では外部電源と非常用ディーゼル発電機の信頼性が高いことが要因であった。さらにレベル2PRAでは10^{-6}／炉年以下となった。しかし、これらは内部事象を中心にしたもので、外部事象は除外されていた。原子力安全委員会は、2001年に安全目標専門部会を設置して安全目標の検討をはじめ、2003年に中間とりまとめを実施した。そこで、事業者が達成すべき安全目標案を下記のように示した[216]。

- 定性的目標は公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意に増加させない水準に抑制すること
- 定量的目標は原子炉施設の事故に起因する被ばくによる施設周辺の公衆個人の急性死亡リスクが10^{-6}／炉年程度を超えないように抑制すること、及び事故に起因する放射線被ばくによるがんにより施設からある範囲の個人平均死亡リスクが10^{-6}／炉年程度を超えないように抑制されること

そして、内部事象と外部事象の安全目標への適合性の判断の目安を原子力施設の性能目標とした。その指標として、①炉心損傷、②格納容器機能喪失、③早期格納容器機能喪失、④大規模放出などがあるが、施設を代表して定量化できる①と②だけを性能目標とした。具体的に、指標Ⅰとして、①炉心損傷頻度CDFが10^{-4}／炉年程度、指標Ⅱとして、②格納容器機能喪失頻度CFFが10^{-5}／炉年程度とした。なお、考慮すべき事項として、複数立地の影響、地震等自然現象に伴う不確かさの考慮や外部事象のPRA技術の向上があげられている。

ここで大きな問題は、③早期格納容器機能喪失と④大規模放出を除外していることである。その背景には、両者は発生頻度が小さいという評価があるように思われるが、早期格納容器機能喪失というのは、高圧で原子炉が破壊する格納容器雰囲気直接加熱や水素爆発、水蒸気爆発のほか、水蒸気や非凝縮ガスによる格納容器過圧破損以外の格納容器破壊モードを意味し、エネルギーの大きな爆発的現象が多い。また、放射性物質の大規模放出は、格納容器フィルターベントの故障や格納容器の隔離弁が開いたまま故障する格納容器バイパスあるいは格納容器早期破損に伴うケースも考えられる。いずれにしろ、片方でCDFやCFFを計算しておきながら、発生確率の小さい現象を無視することで格納容器の健全性を担保したことにしようとしていることが、きわめて無理な論理展開である。福島原発事故を考えれば、たとえばBWR型格納容器の建屋内で立て続けに水素爆発が発生することを予見できなかったことをどう見ているのか？　建屋内水素爆発の発生確率はどれほどと見做されていたのか再確認してみれば、確率が小さいとして無視することの問題は明らかであろう。

さらに、炉心損傷確率を安全目標にする時に、「日本では地震・津波が多いが内部事象による炉心損傷確率が米国よりも小さく、日米の炉心損傷確率は米国に比べて十分低い」と言った議論がされている。し

216 武今英樹（2016）「原子力発電プラントの安全目標」『学術の動向』21(3) pp.39-43

かし、事故の被害の影響を比較するには、日本と米国の国土の差や人口密度を考慮する必要がある仮に日米で同じ規模の事故が起きた時、集団被ばく量や汚染の範囲、経済的損失など影響の程度は圧倒的に日本の方が厳しい。ともすると日本は自らの頭で考えないで、米国の安全目標の都合がよい部分だけをそのまま引き写しにしたりする傾向がある。

6.3　原発の安全性が担保されていない理由

6.3.1　炉心溶融に伴って破損するような格納容器に意味はあるか

チェルノブイリ原発事故に際して、チェルノブイリ原発のようなRBMK型原子炉（黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉、いわゆるチャンネル炉）には格納容器が設置されていない（つまり、格納容器をもつ日本の原発ではチェルノブイリのような事故は起きない）と日本の原子力工学者たちは主張したが、日本の原発の格納容器は、福島原発事故で明らかになったように、最終的には格納容器ベントを強いられ、状況によっては大規模に破壊する可能性もあった。福島第一原発２号機の格納容器は明らかに破損しているが、原因は分かっていない。格納容器があるから大丈夫だというのは幻想にすぎない。

国内の原発について、各電力会社が行ったPRAの結果をみると、例えばBWRマークⅡ型の東海第二

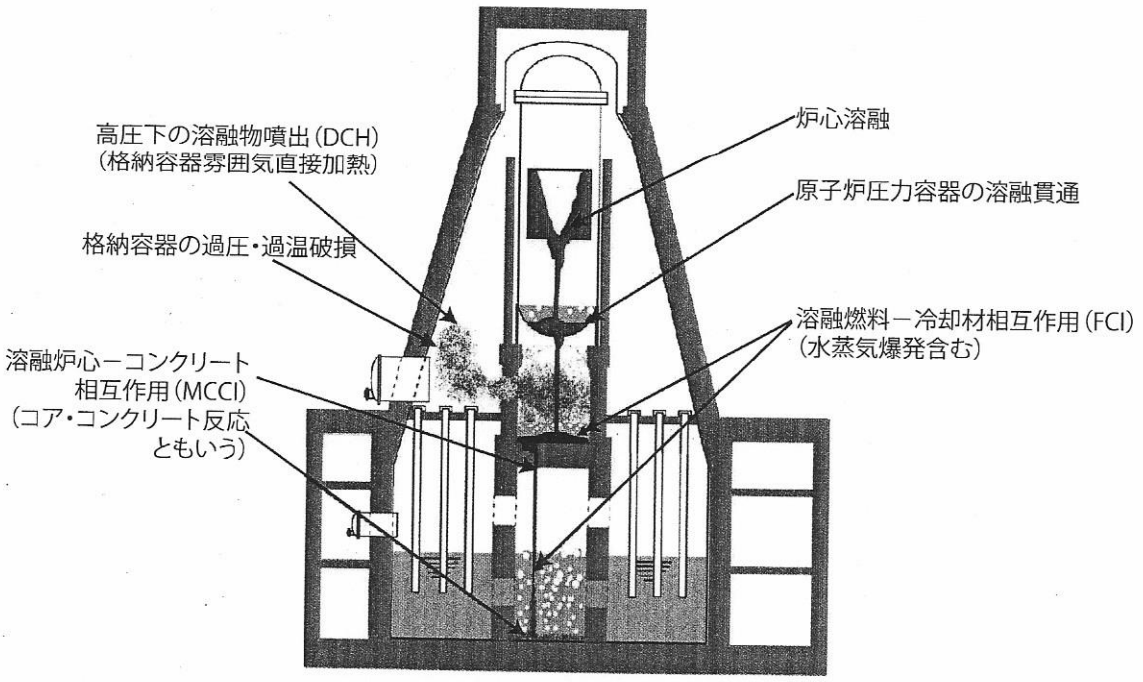

図27　炉心損傷後のマークⅡ型格納容器内の溶融デブリの移行経路

出典：　東海第二原発審査資料（2014年９月）に加筆して作成【脚註217】

（☞ 図 27）[217]では、炉心損傷頻度 CFD が 3.6×10^{-5}／炉年に対して、格納容器破損頻度 CFF はまったく同じ 3.6×10^{-5}／炉年であり[218]、これは崩壊熱除去失敗（TW、TBW）による格納容器先行破損（炉心溶融前に格納容器破損）が事故シーケンスの大半を占めるためである。また、同じく BWR マーク I 改良型の女川 2 号[219]でも、CDF と CFF は同じ 5.5×10^{-5}／炉年で、ここでも格納容器は過酷事故に対してまったく役に立っていない。他方 PWR を見ると、伊方 3 号[220]、玄海 3・4 号[221]、泊 3 号[222]ともに、CDF が 2.2～2.3×10^{-4}／炉年に対して、CFF は 2.1×10^{-4}／炉年と炉心損傷した場合には、約 95％の割合で格納容器破損に至る。つまり、BWR も PWR も過去の事故を考えると、格納容器はほとんど存在価値がないことになる。

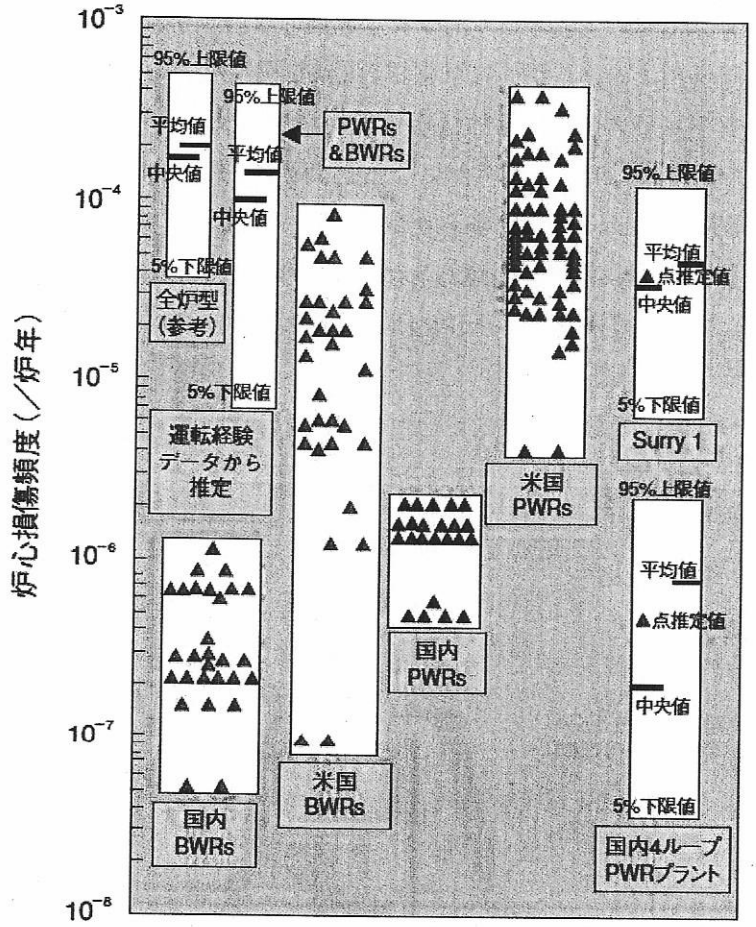

図 28　日本と米国の個別プラント評価（炉心損傷頻度）比較

出典：　嶋田（2002）【脚註 223】

---

[217] 日本原子力発電株式会社（2014）「東海第二発電所　確率論的リスク評価（PRA）について（内部事象出力運転時レベル1.5PRA）」資料2-4（平成26年9月）www.nsr.go.jp/data/000035967.pdf　のp.4.1.1-54、第4.1.1.1-1 図「格納容器の形状及び溶融デブリの移動経路の概略」に加筆修正して、本章の図27とした。

[218] 日本原子力発電株式会社（2014）「東海第二発電所 確率論的リスク評価（PRA）について」平成26年9月 資料2-1 www.nsr.go.jp/data/000035964.pdf

[219] 東北電力株式会社（2015）「女川原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価（PRA）について」平成27年7月 資料1-1-2 www.nsr.go.jp/data/000112857.pdf

[220] 四国電力株式会社（2013）「伊方発電所3号機　確率論的リスク評価（PRA）について　補足説明資料」平成25年12月 資料3-2-3 www.nsr.go.jp/data/000034915.pdf

[221] 九州電力株式会社（2013）「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉　確率論的リスク評価（PRA）について」平成25年12月 資料2-2-2 www.nsr.go.jp/data/000034908.pdf

[222] 北海道電力株式会社（2013）「泊発電所3号機　確率論的リスク評価（PAR）について」平成25年12月 資料1-1 www.nsr.go.jp/data/000034879.pdf

なお、PRAの絶対値を詳細に議論しても始まらないが、傾向としてPWRは福島原発事故を起こしたBWRに比べて1桁近く炉心損傷頻度が大きいことは注視しておく必要がある（☞図28）。なぜなら、PWRを採用している電力事業者の中には、福島原発事故について、「PWRは福島のような事故を起こす可能性は小さい」とする見解も時々聞かれるが、そもそも最初に炉心損傷事故を起こしたのは米国スリーマイル原発であり、PWRではなかったのか。図28の日本および米国の全個別プラント評価のPRAの結果[223]をみる限り、むしろPWRの方が炉心溶融を起こし易いと見做せる。また、この解析結果の傾向は米国NRCが1975年に代表的な5プラントの確率論的リスク評価として実施したNUREG－1150（☞6.2.4）でも同様である。

6.3.2　フィルターベントは有効か

格納容器は放射性物質の拡散を防ぐ最後の砦とされているが、BWR型の場合は事故時に圧力抑制プールが機能しない事態になったり、長期的には海水冷却系つまり原子炉の熱を格納容器を経て海に捨てる最終ヒートシンクと呼ばれる機能が失われれば、格納容器の圧力・温度が上昇し、やがて格納容器過圧破損・過温破損に至る。PWR型では、圧力抑制プールはないため格納容器の体積がBWRの5倍から10倍近く大きいが、それでも最終ヒートシンクがなければ、時間の問題でやがて格納容器過圧破損・過温破損に至る。

こうした格納容器の過圧・過温破損は、格納容器の最も代表的な破壊モード（壊れ方）であり、福島原発事故でも格納容器の過圧が進行し、格納容器から放射性物質と共に水蒸気やガスを放出する格納容器ベントを実施せざるを得なくなった。BWRは格納容器ベントに際して圧力抑制プール水を通して放出（これをウェットウェルベントという）すれば一定程度放射性物質を除去できるが、圧力抑制プールの水温が上がってしまったり、バルブ操作ができないか、あるいは故障してしまえば、圧力抑制プールを介することなく格納容器ベント（これをドライウェルベントという）をせざるを得なくなる。福島でもドライエウェルベントが行われた。

このような事態に備えて新規制基準では格納容器ベントラインにフィルターを付けて放射性物質の除去と抑制することを義務づけた。フィルターベントは、ヨーロッパでは1990年代から導入されており、遅まきながらではあるが設置する方向で動いている。それでは、フィルターベントを付ければベントに際して放射性物質の放出が抑制され、避難の必要がなくなるのか。

図29に東海第二原発のフィルターベント装置の概念図を示す[224]。フィルターは水プールによるものと、金属フィルターの2種類のものが組み込まれているが、前者は水位と水温を制御し、この系統に必然的に流れ込んでくる大量の水素の処理装置も必要であり、極めて複雑なシステムである。金属フィルターも長時間の使用には交換が必要であろう。ベントラインもフィルターベント系と従来の耐圧ベント

---

223 嶋田善夫（2002）「加圧水型原子炉に対するレベル1PSAの不確実さの収束性と不確実さに寄与する重要要因の解析」、原子力安全システム研究所『INSS JOURNAL』Vol.9: pp.58-66（www.inss.co.jp/wp-content/uploads/2017/03/2002_9J058_066.pdf）の図5「世界の原子力発電所運転経験データ(PWRs & BWRsおよび全炉型(参考データ))、米国108基の個別プラント評価、国内51基の個別プラント評価、Surry1号機、国内4ループPWRプラントの炉心損傷頻度90%信頼区間比較」。嶋田の典拠データは、米国NRCの"NUREG-1560"（米国内108基の個別プラント評価）と第54回原子力安全委員会臨時会議 2001年8月2日 添付資料「PSA結果一覧」に掲載された日本国内51基の個別プラント評価。

224 日本原子力発電株式会社（2017）「東海第二発電所　重大事故等対処設備について」資料2-1-3 平成29年6月 p. 167（3.5-29）、第3.5-3図「格納容器圧力逃がし装置系統概要図」 www.nsr.go.jp/data/000192490.pdf

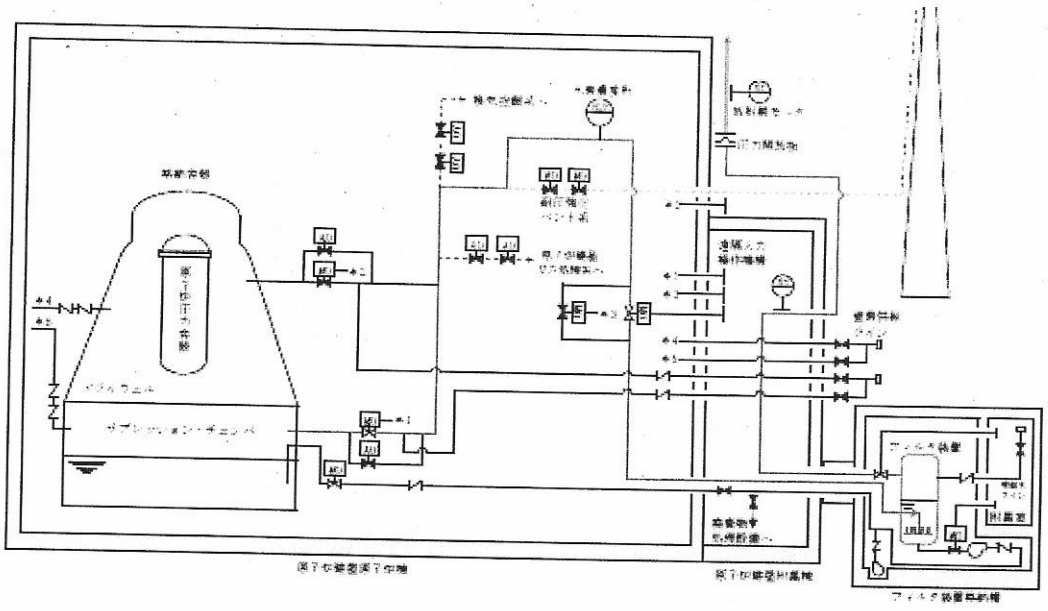

図 29　フィルターベントシステム概要

出典：　東海第二原発審査資料（2017 年 6 月）【脚註 224】

系に分かれ、多くのバルブを複雑な手順でタイミングよく操作する必要がある。福島原発事故でたった２つのベント用バルブを８時間もかけてやっと開いたことを考えてもこのような複雑な装置が、しかも過酷事故という緊急事態に果たして機能するかどうかは極めて疑わしい。

そもそも、フィルターベントシステムは、本来ある格納容器の圧力抑制プールと基本原理は同じであり、信頼性の疑わしいシステムを過酷事故用に多重化したものとも見做される。さらに問題は、過酷事故時に格納容器から出た後のフィルターベント系は、本来すべての配管・バルブが格納容器バウンダリと同等の機能・信頼性を要求される。もし、フィルターベント系の一部で漏えいしてしまえば、フィルターが機能せず、フィルターベント系は格納容器から隔離することになり、やがてフィルター無しのベントに移行することになる。格納容器バウンダリは、シンプルな容器と隔離弁で構成された準パッシブセーフティーな装置であるが、そこに信頼性の低い複雑なフィルターベント装置を追加する設計思想は設計工学および安全設計の視点からは疑問である。

このような状況の変化（放射能を閉じ込める格納容器からベントせざるを得なくなった）に対して対症療法的な付け足しの改良をすることを、設計工学の分野では「付加的設計」として戒めている。最初の設計時の条件から大きく変わった段階で、一から全体の設計を見直す「トータル設計」の視点が重要である。改めて基本的な設計の視点で見れば、もともと格納容器そのものの大きさが足りないという事実に行き着く。安全設計の根幹は、故障しても安全が保障される設計にすることである。

6.3.3　PRA の基本的な問題点

WASH-1400 以来、確率論的リスク評価（PRA）には、次のような問題点のあることが指摘されてきた。

佐藤一男は下記①から⑨を指摘している[225]。

① ある事故シーケンスが起こる確率には不確定性がある。
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定性（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。
④ PRAの結果に有意に寄与する事故シーケンスを網羅できているか必ずしも明確ではない。
⑤ PRA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PRA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。
⑥ ET（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えない。
⑦ ET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。（動的ETの開発も進められている。）
⑧ ETおよびFT（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、PRAの実施上原理的に難しい問題である。
⑨ PRA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。

PRAで気をつけねばならない重要な問題は、リスクの洗い出しの作業で、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。

福島原発事故について、二人の鉄道技術者[226]が「原子炉は、PSA（確率論的安全評価、PRAと同意）の立場を重視して設計されてきたものであるが、本質安全[227]の立場を最後まで追求することなしに、PSAでよしとしたところに今回の根本的な問題がある」。また予備電源が不十分だったといった状況について「本質安全論の立場に立てばそもそも電気エネルギーを供給し続けなければ、安全が確保されないという仕組みそのものが重大な誤りということになる」。「PSAを絶対視すると、本質安全による『最後の手段』への思考が及ばぬまま、数値のみで問題なしとしてしまうことがある」と厳しく指摘している。本質安全や確定的安全、あるいは受動的安全などの基本的な安全設計思想を押さえることなしに、PRA（あるいはPSA）に頼ってしまうことの限界をよく表しており、原子力関係者には傾聴に値する内容である。

---

225 前掲 佐藤（2006）pp.279-306
226 「本質安全と確率的安全評価について」中村英夫、山本正宣 横幹 第5巻 第2号（2011年10月号） pp.53-57
227 装置が故障したり、人が間違っても必ず自動的に安全な状態になるシステム。フェールセーフが基本。

6.3.4　セーフティ・カルチャーという幻想

福島原発事故の状況を見ると、どんなに「セーフティ・カルチャー」をベースに人的・組織的な活性化を目指したとしても、人間の持つ持続力の維持には限界があり、時間の経過とともにカルチャーそのものが変質していくことを考えざるを得ない。「セーフティ・カルチャー」の重要性を否定するものではないが、理想的な人的要因、組織的要因を目指す原子力安全の基盤は、常にその劣化にさらされることになり、やがて一世代も過ぎないうちに形骸化すると考える方が自然であろう。

TMI 事故から 7 年後にチェルノブイリ事故が起こり、さらにそれから 25 年後には福島原発事故が起きた。それぞれ、設計も違い、国や運転員も違うが、事故の教訓は学んだはずだ。しかし、長い年月にわたって事故の教訓を風化させずにセーフティ・カルチャーを維持できると考えること自体が幻想であろう。安全性の根幹は原発の設計思想そのものとその仕組みおよび運用方法であり、福島原発事故の徹底した洞察と反省がないまま「セーフティ・カルチャー」に期待することなどできないと思われる。「セーフティ・カルチャー」に頼って原発の安全性を確保しようとすることは、安全神話そのものである。

伊方原発の再稼働に際して、規制委は、「安全目標の継続的な検討を含め、安全文化醸成を始めとした安全性向上に資する取組の促進を図ることが必要であると考える」などと、必要性を述べるだけで検証を行っていない。このようなうわべの言葉遣いに終わっているのが現在の状況である。

6.3.5　事故に至る可能性が否定できない潜在的な設計ミス

原子力プラントの設計、製作、設置、運転、保守の全過程を通じてエラーや故障などがあり得るが、とりわけ重要なのが顕在化しにくい基本的な設計ミスである。福島原発事故でいえば、過酷事故時の格納容器の耐性評価（設計基準を超えてどこまで圧力・温度に耐えられるか）は一応行っていたが、格納容器のフランジや電気ペネトレーションなどの有機シール材からの水素の漏えいは考慮していなかった。そのため、格納容器から漏れた水素が原子炉建屋上部にたまり、1 号機、3 号機、および 4 号機（3 号機の排気系統からの逆流とされている）で水素爆発を起こし、事故の収束をきわめて難しくした。BWR は格納容器内に窒素を封入し、水素爆発に対する最大級の対策を実施してきたのに、水素爆発を防げなかったことは大変重要な問題である。

もうひとつは、格納容器内の温度・圧力が設計基準を越えていたため、炉心溶融後の原子炉の水位計が誤作動したり、格納容器内の圧力上昇により、原子炉を減圧する SR 弁が、背圧で作動しなかった可能性があることである。これらは、設計基準はそのままにして、過酷事故時の条件で格納容器本体は不十分ながらも耐性評価をしたが、その他の計器や機器類の機能確認はされていなかったことによる。

これは、過酷事故対策の設計ミスであり、組織間の伝達ミスである。その背景には、過酷事故対策が規制要件ではなく、事業者すなわち電力会社とメーカーの自主性に任されていたことがある。現行の新規制基準においても、過酷事故時の条件は単なる目標値にすぎず、それ以上に圧力・温度が上がった時には、福島原発事故と同様に機器類の機能不全が起きる危険性が否定できない。

そもそも、炉心溶融を起こした場合、温度や圧力の正確な予測や計測ができるとは限らない。また、同様に建設時において津波対策などは十分考慮されず、地下に配電盤や非常用ディーゼル発電機を設置したが、その後の津波基準の見直しの機会があったにもかかわらず、設計変更をしなかった。これも、設

計条件の設定・見直し段階での広い意味での設計ミスである。

BWRの格納容器の圧力抑制機能も条件次第で機能喪失してしまう欠陥があった。福島原発事故でどこまで生じたかは不明だが、少なくとも地震による圧力抑制室のプール水の揺動（スロッシングという）がBWR型格納容器の設計の根幹である圧力抑制機能を失う、あるいは弱める働きをすることは、設計上考慮されていない重大な欠陥であり、現在も放置されている。

つまり、具体的なシステムや機器の設計で、潜在的な設計上のミスが隠されている可能性があることが危惧される。こうしたエラーはたまたま事故の進展に伴って顕在化することになるが、当該事故に関係がない部分のエラーは見過ごされている可能性があり、それはやがて次の異なるタイプの事故を準備していることになる。

6.3.6 事故の物理的な進展が想定される事象を無視してはいけない

複雑なシステムのリスク評価を行う上で、一つの指標としてPRAが有効である場合があることは否定しない。たとえば、あるシステムにおいて装置を改善した時に、設計変更の前後でどれだけ改善されたかの相対的な評価には一定の意味がある。しかしながら、起因事象や事故シーケンスの中で、明らかに大きな（被害の）危険性が指摘されている場合は、決定論的に事故の発生・進展が予見されたとして、慎重な評価・対策をすべきである。

たとえば、過酷事故対策の評価において、「航空機落下は確率（10^{-7}／炉年以下）が小さいから起きないとする」、「PWRでは、解析により格納容器内水素濃度は爆轟限界に至らないとする」、「格納容器内に発生した水素の濃度を低下させるためにイグナイタで着火した場合に爆発するリスクを無視する」、「PWRで原子炉が冷却できなくなった時、原子炉キャビティに予め水を張って原子炉から落ちる炉心溶融デブリを水に落下させても水蒸気爆発が起きない」とされている。航空機落下は確率が小さいとしているが、欧米ではすでに二重格納容器を設置する対策がされつつあることはすでに述べた（☞ 6.1.6）。事業者側の主張では、あり得ないと思っていた地震や予見されていたがそれを無視してきた大津波を経験した日本で、なぜ航空機落下が無視できるのか不思議である。

確率が小さいが甚大な被害が推測される事態に、強度評価すら行わず全く対策などしないまま、起こらないことにして目を背けようとすることは原子力発電事業者としての質が問われる。それを確たる証拠もなしに追認する規制委も、原子力安全規制に関わる資格があるとは言い難い。

6.3.7 重要な安全評価を不確かさの大きい解析だけで承認してはいけない

PWRの格納容器内で水素が発生した場合、BWRと違って格納容器内に窒素充填をしていないため、水素爆発の危険性がきわめて高い(☞ 1.6)。にもかかわらず、容量の小さい触媒式水素再結合装置で水素を減らすとか、全量水素が出ても爆轟限界（約13%）には至らないとの解析結果を基に水素爆発は起きないという電力事業者の説明が新規制基準の下でも承認されてきた。水素の発生量から、格納容器内の構造物への気体の浸透および排出は、機器の熱源、格納容器内対流などの影響を受けるため、水素濃度のばらつきを考慮すべきである。爆燃から爆轟への遷移や思わぬ事故の進展など、もろもろの可能性を考えると、外乱のない理想的な状態での解析により、「水素濃度が13%に達することはない」とする机上の評価で結論を出すのは、安全性を評価する工学の常識からも逸脱している。

ちなみに、加圧水型原発では、大飯３・４号機および玄海３・４号機の水素濃度最高値が約 12.8%、伊方３号機が約 11.3%、泊３号機が約 11.6%とし、爆轟防止の判断基準値 13%以下であるから爆轟は生じないとしている。個々のパラメータは保守的に評価しているとしているが、様々な数値の不確定さと共に、想定外の事故シナリオ、例えばコア・コンクリート反応や配管・機器の破損等の不測の事態を考えると、爆轟の発生する水素濃度には、安全余裕はほとんど入っていない[228]。コア・コンクリート反応によるコンクリート侵食量を MAAP（主として電力事業者が使用）という解析コードと MERCOR（主として規制側が使う）という解析コードで比較すると、時間の経過と共に両者の解析による値は離れていき、数百時間後には、前者のコンクリート侵食量 2m に対して、後者のそれは 18m にもなるというデータすらある（☞ 1.6.1）。

そもそも、解析評価上の不備が懸念されるだけではなく、安全性をいかに確保するかという視点がない中で、厳しい環境条件における実証試験は行われていない。旧原子力発電技術機構（NUPEC）で「可燃性ガス濃度分布混合挙動試験」と「可燃性ガス燃焼挙動試験」が実施されているが主として解析コードの検証が主たる目的で、水素の成層化に対する評価や本格的な爆轟等、実機における実証性は示されたとは言えない。また、水素を部分的に燃焼させるイグナイタ（☞ 3.4.1）は、着火のタイミングを間違えば自爆装置になる。こうした評価方法は、労働安全衛生法上も問題である。複雑なプロセスを含む重要な安全の問題を、机上の解析により妥当とする判断に基本的な疑問が残る。

6.3.8　科学的視点と安全の論理を無視した水蒸気爆発評価

水蒸気爆発に関しても、実験データの解釈から爆発はおこりにくい、実機における爆発の引き金になるトリガリングが存在しない等の理由で、全 PWR 型原発について、水蒸気爆発のリスクは小さいとしてしまった（☞ 1.5）。確かに、水を入れないとコア・コンクリート反応（溶融炉心・コンクリート相互作用）[229]が起き、コンクリートと溶融デブリの反応は止められないが、溶融デブリが水と接触した場合に起こる可能性が高い大規模な水蒸気爆発を不確かな情報を元に起きないとする電力会社および規制委は、問題の深刻さをどこまで理解しているのか疑わしい。

最近は、原子炉キャビティ内で水蒸気爆発が起きても、構造破壊は起こらない可能性があるとの報告も見られる。しかしながら、実機における溶融炉心デブリは 100 トン近くにも及ぶが、水蒸気爆発実験のデブリの重量は、せいぜい数十キロから百キロ程度であり、スケールが違いすぎる[230]。水蒸気爆発の規模を規定する機械的エネルギーへの変換率、爆発による構造破壊部位の強度検討などすべて慎重に確認ができた後で、はじめて安全性を確認する審査が可能となる。曖昧かつ不確定性が大きく、数百分の一から一万分の一という、スケールの違う実験で一体どこまでわかったと言えるのだろうか？

福島原発事故では、BWR のマークⅠ型格納容器であったため、原子炉圧力容器直下には大量の水がなかったことから、大規模な水蒸気爆発は起きなかったと考えられている。しかし、東海第二原発のようなマークⅡ型の場合には、原子炉圧力容器の直下に原子炉ペデスタルの中間スラブ（厚さ約 1.5m内外のコンクリート床）があり、溶融炉心は中間スラブ上で水蒸気爆発を起こすか、あるいは中間スラブを融

---

228 井野博満・滝谷紘一（2014）「不確実さに満ちた過酷事故対策―新規制基準適合性審査はこれでよいのか」『科学』84(3) pp.333-345

229 MCCI（Molten Core Concrete Interaction）、1.4.2.1、1.6.1、1.8.1参照

230 高島武雄・後藤政志（2015）「原子炉格納容器内の水蒸気爆発の危険性」『科学』85(9) pp.897-905

かして直下の圧力抑制プールに落下し、大規模な水蒸気爆発を起こす可能性が高い（☞ p.131 の図 27）。しかも中間スラブにはドレンサンプ（排水溝）が深く切り込まれており、コンクリート床の厚さは半分以下になっている。日本原子力発電（原電）では、ドレンサンプ等の改造工事をするとしているが、十分な対策には成り得ない。原電は新規制基準の審査では、炉心溶融を起こした場合、水が無いとコア・コンクリート反応が防げず、水深が深いと水蒸気爆発の規模が大きくなるので、中間スラブの水深を約１mにコントロールするという[231]。福島原発事故の経緯を思い起こすと、過酷事故状態でそのような水深１mを守るとする水量の微妙なコントロールができるとする発想が尋常とは思えない。

水蒸気爆発は、歴史的に原子力安全の最も基本的な問題のひとつであり、特に格納容器内水蒸気爆発はもっとも不確定性の大きい課題とされてきた。水蒸気爆発に対する、福島原発事故以降のおよそ科学的とは言い難い解釈と、基本的な安全の視点がまったくないことに恐ろしさすら感じる。

6.4 原発は他の技術と何が違うのか

6.4.1 原発は安全装置が機能しないと破局に至る

原発が安全性の観点で航空機や自動車と異なるのは、その制御の困難さと同時に、大量の放射性物質の存在である。事故の初期状態で収束できれば良いが、事故の進展とともに放射性物質の漏えいを伴い、作業環境が厳しくなり、事故収束が益々困難になる。そして事故がある一定の段階（しきい値、スレッシュホールド）を超えると一気に原状回復が困難になる。火災で言えば初期消火の段階で消火に失敗し、部屋一杯に火が広がってしまいもはや消火が不可能な状態に相当する。この「しきい値」に相当するのが炉心溶融である。原発の安全設計思想はこの炉心溶融を起こさないようにすることにあったはずだが、現実の原子力プラントは炉心溶融を防ぎ得ないことが明らかになった。すると深層防護の設計思想を持ち出し、炉心の冷却はあきらめて水蒸気爆発の危険性を無視して格納容器下部に水を張る一か八かの賭けに出た。同時に、格納容器の過圧破損を防ぐために格納容器フィルターベントを用意することにした。

しかし、福島原発事故時の中央操作室と原子炉建屋および周囲の情況を思い出すと、水素の処理装置をはじめ様々なサブシステムや複雑なフィルターベント装置を、ミスも故障もなく運用できる保証は全くない。フィルターベント装置は、格納容器バウンダリー（境界）の一部と考えるべき装置であり、従来に比べて格納容器のもつ受動的安全機能（☞ 6.1.6）を阻害する面も否定できない。つまり、フィルターベント装置によって放射性物質の放出という事故の発生確率を落としても、あくまでも確率的安全（☞ 6.1.5）であり、事故の発生をなくすことはできない。しかも追加したフィルターベント装置が機能しない事態を考えれば、格納容器破壊あるいは機能喪失による放射性物資の大量放出という最悪の事態がなくなる訳ではない。

つまり確率的な安全装置の追加は、事故の発生確率は減らせても、最悪の事故の被害規模を減少出来るとは言えない。事故の発生確率が減ることは、平均的には事故の途中で進展が止まる可能性を高めるが、最悪の事故の被害の大きさとは何ら関係しない。

---

[231] 日本原子力発電株式会社「東海第二原子力発電所　ペデスタルでの物理現象発生に対する対応方針」原子力規制委員会審査資料1-1 平成29年4月27日 www.nsr.go.jp/data/000187388.pdf

原発は確率的安全に頼った設計であり、多重防護や深層防護をどんなに強化しても、大規模な事故の発生可能性は残ることになる。しかも、事故の状況によっては、自らの命を省みずに事故に立ち向かう"決死隊"の犠牲の上にしか事故収束ができない事態に陥る。航空機や自動車事故でも事故の可能性は無くならないが、最悪の事故の被害の大きさという点では比較対象にすらならない。なぜなら、1回の事故で国家の存立すら危ぶまれる規模の事故を起こすことなど、許されるはずがないし、また起きた時の損失の大きさをだれも補償することができないからである。

6.4.2 民主主義社会の根幹を揺るがす原発という技術

電力会社が補償できない原発事故の経済的損失は、結局は税金、つまり国民の負担になってしまう。また、運転手の注意力に依存する自動車は一定の水準以下に事故を減らすことは困難だが、不幸にして起きてしまった自動車事故に対しては保険でカバーすることで社会的慣行が成立している。航空機の場合は、事故が起きればかなりの確率で死者がでるが、事故が怖い人は航空機に乗らないこともできる。この場合も搭乗前に生命保険を掛ける等、事故の結果と補償に関して、一応本人を含む社会的な合意が成立していると見做すことができる。

原発の場合には、どの範囲までどの程度の被害が及ぶかを事前には把握できず、事故の規模の上限すら分からない。そして、現在の日本において、より大きな問題は、国民の過半数が再稼働に否定的な中で、事故の被害規模やその可能性についてきちんとした説明をしていないことである。被害の最大規模とその発生可能性についても、すべての情報を開示した上で、住民一人一人の意見を聞くべきである。しかし、便宜的に30kmという距離で線引きをし、行政の都合で説明の対象から外されている人たちが大勢いる。

原発は、事故を起こした時に突然予想外の被害者を生み出すが、そのような立場になり得る人たちの意見すら聞かない。潜在的な被害者は、理不尽に原発事故が万一起きたら取り返しの付かない被害を受ける可能性があり（急性または晩発性の放射線障害のリスクを負わされるおそれ、生業や故郷を失うおそれなど、多岐にわたる）、その被害人数も日本の人口密度を考慮すると、数百万人どころか数千万人に及ぶ可能性を否定できない。原発を運転することで利益を得る人たちは、潜在的被害者と一致しない。つまり、都市に住む人や電力会社や関連企業のメリットのために、都市以外の住民にきわめて厳しいリスクを負わせるという理不尽さがあり、それを一方的に押しつける原発の存在は、民主主義社会の根幹を揺るがす問題なのである。