

大飯原発 3 号機・4 号機差し止め訴訟控訴審への意見書

2015 年 2 月 1 日

井野博満

I 原子力発電所の安全性についての考え方について

原子力発電所（以下、「原発」と略称）は、大事故を起こすと広範な放射能汚染をもたらす。これは、原子炉内に莫大な量の放射性物質が蓄積されているからである。この点において、原子力発電を他の技術と同じように考えてはならない。

原発とそれ以外の技術との決定的な違いは、事故収束の本質的困難さにある。原発は、核分裂の連鎖反応が暴走する危険性を秘めた制御しにくいものであることに加え、核分裂停止後も生成された核分裂生成物が崩壊熱を出し続ける。そのことが運転停止後の継続的冷却を不可欠とし、その失敗によるメルトダウンの危険性を生み、原子炉圧力容器や格納容器の破損により大量の放射性物質を広範にばらまくという深刻な放射能汚染を引き起こす恐れを生じさせている。その被害規模は、他の技術における事故とは決定的に違うことになる。

一般プラントや橋などの構造物、列車や航空機などの乗り物などの場合、事故の被害は上限がおおよそ予測でき、社会的にそれなりの受容ができる範囲に収まることが多い。例えば、石油プラントの火災や爆発のような大事故であっても、その影響範囲は工場敷地や限られた周辺に止まり、影響は限定的である。しかし、原発は、多量の核分裂生成物を溜め込んでいる点において、他の技術とは決定的に異なる。いったん過酷事故が起こるとその収束は困難を極めるとともに、放射能汚染による被害は計り知れない。そのことは、福島原発事故によって実証された。

それゆえに、原子力発電所や関連核施設は、安全性を唯一の判断基準として規制されるべきである。（現在の規制基準がそうでないことは後述する。）しかし、どのような事態が起こっても安全性が担保できるという「完全なる対策」を実現することはできない。それは技術というものの本質に関わることであり、一般に、技術は、その対象を完全に知りつくしたうえで、実現されるわけではないからである。どのような技術においても、多かれ少なかれ、未知の領域は必ず存在する。設計時に想定しなかった思わぬことが起こりうる。原発も例外ではない。

また、一般に、技術は、安全性の観点だけから実現されるわけではない。コストパフォーマンス（経済性）、性能や使いやすさ（機能性）、環境適合性の観点をあわせて、設計され、製作される。経済性が優先されて、安全がおろそかにされた例は数限りなくある。

技術者がある装置や機械を設計・製造するに際しては、安全性に留意することはもちろんであるが、安全性以外の、技術を成り立たせるための要素、すなわち、経済性や機能性、環境適合性をも考慮に入れる。そのバランスの上に物は作られる。原発も、一般技術と同様、そのようにして作られてきた。その設計思想が今問われている。大飯原発差し止め訴訟における原審判決は、その設計思想を俎上にあげたものと私は評価する。

原子力の専門家にとって、原発における安全性とは、あくまでも原発が設計・製造・運転できるという条件での相対的安全性である。他の技術と同じく、安全性は、経済性、機能性など

とのバランスで考えるものでしかない。しかも、そのバランスは、事業者の観点から判断される。専門家の安全についての考え方は、その事業者の観点、立場性の上に乗っており、その観点到に拘束された相対的なものでしかない。だが、被害を受ける立場にある周辺住民が求める安全性はそうではない。万が一にも事故の被害を受けるようなことがあるとすれば、それは安全とは言わない。(注1)

(注1) この問題は、住民にとって放射線被ばくなどの「許容量」の概念と似ている。武谷三男によれば、許容量とは科学的に決まる概念ではなく、得られる便益と危険性(リスク)とのバランスによって決まる社会的な概念である。得られる便益がないならば、住民にとって許容量はゼロでなければならない。同様に、安全もまた、得られる便益がないならば住民にとって絶対的な要求となる。

原子力発電所が、「迷惑施設」として、さまざまな経済的見返りを地元に出うことで建設の同意が得られるという事情は、このような関係を逆説的に示している。地元にとって電力供給を受けるなどの社会的な便益がない(電気は遠くの都会へ送られる)ので、金を受け取ることによりやりにバランスを取らされていると言える。しかし、これは言うまでもなく、原発の利益を得るものとリスクを被るものとが異なることによって生じる利害の対立を覆い隠すための擬似的なバランスである。

技術の経済性や機能性は、その技術(が孕むリスク)を受け入れる立場にある住民や市民にとって2次的なものに過ぎない。事業者の側にいる専門家と市民とでは立場が異なり、その安全性についての考え方には、双方の立場の違いからくる価値判断の違いが生じる。住民の立場に立てば当然設置すべきであると考えられる安全設備が、事業者にとっては経済的負担が大きいなどの理由で設置しないで済ますという判断になる場合が多々ある。貞観津波などの巨大津波の事例をしながら、東京電力が福島第一原発設備の堤防の高さを経済性の観点から嵩上げしなかったのはその一例であろう。

加えて、安全かどうか、あるいはどの程度安全と言えるのかは、一般に、客観的・科学的に明確な答えがでるとは限らない。技術の在り方が社会的に問題になるような事例においては、むしろ、白黒をきちっと決めることが難しい事例が多い。それは、技術の基礎となる自然科学的あるいは技術的認識に、多かれ少なかれ未解明の領域があっても、ものを作るのにとりあえず支障がなければ、未解明部分には目をつむって、ものは設計・製造・使用されるからである。それゆえに、ある装置やシステムがどの程度安全を担保されているかについては、科学的解明に努めても明らかにならないグレーゾーンが多かれ少なかれ存在する。そうになると、安全か危険かの判断は、その人の考え方やその人の立場に左右されることになる。

専門技術者あるいはその周辺の人たちは、多くの場合、ものを作る立場に身を置いており、また、専門技術者を取り巻く業界や学会もまた、ものづくりの観点から組織されている。ものづくりの環境のなかで作り上げられる価値観や行動パターンは、ものを作る立場を強く反映したものとならざるを得ない。工学の教科書やハンドブック自体、ものづくりの価値観のもとで編纂されている。

今や、こういう専門技術や学問のあり方自体が厳しく問われている。科学・技術がもたらす社会的影響が格段に強まり、科学や技術のあり方に住民や市民、社会全体が強い関心を持たざるを得ない局面が増えている。そして、技術についての価値判断を専門家のみに任せるのでは

なく、直面する地域社会や一般市民を含めた市民社会が判断しなければならない事態が数多く生じている。原発問題は、まさに、その最たる事例である。

では、その際の専門家の役割は何か。安全か否か、あるいは、ある技術の是非について、(自分自身の価値判断が入らざるを得ない) 断定的な結論を提示することではなく、むしろ、専門的知見にもとづく客観的な事実を示し、それをどう見るべきか一般市民が理解し判断する手助けをすることである。民主的な公論形成のためには、その仕組みを実現する必要がある。すなわち、さまざまな意見を持つ専門家が公開で議論し、市民もその議論に参加するという協議の場を重層的に作る必要がある。司法(法曹界)もまたその専門性にもとづいて、その公論形成の一翼を担うことが期待される(文献1)。

福島原発事故以前においては、日本社会の多数は、電力会社や国(経済産業省)の意向に沿った原子力専門家の意見や主張を疑わずにそのまま受け入れてきた。だが、福島原発事故を経験して、原子力専門家の役割に対し各方面から疑いの目が向けられるようになった。今回の福井地裁の判決は、福島原発事故が起こったという現実を踏まえて、ものづくり側の原子力専門家の主張を相対化し、批判的な様々な分野の専門家や市民の意見にも耳を傾け、生存権を第一義とする広い視野に立っての判断を下したものと考える。

II 安全に関わる技術的諸問題

II・1. 原審判決における地震動の大きさによる3分類について

原審判決がストレステストの評価結果をもとにして、地震動の大きさによる3分類で安全性を論じたことに対し、控訴理由書は、ストレステストは個々の設備の耐震余裕の程度を評価したもので、それをもとに地震動に対する応答を論じたのは「原審裁判所の独自の発想である」として、不適切だという書きぶりである。

しかし、もともと地震動に対する設備の安全余裕を評価するためになされたストレステストの結果を、ではそれを超える地震動に襲われたときに原発はどうなるのかという考察に使うことは合理的である。事業者が行ったストレステストの結果、大飯原発は基準地震動700ガル(当時)の1.8倍の安全余裕を有するとされたが、その解析が正しければ、1.8倍以上の地震が来れば大飯原発の安全設備がその機能を失う危険性があるという主張は論理的に正しい。原審判決が、基準地震動の1.8倍である1,260ガルを分類の目安に使ったことはそれなりの意味があると考えられる。それを超える地震を想定せねばならないかどうかについて、判決で指摘された既往最大の概念などから、筆者は判決の主張を支持するものであるが、地震については、筆者の専門外なので具体的意見を述べることは控える。

II・2. ストレステストの不十分性—基準地震動 S_s の1.8倍まで安全か

大飯原発3号機、4号機のストレステストでは、緊急安全対策実施前には、基準地震動 S_s の1.75倍の地震動で補機冷却水ポンプが破損し、緊急安全対策シナリオに移行する。また、使用済燃料ピット(SFP)ではやはり1.75倍の地震動でSFP冷却系が破損し、消防ポンプによる注水に頼ることとなる。このほかに、1.78倍で海水ポンプが故障し、非常用所内電源からの給電が不可となるシーケンスもある。緊急安全対策実施後には、基準地震動 S_s の1.8倍未満の地震動で機器類が故障することはないが、1.80倍になると高電圧用開閉装置(メタクラ電

源盤)が壊れ、空冷式非常用発電装置からの給電失敗が起こり、これが炉心燃料損傷に対するクリフエッジになるとしている。また、SFPについては、緊急時消防ポンプでの冷却がなされる結果、クリフエッジは使用済燃料ピットそのものの損傷が起こる Ss の 2.0 倍となる。そのほかにも、1.81 倍で補助給水ポンプが故障するという事象もある(文献 2)。このようにシーケンス(イベントツリー)を詳しく見ると、さまざまな機器の機能喪失箇所が随所にあることが分かる。机上(コンピュータ)の解析には当然ながら不確実性があり、1.75 倍と 1.80 倍とではわずかな評価の違いであるから、実際にはどちらが起こるか分からないと考えたほうが良い。そうなるとクリフエッジは一つではなく、危機に陥る機器がさまざまに生じる恐れがあり、現場での対処はケースバイケースで異なることになる。なさねばならない事故対策は多岐にわたり、緊急時の混乱のなかで指揮者や作業員が適切に対処できるかどうか、危ぶまれる。

加えて、関西電力のストレステストでは、当初から除かれている項目がある。それらは、

1. 制御棒挿入性および関連する設備
2. 支持構造物
3. クレーンの落下による波及的影響
4. 原子炉トリップ遮断器

である(文献 3)。

このうち、「3.」と「4.」については、これら機器の使用状況などについて、具体的な知見を持っていないので意見を述べることは差し控える。

「2. 支持構造物」についてであるが、上記報告書において、「その変形等が本体の安全機能喪失に直接結びつくものではない」、「支持構造物は全体の数が非常に多く、安全機能を失うまでの耐震裕度を個別に定量的に算定することが困難である」という理由を挙げ、クリフエッジ評価の対象外としている。しかし、この理由は納得のできるものではない。支持構造物、例えば、配管を支えているスプリングハンガーあるいはコンスタントハンガーが変形して支える力を失えば、配管自体に設計強度を超える大きな力(地震力や熱応力)がかかることになり、配管が損傷し大事故につながる恐れがある。除外して良い理由にはならない。

支持構造物が地震力に対して脆弱であることを示す事例が、中越沖地震で被災した柏崎刈羽原子力発電所で見出された。保安院の現地事務所職員が撮影した写真が公開された中に、5 号機の主蒸気管および再循環系配管を支えているスプリングハンガーやコンスタントハンガーの位置を示す目盛が地震後、定位置から大きく外れていることが明らかになり、これはハンガーもしくは配管本体の変形を示すものと考えられる。

除外せざるを得なかった本当の理由は、後者の理由、すなわち、支持構造物の数が多く、それら进行评估することが現実的にできなかったということになる。しかも二つ以上の支持構造物が同時に力を受けて変形するような事態も想定されるので、それらのケースを含めて解析し尽くすことは現実的に不可能に近い。支持構造物の評価をできなかったということは、ストレステストがすべての事態に対応する万全なものからはほど遠いことを示している。このような配管系の安全性を確認することの難しさは、火力発電所や化学プラントなどでも同様といえるが、それらの施設では、万一の事故が発生しても、I 章で述べたとおり被害が限定的である。一方、原発においては、被害の程度が他の産業技術に比べて桁違いに大きく、また、事故収束がきわめて困難なことに本質的な違いがある。きわめて深刻な被害を及ぼしうる原発に

関しては、他の産業技術に求められる安全性よりも、遥かに高度の安全性が要求されて然るべきである。

「1. 制御棒挿入性および関連する設備」を除外したことはさらに大きな看過できない問題を含んでいる。制御棒の挿入に失敗すれば原子炉の核暴走を防げず、チェルノブイリ原発事故と同種の大惨事に至る可能性があるから、ストレステストの最重要項目とすべきものである。しかるに、関西電力のみならず電力各社のすべての PWR についてのストレステストにおいて、この項目は除外されている。

その理由として、上記報告書には、「多度津の大型振動台の加振限界である 3.3S₂ までの実験を実施し、それら実験結果に基づく実機条件での解析をおこない、制御棒が全挿入されること、…」、「制御棒挿入時間の評価基準値は、安全解析の計算条件に用いている制御棒挿入時間を流用しているものであるが、安全解析における判断基準に達するまで制御棒が遅れると仮定した場合の解析評価により、相当の余裕があること…」から、「地震による制御棒挿入時間の遅れが、クリフエッジ特定の評価に影響を及ぼすことは極めて考えにくいことから、…裕度評価対象外とした」としている。

しかし、この記述は納得できない。なぜかここにはあらわに書いていないが、制御棒の挿入時間に関する安全解析における想定条件は、大飯 3 号機や 4 号機のような 4 ループ原発において 2.2 秒である。これが制御棒挿入時間の評価基準値であり、これを超えることは安全上大きな問題となる。耐震安全性評価中間報告として関西電力が示し、保安院が了承した値は、設定された基準地震動 700 ガルに対し 2.16 秒であった。辛うじて評価基準値 2.2 秒を下回っているが、その差はわずか 0.04 秒、1.8%に過ぎない。仮に地震動が 750 ガルとなれば基準値 2.2 秒を超える。基準地震動 S_s の 1.07 倍でクリフエッジに達することになる。

さらに、大飯原発について求められた基準地震動は、FO-A～FO-B 断層の 2 連動にもとづくものであるが、熊川断層を含めた 3 連動を想定すべきことが主張されており、その場合の地震動は 1,000 ガルとされている。そのときに推定される挿入時間は 2.38 秒となる。なお、これらの数値は、地震なしの挿入時間 1.65 秒から地震動に比例して挿入時間が延びるとして求められたものである。この値は、要求されている評価基準値を大きく上回っている。報告書は、評価基準値を超えても安全に余裕があるという言辞を弄しているが、安全の切り詰めであり解析に含まれる不確実性（実験で実証されていない）を軽視するもので許されることではない。また、ストレステストによる評価を放棄して良いという理由にはならない。

このような観点から見ても、原審判決が基準地震動の 1.0 倍から 1.8 倍の間において、重大事故(過酷事故)につながる損傷や事象が生じないということは極めて考えにくいと述べていることは、納得できるものである。

II-3. 「安全上重要な設備」のみで「止める、冷やす、閉じ込める」が完結するのか

原審判決は、外部電源や主給水ポンプの脆弱さを安全上重大な欠陥として指摘した。それに対して、被告控訴理由書は、基準地震動 S_s に対して耐震性を有する「安全上重要な設備」のみで「止める、冷やす、閉じ込める」をおこなうことができ、危険な状態になることはないと主張する（控訴理由書 第 3 各論 1.(2). 原子力発電所における耐震安全性確保の考え方と「安全上重要な設備」について、p.22）。しかし、そのような設計基準を超える事故が起こりうることを想定して、多重防護（深層防護）の第 4 層である「過酷事故対策」や第 5 層の「放

射能汚染緩和対策」の必要性が認識されている。現実には福島原発事故が起こり、「安全上重要な設備」のみで原発を守ることがいかに困難であることを示したといえる。

原審判決は、このような旧来の考え方（原発設計思想）がもはや通用しないという考えに立っている。筆者はそれに同感するものであり、原審判決が、主給水ポンプや外部電源の脆弱さを重要な欠陥として指摘したことは理に適っている。主給水ポンプや外部電源が壊れても、安全性は確保できるというのが控訴理由書の主張であるが、そのためには、ストレステストのイベントツリーで示されているようなさまざまな対策が確実に働くことが必要である。しかし、原審判決が述べるように、また、筆者が本意見書のⅡ・2節で述べたように、それらの対策が万全である保証はなく、また、あらゆる事故シーケンスに対応できるようにイベントツリーを策定することは事実上不可能である。

そのような不確実性を伴う事故対策に頼るのでなく、外部電源や主給水ポンプを（基準地震動 S_s で壊れないような）耐震 S クラスになぜしないのか、なぜできないのか、という疑問・批判は、普通の市民感覚からすれば、まっとうなものである。原子力分野の考え方に染まっていなかった他分野の科学者や技術者にとっても、頷ける発想である。

それは、しかし、「旧来の原発設計思想」とは真っ向から対立する。なぜならば、外部電源や主給水ポンプを耐震クラス S に引き上げることは、それに関わる系統を、原発敷地内外へ延長してすべて S クラスにせねばならず、コスト的にも負担が大きく、技術的にも困難だからである（注2）。しかし、原審判決は、困難でもできないことではないのだからやるべきだという主張である。そういう発想は、原発をつくる側の人間からは出てこない。まさに、つくられる側、原発によって被災するかもしれない人びとの立場を重視した発想である。それを正面からぶつけたことに原審判決の意義がある。

（注2）参考のため、図1に加圧水型原子力発電プラントの系統図を示す。図の中央下部にある給水ポンプ（主給水ポンプ）は、蒸気タービンなどのさまざまな機器・配管とつながっており、それらは原発敷地全体に広がっていると言っても過言ではない。一方、図2に示す非常時安全系では、補助給水ポンプ（余熱除去ポンプ）は、主給水ポンプや蒸気タービンなどの主要機器から切り離され、非常用ディーゼル発電機など連結する機器が限定されている。また、ポンプ自体の性能も、崩壊熱を除去するに足る水を送ればよいので、その能力は主給水ポンプに比べ格段に小さい。

外部電源についても、その系統は、敷地内の受電盤から変電所、そこへ至る高圧線と鉄塔、元の火力発電所などの電力網につながっている。それらすべてを耐震 S クラスにすることはコスト的負担が大きい。

外部電源の脆弱性への対応の重要性は、旧保安院の「技術的知見に関する意見聴取会」が取りまとめた30項目の対策でも、冒頭の4項目で取り上げられている（文献4）。新規制基準では、外部電源の多重性が要求されることになったが、地震などの共通要因によって同時に機能喪失に陥る危険性が残っており、耐震 S クラスへの引き上げが最善の策である。原審判決はそのことを指摘しているのであるが、コストや技術的困難さを口実にそのような考えを顧みようとしないのが現在の原発の設計思想と実務である。Ⅰ章で述べたように、安全性とそれ以外の要因（コスト、機能性、作りやすさなど）とのバランスで実現される技術においては、そのような理想論は非現実的であり通用しないと彼らは考えるからである。

では、「安全上重要な設備」に限定してそれらを死守するという「現実的な」設計方針に立つ

たとき、理想論から離れたことによる危険性の増大をどのようにカバーしうるのが、そのことが重要な課題となる。現在の設計基準や規制基準は、それをカバーするだけの十分な内容を持っているだろうか。さらにまた、外部電源の耐震問題に限らず、さまざまな危険性に関して、可能なすべての対策を尽くしているだろうか。関西電力が提出した大飯原発 3 号機・4 号機の新安全基準適合性審査申請の内容を見る限り、とてもそうとは言えないことを以下の節で述べる。

（付記） 筆者は、原子力安全・保安院に設置された「発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価」（いわゆるストレステスト）の意見聴取会委員として大飯原発 3 号機、4 号機の審議に加わった。原審判決は、外部電源の耐震脆弱性は原発の安全性を損なう大きな弱点であることを指摘しているが、私も意見聴取会において、同様の観点から外部電源を耐震クラス S に引き上げるべきことを主張した。しかし、それは原発の設計思想を理解しない妄言であると言わんばかりの批判を原子力専門家である他の委員から受けた。

しかし、それは前述したように、今までの原発の設計思想に囚われた立場からの発言である。今やそれを超えて、技術はいかにあるべきかという考察に立脚した専門的判断こそがなされねばならない時代である。原審判決において、「基準地震動 Ss 以下の地震で外部電源が喪失する可能性があることは設計の不備である」と指摘したことは、原発の設計思想をより広い立場から見直し、脱原発の国民多数意見にも整合する司法（法曹界）の専門的判断がなされたことを意味する。この画期的判断が今後普遍化されることを切に望む。

II・4. 大飯原発の過酷事故対策の不備

これ以降、筆者が憂慮するいくつかの安全上の問題点、原審判決が述べている安全対策の不備に関わるいくつかの論点を提起する。

まず、過酷事故対策に重大な不備があることを、事例を挙げて述べる。新規制基準に基づき、規制委員会はいくつかの事故シナリオについての対策の提示を、適合性審査申請の際に事業者に求めているが、その一つに「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」というシナリオがある。これは、配管大破断が起こって冷却材が喪失し、同時に全交流電源喪失（外部電源と非常用交流発電機の機能喪失）が起こり ECCS も格納容器スプレイも使えないという事態（もちろん、設計基準では想定していない事態）である。関西電力が提示している対策は、高圧注入ポンプも余熱除去ポンプも使えないので、原子炉容器に大量に水を注入することができず、炉心溶融およびメルトダウンは防ぐ手段がない、よってやむをえず、移動式発電機を使って格納容器スプレイポンプ等を起動して、格納容器内に注水して、格納容器に落下する溶融炉心（デブリ）を冷却するという対策である（図 1、図 2 参照。文献 5 による）。

しかしながら、この対策には幾多の問題点や不確実性がある。

- ① 注入した水に超高温（2800℃前後、火山のマグマよりずっと高温）の溶融炉心が接触し、水蒸気爆発を起こさないか。
- ② 関西電力が行った想定では、炉心落下直前に格納容器には注入水が 1 メートル以上貯まるので溶融炉心と格納容器下部のコンクリートとの接触によるコア・コンクリート反応は避けられるとされるが、コンピュータソフト MAAP の解析結果には不確実性があり、想定どおり水がたまるという保証はない。また、作業員が炉心溶融を確認し注入ポンプ繋ぎ込みによるスプレイを開始するとしているが、その時間にも不確実性がある。
- ③ 解析結果によれば、シナリオ想定の手態発生 21 分後に炉心溶融が始まり、1.4 時間後には

原子炉容器破損が起こるという驚くべき速さでの進行であり、このような短時間での事態進展に現場作業員が十分対応できるか、大いに不安である。

- ④ 同じく MAAP の解析結果によれば、格納容器に漏えいした水素ガスの濃度は最高 12.8% であり、爆轟（火炎の伝播速度が音速を超える爆発現象）を起すとされる 13% を超えないというのであるが、仮定されているさまざまな要因や解析プログラムの不確実さを考えれば、本当に 13% という規制限度以下に抑えられるのか疑わしい。水素による爆轟の危険性は排除できない。
- ⑤ これら一連の事態の進展はコンピュータ解析でおこなわれているのみであり、実験による裏付けがまったくない。また、規制委員会も MELCOR など他のソフトを使っただけの厳密なクロスチェックをおこなっていない。

関西電力がおこなっている過酷事故対策は、コア・コンクリート反応防止には水張りをする、水素爆発防止には静的触媒式水素再結合装置（白金系触媒で水素を酸素と再結合させる装置。処理の能力が低い）やイグナイター（点火により水素を燃焼させる装置）を取り付けるという確実さに欠ける方法である。

それに替えて、前者の防止にはコアキャッチャー（注 2）を設置する、後者の対策には格納容器内を窒素ガスで充填するというはるかに確実な方法がある。しかし、関西電力はいずれの対策も採用しようとはしていない。前者は、既存の格納容器の構造を大幅に変えねばならないという困難さがあるが、技術的に可能な方法であるなら追求すべきである。後者は、技術的問題は何もなく、窒素ガスを大量に使うので金がかかるというだけである。なぜやろうとしないのか、理解に苦しむ。

（注 3）コア・キャッチャーとは、文字通り、熔融・落下した炉心（コア）を受け止める装置である。耐熱性の材料で作られた容器で格納容器下部コンクリートをカバーし、コア・コンクリート反応を防ぐことを目的とする。コア・キャッチャーの形や材料はさまざまな仕様のものが提案されている。コア・キャッチャーは、耐熱性の材料でコンクリートとの反応を防ぐとともに、コアを長期的に冷却できる構造でなければならない。

現在、欧米を中心に建設あるいは計画中の新しい原発では、航空機衝突対策の二重格納容器などとともに、過酷事故対策の一つとして設置されている。図 5 は、EPR（フランス AREVA 社の欧州 PWR）に設置されているコア・キャッチャーの縦断面図である。原子炉容器の直下にコアの受け皿を設け、耐熱材料でつくられた導管で脇にある広い面積の容器に移すという構造になっている。AP1000（米国 WH 社の新型 PWR）では、原子炉容器の下部にコア溜まりを作り、冠水させる構造になっている。（文献 5 を参照）

この「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」というシナリオは、福島原発事故以前には仮想的なものだとしてまともには検討されなかったものであり、規制の対象となるシナリオにも盛り込まれなかった。しかし、今、規制委員会が対策を指示しているということは、それが現実になりうることを認めているのである。その対策が上記のように不備であれば、広範な放射能汚染を引き起こすのであるから、原審判決がいう「万が一の具体的危険性」に該当すると考えられる。

ここに記した内容については、筆者と滝谷紘一による論考「不確実さに満ちた過酷事故対策—新規規制基準適合性審査はこれでよいのか」に詳しく書いた（文献 5）。この論考は、主として、

適合性審査会合での議論が早期に行われた玄海 3 号機・4 号機をめぐっての審査について述べているが、ここで論じた問題は、日本で稼働している PWR に共通する論である。とくに大飯 3 号機・4 号機は出力も設備構成も玄海 3 号機・4 号機と同じであり、ほとんどそのまま当てはまる。

なお、滝谷は、事業者が用いた解析ソフト MAAP と規制当局が比較検討した解析ソフト MELCOR の結果を参照して、コア・コンクリート反応抑制対策である水張りの時間的不確実性を明らかにしている。また解析の不確かさを考慮すると格納容器内の水素濃度が爆轟防止判断基準を超え、規制基準に不適合であることを指摘している。その論考は『科学』に掲載され（文献 6）、控訴審へ意見書を提出している。

II・5．計測機器類の脆弱性

福島原発事故では計測装置に対して炉心損傷にともなう熱や放射線の環境条件が設計想定を大きく上回ったため、原子炉水位計が機能不全となり、また原子炉压力容器内外の温度計、格納容器圧力抑制室の圧力計、原子炉格納容器雰囲気放射線モニタなどの故障が続出した。このため、炉心の冷却状態の適切な監視ができない状況に陥り、運転員が事故対応を行う上で甚だしい困難を招いた。このような過ちを繰り返さないためには、過酷事故時の環境条件下に長期にわたり曝されても機能を維持できる計測装置類を開発することが必要である。

しかし、PWR、BWR を問わず、日本の原発に設置されている原子炉水位計、原子炉压力容器内外の温度計、圧力計は、福島事故前と基本的に変わっていない。これら機器類は過酷事故対応上必須の設備であり、これらの計器が過酷事故条件下で正確に作動することを保証するか、あるいは新たな計器に置き換えられないかぎり、過酷事故対策は不備のままであると言わざるを得ない。

II・6．航空機衝突や武力攻撃に対する脆弱性

事故あるいは人為によって航空機が原発の心臓部に衝突する事態が起これば、重大な結果を招くことは明らかであり、現在規制委員会が想定している重大事故（過酷事故）の範疇を超える事態が生じることが懸念される。国家や武装集団による攻撃という事態も想定される。そのような事態において原子炉压力容器や格納容器を防衛するための対策を講じることが果たしてできるであろうか。

規制委員会が想定している対策においては、航空機落下については、原発敷地内に落下する確率は極めて低く、しかもその場合でも過酷事故に至らぬ対策が立てられるとしている。しかし、その記述は抽象的なものでありリアリティがない。航空機が敷地内に落下するというのであれば、最大規模の旅客機が原子炉格納容器に直接衝突するというもっとも過酷な事態を想定すべきではなかろうか。しかも 9.11 のような人為事象や武力攻撃に対して確率での評価が当てにならないことは常識の部類であろう。

アメリカや EU では、原発を武装した警備員が監視していると言われるが、それとて万全とは言えないであろう。また、たかが発電所を武力で守るのが適切かという問題も提起される。

本節の問題については、筆者らのグループで議論を重ね、それを踏まえて筒井哲郎が意見書を提出している。

Ⅲ 過酷事故は滅多に起こらないか ー確率論的リスク評価は当てにならないー

本意見書の冒頭に、筆者は、一般技術においては便益とリスクのバランスを考えて、その技術の是非の選択がなされるが、原発の場合は事故の影響があまりに甚大で計り知れないから、このような考えは成り立たないという考えを述べた。福島原発震災の巨大さ・悲惨さを目の前にして、このような考えは日本の多くの人びとにも共有されつつあるように思われる。

しかし、一方で、過酷事故が（ゼロでなくても）滅多に起こらないように対策を講じるならば、原発の利用を断念すべきでないという意見も根強く存在している。「原子力発電所が電力供給という社会的便益をもたらすのであるから、『滅多に起こらない』のであれば、その危険性（リスク）を受け入れるべきである」という考え方である。

では、「滅多に起こらない」とは、どの程度の事故確率を指すのであろうか。原子力規制委員会が原発の安全目標について合意している（平成 25 年 7 月決定）のは、

- 1) 旧原子力安全委員会安全目標専門部会における検討結果（*）を議論の基礎とする。

（*）炉心損傷頻度：10,000 年に 1 回程度、格納容器機能喪失頻度：100,000 年に 1 回程度

- 2) 放射性物質による環境への汚染の視点も取り込むこととし、事故時のセシウム 137 の放出量が 100 テラ Bq を超えるような事故の発生頻度は、100 万炉年に 1 回程度を超えないように抑制されるべきである（テロ等によるものを除く）。

- 3) 以下は省略

という項目である。

このような安全目標が達成されたとして、それならば受け入れられるものかどうか、人により意見は異なるであろう。しかし、議論の前提として、このような安全目標の数値を客観的に求めることができるのかどうかを検討されねばならない。

筆者は、これらの数値を実証的に示す根拠は未だ確立されていないと考える。原子力規制委員会は、1) について、明確な安全目標として示すことを躊躇し、「議論の基礎とする」としか合意できなかったのである。安全目標を規制基準に反映させることはとてもできないという認識なのだと考えられる。2) についても、目標として掲げながら、規制基準で求めている過酷事故シナリオにおいて、この目標が達成できるのかどうか、適合性審査において事業者に検証を求めている（注 3）。したがって、1) と 2) とがどう関係するのかも不明である。これらの安全目標は、それに至る実証性が欠如している。

（注 4）この安全目標が住民の放射線被ばくを防ぐという点において、欠陥の大きいものであることも指摘しておかねばならない。放射性セシウムのみならず、ペントフィルタで除去できない希ガスについても数値目標を示すべきである（文献 7）。また、このセシウム 137 を 100 テラベクレル（100 兆ベクレル）以下に抑えるという目標は、原子力施設事故の国際評価尺度（INES 尺度）が用いているヨウ素 131 等価に換算すると 4 千テラベクレルに相当し、これはレベル 5（スリーマイル島事故やウィンズケール炉放射能放出事故が該当）と同程度の放出量である。スリーマイル島事故に匹敵する過酷事故は、さらに高頻度で起こることを許容していると受け取れる。

原発の安全性（危険性）評価や安全対策の具体化を目的として、PRA（確率論的リスク評価）

が試みられている。PRA（確率論的リスク評価）とは、施設を構成する機器類の故障率データ、運転員の判断・操作ミスの発生率データ等を用いて、可能性のある様々な事故の発生確率、及び各事故に伴う被害の大きさ（公衆被ばく線量、死亡者数、経済的損失等、着目する被害量）を算定して、リスク（被害の大きさと発生確率の積和）を評価することと要約することができよう。これは内部事象を対象とした PRA の説明であるが、地震や津波などの外部事象（自然現象）についても PRA が検討されている。

PRA は、もともと、製品の故障を少なくするための品質管理の手法を応用したものである。PRA などの手法によって、事故が起こる可能性（確率）とその被害の大きさを予測することは、可能性の高い事故シナリオを選定し検討することや、事故を防ぐためにどのように対策を講じてゆくか、その優先順位を決めることには有用だが、事故の発生頻度を正確に予測するには不適切である。

従来、PRA などによる評価から、巨大大事故が起こる確率は、せいぜい 100 万炉年に一度であるなどという楽観的推測や安全宣伝がなされてきた。だが、この数値と現実との落差はあまりにも大きい。世界の原子力発電の運転積算実績値をみると、2013 年末でおよそ 16,000 炉年であるが、その間に、スリーマイル、チェルノブイリ、福島第一と 3 回、5 つの原子炉で過酷事故を起こしている。これは、100 万炉年どころか 3,200 炉年に 1 回の事故確率に相当する。現在、世界中でおよそ 430 基の原発が運転されていることを考えると、この頻度をそのまま当てはめれば、7.4 年ごとに世界のどこかで同レベルの重大事故が起こってもおかしくないという驚くべき高頻度である。

事故確率の予測は、すでに起こったこと（経験値）にもとづくものならばまだしも、さまざまな推論や仮定のもとに予測された確率はほとんど当てにならない。なぜこのような落差が生じてしまうのか。PRA などの実証性が低いことに加えて、いや、そのことを悪用して、原子力の専門家たちがはなはだ主観的・恣意的に都合のよい結論を導いていると考えざるを得ない。予測には、主観による偏り（めったに起こらないと考えたいという予断）がつきものである。福島第一原発を襲った津波についても、そういう願望にもとづく予断から対策を怠ってきたという現実がある。安全性評価に予測確率を含ませることは、信頼性が極めて低い結果しか生まないというのが歴史の教訓である。

IV 結論

大飯原子力発電所についてなされた事故対策が、上記安全目標に対してどのレベルまで到達しているのか、その定量的評価はまったくなされておらず、新規制基準においてもそれは要求されていない。また、II で述べたように、過酷事故対策には、さまざまな不備・問題点があり、過酷事故を引き起こす可能性を否定できない。このことから、原審判決が述べているように、大飯原発には、「万が一の具体的危険性」が存在すると言わざるを得ない。

謝辞

本意見書の作成に当たっては、原子力市民委員会原発規制部会の方がた、とくに、小倉志郎、後藤政志、滝谷紘一、筒井哲郎、藤原節男の諸氏との意見交換から得るところが多かった。記して感謝の意を表する。

文献

- 1) 原子力市民委員会編『原発ゼロ社会への道—市民がつくる脱原子力政策大綱』6-3, pp. 219-223
- 2) 原子力安全・保安院「ストレステスト意見聴取会」(第1回、2011年11月14日)資料4-1および同議事録 pp. 51-60、関西電力株式会社「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大飯発電所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)」(2011年10月)添付5-(1)-21
- 3) 関西電力株式会社「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大飯発電所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)」(平成23年10月)添付5-(1)-9
- 4) 原子力安全・保安院「技術的知見に関する意見聴取会」(第8回、2012年2月8日)資料2「福島原発事故の技術的知見について(中間取りまとめ)」、同資料2-2「…対応の方向性」
- 5) 井野博満・滝谷紘一、「不確実さに満ちた過酷事故対策—新規制適合性審査はこれでよいのか」、『科学』2014年3月号、pp. 333-345、および、原子力市民委員会編『原発ゼロ社会への道—市民がつくる脱原子力政策大綱』4-6, pp. 157-160
- 6) 滝谷紘一「加圧水型原発の溶融炉心・コンクリート相互作用と水素爆発に対する対策は新規制基準に適合していない」、『科学』2015年1月号、pp. 93-102
- 7) 原子力市民委員会編『原発ゼロ社会への道—市民がつくる脱原子力政策大綱』4-3-2, pp. 145-146、および、滝谷紘一、「立地評価をしない原子力規制の新基準」、『科学』2013年6月号、pp. 615-619

キャプション

- 図1 加圧水型原子力発電プラント系統図
- 図2 非常時安全系(耐震Sクラス機器)
- 図3 事故対策シナリオ(大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)
- 図4 図3の事故対策シナリオに対応する設備構成の概要
- 図5 コア・キャッチャーの一例

プロフィール：

1938 年 東京生まれ

1960 年 東京大学工学部応用物理学科卒業

1965 年 東京大学大学院数物系研究科応用物理学専攻修了、工学博士

1965 年-72 年 大阪大学基礎工学部助手

1972 年-87 年 東京大学生産技術研究所講師、助教授、教授

1987 年-97 年 東京大学工学部金属材料学科教授

1996 年-2003 年 立正大学経済学部客員教授

1997 年-2006 年 法政大学工学部機械工学科教授

現在、東京大学名誉教授、高知工科大学客員教授（2006 年- ）

専門：金属材料学。原発に関しては、圧力容器鋼材の照射脆化など機器材料の経年劣化の研究

2011 年 11 月-12 年 9 月 経済産業省原子力安全・保安院「ストレステスト意見聴取会」委員、同「高経年化技術対策意見聴取会」委員

2007 年 8 月- 「柏崎刈羽原発の閉鎖を訴える科学者・技術者の会」代表

2012 年 4 月- 「原子力市民委員会」委員

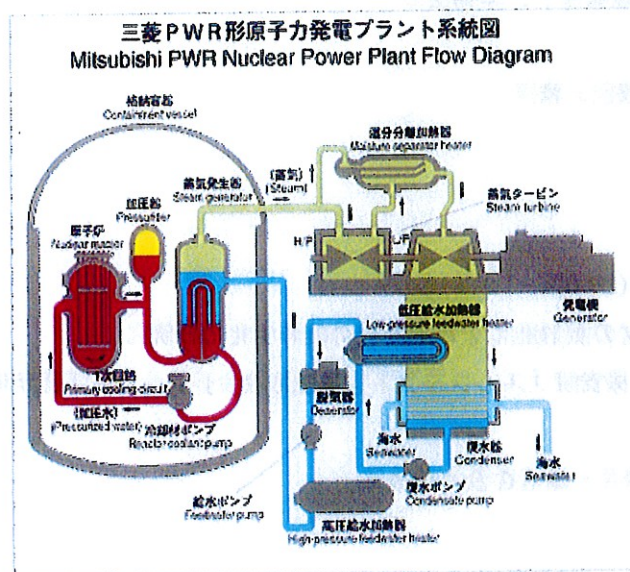


図 1 加圧水型原子力発電プラントの系統図

非常時安全系（補助給水ポンプなど）

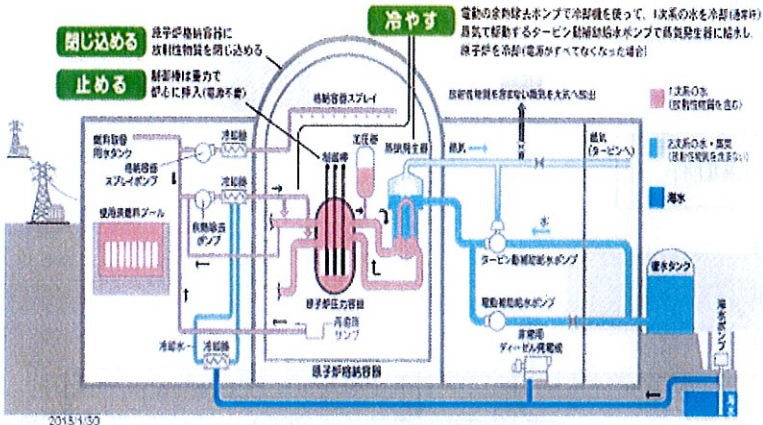


図2 非常時安全系（「安全上重要な設備」）

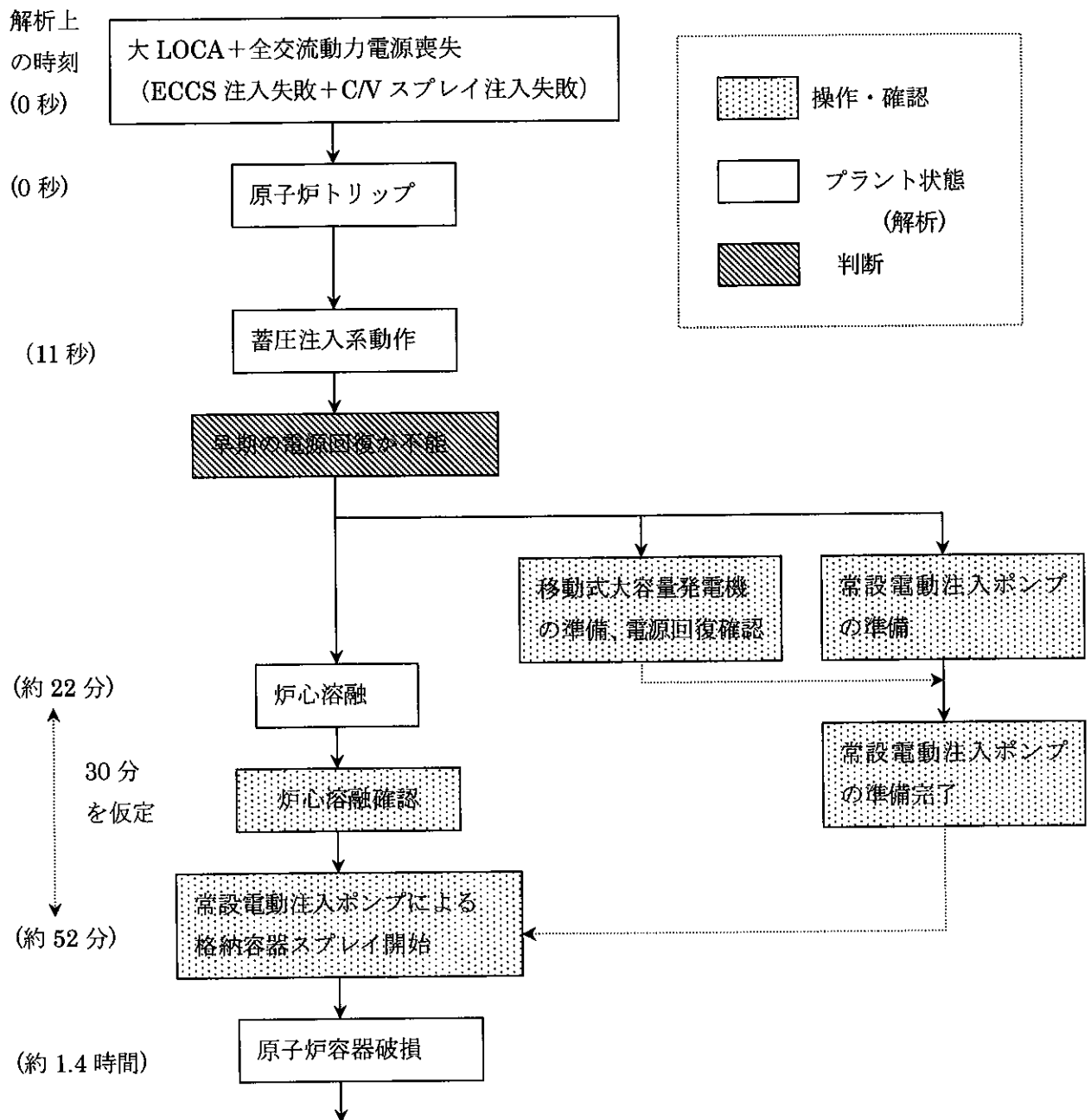


図3 事故対策シナリオの概要（大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレー注入失敗）（玄海3・4号の説明資料より、主要部を抜粋）

文献5による

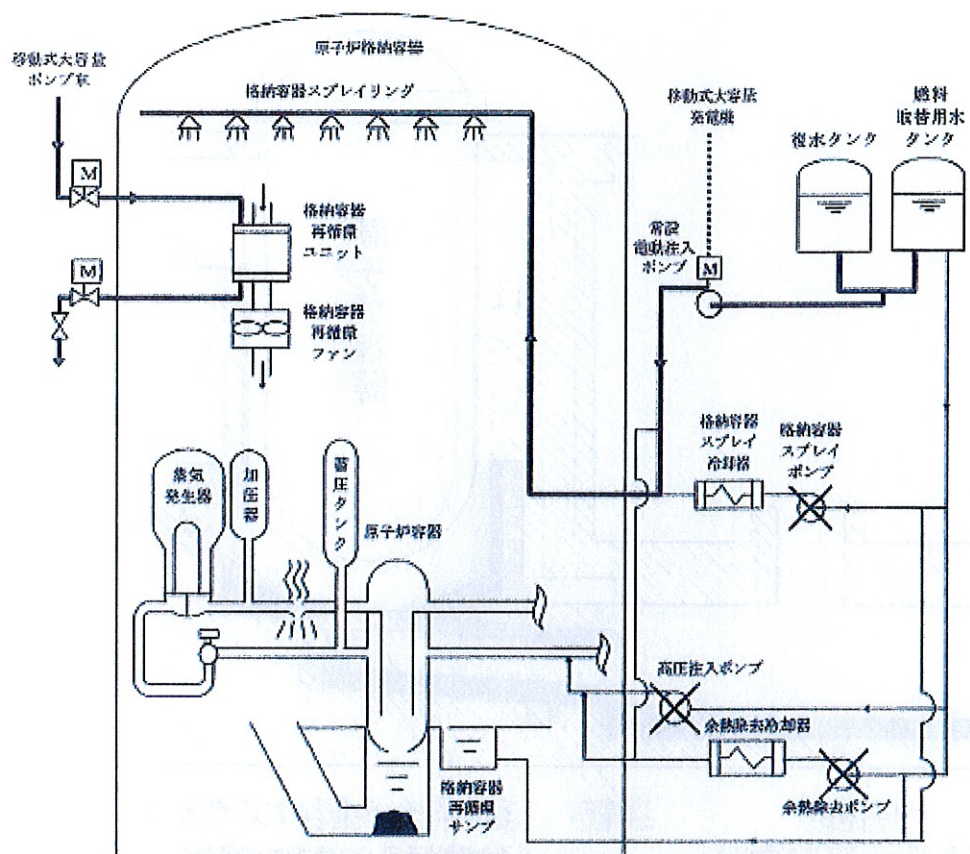


図4 図3の事故対策シナリオに対応する設備構成の概要
 (九州電力・玄海3・4号の設置変更許可申請書掲載)
 文献5による

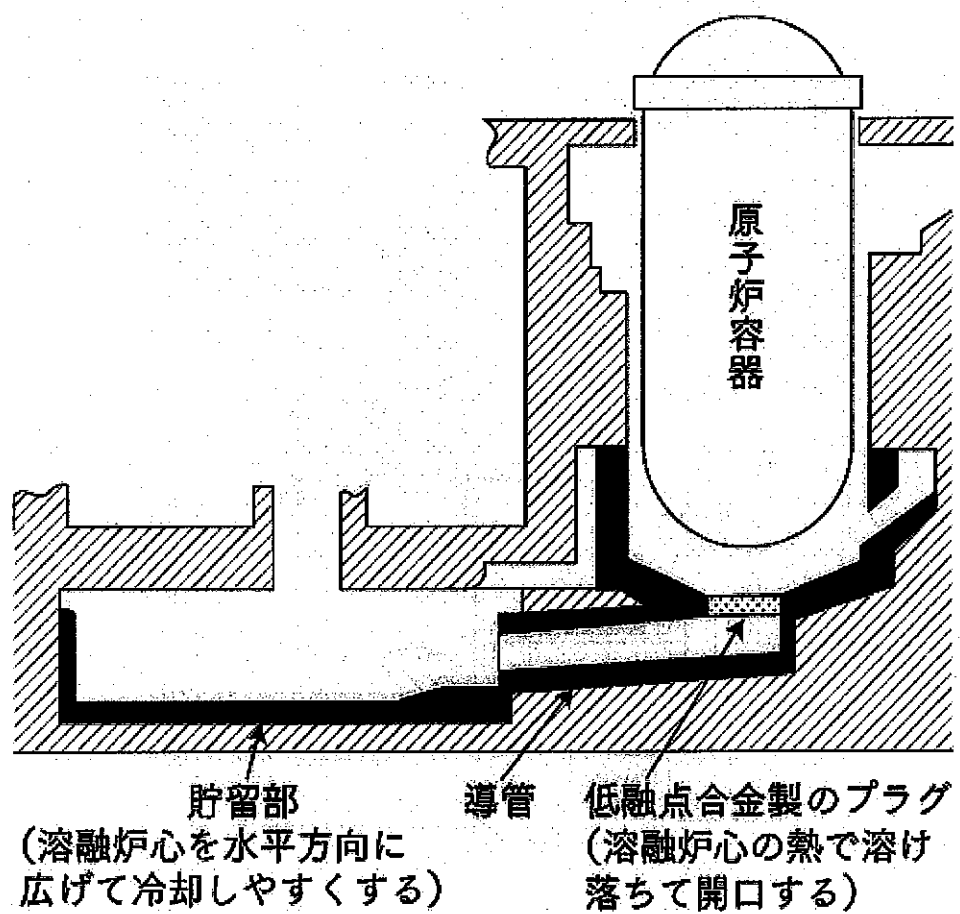


図5 コア・キャッチャーの一例。EPRで設置されているタイプ（太線部）
文献5による