

伊方原発 3 号機差し止め訴訟意見書

2015 年 7 月 25 日

井野博満

福島原発事故以前は、「原発が事故を起こすことはない」という宣伝を、国民だけでなく当の推進論者自身が信じてしまうという自己欺瞞に陥っていたように思われる。しかし、今や、推進論者から「技術に絶対安全はない。しかし、原発は安全上最善を尽くして設計・製造・運転されているので、事故が起こることは滅多にない」という新しい「安全神話」ともいべきメッセージが発せられている。しかし、そもそも原発は安全のための技術的手段をすべて尽くして設計されているのだろうか。

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。福井地裁での大飯原発差し止め判決（2014.5.21）および高浜原発差し止め仮処分決定（2015.4.14）もまた、福島原発事故が起こったという現実を踏まえて、原子力専門家の偏った主張を退け、様々な分野の批判的専門家や市民の意見に耳を傾け、人格権を第一義とする広い視野に立って判断を下した判決である。

I 原発の安全性についての考え方

原発の危険性の根源

原発は、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。加えて、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である。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て、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という特殊性をもつ。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ことになる。その被害規模は、他の技術における事故とは決定的に異なる。

一般プラントや橋などの構築物、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、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。

技術はどう実現されるか

このような本質的危険性をもつ原子力発電所や関連核施設は、安全性の確保を絶対的な要求として設計、製造、運転されなければならない。また、原子力規制も安全性を唯一の判断基準としてなされるべきである。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由来する。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く、また、技術は安全性の観点だけから実現されるわけでもない。

専門家が考える安全性と市民が求める安全性

技術は、安全性だけでなく、コストパフォーマンス（経済性）、性能や使いやすさ（機能性）などの観点をあわせて、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。大飯原発差し止め判決は、その設計思想を俎上にあげることになった。

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、その事業者の観点到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。市民は、経済性とのバランスで決まるような安全性を求めているわけではない。

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で払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、金を受け取ることでむ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が異なることによって生じる不公正を覆い隠すための擬似的なバランスである。また、現実の放射線被ばく防護基準は、ALARA (As Low As Reasonably Achievable) 原則、つまり、危険性はコストなどとの兼ね合いでできる範囲で小さくすればよい、という思想に貫かれている。

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、安全かどうかについての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。その判断を助長する一因として、事故の補償義務が軽く刑事責任も問われないで済むことが多いという現実、社会的経済的歯止めがかかっていない現実がある。貞観地震の際の巨大津波の事例や高さ 15.7 メートルの津波が襲う可能性（地震調査研究推進本部の評価にもとづく計算結果）を知りながら、東京電力が福島第一原発設備の堤防の高さを嵩上げしなかった不作為はその一例であろう。

未解明領域の存在と専門家の判断

加えて、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。設計時には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。安全かどうか、あるいはどの程度安全と言えるのかについて、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ことが多い。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。

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。

公論形成における司法の役割

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(文献 1)。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。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、つくる側の原子力専門家の主張を相対化し、さまざまな分野の専門家や市民の批判的意見にも耳を傾け、生存権を第一義とする広い視野に立つての判断を下したものと考えられる。

言うまでもないことだが、そういう公論形成に専門家が関与する際には、今までの経験や考え方の違いから事実をみての判断の違いがでるとしても、事実を曲げたり隠したりしてはならない。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理由は、彼らが単に立場性に囚われていたというだけでなく、その立場性ゆえに事実を捻じ曲げ危険性を覆い隠すような言動を各方面でおこない続けてきたからである。そのことは忘れてはならない。

II ストレステストを参照した地震動応答の3分類について

II-1. 福井地裁大飯判決における地震動の大きさによる3分類について

福井地裁大飯差止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、関西電力は、控訴理由書において、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、不適切だという認識を示した。

しかし、ストレステストが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ものとはいえ、その結果を、基準地震動 S_s 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。福井地裁判決が、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言える。

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 (cliff edge、崖っぷち) 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 S_s 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, 3)。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。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、1.80 倍、1.81 倍というのはわずかな評価の違いであるから、実際にはどれ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、

1. 制御棒挿入性および関連する設備
2. 支持構造物

が評価対象から除かれている (文献 4)。

「2. 支持構造物」について上記報告書は、「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) が加かることになり、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、それらを評価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である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おいては、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。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 Ss 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い訳をしているが、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机上の計算であること）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しなく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、福井地裁大飯差し止め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

ここで、福井地裁の大飯原発差し止め判決が原発の設計思想を問うことになったその中身を検討しよう。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、被告の関西電力は、基準地震動 Ss 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、現実に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。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」を想定しておかざるを得ないのは、このような設計の脆弱さ・不確実さを補う必要性からとも考えられる。

福井地裁判決は、このような原発設計思想に疑問を呈する。この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原発設計の根幹に抵触するので、原子力専門家たちから強い反発を受けたのは、ある意味当然だった。しかし、私は、理に適った主張であると思う。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、それらの対策が万全である保証はない。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

一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_b 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い他分野の科学者や技術者にとっても、頷ける発想である。

旧来の原発設計思想との対決

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1）。しかし、原審判決は、それでも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大飯差し止め判決の意義がある。

（注1）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拡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とされ、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。「そんなバランスの悪いことはできない」というのが原発設計者の考えである。

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5）。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。福井地裁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。ここでも ALARA 原則が貫かれている。

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

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(2011年11月～2012年9月)として大飯原発3号機、4号機の審議に加わった。大飯原発差止判決は、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、筆者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。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。「基準地震動 S_s 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」と判決が指摘したことは、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。偏った司法判断を変える大きな第一歩を踏み出したこの画期的判断が今後普遍化されることを切に望む。

Ⅲ 伊方原発におけるストレステストから得られた耐震安全性に関わる知見についての考察

大飯原発に関して、福井地裁判決がストレステスト評価結果をもとにして、地震動の大きさに応じて機器設備の耐震安全性を分類したことに即して考察すると、伊方原発においてはどのような考察がなされるであろうか。

ストレステストの結果をもとに作成された同原発3号機の審査書(文献6)によれば、伊方3号機では基準地震動 S_s (570ガル、当時)の1.5倍に相当する855ガルで充電器盤が機能喪失を起し、これが原子炉容器炉心および使用済核燃料ピット(SFP)にある核燃料が損傷を引き起こすクリフエッジになる。

当初、四国電力が提出したストレステスト報告書(文献7)では、クリフエッジは $1.86S_s$ とされ、その該当機器はドロツパ盤であるとされていた。しかし、ストレステスト意見聴取会において、西川孝夫首都大学東京名誉教授および筆者が、地震応答の非線形性(S_s を超える地震動における建屋および機器の応答が地震動の大きさに比例しない)の可能性を指摘した。すなわち、当初のストレステストの解析では、基準地震動 S_s での応答スペクトルを用い、その際の発生応力(評価値)に対して許容値が何倍であるかという計算をおこなっていたが、それは S_s を超える地震動での現実の応答を示すものではないことに注意を喚起したのである。その主張に沿って四国電力による計算の見直しが行われた結果、建屋応答の非線形によって応答スペクトルが大きく長周期側にシフトすることが明らかになった(文献6、図5-2)。その結果、揺れ(発生応力)が大きくなる機器の存在が明らかになり、新たに充電器盤の $1.5S_s$ がクリフエッジ

であるとされた。また、図 5-2 には、入力地震動を基準地震動 S_s の 1.5 倍に再設定したときの耐震裕度は、ドロップ盤で 1.86 から 1.57 へ、充電器盤 1.97 から 1.50 へ、ディーゼル機関本体 1.88 から 1.82 へ、再生熱交換器 1.63 から 1.54 へと小さくなることが記されている。なお、 S_s の 1.86 倍に再設定したときは、それぞれ 1.52、1.45、1.82、1.24 へとなる（これらの機器すべてで発生応力が評価基準値を超える）ことが記されている。

なお、報告書には、 S_s の地震動を与えた場合の耐震裕度を示す一覧表（文献 7、添付資料-4.1.9）がある。そのなかから耐震裕度が比較的小さい機器を拾ってみると、ディーゼル機関本体（1.88）、ディーゼル関連配管（2.08）、外部電源（ <1 ）、ドロップ盤（1.86）、充電器盤（1.97）、充てんポンプ（1.81）、再生熱交換器（1.63）、440V AC 電源パワーセンタ（2.10）、原子炉補機冷却水系配管（2.08）、海水系配管（2.08）、高圧注入系配管（2.08）、余熱除去系配管（2.08）、充てん系配管（2.08）、格納容器スプレイ系配管（2.08）、燃料取替用水系配管（2.08）、SIS 高圧低温側注入配管（2.08）格納容器再循環サンプ（2）、電源車（2）となる（耐震裕度 2.1 S_s 以下の機器・配管をリストアップ）。これらの機器・配管については、応答の非線形性によって、発生応力がどのように変化するかを調べる必要がある。大きな非線形性によって、クリフエッジ 1.5 S_s 前後の発生応力になる機器・配管があるかもしれない。

以上の結果を踏まえると、伊方原発 3 号機では、大飯原発 3・4 号機にくらべて基準地震動とクリフエッジとの開きは小さく、地震動に対する機器の余裕は小さいと言える。現在、基準地震動は 650 ガルと設定されているので、クリフエッジはその 1.3 倍でしかない。地震動そのものの大きさで比較しても、大飯原発ではクリフエッジが 1260 ガルであるのに対し、伊方原発では 855 ガルと小さい。

ストレステスト審査書によれば、「今後、四国電力においては、直流電源装置（ドロップ盤、充電器盤）について、安全上重要な機器の耐震裕度の確保策の一環として補強工事を実施する計画があることを確認した。」（文献 6、p. 41）とあるが、その後の補強状況について筆者は把握していない。また、そのような補強工事がなされたとして、それら機器の耐震余裕はいくらになったのか、その報告はなされるべきである。また、その結果、クリフエッジはどの機器が該当することになったのか、報告が必要である。その際には、当然、非線形効果を考慮した結果、直流電源装置以外の機器の耐震評価がどうなったのか、解析がなされていなければならない。

次に、伊方原発 3 号機のストレステストにおいて、

1. 制御棒挿入性および関連する設備
2. 支持構造物

が評価対象から除かれていることは、大飯原発と同様である。そのことの不当

性も同様である。

良く知られているように、伊方原発は、その 5km ないし 8km 北方に中央構造帯が走っており、そこで大きな地震が発生すれば、至近距離であるためその影響は極めて大きい。基準地震動を超える地震の際に、制御棒が設置許可変更申請書安全評価上の挿入時間制限である 2.2 秒以内に挿入されるかどうかは、極めて疑わしい。

四国電力は、挿入時間の算定に多度津の加振試験の結果を用いているが、この試験機は 3 次元と言っても振動台が X-Y 平面もしくは X-Z 平面しか加振できない。また、四国電力の「伊方発電所 3 号機制御棒挿入性の評価における応答倍率法の適用性」(文献 8)には「鉛直動による加振を行っていない」と記載されている (p.11)。上下動に対する応答は実証されておらず、挿入時間に与える影響の評価は不確実である。設計が求めている 2.2 秒以内の挿入は実証されていない。

また、上記資料では、基準地震動 (1.0Ss) での制御棒挿入性能を評価しているが、ストレステストではクリフエッジでの制御棒挿入性能の評価が必要である。その際、上下動の影響を含めて、挿入時間が地震動に対し線形に (比例して) 増加するかどうかの検討が必要である。

上記資料が伊方原発実機でおこなわれたものでないことも不安要因である。実機での実証試験を求める。

IV 適合性審査にみる過酷事故対策の不備

IV-1. 事故シナリオ「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」の事故対策不備

これ以降、筆者が憂慮するいくつかの安全上の問題点、新規制基準適合性審査にみ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、事故シナリオを想定した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も求めているが、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。四国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、空冷式非常用発電機を使って代替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

3、図4参照。文献9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) の熔融炉心が接触し、水蒸気爆発を起こさないか。
- ② 四国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熔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、それを裏付けるコンピュータソフト MAAP の解析結果には不確実性があり、想定どおり反応が避けられるという保証はない。また、作業員が炉心熔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、その時間や動作の信頼性にも不確実性がある。
- ③ 解析結果によれば、シナリオ想定 of 事態発生 19 分後に炉心熔融が始まり、1.5 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 11.3% 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、水中での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てのクロスチェックをおこなっていない。

四国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、四国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費用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2) 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、耐熱材料で作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(文献9を参照)。なお、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、そこに溶け落ちたコアを保持(IVR, In Vessel Retention)し、原子炉容器の外側を冠水させる構造になっている。

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、原子力規制委員会が対策を指示しているということは、それが現実に起こりうることを認めていることを意味する。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、福井地裁判決がいう「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9)。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。

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』に掲載された(文献10)。

IV-2. 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、また原子炉圧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。

IV-3. 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、現在原子力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備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。

原子力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、たかが発電所を守るのに武力が必要というのは平和国家として適切かという問題も提起される。

V 過酷事故は滅多に起こらないか —確率論的リスク評価は当てにならない—

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)。

という項目である(3)以下は省略)。

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3) 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、ベ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11)。また、事故シーケンスによっては、ベントフィルタを経由しないで放射性物質が放出されることも起こりうる。

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する。国際評価尺度(INES尺度)では、レベル5事故(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)での所外への影響は「ヨウ素131等価で数百から数千テラベクレル相当の放射性物質の外部放出」とされているから、100テラベクレルという数値は、それと同程度か、より高い。この数値より少ない放出量でもレベル5に相当するから、スリーマイル島事故などの事故は、100万年炉年に1回という目標より高頻度で起こることを許容していると受け取れる。

さらに、「テロ等によるものを除く」という条件付けは、テロ等によるリスクが無視できるほど小さいという意味ではない。「計算できないから考慮外に置く」というにすぎない。テロ等によるリスクの方が大きいかもしれない。原発が実社会の中に実態として存在して

口等も同様である限り、このような恣意的な仮定の上で論じた確率は無意味に帰する。

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・操作ミスが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、事故が起こる可能性（確率）とその被害の大きさを予測して、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という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確かさが大きすぎる。

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にもとづく事故確率の予測、それも外的事故原因（設計での想定を上回る地震や津波など）の発生確率を無視した予測は、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。

VI 結び

Iで述べたように、原子力発電所は運転を停止（核分裂を停止）した後にも、熱源の火を消せないという根本的な欠陥を有する技術であり、万一の事態において取り返しのつかない放射能汚染を引き起こすことになる。それにもかかわらず、技術のもつ不確実さや経済的制約によって、すべての状況に対応できる万全な対策を立てることはまずもってできない。

加えて、IV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、過酷事故によって広範な汚染を引き起こされる可能性を否定できない。また、伊方原子力発電所3号機についてなされた事故対策が、Vで述べた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。

これらのことから、伊方原発は、大飯原発や高浜原発と同じく、「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子力規制部会の方がた、とくに、小倉志郎、川井康郎、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 (2014年4月)
- 2) 原子力安全・保安院「ストレステスト意見聴取会」、2011年11月14日、第1回資料4-1 および同議事録 pp. 51-60
- 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）」（2011年10月）添付5-(1)-21
- 4) 同上 添付5-(1)-9
- 5) 原子力安全・保安院「技術的知見に関する意見聴取会」、2012年2月8日、第8回資料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」
- 6) 原子力安全・保安院、「四国電力備伊方発電所3号機の安全性に関する総合的評価（一次評価）に関する審査書」、2012年3月26日、第12回ストレステスト意見聴取会参考資料1
- 7) 四国電力、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた伊方

- 発電所 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 11 月
- 8) 四国電力、「伊方発電所 3 号機制御棒挿入性の評価における応答倍率法の適用性」、2009 年 12 月
- 9) 井野博満・滝谷紘一、「不確か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（2014 年 4 月）
- 10) 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
- 11) 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

伊方意見書函集(井野)

三菱 PWR 形原子力発電プラント系統図 Mitsubishi PWR Nuclear Power Plant Flow Diagram

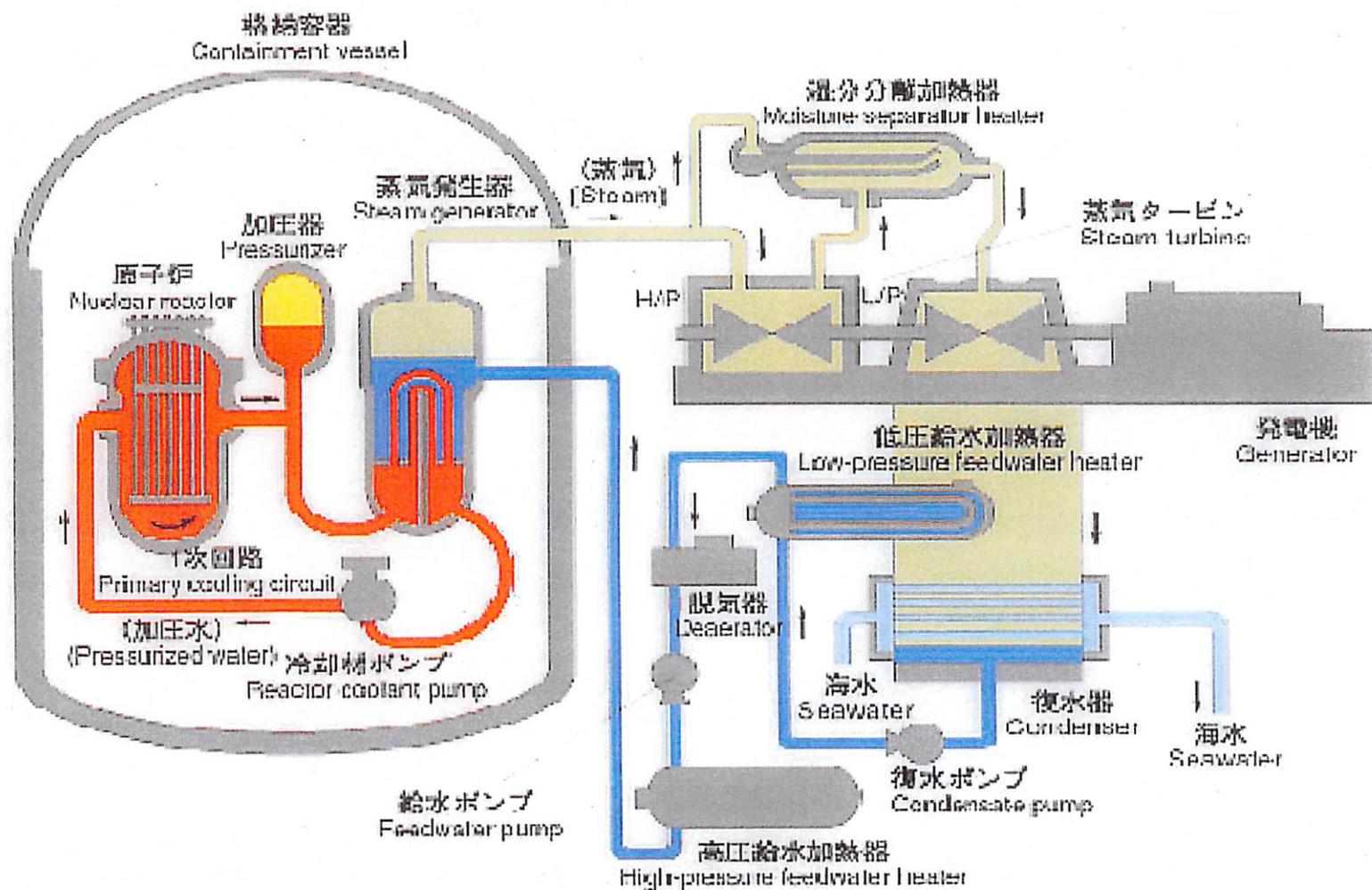


図1 PWR系統図(通常運転時)

非常時安全系（補助給水ポンプなど）

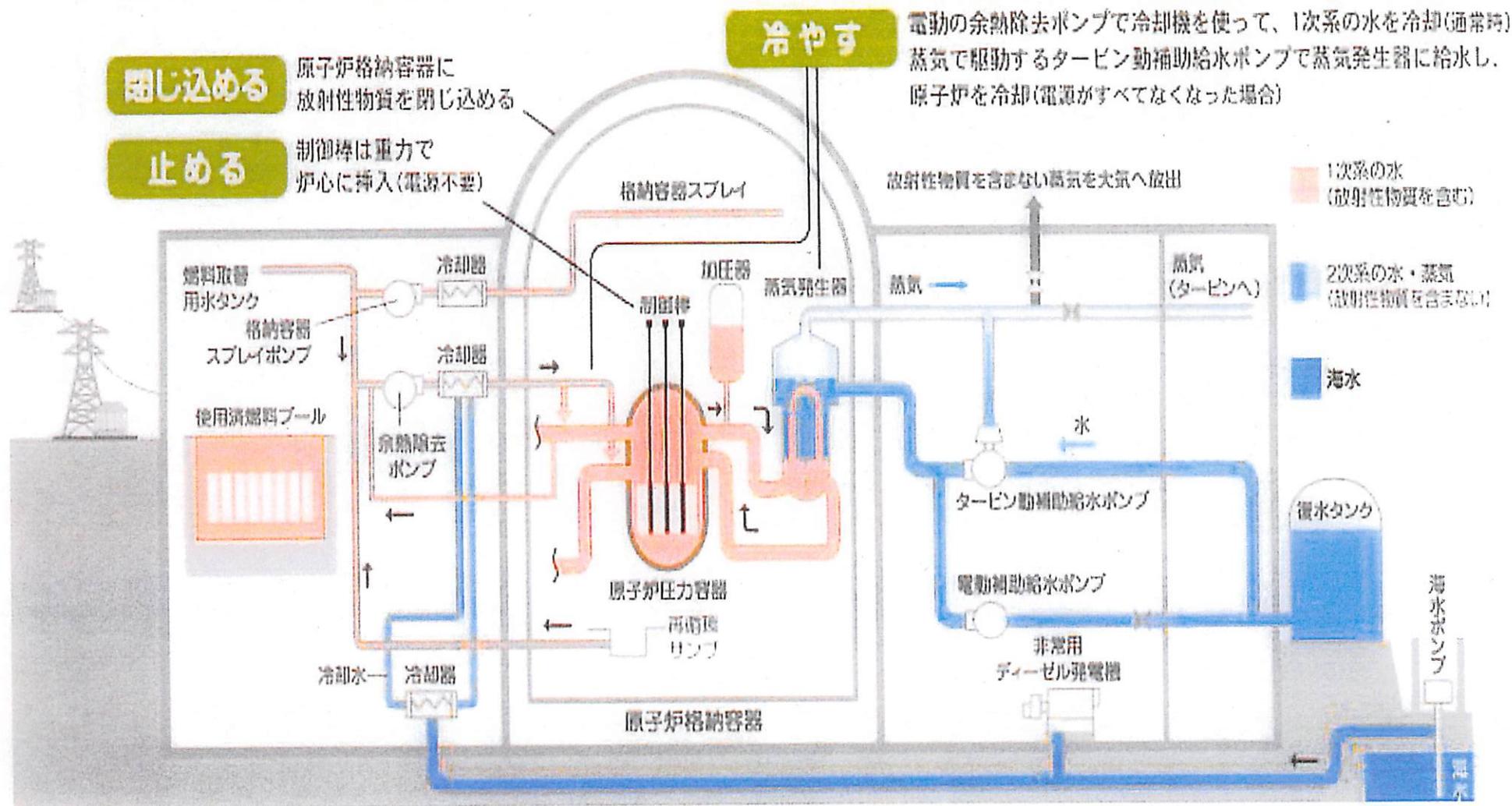


図2 PWR系統図(非常時安全系)

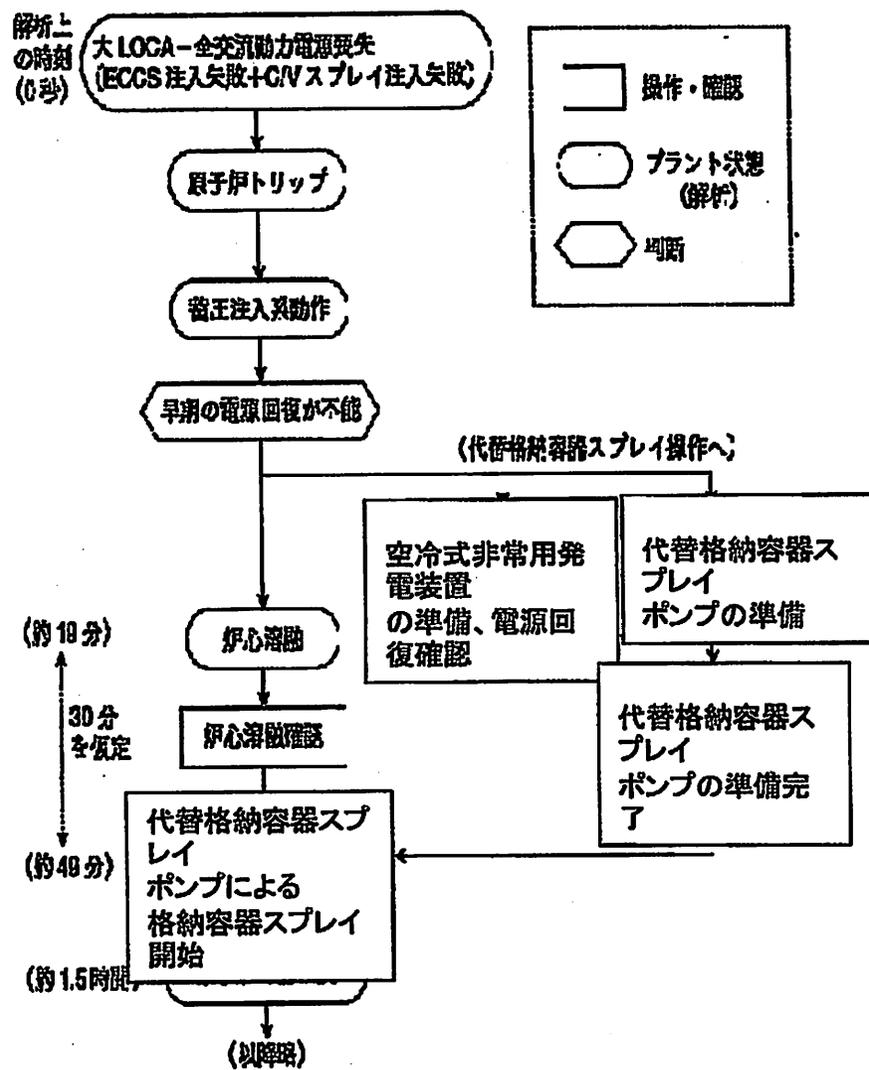
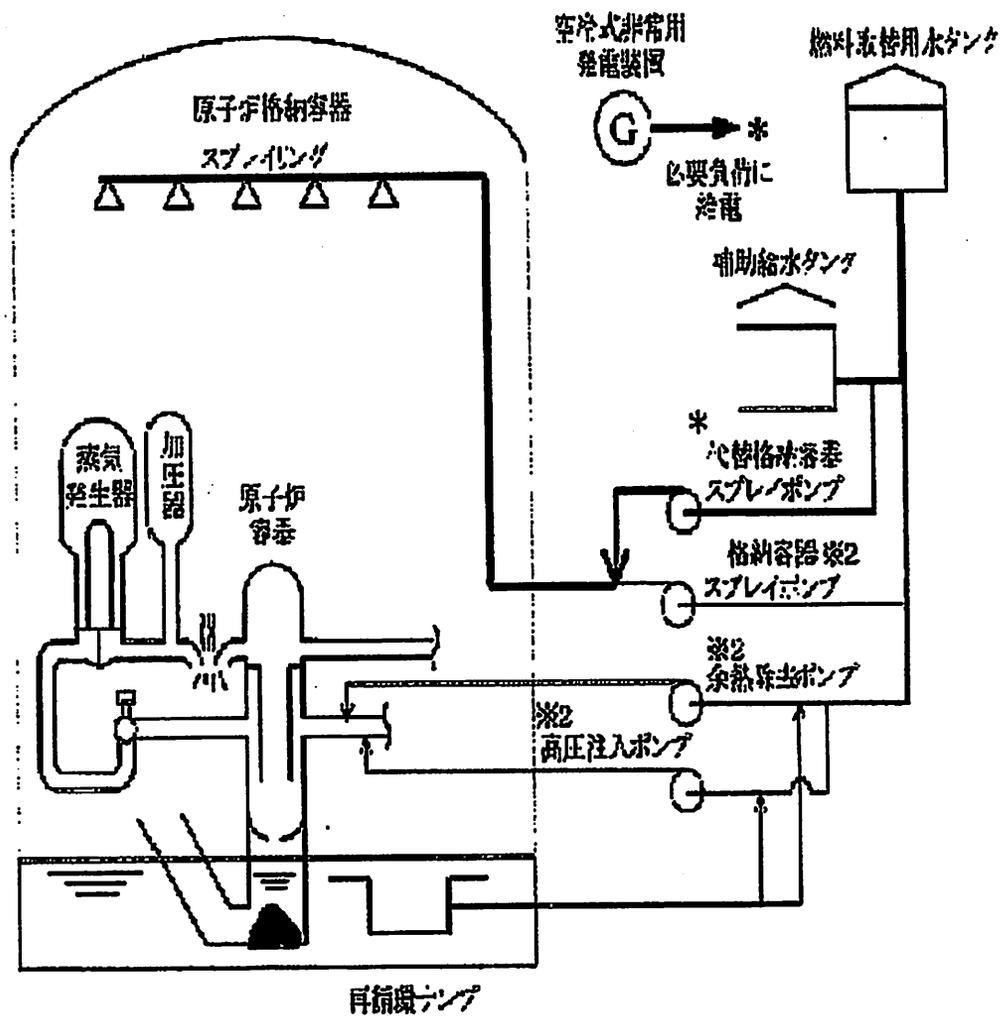


図3 事故対策シナリオの概要 (大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)
 (出处: 伊方3号機の適合性審査説明資料より作成)



※1: 長期対策として維持する設備等
 ※2: 機能喪失を仮定する設備

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

(出处 : 伊方3号機設置変更許可申請書添付書類十)

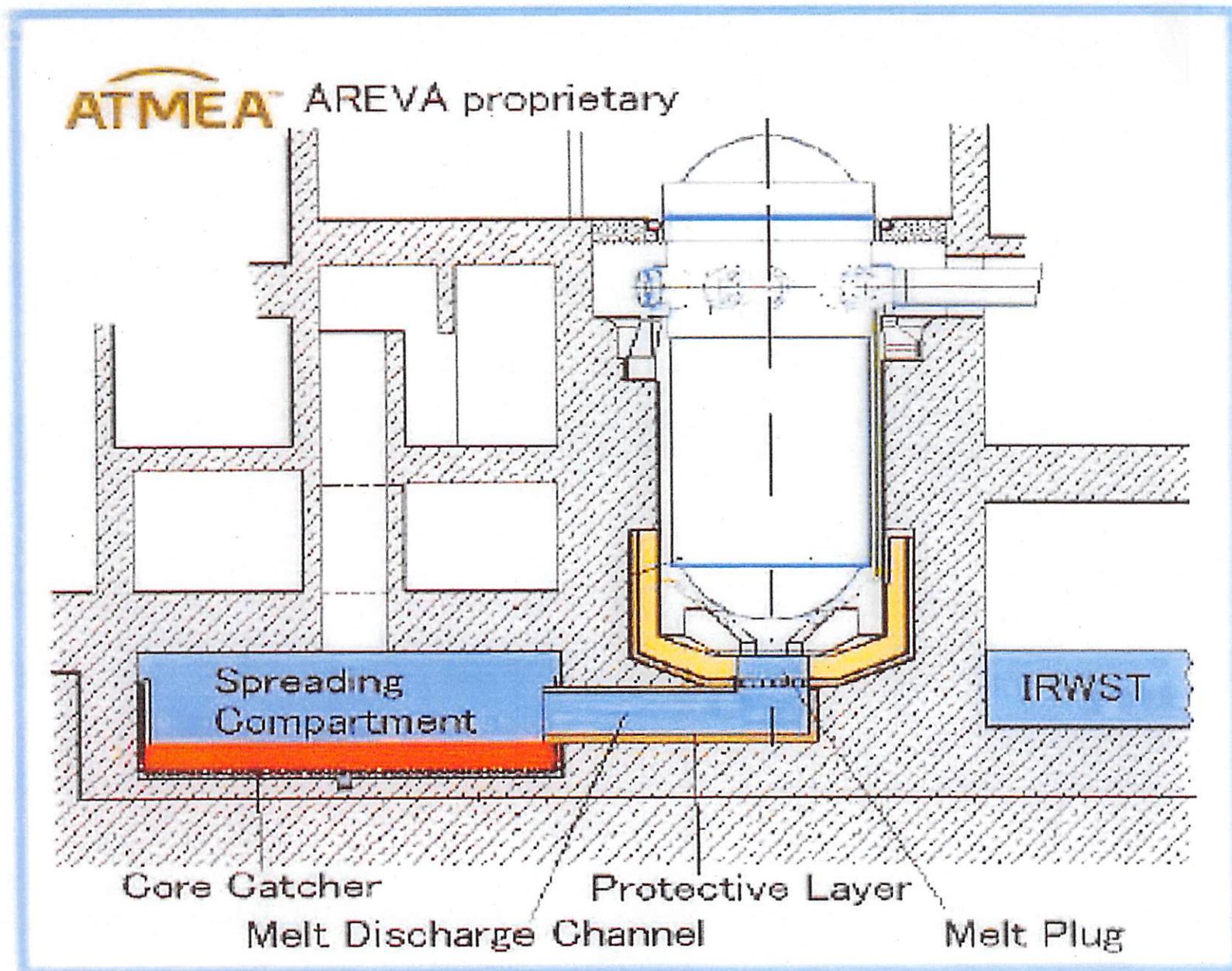


図5 コアキャッチャーの一例 (アレバ社)

別紙

略歴：

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

社会的活動歴：

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

日本物理学会会員

日本金属学会会員

現代技術史研究会会員

エントロピー学会会員