

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

井野博満
滝谷紘一

いの ひろみつ
東京大学名誉教授、工学博士
たきたに こういち
元原子力安全委員会事務局技術参与、工学博士

原子力規制委員会が実施中の原発の新規制基準適合性審査に関して、PWRの過酷事故対策の有効性評価に焦点をあてて審査資料と審査状況を検証した結果、現状のままでは炉心溶融と格納容器破損を防ぐことができない重要な疑問点、問題点が多々あることが判明した。厳正な審査を求めてその問題点を論じる。

2013年7月に施行された原子力規制委員会規則「原子力発電所の新規制基準」には、見過ごせない多くの疑問点がある。それについては、筆者らを含めて、さまざまな観点から批判がなされている。疑問点は、立地評価、地震動・津波評価、設計基準の考え方、防災対策など多岐にわたる^{＊1}が、それらを貫いている根幹の疑問は、「過酷事故対策は果たして有効なのか、深刻な放射能災害は防げるのか」という問題である。事故の原因が何であれ、福島原発事故に匹敵、あるいはそれ以上の過酷事故が発生すれば、防災対策は絵に描いた餅になり、放射能は住民の上に広範囲に降り注ぐことになる。新規制基準は、設計の不備を根本から反省することなく、既存の原発に付け焼刃的な過酷事故対策を施すことでよしとしており、まことに危うい基準であると言わざるをえない。

新規制基準施行後、加圧水型軽水炉(PWR)の6原発12基が、相次いで適合性審査申請書を提出した^{*1}。その審査会合はほぼ毎週2回以上という

急ピッチで進められ、この1月上旬から中旬にかけての報道によれば、適合性審査のプラント関係の座長を務める更田豊志規制委員会委員は、「夏になっても審査をやっているとは想像していない」と述べ、田中俊一規制委員会委員長も「6原発10基は審査の山を越えた」と述べた。だが、以下に論じるように、プラントの適合性には数多くの疑問点が残されている。しかも、審査の過程で規制庁から出された質問に対して、事業者からの満足な回答は現在もなされていない事項もある(後述)。

規制委員会は、新規制基準について、「その基準を守ってさえいれば安全だというものではない」という認識を表明している。当初、「新安全基準」と呼んでいた基準を「規制基準」と名称変更したことにもそれは現れている。仮にあるプラントが「規制基準に適合する」という結論が出されるとして、それは急ごしらえの不備な規制基準に適合するというだけのことであり、原発の安全性を保証するものではない。

新規制基準が不備なものであることは、適合性審査が進められる中で、むしろあらわになってきたと言える。各事業者の過酷事故対策なるものが、不確実性に満ちたはなはだ信頼性に欠けるもので

*1—昨年7月中に、九州電力の玄海3・4号機、川内1・2号機、四国電力の伊方3号機、関西電力の大飯3・4号機、高浜3・4号機、北海道電力の泊1・2・3号機の計12基の申請が出された。福島原発事故を起こした原発と同型の沸騰水型軽水炉(BWR)の申請はやや遅れて、10月以降に東京電力の柏崎刈羽6・7号機、中国電力の島根1・2号機、東北電力の女川2号機の計5基が申請された(2014年1月末現在)。

あることがわかってきたからである。過酷事故対策が付け焼刃のお座なりなものでしかないことを如実に示したと言える。以下、そのことを具体的に検証してゆこう。

綱渡りの過酷事故対策シナリオ

新規規制基準は、過酷事故として想定し得る代表的ないくつかのシナリオに対して、その対策の実効性を明示することを要求している。そのような想定シナリオの一つとして、格納容器の破損防止対策に関する「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」というのがある*2。このような事態がどういうときに起こるかと言え、原子炉に直結している大口配管(一次冷却水配

管など)が破断し、かつ、何らかの原因で交流電源(外部電源と非常用交流電源)が失われた場合が相当する。配管の破断で冷却水が失われ(これを冷却材喪失事故、Loss of Coolant Accident, LOCA という)、電気が来ないために緊急炉心冷却装置(Emergency Core Cooling System, ECCS)のポンプが動かず格納容器スプレイ装置も動かないということになる。

上記事故想定に対して各電力会社はその対策を規制委員会に提出している。ここでは、そのなかの一つ、玄海3・4号機についての九州電力の設置変更許可申請書、説明資料および審査会合の議事録⁶⁻⁸をたどりながら、対策の問題点を明らかにする*3。

図1は、格納容器破損防止対策の有効性評価として取り上げられた「大破断 LOCA+ECCS

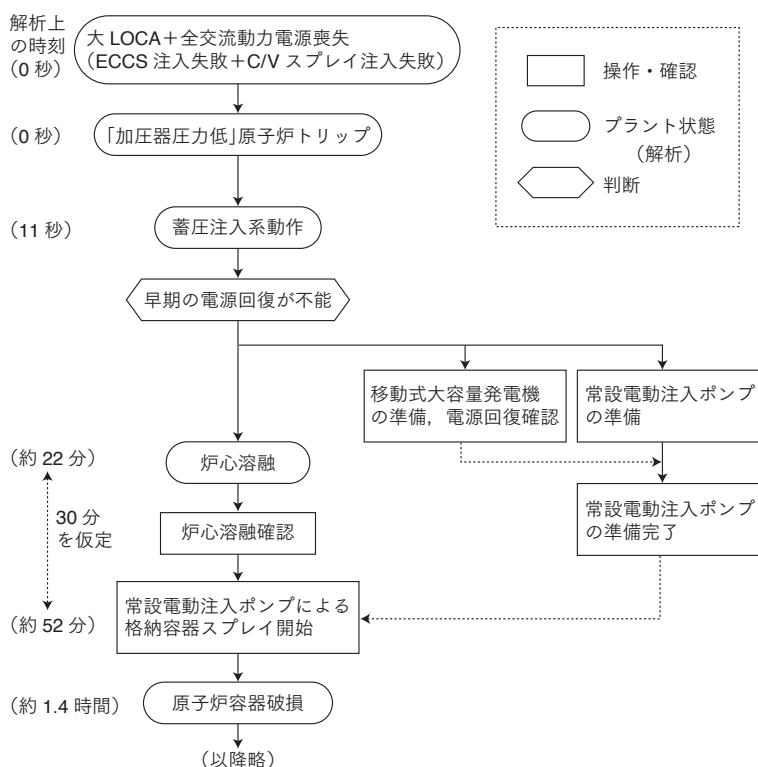


図1—事故対策シナリオの概要(大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗)(玄海3・4号の説明資料⁶より、主要部を抜粋)

*2—設計基準ではこのような事態は想定しなくてよいことになっている。設計基準は、「2つ以上の機器が同時に故障することはない」という「単一故障の仮定」のもとに組み立てられているからである。これが設計基準の最大の問題である。地震、津波のような外部事象において、このような仮定は成り立たないことが福島原発事故によって明らかになったにもかかわらず、その見直しはなされなかった。

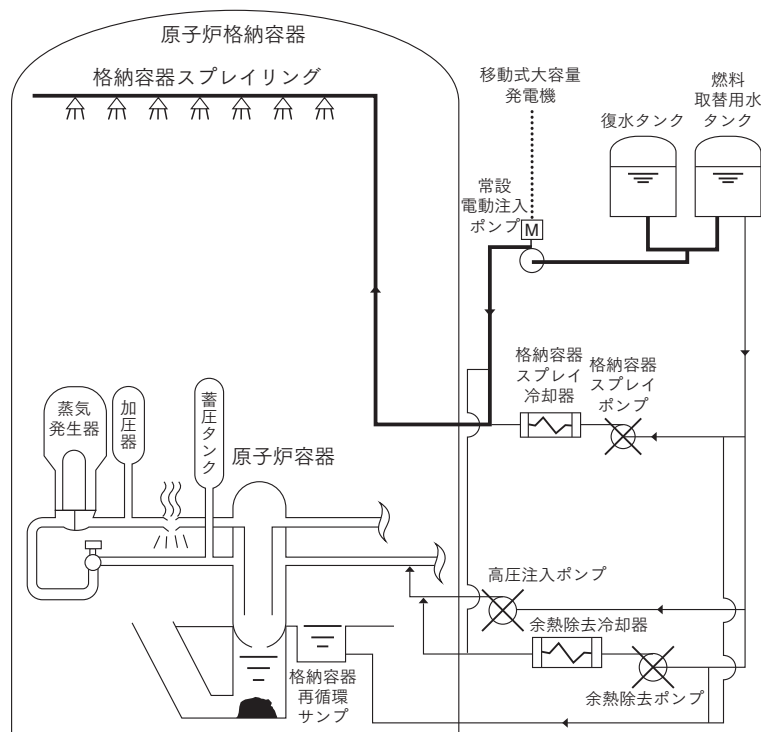


図2—図1の事故対策シナリオに対応する設備構成の概要(玄海3・4号の設置変更許可申請書掲載図⁷より主要部抜粋)

注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が起こった場合の事故シナリオを描いた図⁶から主要ポイントをピックアップして示したものである。この図をみると、大LOCAが起こり、かつ、ECCSが働かないとすると、実に、わずか約22分で原子炉炉心が溶融するという事態に至る。その間、移動式発電機と電動注入ポンプをつなぎ込み、格納容器へのスプレイ(注水)を準備するのにさらに30分かかり、約52分後に注水開始となる。図2は、それらの対策の設備構成の概要を示したものである⁷。

第9回適合性審査会合(2013年8月15日)の席上、これら九州電力の対策に対して、座長の更田規制委員会委員や規制庁担当官から強い疑問が出された。以下、議事録⁸から、そのやり取りの一部を再現してみよう^{*4}。

○金子管理官補佐：今回のシナリオについては、炉心溶融を踏まえて格納容器防護へ走るといって、そういうシーケンスですので、大きな判断がいろいろと入ってくると思います。……炉心溶融を判断した後、容器が破損するまでに、このフローですと、原子炉容器に対して何も対策っていうか、作業しないように見えるんですけども。

○九州電力(谷本)：……全交流電源喪失という事象で、さらに大破断LOCAが起きているという非常に厳しい事象でございます。……具体的に、炉心側を守る手段がほかにあるかということに関して考えますと、全交流電源を喪失しているところで、……この条件内で炉心に大量に水を注入できる設備がございませんので、まずは原子炉容器の下に水をためるといことが最も重要というふうに考えて、こういう手順を考えております。

*3—この重大事故(過酷事故)シナリオは、九州電力が想定した24の事故シナリオのなかの一つである。

*4—この適合性審査の様子と問題点は、NHK福岡放送局の

番組(特報フロンティア、2013年9月20日放映)で分かりやすく取り上げられた。NHKというメディアが健全であることの役割は大きい。

○金子管理官補佐：同時並行的に炉心を守る、原子炉容器を守るというための作業というのは、手段としては一切ないということによろしいでしょうか。

○九州電力(谷本)：全交流電源喪失という条件のもとでは、この状態で炉心損傷を防止するためにとれる手段というのは、現状、ないというふうに考えております。

ここで規制庁が問題にしているのは、原子炉の炉心溶融を止める、あるいは遅らせるという努力を一切せずに放置するのか、ということである。それに対して止める手段は一切ないというのが九州電力の答えである*5。

だが、「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」1.8項の【要求事項】「……炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順が適切に整備されている……」の具体的内容として、【解釈】(2)a)に「溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉压力容器へ注水する手順等を整備すること」と書かれている。原子炉容器*6へは注水をおこなわない(おこなえない)というのでは、この審査基準に反しているのではなかろうか。規制庁は、審査会合でこの対応の再検討を各事業者に求めたが、伊方以外の原発については未だに回答はないとのことである(2014年1月29日、参議院議員会館での市民団体による適合性審査に関する政府交渉での規制庁回答)。このような

重要な問題について、事業者の回答がないのに、どうして冒頭に記したような「審査の見通し」が更田委員や田中委員長から語られるのであろうか、理解に苦しむ。

では、事故対策はシナリオ通りに実行できるのか、作業員は事態を的確に判断できるのか、についての審査会合でのやり取りをみると、

○古作安全審査官：この事象であれば、(大 LOCA という)その判断は、どのタイミングでして作業に向かわせるということになると考えていますか。

○九州電力(谷本)：運転員の判断として10分の余裕をとっておりますけれども、その10分の中で判断して、もう最初に作業に行く時点からスプレイだという指示をいたします。

運転員が大 LOCA という判断を適切にできるか、さらにその際、「原子炉容器は諦める」という決断が躊躇なくできるのか、いかにもきわどいシナリオである。さらに、格納容器スプレイのための移動式発電機と常設電動注入ポンプを30分以内に確実に起動・つなぎ込みができるかという問題がある。地震にともなうような事態であれば、敷地の地割れ・陥没や関連機器の損傷が生じているおそれがある。作業員の判断やつなぎ込み作業が遅れれば、格納容器内に溶融燃料が落下してくる前に水を張ってコア・コンクリート反応を防ぐというシナリオが崩壊することになる。

コア・コンクリート反応を防げるか

コア・コンクリート反応(CCI、コリウム・コンクリート反応ともいう)というのは、2600℃ないし2800℃という超高温の溶融炉心(核燃料の他に被覆管のジルコニウム合金の残骸(酸化)物や周辺の構造材を溶かし込んだもの、デブリあるいはコリウムとも呼ぶ)が格納容器内に落下して、下部キャビティ(原子炉压力容器の直下にある部屋)の構成材料であるコンクリートを溶かし破損させる現象である。溶融炉心は崩壊熱を出し続け

*5—このような対応は、九州電力独自なものではなく、他社PWRにおいてもほぼ同じである。4電力会社の資料によれば、炉心溶融開始までの時間は、玄海3・4号で約22分、大飯3・4号は約21分、泊3号、伊方3号、川内1・2号は約19分となっている。その後の原子炉容器の冷却は「諦める」というのも各社同じである。この事故解析は、PWRプラントメーカーの三菱重工が一括して請け負っているだろうことは想像するに難くない。

*6—PWR用語。BWR用語では原子炉压力容器。

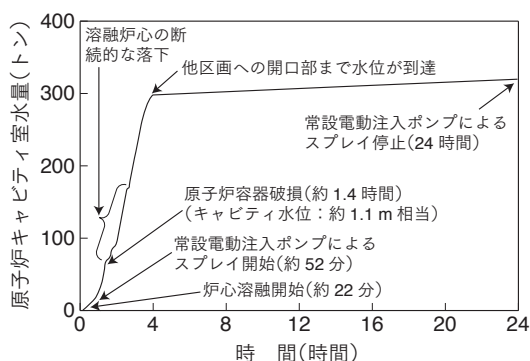


図3—格納容器スプレイによる水張り量の時間変化
溶融炉心が落下するタイミングには、水が張られていることを示す MAAP の解析結果(玄海 3・4 号の説明資料⁶より)

るので、溶けたまま格納容器を突き抜けて地下水脈に達するおそれがある。福島第一原発 1 号機では、コア・コンクリート反応で格納容器の下部コンクリートが侵食され、東京電力の推定ではその侵食深さは数十 cm とされるが、実際の深さは不明である。また、コンクリートを分解して生じる一酸化炭素や水素などの可燃性ガスが爆発するおそれがある問題も指摘されている⁹。

図 3 は、水張りによる格納容器破損防止策を示したものである⁶。溶融炉心が落下する時点では水張りが始まっており、コア・コンクリート反応は起こさないという解析である。しかし、仮に水張りが遅れ落下のタイミングに間に合わなければ、福島第一 1 号機と同じようにコア・コンクリート反応を起こすだろう。きわめて危うい対策である。

水蒸気爆発を防げるのか

そのことに加えて、水を張った状態で数十トンに及ぶ超高温の溶融燃料を受け止めるというシナリオ自体、水蒸気爆発のおそれはないのかという疑問がある。これについて、審査会合でのやり取りの続きを読む。

○更田委員：……C/V スプレイ(格納容器スプレイ)を使ってキャビティに水を張るという、一種の方針ですよね。キャビティに水を張るというの

は、MCCI(コア・コンクリート反応)を未然に防ぐという観点からは、とり得る戦略というか、戦術の一つだとは思いますが、一方で、FCI(水蒸気爆発)はもう起きないという決心がないと、なかなか水を張りにくいですね。

解析では起きていない。それは MAAP(という解析プログラム)のモデル次第の話であって、実際、こういう事態が進展しているときに、どうも大 LOCA らしい、SBO(全電源喪失)は起きていたとなつたときに、ちゅうちょなくキャビティに水を張るという方向へ行くのか。これは方針の問題だと思うんです。実態的には、要するに、これも、だから事象の確からしさというか確率の話になってしまって、普通に考えれば、FCI を恐れるよりもキャビティに水を張るというのが常識的な判断だろうと思うんですけど、そのあたりは、これは、そのときの運転員の判断になるのか、手順書に、こういう兆候ベースでパラメータが現れたら、もうキャビティに水を張るという方針になるのか、そのあたりを少し説明していただけますか。

○九州電力(谷本)：基本的には、手順書に基づいて運転員は操作を行います。手順書で、あらかじめそういう操作を行うように、もう規定している、社内決定しているということでございます。

○更田委員：今、申し上げたように、MAAP の解析では、スチームのスパイクが起きていないから FCI は起きていません。それは、この解析で起きていないということですが、実際にその事態に出会ったときに、FCI を恐れずにキャビティに水を張る。それは、九州電力の判断というふうに考えてよろしいですか。

○九州電力(谷本)：我々としては、そう考えております。

後述するように、事業者が使った MAAP という解析プログラムは、急激な変化を模擬できず圧力スパイク(圧力の鋭い山形の上昇)を再現できないことが国会事故調の報告書などで指摘されている。更田委員は、MAAP の信頼性に疑問を呈しているのであるから、規制委員会は別の解析プログラ

ムを用いて妥当性を調べるという「クロスチェック解析」を実施すべきである(後述)。

水蒸気爆発の危険を回避し、かつ、コア・コンクリート反応を防ぐには、水張りではなく、コア・キャッチャーを設置すべきである。コア・キャッチャーとは、超高温に耐えることのできるセラミック(アルミナやジルコニアなど)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(コラム1参照)。

コラム1

コア・キャッチャーとは？

文字通り、溶融・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¹⁰。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4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¹¹。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貯留部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、原子炉容器内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。

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1990年代に東芝から特許申請が出されている¹²。また、東芝は2006年にも別の特許申請を出している¹³。それにもかかわらず、日本ではコア・キャッチャーの設置が問題にすらならなかったのは、過酷事故対策を軽視して

水素爆発を防げるか

「水素爆発が生じない」ことは、重大事故対策の有効性評価に関する重要な審査事項の一つである。水素爆発は福島原発事故で生じ、社会的にも厳しく注視されている。この事故では、原子炉がBWRであり格納容器内は水素爆発防止対策として通常運転中は窒素雰囲気になっているために、水素は格納容器内では爆発せず、格納容器の損傷箇所などから空気雰囲気の原子炉建屋に流出して爆発を生じ、設備と建物を激しく損壊した。一方、

規制対象から外してきたからにはほかならない。福島事故後の2012年度からは、経産省資源エネルギー庁が「薄型コアキャッチャーの開発に向けた基盤整備」の事業募集をおこなっている。これは既設炉を念頭に置いてのコンパクトなコア・キャッチャーの開発を呼びかけたものであるが、その応募状況や研究成果は不明である。既設炉にコア・キャッチャーを追加設置することは簡単ではないだろうが、仮に再稼働するというならば、さまざまな工夫と研究開発によって設置を実現すべきである。技術的に可能な対策はすべて実施することを規制委員会は基本方針とすべきであり、それができない原発は廃炉にするしかない。

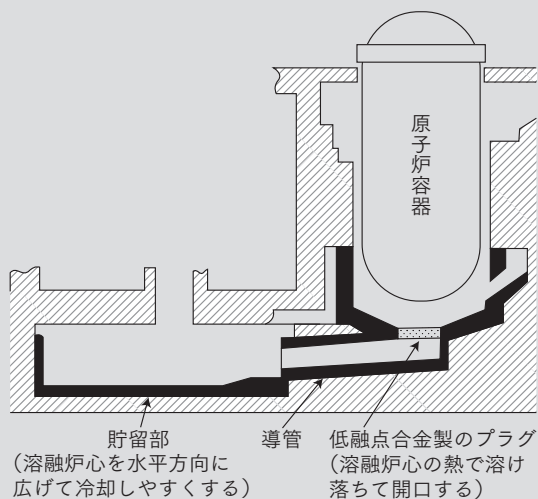


図4—コア・キャッチャーの一例(太線部)。EPRで設置されているタイプ¹¹

本稿で取り上げている PWR の場合は、格納容器内は空気雰囲気なので、過酷事故により生じる水素が格納容器内に流出するとそこで爆発して格納容器自体を損壊し、甚大な放射能災害を招くおそれがある。したがって、過酷事故において「水素爆発が生じない」ことを厳正に審査することが肝要である(コラム2参照)。この観点から、審査状況を詳しく検証した。

(1) PWR での水素燃焼評価

現在審査されている PWR の設置変更許可申請書の添付書類十には、「格納容器破損防止対策の有効性評価」の中に「水素燃焼」の節を設け、大 LOCA が発生して ECCS 注入機能が喪失する事象を想定して、格納容器内に流出する水素濃度の時間的変化の解析結果を記載している。いくつかの原子炉での格納容器内水素濃度の最高値は次の

通りである。

原子炉(電気出力)	水素濃度最高値
大飯 3・4 号(1180 MWe)	約 12.8%
玄海 3・4 号(1180 MWe)	約 12.8%
伊方 3 号(890 MWe)	約 11.3%
泊 3 号(912 MWe)	約 11.6%

いずれも結論は、「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。しかし判断基準値に対する裕度は僅少なので、解析条件や解析モデルに伴う不確かさを考慮すると、判断基準値を超える可能性が濃厚である。図5は玄海 3・4 号の格納容器内の水素濃度の時間的変化⁷(大飯 3・4 号もほぼ同一)である。ジルコニウム-水反応による水素発生がほぼ終わった約 1.7 時間の時点で最高になり、以降漸減している。これは、

コラム 2

水素発生と爆発現象、審査基準について

過酷事故時に原子炉容器の内側と外側で水素が発生する要因として、

- 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ふく管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。
反応式： $\text{Zr} + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{ZrO}_2 + 2\text{H}_2$
- 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。反応式： $3\text{Fe} + 4\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Fe}_3\text{O}_4 + 4\text{H}_2$
- 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：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。

これらのうち、最も発生量が多いのは①であり、審査ガイドでは、水素爆発に関する評価にあたって「全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反

応するものとする」と定めている。また、③および④についても考慮を求めている。しかし、②について明記していないことは審査ガイドの不十分な点である。

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ている。

反応速度が

遅い——燃焼	(静的荷重)
速い——爆発	爆燃 (火炎の伝播速度が亜音速。準静的荷重)
	爆轟 (火炎の伝播速度が超音速。動的荷重(衝撃圧))

格納容器の健全性を脅かす上で特に注目されるのは、爆燃から爆轟への遷移、および爆轟である。規制基準では「格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を求め、その判断基準値は、「水素濃度がドライ条件に換算して 13% 以下又は酸素濃度が 5% 以下であること」としている。(ドライ条件とは、水蒸気の使用は除外することを指す。)

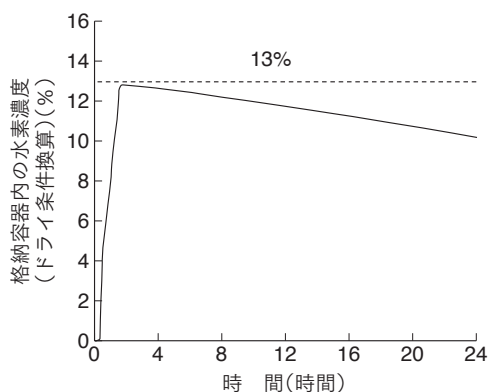


図5—格納容器内水素濃度の時間的変化の例(玄海3・4号の場合)

長期的な水素除去対策として、静的触媒式水素再結合装置の作動を考慮に入れているためである。

水素爆轟は生じないとする事業者の結論に関して、大飯3・4号の審査会合では次のやりとりがなされている¹⁴。

○更田委員：……MAAPの計算結果を紹介される際に「13%に至ることはないという結論が得られた」という表現をとられたんだけど、そういう主張をされるつもりなのか、この解析をもって。というのは、MAAPではこうなりますと。じゃあ、MELCORではこうなりますと、アースティックではこうなりますと言って、それで13%に達しませんということを主張されているのか。これは、要するに、これだけ不確かさの大きなシーケンスを負っているときに、一例を捉えて13%に達しないという結論が得られましたと言われても、それでどうだというものではなくて、むしろ、それに解析では考慮されていないイグナイタの存在を前提に、有効性について議論をされるつもりか、それともイグナイタはあくまでないものとして、この解析でもって13%以下になっているから大丈夫ですとおっしゃっているのか、どちらですか。

○関西電力(浦田)：まず、全体の認識でございますけども、確かに、おっしゃるように、非常に不確かさの大きな事象になっております。それは十分承知をしております、一つのツールとして

MAAPを使った解析の結果、13%に至ることはなかったということで、全ての蓋然性をもってそれが担保されるというつもりはございません。ただし、これはガイドライン上の要求でもあります。が、実際の挙動、もちろんMAAPベースの挙動解析で、それに対して非常に大きな保守性を持たせた水素解析をした結果ということで、ある程度蓋然性を持たせられるのではないかというのが我々の見解でございます。

この質疑応答からわかるように、水素濃度の評価には大きな不確かさが伴っている。それを考慮すると、「水素濃度が13%に達していないから爆轟は生じない」とする事業者の結論には大きな疑問があり、厳正な審査が求められる。

(2) 水素濃度の空間分布が爆轟の可能性を示す

格納容器内に水素が流出した場合、格納容器全体の平均的な濃度だけでなく局所の濃度にも注目しなければならない。事業者は解析コードMAAPによる水素発生量の時間的変化を解析した後、そのデータを水素濃度の空間分布を計算する解析コードGOTHICに受け渡している。GOTHICでは格納容器内を数十の区画に分割し、各区画をサブノード分割して解析している。

まず問題なのは、このサブノード分割図が公開された資料¹⁵では「商業機密に属する」として白抜きにされていることである。このような不透明性が審査資料全般の公開版に横行していることは本誌1月号で指摘されているとおりである¹⁶。一般論として、物理量の空間分布を求める数値解析においては、ノード分割の仕方によって結果の数値に有意な違いが出ることがあるので、ノード分割自体が妥当であることをノード数の感度解析等で示さなければならない。本ケースでは、ノード分割が妥当であると規制委員会が判断するのならば、規制委員会にはその判断根拠の説明責任があることを指摘しておきたい。

空間濃度の一例を図6に示す(玄海3・4号の下部区画におけるループ室外周部)。この図には水素濃度約

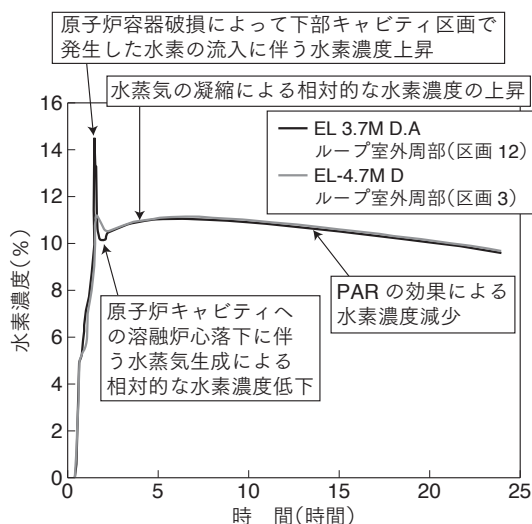


図6—水素濃度の空間分布の例(玄海3・4号、ループ室外周部水素濃度¹⁵⁾)

15%のピーク値が出ている。爆轟防止基準の13%を超えている。これにもかかわらず、九州電力は「下部区画における水素濃度の挙動は上部区画と比較すると、全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示しているため、格納容器内の水素濃度は全体平均水素濃度として評価した」と記述して、爆轟の問題はないとしている。この説明はまったく理解できない。局所的な爆轟が問題になるから、空間濃度分布を解析しているのであり、その中に13%を超える水素濃度箇所があれば、局所的爆轟が生じうるとするのが科学的判断であろう。この点について規制委員会はどのように判断するのか注視したい。

(3) 鉄-水蒸気反応による水素発生量評価をすべきである

各事業者は、ジルコニウム以外の金属-水反応による水素発生に関して、アルミニウムと亜鉛の腐食により生成する水素量を評価し、ジルコニウムとの反応による水素量と比べて非常に少ないことを記している。しかし、原子炉容器の内部と外部にある構造材中の鉄の量は、アルミニウム、亜鉛の量と比べて桁違いに多いので、鉄についての評価がされていないのはまったく不十分である。

格納容器内の平均的な水素濃度最高値がほぼ爆轟防止基準値に近いから、鉄-水蒸気反応による水素量を考慮すると爆轟防止基準値を超える可能性があるのではないかと。鉄-水蒸気反応を考慮して解析評価をやり直すべきである。

(4) コア・コンクリート反応による水素発生量を厳しい側に考慮すべきである

事業者の評価では、十分な水量の中に溶融炉心が落下する場合はコア・コンクリート反応を伴うコンクリート侵食は有意には生じないとのMAAPによる解析結果にもとづき、コア・コンクリート反応により発生する水素の量は無視されている。

しかし、事業者による解析コードの説明書¹⁷⁾には、MAAPの妥当性確認の節で、「コア・コンクリート反応現象については、国内外で実験等による研究が継続中であること、及び、実機スケール現象については有効なデータが得られていない状況であり、ベンチマーク解析による妥当性確認が困難である」と記されている。すなわち、コア・コンクリート反応に関するMAAPの妥当性確認はなされていないのである。このような解析コードによりコンクリート侵食は生じないとの結果が出て、その信憑性はない。また、水中に模擬溶融物が落下する条件に関しては、過去にはスウェーデン王立工科大学によるDEFORの小規模実験1例しかないと記されている。さらに、今回実施されたMAAPによる参考用の解析結果としては「コンクリート侵食による水素濃度の増加については20cmの侵食量に対して、水素濃度の増加は3%程度であった」とある。コア・コンクリート反応による水素量を無視して12.8%としている玄海3・4号と大飯3・4号では、もし2cmでも侵食があれば単純比例で0.3%ほどの増加となり、これだけで爆轟判断基準値の13%に達することになる。

以上のことから、コア・コンクリート反応による水素発生量を無視している事業者評価は妥当ではなく、解析に不確かさを伴うならばそれを厳し

い側に考慮した評価をすべきである。本来あるべき評価手順は、実機に適用しうる大規模実証試験を行い、そのデータをもとに検証した解析コードを用いて過酷事故評価を行うことである。

(5) 解析予測のバラツキの考慮だけで爆轟域に達する

(1)で触れたように解析コードによる計算結果には、計算モデル、相関式、入力データなどに不確かさが伴うことは避けられない。どの程度の不確かさがあるのかは、次項で述べる解析コードの検証にも関わることであるが、ここでは水素濃度解析に使用されている GOTHIC の説明書¹⁷⁾に記載された不確かさの値をもとに、その影響を調べる。その説明書には「NUPEC 試験検証解析では、格納容器内の各区画で測定されたヘリウム濃度^{*7}のピーク値に対し、解析予測のバラツキは約 2.4% (測定誤差の大きい破断区画／ループ室を除く。含めた場合 4.4%) となる」と明記されている。

この解析予測のバラツキ約 2.4% は、この種の解析コードとしてはずいぶん小さいと思われるが、ここではその問題は別として仮にこの値を適用すると、先述の水素濃度最高値 12.8% に対して相対値で 2.4% 大きな値は 13.1% である。すなわち、判断基準値 13% を超える。したがって水素爆轟は生じないとする玄海 3・4 号と大飯 3・4 号の評価は、この点だけからも明らかに誤りである。規制委員会には解析に伴う不確かさを考慮に入れた厳正な判断を求める。

以上(1)～(5)にもとづくと、事業者の過酷事故対策は厳正な科学的・技術的見地からは水素爆発を防ぎうるものにはなっていないと、新規制基準に適合していないと判断すべきである。水素爆発を防ぐためには PWR においても格納容器内を窒素雰囲気にすることを提言する。

*7—この濃度分布測定試験では、水素の代わりに爆発性のないヘリウムを使用。NUPEC は(財)原子力発電技術機構の略称。

解析コードの検証について

水素燃焼評価に使用されている解析コードは PWR 各社間ですべて同じであり、MAAP と GOTHIC である¹⁷⁾。また、MAAP は、水蒸気爆発およびコア・コンクリート反応の解析にも用いられている。

この二つの解析コードの検証について以下の問題がある。

(1) MAAP について

福島原発事故の炉心溶融の解析評価に東京電力が使用し、その結果を調査した国会事故調査委員会は次のようにその問題点を指摘している¹⁸⁾。

「東電の解析結果では、原子炉压力容器及び格納容器の両者に共通して見られる圧力変化のパルスの挙動は無視され、なだらかに減少する圧力変化が与えられている。このような圧力曲線では、原子炉压力容器や格納容器、原子炉建屋への放射能を含む大量の蒸気の流出現象も全く予測されない。また、原子炉压力容器における大量の蒸気発生も見えなくなっている。流体の流動は、圧力の変化、すなわち圧力の微分により示される。その変化を平均化してなだらかな曲線で置き換えたとき、流体の状態の激しい変化は平均化されて消失してしまう。複雑、高価なシミュレーションコードによる予測の意味は何なのか、疑問が残る。」(国会事故調報告書、p. 168 抜粋)

実際の原子炉で生じた過酷事故の測定データにもとづいてこのような問題点が指摘されているのであるから、MAAP は指摘事項の改良を行った上で使用されるべきであり、規制委員会は上記の問題点が解消されたかどうか確認しなければならない。

(2) GOTHIC について

PWR 電力会社 4 社共同で GOTHIC の検証／妥当性を説明する資料を審査会合に提出している。

公開された資料¹⁷を調べると、まず第一に、資料内容は透明性と説明性に著しく欠けている。具体的には、格納容器内の水素濃度分布に関して、原子力発電技術機構が行った試験データ(実機の1/4縮小モデルの試験体を用いて、水素の代わりにヘリウムを注入して測定)をもとに試験検証解析を行い、解析コードは良好に推測することができると結論づけている。しかし、肝心の濃度分布を示す図が「商業機密に属するので公開できない」との注記を付けて白抜きになっている。この問題は前節(2)で述べたことと同じである。このような隠し事をする電力会社、それを認める規制委員会の姿勢が問われる。

次に、水素燃焼・爆発を取り扱う解析コードの検証においては、研究開発での各種試験データにもとづく検証解析に付け加えて、実機データの再現性をチェックすることがとりわけ重要である。PWRで格納容器内において水素爆発を生じた事故としては、1979年に起きた米国スリーマイル島2号機(TMI-2)事故がある。事故進展の過程で、1次系内の一部の水素が加圧器逃しラインを経て加圧器逃しタンクから格納容器内の下部に流出し、水素爆発が生じたことも世界的に注目された。図7の格納容器内の圧力の時間変化に示されているとおり、約2 kg/cm² g(28psig)の圧力パルスが測定されている¹⁹。

水素燃焼・爆発の解析コードは、このTMI-2事故の圧力パルス挙動を再現できるかどうかの検証を必ず行うべきである。GOTHICの適用性の説明書を読む限り、TMI-2事故データを用いた検証はされていない。この再現ができない解析コードにより水素爆発は生じないとの評価結果が出されても、それには信憑性はない。

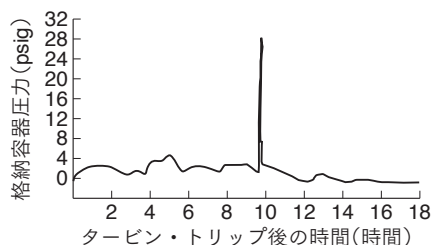


図7—米国スリーマイル島原子炉事故時の格納容器内圧力変化

原子炉容器の破損は生じなかったTMI-2事故では、原子炉内で発生した水素の大半は1次系内に留まり、一部の水素だけが格納容器内に流出したとされている。これに比べると、今般の過酷事故評価では原子炉容器の破損が生じているので、格納容器内に流出する水素量はTMI-2事故よりはるかに多量である。したがって、水素爆発が起きないとする各電力会社の評価は、TMI-2事故で実際に起きた現象と矛盾している。規制委員会にはこの点に関しても厳正な解析コード検証の審査を求める。

クロスチェック解析が必要不可欠である

以上に考察してきたように、水素爆轟は生じないとする電力会社の評価には、多くの問題点がある。規制機関が科学的に厳正な判断をする上で、本誌2月号で指摘されているように²⁰、電力会社が使用した解析コードとは異なった、かつ検証が十分になされた解析コードによるクロスチェック解析を行うことが必要不可欠である。もし規制委員会がクロスチェック解析を行う準備がまだできていないとすれば、それは審査能力不足であり、審査申請を受けつけるべきでない。現実には、水素爆発解析を含めて、これまでに規制機関の技術的支援組織である原子力安全基盤機構とその前身である原子力発電技術機構は、過酷事故の解析コードMELCOR等の整備を実施してきていることを公表している^{21,22}。規制委員会にはその整備成果を今般の審査に活かすことを求める。

結 論

PWRに関する適合性審査の実施状況を検証した結果、各電力会社が提出している過酷事故対策は不確実さに満ちている。具体的には、大破断LOCAと全交流電源喪失が同時に起こるという過酷事故シナリオにおいて、次の問題点があることが明らかになった。

(1) 炉心溶融と原子炉容器の破損を防ぐこと

はできない。しかも、わずか19分ないし22分で炉心が溶融し、約1.4時間後には原子炉容器が破損する(図1参照)。

(2) 想定された事故シナリオには次のようなさまざまな不確実さがある。

- ① コア・コンクリート反応を防げるとは言えない。
- ② 水蒸気爆発を防げるとは言えない。
- ③ 水素爆発を防げるとは言えない。

いずれも格納容器の損壊を生じて甚大な放射能災害を招く要因となるものである。したがって、各電力会社は次の対策を行うべきである。

- ① コア・キャッチャーを設置すること
- ② 格納容器内を窒素雰囲気にする

原子力規制委員会も、「新規制基準は、世界最高水準の基準だ」(田中規制委員長)と言うならば、EPR, AP1000と同じく、二重格納容器やコア・キャッチャーの設置を義務づけるべきである。

また、規制委員会には科学的に厳正な審査を行うために次のことを求める。

- ① クロスチェック解析を行って、事業者の解析評価の妥当性を定量的に検証した上で、新規制基準適合性の判断をすること
- ② 過酷事故対策の有効性を示す大規模実証試験を公開で行うことを事業者を求めること

本稿では記述できなかったが、重要なこととして防災計画との関連を特記しておきたい。いわゆる多重防護の考え方において、第4層に相当するとされる過酷事故対策の問題は、次の第5層での住民を放射線被ばくから守るための防災計画に密接に関係している。第4層での対策が突破されれば、ただちに住民の頭上に放射性物質が降り注ぐことになるからである。各原発において、防災計画が本当に立てられるのかどうかは、再稼働の是非の判断において、決定的な重要性をもっている。

防災計画は、第4層の対策とセットで議論せねばならないはずである。だが、規制委員会の審査は両者を切り離して議論し、それで良しとして

いる。フィルターベントの問題において、新潟県の泉田裕彦知事が、フィルターベントのタイミングについて、防災計画との関連を念頭に、東京電力に対して事前協議することを求めたのは卓見であった。東京電力は、やむを得ず立地自治体との協議で決めることを受け入れ、柏崎刈羽原発の設置変更許可申請書にその旨を明記したが、規制庁と規制委員会はそのような東京電力の適合性審査申請²³に難色を示した²⁴。第4層の対策と第5層の対策は独立でなければならないという理屈からであろう。だが、それは現実離れしているのではなかろうか。

本稿で論じたPWRの過酷事故対策においても、第4層の対策がどういうタイムスパンで実行されるかは、防災計画にとって死活問題である。上記過酷事故では、炉心溶融が19分ないし22分で起こり、原子炉容器の破損が約1.4時間後に起こるとされる。住民の避難は、炉心溶融の予兆があったときから準備を開始するとなっているが、このような短期の事故進展の際、被ばくを避ける対策を各自治体や住民はとることができるのだろうか？ 疑問は膨らむばかりである。

謝辞 この論考を準備するなかで、貴重なご助言と情報提供をいただいた原子力規制を監視する市民の会の阪上武さん、同アドバイザーグループの藤原節男さん他の方がた、福岡核問題研究会の中西正之さんに厚くお礼申し上げます。

文献

- 1—原子力市民委員会: 緊急提言「原発再稼働を3年間凍結し、原子力災害を二度と起こさない体系的政策を構築せよ」(2013年6月19日)
- 2—原子力市民委員会: 原発ゼロ社会への道—新しい公論形成のための中間報告、第4章(2013年10月)
- 3—井野博満: 週刊「エコノミスト」2013.3.19号
- 4—井野博満: 科学, **83**(5), 477(2013)
- 5—滝谷紘一: 科学, **83**(5), 533(2013); **83**(6), 615(2013)
- 6—九州電力: 原子力規制委員会第9回適合性審査会合, 資料9-1(2013年8月15日)
- 7—九州電力: 玄海発電所設置変更許可申請書(2013年7月12日)
- 8—原子力規制委員会: 第9回適合性審査会合議事録(2013年8月15日)
- 9—岡本良治・中西正之・三好永作: 科学, **84**(3), 355(2014)
- 10—佐藤崇: 日本原子力学会講演大会発表論文(2010.9.17),

11—M. Fischer: Nuclear Engineering and Design 230(2004) 169-180

12—(株)東芝: 特開平 9-211166, 出願日・1996 年 2 月 2 日, 発明者・深沢正憲

13—(株)東芝: 特開 2007-225355, 出願日・2006 年 2 月 22 日, 発明者・佐藤崇

14—原子力規制委員会: 第 29 回適合性審査会合議事録(2013 年 10 月 8 日)

15—九州電力(株): 「玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料」(2013 年 10 月 10 日)

16—原発規制庁審議ウォッチグループ: 科学, **84**(1), 15(2014)

17—北海道電力, 関西電力, 四国電力, 九州電力「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」(2013 年 12 月 17 日)

18—東京電力福島原子力発電所事故調査委員会「国会事故調報

告書」(2012 年 9 月 30 日)

19—都甲泰正編著「TMI 原発事故 その実態と分析」電力新報社(1979 年 12 月)

20—原発規制庁審議ウォッチグループ: 科学, **84**(2), 137(2014)

21—原子力発電技術機構「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書」(2003 年 3 月)

22—原子力安全基盤機構「安全研究年報(平成 24 年度)」(2013 年 8 月)

23—東京電力: 柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請の概要について, 規制委員会新規制基準適合性審査会合(第 50 回)資料 2-1(2013 年 11 月 21 日)

24—原子力規制委員会: 新規制基準適合性審査会合(第 50 回)議事録(2013 年 11 月 21 日)