

2015年6月13日

滝谷紘一



## 水素爆発対策は新規制基準に不適合である

### 〔目 次〕

1. はじめに
2. 水素の発生と爆発現象について
  - (1) 水素の発生
  - (2) 水素の爆発現象
3. 格納容器内の水素爆発防止対策
  - (1) 原子炉下部キャビティの水張り
  - (2) 静的触媒式水素再結合装置
  - (3) イグナイタの設置
4. 水素爆発防止対策の有効性評価
  4. 1 審査ガイドの規定
  4. 2 解析評価結果の検証
    - (1) 基本解析
    - (2) 溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさを考慮した感度解析
    - (3) 解析コード MAAP による解析評価の問題点
    - (4) 補足
4. 結語

文献

表・図

筆者略歴

## 1. はじめに

原子力発電所(以下、原発)で事故が発生し原子炉の冷却機能喪失の状態が続くと、原子炉は停止しても炉心溶融→原子炉圧力容器破損→原子炉格納容器破損という過程を経て、大量の放射性物質が大気中に放出され、深刻な住民被ばくと環境汚染を生じるおそれがある。このような過酷事故が現実には生じたのが2011年3月11日の福島第一原発事故である。この事故の過程において、1号機、3号機及び4号機の各原子炉建屋内で大規模な水素爆発による建物破壊が生じ、大量の放射性物質が大気中に放出された。図1に1号機と3号機での原子炉建屋の爆発時の映像写真と3号機の原子炉建屋損壊写真を示す。

伊方3号機は加圧水型炉(PWR)であり、沸騰水型(BWR)の福島第一原発と型式は異なるが、過酷事故時に原子炉内及び原子炉外で大量の水素が発生する点においては変わらない。その水素が爆発するおそれのある場所は、BWRでは通常運転中の格納容器内には窒素が封入されているので格納容器内でなくて原子炉建屋内になる。一方、PWRでは通常運転中の格納容器内は空気なので、水素爆発が格納容器内で生じるおそれがあり、その場合、格納容器が損壊して原子炉建屋内での水素爆発とは比較にならないほど大量の放射性物質が大気中に放出されることになる。従って、PWRにおいては格納容器内での水素爆発を確実に防止する対策をとることは、安全性を確保する上で極めて重要である。

原子力規制委員会(以下、規制委員会)は、新規規制基準の規則(文献1)で過酷事故が発生した場合における格納容器の破損防止を求め、その解釈(文献2)で評価項目の中に水素爆発防止とその判断基準を定め、審査ガイド(文献3)で評価手法、主要解析条件などを定めている。新規規制基準適合性審査においてはこれら規則、基準、審査ガイド等に照らし合わせて、電力会社が提出した水素爆発防止対策の有効性評価を審査している。規制委員会は、現在までに九州電力川内原発1号機・2号機及び関西電力高浜3号機・4号機に関して新規規制基準に適合しているとの判断を下した。伊方3号機については目下、審査が最終段階にあり、5月20日に公表した審査書(案)に対して6月19日までパブリックコメントを募集中である。

筆者は、伊方3号機の設置変更許可申請書(文献4)と適合性審査説明書(文献5、6)に記述されている水素爆発防止対策の有効性評価を、規制委員会の川内原発審査書(文献7)、高浜原発に関する審査書(文献8)及び伊方原発に関する審査書(案)(文献9)を参照しつつ科学的・技術的見地から厳正に検証した。その結果、伊方3号機の水素爆発防止対策は新規規制基準それ自体に適合しておらず、格納容器内での水素爆発の具体的危険があることが判明した。以下にその論証を述べる。(なお、本意見書は、筆者がPWRに共通する問題点として公表した一連の論文(文献

10(共著)、11、12、13)の内容を踏まえて、伊方3号機について詳細に検討したものである。)

## 2. 水素の発生と爆発現象について

本意見書では原発の過酷事故時の水素爆発という物理現象を取り上げて論じるので、その理解を容易にさせていただけるように、最初に、原子炉の冷却機能喪失の状態が継続するとなぜ水素が発生するのか、水素爆発とはどのような現象であるのか、について説明をする。

### (1) 水素の発生

原子炉の特性として、制御棒が挿入されて炉心でのウランの核分裂反応が停止された後も、炉心燃料内に存在するウラン核分裂生成物が崩壊熱を出し続ける。従って、原子炉の冷却機能喪失の状態が続くと、炉心燃料の温度が上昇の一途をたどり、二酸化ウラン(UO<sub>2</sub>)の融点である約2800℃になると燃料は溶融する。燃料の溶融が炉心全体に広がる段階になると、大量の溶融燃料(以下、溶融炉心と呼ぶ)は重力で落下して、原子炉圧力容器の底部に溜まる。この高温の溶融炉心に接して原子炉圧力容器が過熱されて破損すると、図2の説明図に示すように破損箇所から溶融炉心が格納容器内に流出して、原子炉下部キャビティのコンクリート床上に溜まる。伊方3号機では、コンクリート床上に水張りをして溶融炉心を冷却する対策がとられている。このような事象進展において、次の4種類の化学反応と物理作用で水素が発生する。

#### ① ジルコニウム-水反応：

燃料被覆管材料の主成分であるジルコニウム(Zr)は高温になると水(H<sub>2</sub>O)と化学反応して水素を発生する。



この反応は、ジルコニウムの温度が1200K(絶対温度。摂氏で927℃)ぐらいから顕著になり、1500K(1227℃)以上で急激に進む。

最初に原子炉圧力容器の内部で高温のジルコニウムが冷却水と接してこの反応が生じる。原子炉圧力容器が破損した後も、格納容器内に流出する溶融炉心に含まれている高温のジルコニウムが水と接すると反応が生じる。

#### ② 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI: Molten Core-Concrete Interaction、あるいはコア・コンクリート反応とも呼ばれる)：

溶融炉心が原子炉圧力容器の破損箇所から落下して格納容器内の床や

壁のコンクリートと接触すると、コンクリートが熱分解により侵食される。これに伴い、水分と炭酸ガスが発生する。これらが溶融炉心に含まれている金属成分（ジルコニウムなど）と接すると、酸化・還元反応により水素と一酸化炭素が発生する。

この相互作用は、落下する溶融炉心の量、細粒化の程度、床上での堆積の形状、周囲の水量、水との熱伝達など様々な因子が関係するきわめて複雑な現象であり、国内外通じての実験も数が限られ、実機規模での現象が必ずしも解明し切れていない。このような実状から、後述するように溶融炉心・コンクリート相互作用の進行を定量的に評価するために使用される解析コードもまだ未成熟であり、その解析結果には大きな不確かさ（誤差幅）を伴っていることに留意が必要である。

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 ジルコニウム以外の金属・水反応：

構造材に含まれる亜鉛、アルミニウム、鉄などの金属が高温の水や水蒸気と接すると、水素が発生する。

事故発生直後から水素発生量が最も多いのは①のジルコニウム－水反応であり、次いで、②の溶融炉心・コンクリート相互作用である。これらに比べると③と④による水素発生量はかなり少ないことがわかっているので、本意見書では、①と②に着目して論じる。

## （２）水素の爆発現象

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））

福島原発事故で生じた爆発現象はこのうちの爆轟である。機器・構造物や建物の壊滅的破損を避けるためには、強烈な圧力を発生する爆轟の防止が必須となる。

新規制基準では「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、その判断基準は、「原子炉格納容器内の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（文献 2 の 77 頁。ドライ条件とは、水蒸気の内容は除外して算定することを指す）。通

常運転中の格納容器内の雰囲気は空気である PWR では、酸素濃度 5%以下にはできないので、水素濃度 13%以下が爆轟防止の判断基準となる。

### 3. 格納容器内の水素爆発防止対策

伊方 3 号機での格納容器破損防止対策の有効性評価においては、代表事故として「大破断 LOCA（冷却材喪失事故）+ECCS（非常用炉心冷却設備）注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗+全交流電源喪失」を想定し、図 3 に示す格納容器過圧破損事故対策手順を策定している。本図に相応する設備構成の概要を図 4 に示す。（文献 4、5）

この事故シーケンスは、事故発生後、原子炉はトリップし、蓄圧注入系が自動作動しても、冷却材喪失の状況下で ECCS による注入が失敗しているためにごく短時間（解析では約 19 分）に炉心溶融に至る。全交流電源喪失の回復が見込まれないと判断されると、空冷式非常用発電装置と代替格納容器スプレイポンプを作動させて格納容器スプレイにより格納容器内に注水することで、原子炉容器下部空間の水位を上昇させて水張りするとともに、格納容器内圧力の上昇を抑制する。

伊方 3 号機での格納容器内の水素爆発防止対策をまとめると、次のとおりである。（これは適合性審査を受けている他の PWR もほぼ同じである。）

#### （1）原子炉下部キャビティの水張り

原子炉圧力容器の破損箇所から溶融炉心が落下し始めるまでに格納容器スプレイを作動させて原子炉下部キャビティを十分な水位まで水張りし、溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食の進行と水素発生量を抑制する。

#### （2）静的触媒式水素再結合装置（PAR: Passive Autocatalytic Recombiner）の設置

白金系金属の触媒を用いて、水素を酸素と結合させる。ブロワ、電気品などの動的機器はなく、水素を含む気体は自然対流で装置内に導かれる。1 基の処理能力は 1.2kg/h（設計値）で、5 基設置することになっている。従って全処理能力は 6kg/h であり、炉心溶融時に数 100～1000kg になる可能性のある大量の水素<sup>1</sup>を短時間に処理することはできない。長期的に徐々に除去する目的で設置されている。水素爆発対策の有効性評価においてはこの機能を考慮に入れている。

---

<sup>1</sup> 伊方 3 号機では全炉心内のジルコニウム全量（20, 200kg）が水と反応する場合、約 885kg の水素が発生する。

### (3) イグナイタの設置

グロープラグ方式を採用し、電気ヒータに通電して水素を燃焼させる。電源と手動による通電操作が必要である。水素濃度が高くなると想定される箇所に12基設置することになっている。ただし、機能の信頼性が十分ではないこともあって、有効性評価においてはイグナイタを考慮に入れていない。

## 4. 水素爆発防止対策の有効性評価

### 4. 1 審査ガイドの規定

規制委員会は評価手法について、審査ガイドの「3.2.1 有効性評価の手法及び範囲」において、以下を定めている(文献3の13頁)。

- (1) 最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。
- (2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。
- (3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。

また、主要解析条件を「3.2.3(4)水素燃焼」において次のとおり定めている(文献3の17頁)。

- (a) 炉心内の金属－水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、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。
- (b) 原子炉圧力容器の下部の破損後は、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮する。
- (c) 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮する。
- (d) 原子炉格納容器内の水素濃度分布については、実験等によって検証された解析コードを用いる。
- (e) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。

### 4. 2 解析評価結果

#### (1) 基本解析

四国電力を含むPWR各社は、水素爆発防止対策の有効性を評価するための事故想定として、「大破断LOCA+ECCS注入失敗」を選定している。図3での想定と比べて、格納容器スプレイ注入を最初から考慮に入れているの

は、水蒸気が早く凝縮して水素濃度の上昇が厳しくなるためとしている。炉心溶融と原子炉圧力容器破損に伴う格納容器内の水素濃度の時間的变化を、解析コード MAAP<sup>2</sup>を使用して解析評価している。

図 5 に、設置変更許可申請書添付書類十(文献 4)に掲載されている格納容器内の水素濃度（ドライ換算）の時間的变化を示す。（この解析ではジルコニウム反応量は全炉心存在量の 75%としており、このケースを本意見書では「基本解析」と呼ぶ。）水素濃度はジルコニウム－水反応が終わるまでの 2～3 時間に急増し、その後は静的触媒式水素再結合装置の働きで緩やかに減少していく。本図には参考として同じ 3 ループプラントで出力がほぼ同じであり、既に審査書が確定された川内 1・2 号機と高浜 3・4 号機についても併記する。各水素濃度（ドライ条件換算）最大値は、次のとおりである。

- ・伊方 3 号機(89 万 kW)            約 11.3%
- ・高浜 3・4 号機(87 万 kW)       約 11.5%
- ・川内 1・2 号機(89 万 kW)       約 9.7%

(       ) 内は電気出力を示す。

いずれも格納容器破損防止対策の評価項目である水素爆轟防止の判断基準値 13%を下回っているが、ここで注目すべきは、伊方 3 号機と高浜 3・4 号機では爆轟防止の判断基準値 13%に対する余裕が川内 1・2 号機と比べて有意に小さいことである。このために後述するとおり、水素発生量に対する不確かさの影響を考慮した場合に水素濃度の最大値が判断基準の 13%を超えるという問題が生じる。

なお、川内 1・2 号機では伊方 3 号機、高浜 3・4 号機より水素濃度が低い理由は明確である。水素濃度の算定に係る解析条件のうち、主要な次の 2 項目の比較を示す。

|                           | 伊方 3                  | 高浜 3・4                | 川内 1・2                |
|---------------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| ・全炉心内のジルコニウム量：            | 20, 200kg             | 20, 500kg             | 20, 200kg             |
| ・格納容器の自由体積 <sup>3</sup> ： | 67, 400m <sup>3</sup> | 67, 400m <sup>3</sup> | 80, 100m <sup>3</sup> |

川内 1・2 号機は、他の 3 ループプラントと比べると、格納容器の内径（約 40m）は同じで、高さ（約 87m）が 10m ほど高いことから、自由体積が相対的に大きいため、発生量が同じ場合の水素濃度は低くなる。

<sup>2</sup> MAAP は過酷事故時の現象の時間的推移をコンピュータでシミュレーション計算するソフトウェアの名称。米国の電力中央研究所 EPRI が所有。

<sup>3</sup> 自由体積とは、格納容器本体の容積から機器、構築物等の占有体積を差し引いた、格納容器内部に存在する気体の体積を指す。

各解析評価では、4.1に記した審査ガイドの主要解析条件(a)に従って、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素を発生する、としている。しかし、主要解析条件(b)の原子炉圧力容器破損後の水素発生量については、格納容器スプレイ注水により原子炉下部キャビティには溶融炉心が落下する時点において十分な水量が確保されており、溶融炉心の崩壊熱を除去するので、床コンクリートには有意な侵食は発生しないことから、それに伴う有意な水素発生はないとしている。この溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う有意な水素発生がない、とすることには、以下に述べるとおり大きな問題が含まれている。

## (2) 溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさを考慮した感度解析

四国電力は、解析コードMAAPを使用して溶融炉心・コンクリート相互作用の評価を行い、基本解析では「溶融炉心による格納容器床のコンクリートの侵食はない」とし、相互作用に伴う水素発生量を考慮せず、ジルコニウム反応量は全炉心存在量の75%に対する水素濃度を求めている。

しかし、後で詳しく述べるように、MAAPは溶融炉心・コンクリート相互作用の解析に関しては不確かさが大きいモデルを使用し、水中での実験データによる検証もなされていないことから、4.1に記した審査ガイドの「有効性評価の手法及び範囲(3)」に従って感度解析<sup>4</sup>等による不確かさの影響評価を行い、その結果にもとづいて水素爆発防止対策の有効性の判断を下す必要がある。

規制委員会は最初に終えた川内1・2号機の適合性審査において、知見が少ない溶融燃料挙動について、不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の感度解析を踏まえた水素発生について検討することを求めた。これに関して、九州電力の検討結果と規制委員会の判断が表1のとおり審査書に記載されている(文献7の196～198頁)。

この審査書にもとづいて、表中の②にある「全炉心内のジルコニウムが水と反応する」とした場合、伊方3号機では、筆者推算<sup>5</sup>で格納容器内水素濃度

<sup>4</sup> 感度解析とは、解析モデルと解析条件の中の不確かさについて、着目する入力データの値を基本解析ケースでの設定値から変えて解析し、結果への影響度を調べることを指す。

<sup>5</sup> 基礎式：水素濃度＝水素モル数/（窒素モル数＋酸素モル数＋水素モル数）をもとに、全炉心のジルコニウム量の75%が反応した場合の水素発生量と水素濃度の値(PWR各社公表値)から窒素と酸素の合計モル数の値が求まる。この値はもともと格納容器内空気中に含ま

は最大約 14.5%であり、水素爆轟防止の判断基準値 13%を上回る。ここで、全炉心内のジルコニウム反応量（100%）の内訳は、原子炉圧力容器が破損するまでに 75%、原子炉圧力容器が破損した後、熔融炉心・コンクリート相互作用による 25%を意味する。すなわち、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを解析コードに依拠することなく最大限に考慮すると、伊方 3 号機は水素爆轟を防止できないことになり、格納容器破損防止対策は有効でない、従って新規制基準に適合しないのである。

参考までに、高浜 3・4 号機の審査書では、表 2 に示すとおり、川内審査書と①は同じで、②では以下のように異なった取り扱いを記載している（文献 8 の 207～209 頁）。

高浜審査書では、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴うジルコニウム反応量を 6%とし、先行した川内審査書での 25%よりも大幅に少ない量を用いた関西電力による水素濃度の不確かさ影響評価を規制委員会は承認した。川内 1・2 号機と高浜 3・4 号機では前述のとおり格納容器の高さを除くとほぼ同じ設備仕様であり、従って同じ事故想定におけるジルコニウム反応量に（その不確かさの度合いも含めて）変わる科学的理由は何もない。従って、ジルコニウム反応量を川内審査書の値より大幅に小さい値に変えた高浜 3・4 号機の評価を規制委員会が承認したことは、審査に科学的、論理的一貫性を欠いていることを示している。

では、何故高浜審査では先行した川内審査と同じように解析に依拠しない最大ジルコニウム反応量（25%）でなくて、MAAP 解析に依拠した値（6%）を採用したのか。筆者が高浜 3・4 号機について川内審査と同じ最大ジルコニウム反応量で評価すると、水素濃度の最大値は約 14.8%であり、水素爆轟防止基準 13%を満足できないことが判明した。このことから、高浜審査では、新規制基準に不適合にならないように、MAAP 解析に依拠して大幅に少ないジルコニウム反応量を用いて水素爆轟防止基準を満足させている関西電力の評価を、恣意的に容認したと推測される。

伊方 3 号機についても、審査書（案）では高浜審査とまったく同様に、MCCI に伴い発生する水素は、MAAP 解析に依拠した全ジルコニウム量の約 6%の反応によるものとしている。炉心内の全ジルコニウム量の 75%が水と反応することに加えて、この MCCI による水素発生を考慮しても、ドライ条件に換

---

れていた窒素と酸素の合計量であり、ジルコニウムの反応量には依存しない。次に、その合計モル数と全炉心のジルコニウム全量が反応した場合の水素モル数を基礎式に入れると、対応する水素濃度が求まる。これは近似手法であるが、川内 1・2 号機については 12.5%になり、九州電力の詳細計算値 12.6%によく一致する。）

算した原子炉格納容器内水素濃度は 最大約 12.1vol%であると記されている  
(文献 9 の 204 頁)。

では次に、川内審査での解析コードに依拠しない取り扱いと、高浜審査及び伊方審査書(案)での MAAP 解析に依拠した取り扱いのどちらが科学的、技術的に妥当なのかを検証する。結論を先に述べると、それは明らかに川内審査での MAAP 解析に依拠しない取り扱いである。

### (3) 解析コード MAAP による解析評価の問題点

熔融炉心・コンクリート相互作用(本項では引用する規制委員会文書の用語に合わせて、以下 MCCI と表記する)の解析評価に使用される解析コード MAAP は次の問題点を有している。

#### ア MCCI の進行を過小評価する特性

このことは、川内審査書確定後の記者会見で表明された更田豊志原子力規制委員長代理の次の見解から明らかである(文献 14)。

「MCCI に関して言うと、MCCI は極めて特殊な現象で、というのは、代表的なシビアアクシデント解析コードの中で MCCI に対する解析結果というのは極めて大きく割れる、不確かさの大きな現象です。例えば、事業者が用いている MAAP という解析コードの中ではデコンプというモジュールが使われていますけれども、デコンプでは、MCCI というのは、ごくざっくり言うと、始まったら全部止まるというような結果を与えます。一方、NRC が作成した MELCOR という解析コードにはコルコンというモジュールが入っていますけれども、コルコンで解析すると、一旦始まると終わらないという解析結果を与えます。これはシビアアクシデントの解析を行っている技術者、研究者の間では定説ではありますけれども、どちらも両極端の結果を与えるので、実際問題としては、MCCI については工学的判断に基づいて判断を下すのが状況であって、解析コードの成熟度が MCCI を取り扱うようなレベルに達しているという判断にはありません。」

この更田見解は、国際原子力機関 IAEA の過酷事故解析手法に関する報告書の中にある MCCI を取り扱う解析コードについての記述「水中での予測には解析コード間で驚くほどの違いがある。デコンプのモデルは一極端にあり、熔融物から一定の熱流束で除熱されると仮定している」からも裏付けられる(文献 15 の 90～91 頁の関係箇所の筆者抄訳)。これは水中条件における MAAP の解析では熔融炉心が冷却されて早く固化し、MCCI を過小評価する側の極端

にあることを示唆している。このような特性のある MAAP を使った基本解析と感度解析の結果には、MCCI に伴い反応するジルコニウム量、従って水素発生量を過小評価する可能性が強い。従って高浜審査書で規制委員会の判断として記述されている「申請者の評価が保守的である」ということに妥当性はない。

#### イ 水張り条件で実施されていない解析コード検証

MAAP に関する PWR 各社共同の説明書(文献 16)には、ドライ条件(水張りなし)での MCCI 実験データを用いた MAAP の検証例は示されているが、水張り条件での検証はまったく示されていない。「MCCI 実験としては、水プールに溶融物を落下させた条件での実験は DEFOR 実験等のみでありサンプルが少ない」と記述されている。この DEFOR 実験(スウェーデン王立工科大学で実施)は溶融炉心の細粒化と床上での溶融物の堆積挙動に注目したものであって、MCCI によるコンクリート侵食データは採取されていない。水張り条件での MCCI についての解析コード検証は、国内外を通じて適切な実験データが存在していないので実施のしようがないのが実状である。4.1 で述べた審査ガイドの「有効性評価の手法及び範囲」には、「(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる」ことが定められている。従って、MAAP はこの要件を満たしていないことが明らかである。

#### ウ 注水開始遅れ時間の感度解析が不十分

MCCI 抑制対策としての格納容器床上への水張りは代替格納容器スプレイポンプにより行われ、その際に、全交流電源が喪失している場合の空冷式非常用発電装置の起動も含めて、運転員・作業員の判断、準備、操作を要するので、「注水開始遅れ」という不確かさの影響を評価する必要がある。

四国電力は、基本解析では炉心溶融に至ったと判断してからこの注水操作開始に要する時間を 30 分と仮定し、感度解析では注水開始遅れ時間が 10 分のケースの解析を行い、原子炉圧力容器破損時において約 1m の水位を確保できるという結果を示している。規制委員会は、MCCI の観点において、注水操作開始時間の遅れが評価結果に与える影響が小さいことを確認した旨、審査書(案)に記載している(文献 9 の 209～211 頁)。しかし、注水開始遅れ時間を 10 分でよいとした根拠は示されていない。

この注水開始遅れ時間に関して、MAAP の説明書の中の感度解析では 30 分のケースを扱っている。また規制委員会の技術報告(文献 17)においては、解

析コード MELCOR<sup>6</sup>を用いて行った同じ事故シナリオにおける感度解析で、注水開始遅れ時間を 35 分としている。この注水開始遅れ時間 35 分を伊方 3 号機に適用すると、

- ・炉心溶融開始 約 19 分
- ・代替格納容器スプレイ開始 約 84 分 (←19 分+30 分+35 分)
- ・原子炉圧力容器破損 約 90 分

となり、原子炉圧力容器が破損して溶融炉心流出が始まる時点までの注水時間は僅か 6 分 (=90 分-84 分) しかなく、水位は 20cm 程度(注水時間比例による筆者推算)である。このような少ない水量の場合に MCCI を十分抑制できるかどうか甚だ疑問である。

このように、注水開始遅れ時間の想定は、その時間次第で MCCI の解析結果に大きな影響を与える。過酷事故発生という現場が混乱した状態で装置の故障や人的過誤などによるトラブルの発生もありうるから、四国電力が感度解析で設定した 10 分は極めて不十分、不適切であり、結果に影響が少ないように意図的に短く設定した疑いがある。

以上ア、イ、ウで指摘した問題点を考慮すると、解析コード MAAP に依拠した MCCI 解析にもとづくジルコニウム反応量の評価は信憑性に欠け、しかも非安全側の結果となり、川内審査において採用された解析コードに依拠しない最大反応量で水素濃度を評価することが科学的、技術的に厳正な安全審査として妥当なのである。規制委員会が高浜審査及び伊方審査書(案)で MAAP 解析コードに依拠した取り扱いを容認したのは、水素爆轟基準を満足させるための忖意が入ったものと指摘せざるをえない。

#### (4) 補足

水素発生量の評価について、ジルコニウム反応量を全炉心存在量の 100% とすることが妥当であるとする筆者の主張を裏付ける論拠を、以下の資料をもとに補足する。

#### ア 原子力発電技術機構の事業報告書の関係箇所

MCCI により発生する水素量の評価には大きな不確かさがあることについて、1980 年代から日本の過酷事故対策の研究開発の中核になっていた(財)原子力発電技術機構(後に(独)原子力安全基盤機構に組織変更)による事業報告書(文献 18 の 2.2-4 頁)には、「炉外における溶融炉心-コンクリート反応や、ジル

<sup>6</sup> 米国の原子力規制委員会 NRC が開発した過酷事故シミュレーション解析コード

コニウム以外の金属の酸化も重要である。溶融炉心－コンクリート反応が終息せずに継続した場合には、ほかの金属の反応も含めて全炉心ジルコニウムの100%を超える量が反応することもあり得る。」と記されている。従ってこのような知見も踏まえて、川内審査書において「全炉内のジルコニウム量の100%が水と反応する」とした仮定のもとで水素発生量を評価していることは、厳正な安全審査として当を得たものである。

## イ 高浜審査書（案）についてのパブリックコメントの関係箇所

規制委員会は高浜審査書（案）についてパブリックコメントを募集し、提出された意見の概要とそれに対する規制委員会の考え方が公表された（文献19）。その中で「溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさを考慮に入れた水素発生量は、川内審査書どおり解析に依拠せず最大ジルコニウム反応量で評価することを求める」旨の意見に対して、規制委員会は次の考え方を示した（文献19の68頁）。

水素発生量の評価においては、審査ガイドに従い、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の75%が水と反応し、水素が発生するという保守的な条件で評価を行っており、水素濃度（ドライ条件）は11.7%と基準で定めた爆轟条件を下回ることを確認しています。この場合、水素発生に寄与する様々な要素、具体的には格納容器内にあるアルミや亜鉛、MCCI等による水素発生量が、ジルコニウム量の75%という保守性に包含されることも確認しています。なお、川内原子力発電所1号炉及び2号炉の審査では、原子炉格納容器が他プラントよりも大きいことから、ジルコニウム100%が水と反応した場合の安全裕度を参考として確認するため感度解析として実施したものです。

ここには、川内審査でジルコニウム100%が水と反応した場合の解析をしたのは、「格納容器が他のプラントよりも大きいことから、安全裕度を参考として確認するため感度解析として実施した」と記述している。高浜審査で川内審査と同じようにしない理由は述べていない。この「川内1・2号機は格納容器が大きいから安全裕度を参考として確認する」というのは理が通らない言い逃れである。なぜならば、格納容器が小さいプラントほど安全裕度が小さいのであるから、安全裕度の確認をすることがより重要になるからである。

また、川内審査でジルコニウム100%が水と反応した場合の解析評価について「安全裕度を参考として確認するため感度解析として実施した」という表現、及び公表当日の規制委員会で、同資料の説明をした山形浩史安全管理審査官が

川内審査でのこの解析は「感度解析として実施したものであり、判断の基準として実施したものではない」と付言したことは高浜審査でジルコニウム反応量100%の解析評価をしなかったことを正当化しようとする論理トリックであり、審査ガイド及び川内審査書と矛盾している。なぜならば、審査ガイドには、有効性評価の手法として「不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する」と定めている(本意見書6頁参照)。感度解析は単なる「参考として」ではなくて、対策が有効かどうかを判断をするために行うものと位置づけられている解析なのである。事実として、審査書での「審査結果」に、「解析コードに依拠せずジルコニウム最大反応量で評価しても格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足している。」と水素爆発防止対策有効性の判断上考慮したことが明記されている(川内審査書196頁下段)。

前頁に転載の「規制委員会の考え方」の文頭にある「全ジルコニウム量の75%が水と反応し、水素が発生するという保守的な条件で評価を行っており」も事実と反している。審査ガイドでは、原子炉圧力容器が破損するまでの値として75%、それに加えて、原子炉圧力容器が破損した後のMCCIに伴う反応量を加える必要があり、75%を超えた値で評価することを求めている。75%どまりの評価及び75%は保守的ということ自体が審査ガイドに反している。

PWR 電力各社のMAAPによる解析では、原子炉圧力容器が破損するまでのジルコニウム反応量は全炉心存在量の約30%にとどまっている。(伊方3号機は文献6に記載)。もしこの約30%の値をもとにして75%は保守的であると言うのであれば、これは妥当ではない。なぜならば、炉心溶融範囲が炉心全体の45%程度とされている米国TMI事故(1979年)での炉内ジルコニウム反応量は約45%と報告されている(文献20)。この実機事故での調査結果に照合すると、炉心溶融割合が100%に至る過酷事故において、炉内でのジルコニウム反応量が30%程度となるMAAP解析評価は過小評価であることが明白である。MAAP解析コードの説明書には、ジルコニウム反応量解析に関してTMI事故データをよく再現しているとの検証結果が記述されている(文献16)が、事故想定と解析条件が大きく異なる今回の100%炉心溶融事故の解析結果には信憑性が欠けていると言わざるを得ない。

解析評価に関わるさまざまな不確かさの存在を考慮すると、炉心溶融割合約45%でジルコニウム反応量約45%というTMI事故データを踏まえ、炉心溶融割合100%の場合のジルコニウム反応量は最大限の100%として水素濃度の評価を行うことは、厳正な安全審査として合理性があると考えられる。

#### 4. 結語

伊方3号機は、川内原発1・2号機の審査における溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさの影響評価と同じ様に、解析コードに依拠しないで全炉心内のジルコニウム量の100%が水と反応するとした場合、格納容器内水素濃度が最大約14.5%であり、爆轟防止基準である13%を超える。

従って、伊方3号機の水素爆発防止対策は新規制基準それ自体に適合しておらず、格納容器内での水素爆発の具体的危険があることが判明した。

規制委員会は高浜3・4号機の審査及び伊方3号機の審査書(案)において、恣意的に解析コードに依拠した少ないジルコニウムの反応量を用いて水素爆轟防止の判断基準を満たしているとする電力会社の評価を容認した。

本意見書を精査していただき、ジルコニウム反応量を解析コードに依拠させるのが妥当か、依拠させないのが妥当か、そのどちらが厳正な安全審査として理に適っているかの司法判断を心から望むものである。

#### 文献

- (1) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年6月19日決定)
- (2) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(平成25年6月19日決定)
- (3) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(平成25年6月19日決定)
- (4) 四国電力「伊方原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号発電用原子炉施設の変更)」(平成25年7月8日)、一部補正(平成27年4月14日)
- (5) 四国電力「伊方発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認」(平成25年8月29日)
- (6) 四国電力「伊方発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認」(平成25年9月10日)
- (7) 原子力規制委員会「九州電力株式会社川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書」(平成26年9月10日)
- (8) 原子力規制委員会「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書」(平成27年2月12日)
- (9) 原子力規制委員会「四国電力株式会社伊方発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書

(3号原子炉施設の変更)に関する審査書(案)」(平成27年5月20日)

- (10) 井野博満、滝谷紘一「不確実さに満ちた過酷事故対策——新規制基準適合性審査はこれでよいのか」科学、84(3)、333 (2014年3月号)
- (11) 滝谷紘一「検証・川内原発審査書 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、85(1)、93 (2015年1月号)
- (12) 滝谷紘一「検証・高浜審査書(案)：水素発生量の評価を川内審査より緩めて爆発防止基準に適合とする判断は認められない」科学、85(3)、240 (2015年3月号)
- (13) 滝谷紘一「高浜審査書(案)・水素発生量評価についての規制委員会の考え方への反論」科学、85(4)、410 (2015年4月号)
- (14) 原子力規制委員会記者会見録(平成26年9月24日)
- (15) IAEA Safety Reports Series No.56, Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants, pp.90-91(2008)
- (16) 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(第3部 MAAP)」(平成26年4月)
- (17) 原子力規制委員会 NTEC-2014-2001 NRA 技術報告「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(PWR)」(平成26年8月)
- (18) 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」(平成15年3月)
- (19) 原子力規制委員会「関西電力株式会社高浜発電所3号炉及び4号炉の審査書案に対する意見募集の結果等及び発電用原子炉設置変更許可について」(平成27年2月12日)
- (20) 原子力規制委員会 発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム 第15回会合 資料1-2「格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法(素案)の概要」(平成25年2月15日)

**表 1 川内審査書でのジルコニウム反応量の取扱い**

(文献 7 の「IV-1.2.2.5 水素燃焼」より抜粋)

|                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>2. 審査結果</p> <p>……さらに、解析コードに依拠せずジルコニウム最大反応量で評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。</p> <p>3. 審査過程における主な論点</p> <p>① 原子炉下部キャビティ床面での炉心デブリの拡がり、炉心デブリと原子炉下部キャビティ水の伝熱等のパラメータを組み合わせた場合、MCCI により発生する水素は、全てジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約 6 % である。</p> <p>② さらに、上記を上回るものとして、全炉心内のジルコニウムが水と反応すると仮定した場合において、ドライ条件換算した格納容器内水素濃度は最大約 12.6% であり、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足する。</p> <p>規制委員会は、上記の九州電力の不確かさの影響評価が十分保守的であるため妥当であると判断した。</p> |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|

(注) ○評価項目 (f) とは、「水素の爆轟を防止すること」、MCCI は熔融炉心・コンクリート相互作用のこと。

○炉心デブリとは、格納容器内に流出した熔融炉心を指す。

**表 2 高浜審査書でのジルコニウム反応量の取扱い**

(文献 8 の「IV-1.2.2.5 水素燃焼」より抜粋)

|                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>2. 審査結果</p> <p>……さらに、MCCI に伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。</p> <p>3. 審査過程における主な論点</p> <p>① (川内審査書の①と同文につき、省略)</p> <p>② 上記の MCCI による水素発生の不確かさを考慮した場合において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約 12.3vol% であり、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足する。</p> <p>これにより、規制委員会は、上記の申請者の評価が保守的であるため妥当であると判断した。</p> |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|



1号機での爆発（2011年3月12日、福島中央テレビ）



3号機での爆発(3月14日、福島中央テレビ)



損壊した3号機原子炉建屋（3月24日、朝日新聞）

図1 東京電力福島第一発電所1号機と3号機での原子炉建屋での爆発

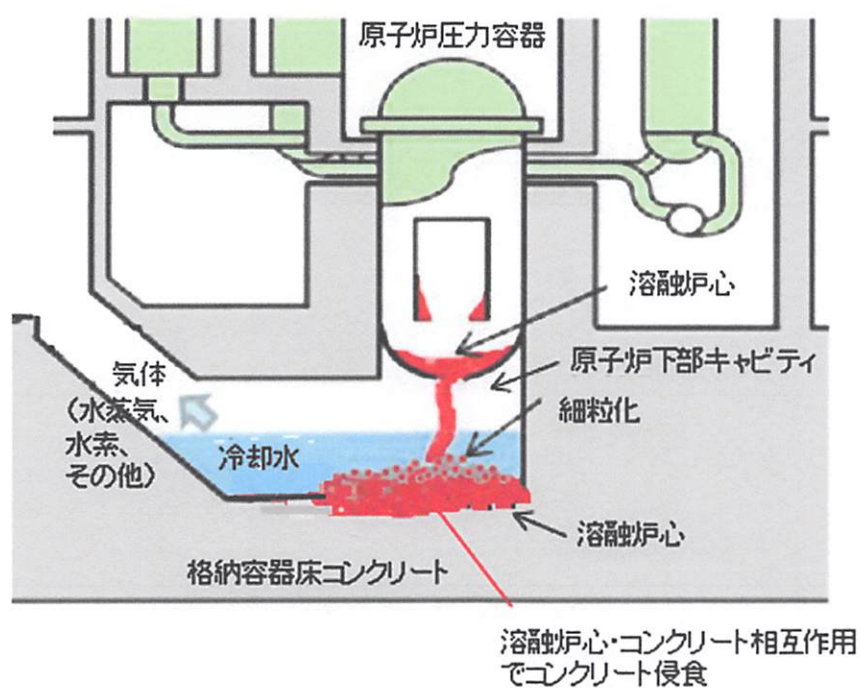


図2 溶融炉心・コンクリート相互作用の説明図

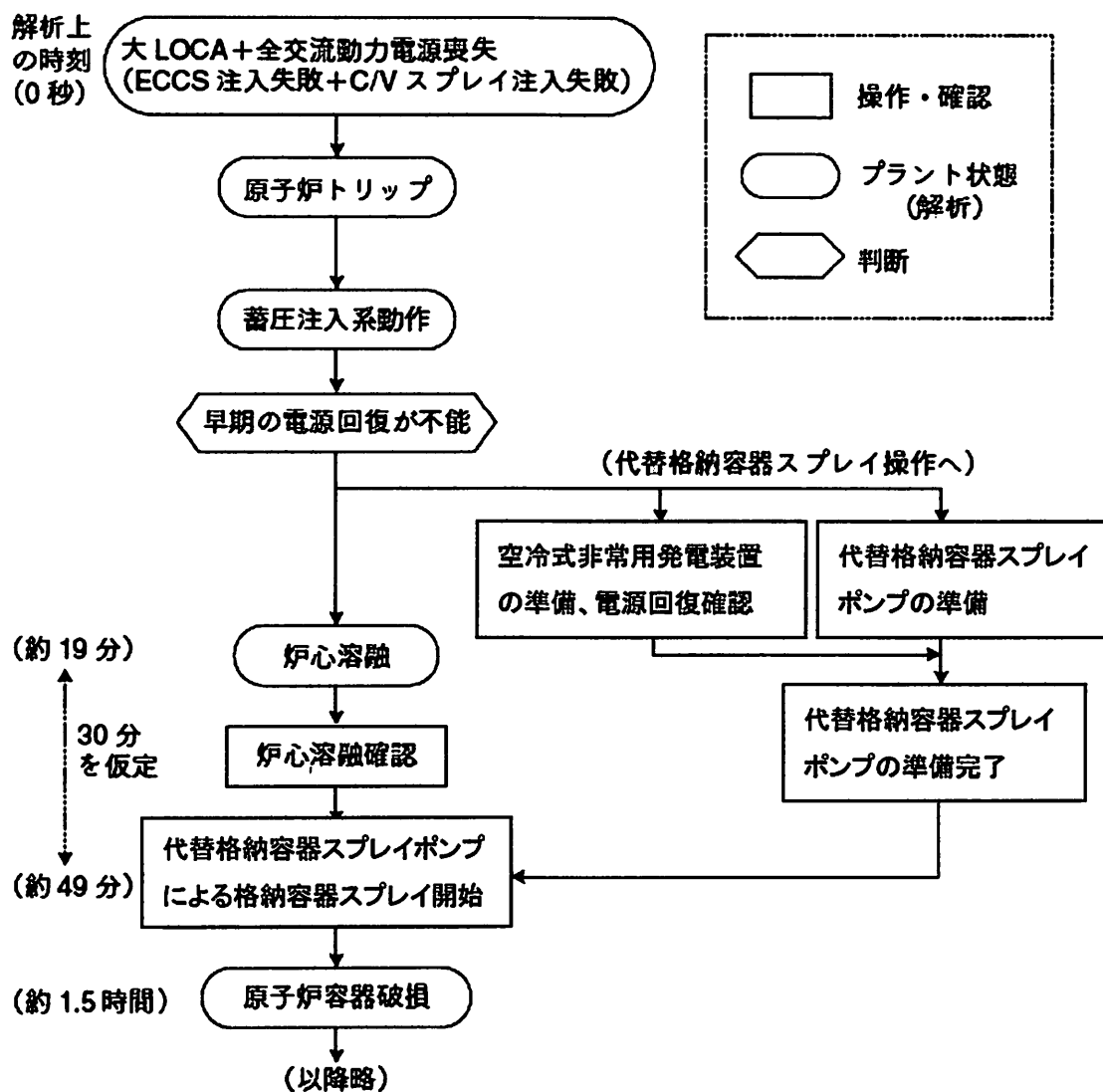
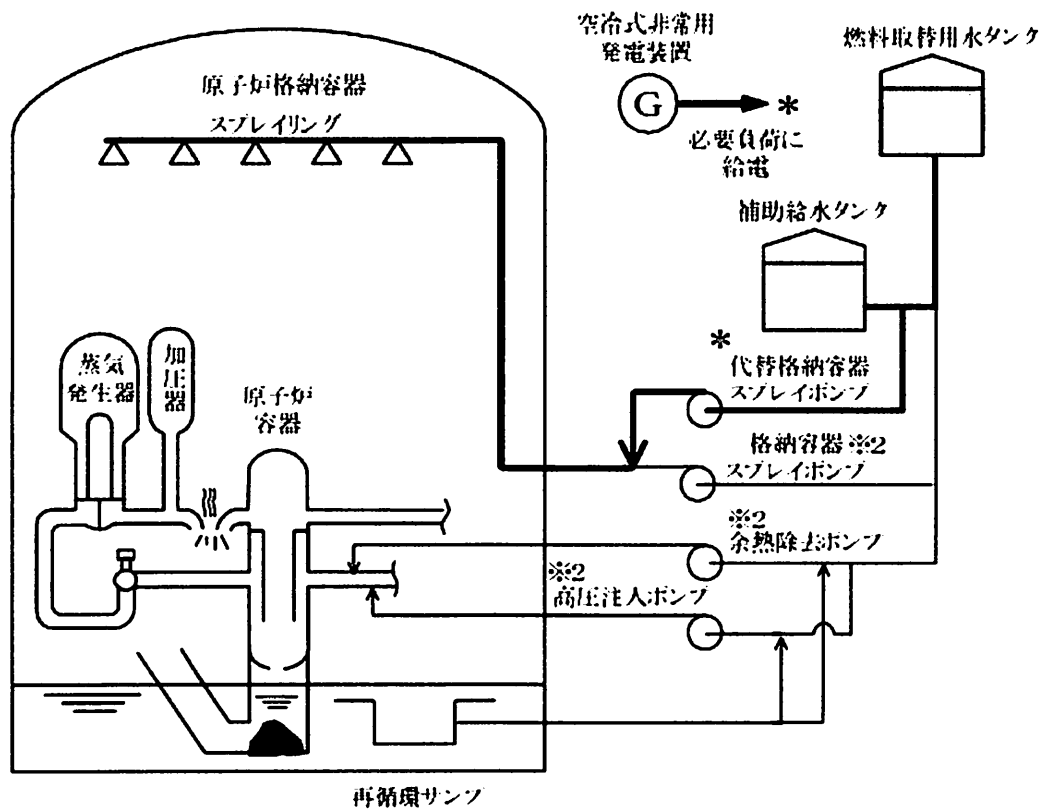


図 3 格納容器過圧破損事故対策手順の概要（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗+全交流電源喪失）

（出处：伊方 3 号機の適合性審査説明資料より短期対応を抜粋）



※1:長期対策として期待する設備等  
 ※2:機能喪失を仮定する設備

図 4 図 3 の事故対応手順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)

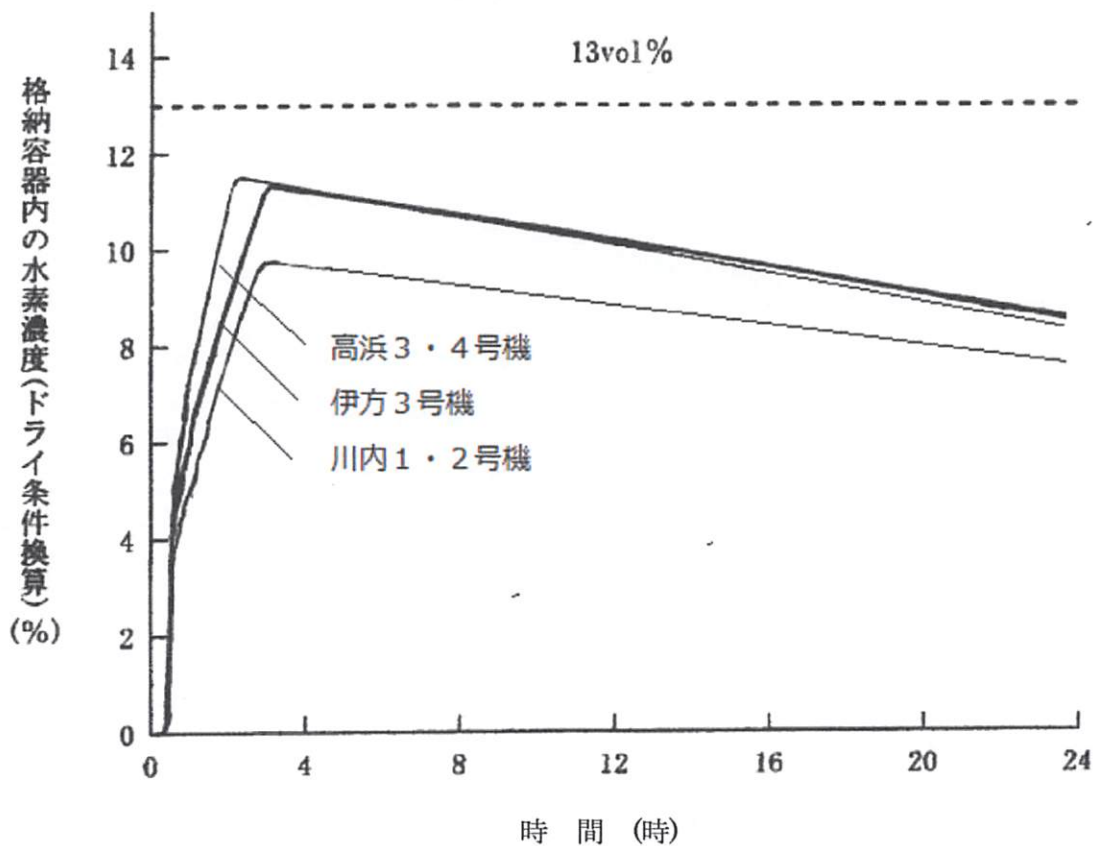


図5 格納容器内水素濃度の時間変化  
 (基本解析条件： 全炉心ジルコニウム量の75%が反応)  
 (出处： 各設置変更許可申請書)

## **筆者略歴**

1942 年 生まれ

1965 年 京都大学工学部原子核工学科卒業

1967 年 京都大学工学研究科原子核工学専攻修士課程修了。

川崎重工業（株）入社

1978 年 高速炉エンジニアリング事務所（後に、（株）高速炉エンジニアリングに改組）に出向

1979 年 京都大学工学博士学位取得

1982 年 （株）高速炉エンジニアリングを出向解除、川崎重工業（株）に復帰

2000 年 （財）原子力安全技術センターに出向、総理府原子力安全室（2001 年内閣府原子力安全委員会事務局に改組）技術参与に採用される。

2002 年 （財）原子力安全技術センターを出向解除、川崎重工業（株）を定年退職。  
原子力安全委員会事務局技術参与として、原子力安全規制に従事。

2008 年 同上を退職。

2013 年 原子力市民委員会に規制部会メンバーとして参加。

専門： 原子力工学、原子力安全