

シビアアクシデント時の原子炉プラント挙動に関する基礎的検討 — PWRプラントを中心に —

尾崎 禎彦、大坂 尚史、道内 真

Basic Study on the Nuclear Reactor Plant Action at the Time of a Severe Accident Occurrence

Yoshihiko Ozaki*, Takashi Osaka*, Makoto Michiuchi*

The reexamination argument on nuclear power has arisen after the Fukushima accident. When nuclear power generation has been stopped, it is forced however, to depend on thermal power generation. In that case, the two serious problems of a jump of fuel cost and of global warming issue, that is CO₂ emission issue, will be faced. So, it is still required for nuclear power generation to take an important part as basic energy source in our country for years to come. In this paper, we will describe the outline of the severe accident such as a SBO (Station Blackout) accident which happened in Fukushima and also discuss the safety assessment for the plant action when a SBO accident occurred in the case of PWR power plant through the simulation experiments using a PWR power plant simulator. As a result, fuel and fuel cladding temperatures rose abruptly about 3 hours after the SBO accident occurrence for loss of nuclear cooling functions, and it was also shown that cladding tubes damages begin. Conversely, even if a SBO accident should have happened, when power supply restoration was possible within about 3 hours, it was shown that a nuclear reactor can be changed into a cold shutdown state.

Keywords: Nuclear power plant, Safety assessment, Severe Accident, Severe Accident Management, Plant Behavior in a Station Blackout Accident, PWR plant simulator

I. 緒言

2011年3月11日に発生した福島原子力第1発電所事故（以下、福島事故と称す）により、従来の我が国のエネルギー政策の抜本的な見直しが要求されている。現在、以下の2つの側面からの議論がなされており、一つは自然エネルギー、再生エネルギーの一層の普及によるエネルギー供給源の過度な原子力依存からの脱却のための議論、いま一つは原子力発電所の安全性評価についての技術的検討と規制の在り方という、原子力発電を今後とも安定的エネルギー源の一つとして位置付け、活用していくための方法論の議論である。しかし、未だ我が国の中長期的エネルギー政策に対する方針は示されていないのが現状である。福島事故前の原子力発電が、エネルギー

* 原子力技術応用工学科

セキュリティ上、あるいは地球温暖化に代表される環境問題の切り札として大いに期待され、原子力政策大綱（2005年10月閣議決定）、エネルギー基本計画（2007年3月閣議決定）において、2030年以降も原子力発電は総発電電力量の30-40%という現状水準かそれ以上の供給割合を担うことを目指す、とされていたことを考えると余りにも大きな状況変化と言えよう。

現在、運転中の関西電力大飯発電所3、4号以外の53基の原子力発電所が定期検査に入り、再稼働の目処が立たない状況で、各電力会社は逼迫した電力需給状況から火力発電所をフル稼働させようとしている。電力各社は、高騰する化石燃料コストを電気料金値上げで吸収しようとしているが、現下の経済状況から一方的な電気料金値上げは経済界、一般家庭になかなか受け入れられる状況ではない。一方、今後、大いに普及させようという太陽光発電、風力発電は、正に自然エネルギーであり、「お天気任せ」、「風任せ」という側面があり、非常に脆弱で不安定な発電方式と言わざるを得ず、原子力発電が担ってきた基幹電源としての役割を期待することが困難であることもまた現実であろう。さらには現在、東日本大震災、福島事故の大きさに隠れてしまっているが、地球温暖化対策、CO₂排出削減の着実な進展を図ることは喫緊の課題であり、未曾有の大震災、原発事故、そして逼迫した電力需給との理由でいつまでも化石燃料由来の火力発電に頼ることが果たして将来にわたって許容されることであろうか。

以上の点から、今後とも原子力発電は我が国の基幹電源として、ある一定の役割を果たしていくことを期待したい。ただし、福島事故の教訓を生かし、想定外事象は「あってはならないこと」「あってほしくないこと」、そして、「あり得ないこと」という我が国の安全文化、風土を大胆に改革しつつ、万一の想定外事象が発生したとしても、その事象進展を抑止し、致命的な事故に至らないためのハード/ソフト両面から、安全で安心できる原子力発電としていくことは極めて重要であることは言うまでもない。2012年9月には公正取引委員会同様の独立性の高い3条委員会として原子力規制委員会が環境省の外部部局として発足し、福島事故を受けて原子力発電所に対する必要安全基準の見直し作業を実施している。福島事故を受けて、従来の安全審査では対象外であった想定外事象としての過酷事故、福島事故で発生した全交流電源喪失事故（SBO：Station Blackout）はもちろん、例えばテロ、航空機衝突などもその対象としているようである。しかし、原子力発電所が満たすべき安全基準、また具備すべき安全設備についてはただただ厳しくし、原子力発電所を止めるためのハードルづくりとなってはならず、原子力発電所を今後とも安全に稼働させていくための科学的、合理的判断基準に基づくものでなくてはならない。

筆者らは既に安全審査対象としての重大事故である1次冷却材ポンプトリップ事故、冷却材喪失事故（LOCA：Loss of Coolant Accident）に対する原子炉プラント挙動に対する検討は実施してきている⁽¹⁾。そこで本稿では、福島事故を受けて新たに安全評価対象となった過酷事故のうち福島事故の原因でもあったSBOを取り上げ、SBO発生時における原子炉プラント挙動について検討し、その安全性評価上の基礎的検討を実施したので報告する。解析対象原子炉プラントは、福井県下に多数立地されているPWRプラントを対象とし、電気出力100万kW（熱出力340万kW）4ループPWR動特性シミュレータ⁽²⁾を用いて評価検討した。

II. シビアアクシデントとアクシデントマネジメントについて

シビアアクシデントは以下のように定義されている⁽³⁾。

「シビアアクシデント (SA : Severe Accident) とは、設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の著しい損傷に至る事象をいう。」

従来、我が国ではアクシデントマネジメント (AM : Accident Management) は電力会社など事業者が自主的に行うものとされてきたが、2012年度からは法令⁽⁴⁾による規制対象となり、義務付けられることとなった。ここで、IAEAの定義⁽⁵⁾に従ったプラント状態と設計基準の関係を下図に示した。

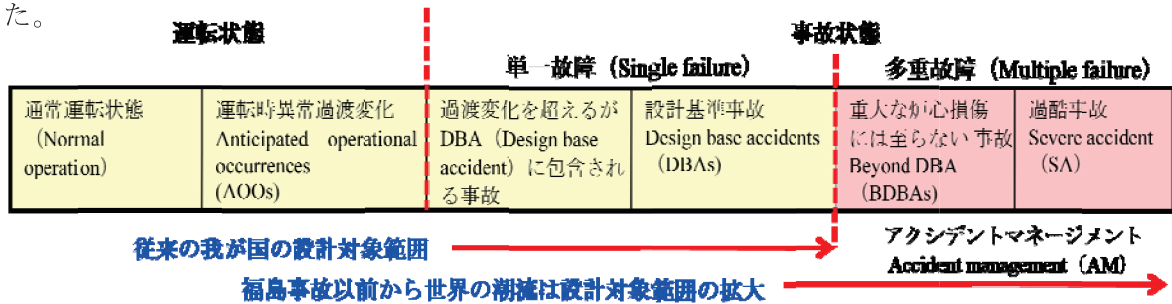


図1 安全解析設計基準の拡大

今回取り上げる SA としての過酷事故 SBO とは、原子力発電所において施設外部の送電網や発電所内の発電設備から発電所内装置への電力供給の停止であり、具体的には外部電源喪失により非常用炉心冷却装置などへ電源供給を担うべき非常用ディーゼル発電機、バッテリー直流電源も停止した状態をいう。福島事故では、東北地方太平洋沖地震により送電線の鉄塔が倒壊して外部からの電力供給が停止、その後、津波により非常用ディーゼル発電機が、さらにバッテリー電源も使用不能となる SBO により、炉心冷却機能が失われ炉心溶融、さらには水素爆発による原子炉建屋破損を伴う深刻な事故へと進展した。

米国では、1988年に「SBOに関する規則」を発効、短時間の SBO に対して炉停止と冷却を可能とする対策強化、さらに2001年の同時多発テロを受けて米国原子力規制委員会 (NRC) は2002年にいわゆる B.5.b 項命令が発効した。すなわち、爆発や火災などによる大規模なプラント機能喪失下でも炉心冷却、格納容器、使用済燃料プールの冷却機能の維持、回復するための対策が要求された。一方、我が国では1992年に安全委員会において「発電用軽水型原子炉施設における SA 対策としての AM について」を決定したが、AM は事業者の自主的措置とされたままであり、今回の福島事故に際しての AM 手順書でも B.5.b 項は反映されていなかった。

現在、福島事故を受け各電力事業者は既にいくつかの有効な地震・津波などの自然災害等による SBO に対する施策を実施してきている。ハード面では空冷非常用電源車の高台配備、大容量ポンプ車の配備、非常用発電機の号機間融通設備の設置、原子炉格納容器・原子炉建屋からの水素排出手段の設置などを、また、ソフト面では過酷事故時にも対応した手順書の策定、過酷事故発生時への防災対応訓練の実施などを既に完備させ、さらに防潮堤／壁の建設、建屋の水密化工事、全号機への送電線接続などが実施中という状況にある⁽⁶⁾。

III. シミュレータ実験

1) シミュレータ概要

まず、今回の評価に用いた原子炉動特性シミュレータについて概説する。本シミュレータは、米国マイクロ・シミュレーション・テクノロジー社製の“PCTTRAN”と名付けられた PWR、BWR プラントの事故時を含めたプラント動特性がシミュレーションできる S/W パッケージである。対象プラントは各々、PWR プラントとしては WH-MHI 設計の電気出力 1,100MW、熱出力 3,400MW の 4 ループ型逆 U 字管蒸気発生器タイプのものであり、一方、BWR プラントとして GE 設計の電気出力 1,040MW、熱出力 3,323MW の BWR-5/Mark II 格納容器型プラントである。シミュレータは WINDOWS-PC 上で動作するコンパクトな構成となっている。それ故、原子炉モデルは簡易なモデルが採用されているが、実プラント設計用解析コードを援用したパラメータチューニングがなされ、高度な設計解析コードと遜色のないシミュレーション結果を提供している。本シミュレータの主たる目的は教育用であるが、今回のようなプラント安全評価の基礎的検討のツールとしてもその使用に耐えるものである。

図 2 にシミュレータ“PCTTRAN”の PWR 版 GUI を示した。図 2 に示すプラントの MIMIC 画面中央が原子炉圧力容器(RV)であり、4 ループプラントの 1 ループ分を画面左側に、3 ループ分画面右側に纏めて配置している。従って、右側の加圧器(PR)が 4 台の PR を代表し、左側の SG が 3 台分の SG を代表している。画面右サイドには 3 ループ分の給水系統とタービン発電機が配置されている。左側サイドには非常用炉心冷却系などの系統が配置されている。基本的にはこの GUI からポップアップ形式で試験条件やパラメータ設定など、さらにシミュレーション結果のグラフィック表示、データ格納などの操作も可能となっている。

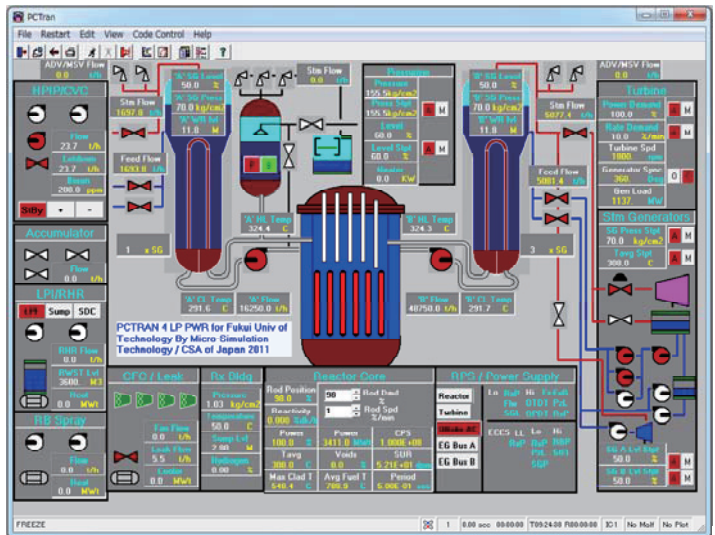


図 2 PCTTRAN-PWR の GUI 画面

今回、シビアアクシデント時の原子炉プラント挙動の基礎的検討として、事故進展に関し既に多方面から議論されている福島第 1 原発である BWR ではなく、福井県に多く立地されている PWR プラントを対象に上記 PWR 版教育用シミュレータを用いて行うこととした。

2) 実験方法

SBO シミュレーション実験に際しては、十分に燃料の燃焼が進行した高燃焼度の交換直前 (EOC: End of Cycle) 燃料を用いて実施した。EOC 燃料においては、燃焼が進むにつれて核分裂生成物(FP)が蓄積されていくので残留崩壊熱が大きくなる。そのため装荷直後 (BOC: Beginning of Cycle) の燃料と比べ、冷却能力の低下につながる過渡事象/事故に対しての熱的条件が厳しい

ことから、今回のシミュレータ実験では EOC 燃料を採用した。

SBO 事故のシミュレーション条件として、原子炉出力 100% 定格運転時に外部電源が喪失、非常用ディーゼル発電機、バッテリー電源も機能喪失との仮定の下、非常用炉心冷却系も停止、さらに電磁バルブである主給水バルブ、補助給水バルブも同時に閉状態とすることで、SBO が発生した場合を再現することとした。シミュレーション実験は、炉心冷却機能の低下に伴う燃料温度および燃料被覆管温度が大きく上昇し始めることが確認できるまで続行した。

3) 実験結果

原子炉出力 100% 定格運転時において、SBO が発生した場合の SBO 発生直後の時系列イベントリストを表 1 に示した。

表 1 SBO 発生直後の時系列イベントリスト

000702.5 sec, Offsite AC off: ← 外部電源喪失
000702.5 sec, Feed Pump #1 Position Change: 0% ← 給水ポンプ停止
000702.5 sec, Feed Pump #2 Position Change: 0%
000703.5 sec, RCP-A trip ← 1 次冷却材ポンプ停止
000703.5 sec, RCP-B trip
000705.5 sec, Scram Low RC Flow 87.0 % ← 1 次冷却材流量低スクラム信号発報
000706.0 sec, Reactor Scram ← 原子炉スクラム

表 1 からわかるように SBO 発生により 1 次冷却材ポンプ、2 次給水ポンプが全て停止し、SBO 発生後 3 秒後に 1 次冷却材流量低スクラム信号が発報され、その 0.5 秒後に原子炉スクラムされている。SBO 発生後は、給水ポンプが止まる為に蒸気発生器 (SG : Steam Generator) 内への給水がなされなくなるために、SG 内水位が低下してゆく。この様子を示したのが図 3 である。

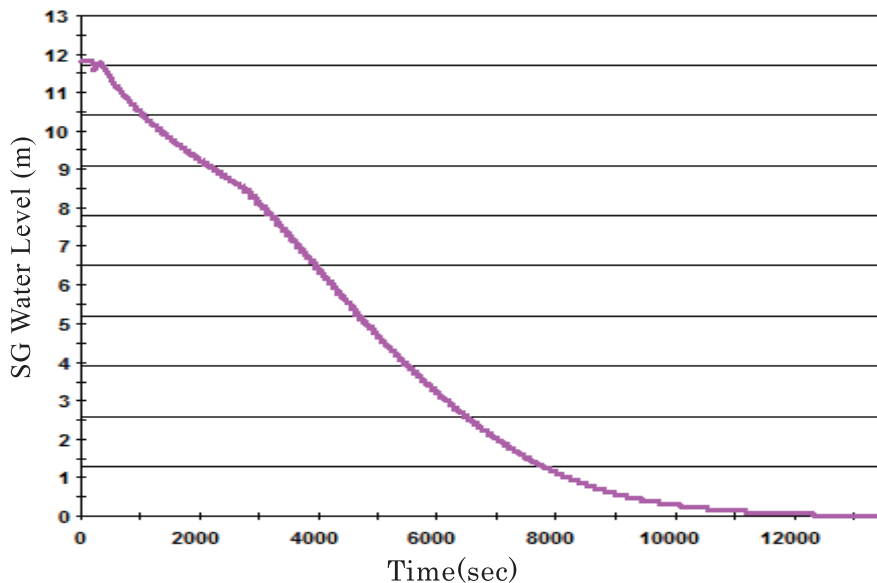


図 3 SG 内水位の時間変化

図に示すように、SG 内水位の低下により原子炉 1 次冷却系から熱を除去するための SG の熱交換器機能が低下していくことになる。

次に図 4 に SBO 発生後の炉 (RV : Reactor Vessel) 内水位の変化を示した。図に示されているように、RV 内水位は図 3 に示した SBO 発生による蒸気発生器での熱交換機能の低下に伴い、RV 内で発生する崩壊熱による冷却材温度上昇を吸収しきれなくなり、RV 内で沸騰に至り、SBO 発生後 9000 秒を超えるあたりから RV 内水位が低下している様子が分かる。そして、SBO 発生後 11000 秒あたりで RV 内水位 0m、すなわち燃料集合体頂部まで低下してしまっている。熱出力 3400MW クラスの PWR プラントの燃料集合体長さは 4m 程度であるので、図の RV 内水位 -4m あたりでは燃料集合体が完全に露出してしまっていることになる。

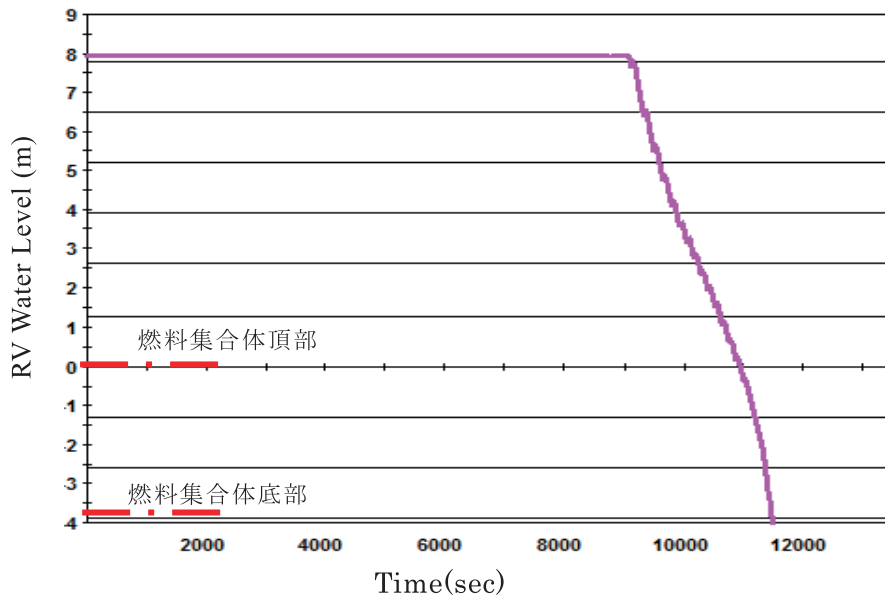


図 4 RV 内水位の時間変化

次に SBO 発生後の燃料・燃料被覆管温度 (ピーク温度) の時間変化を図 5 に示した。図 4 に示した RV 内水位が燃料集合体頂部付近に達するあたりから、燃料・燃料被覆管温度が上昇し始め、燃料集合体が冷却材から露出されていくに従って急激に温度が上昇している様子が見て取れる。図からは、燃料温度 1600°C 付近、燃料被覆管温度 950°C 付近で温度上昇が一旦止まっているように見える。これは、燃料・燃料被覆管温度が 950°C 付近で燃料被覆管素材である Zr 合金の Ni/Zr 系や Fe/Zr 系の共晶温度に達し、燃料被覆管温度と燃料温度上昇が共晶反応に費やされるために温度上昇が鈍化したと考えられる。図 6 に過酷事故時における炉心構成材料の事象進展の様子を示した⁽⁷⁾。図 6 は、温度 1100K (827°C) に至ると制御棒構成材料である Ag-In-Cd が熔融し始め、1200~1250K (927~977°C) で燃料被覆管構成材料である Zr 合金、ジルカロイの成分要素である Ni/Zr 系や Fe/Zr 系の共晶温度に達し、さらに温度が上昇していくことによってインコネルの熔融、ステンレスの熔融、さらには燃料である UO₂ の熔融へと至るという温度上昇に伴う事象進展の様相を示している。図 5 に示した燃料・燃料被覆管の温度上昇において、この Ni/Zr 系や Fe/Zr 系の共晶温度に到達した時点から燃料被覆管の一部が熔融し始め、燃料被覆管損傷が

進展し始めたと考えられる。このことを確認するために、図7に SBO 発生以降の燃料被覆管損傷割合の時間変化を示した。図7からは、図5に示した燃料温度 1600°C 付近、燃料被覆管温度 950°C 付近以降で温度上昇分が共晶反応に費やされ、燃料被覆管の一部が融解し始めたと考えられる SBO 発生後 12000 秒過ぎから燃料被覆管損傷割合が増加し始め、さらに時間経過とともに急激に増加している様子が観察される。これら図5, 6の結果から、この共晶温度以降に燃料被覆管損傷が進展したと考えるのは妥当であることがわかる。

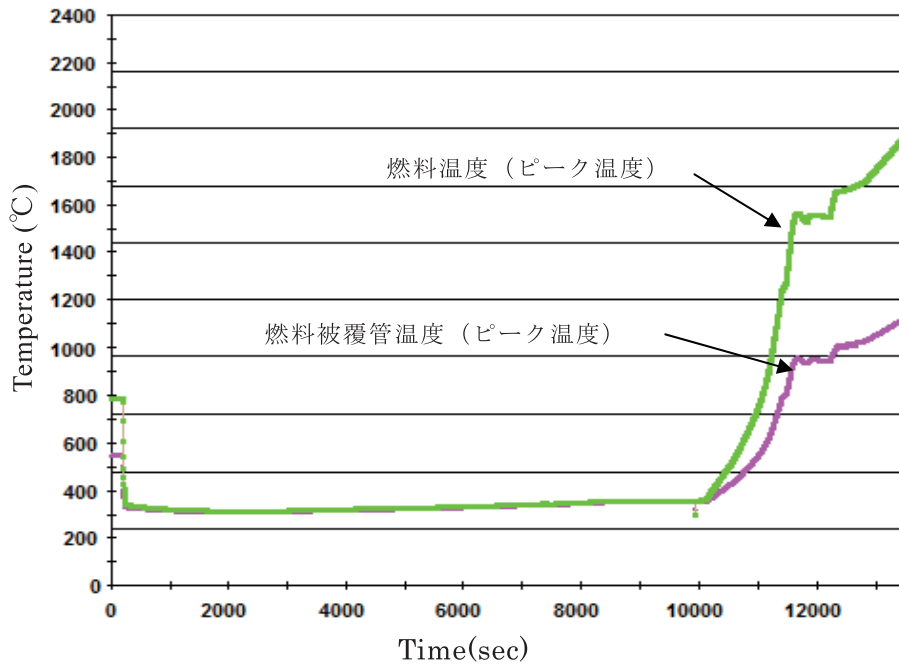


図5 燃料温度および燃料被覆管温度の時間変化

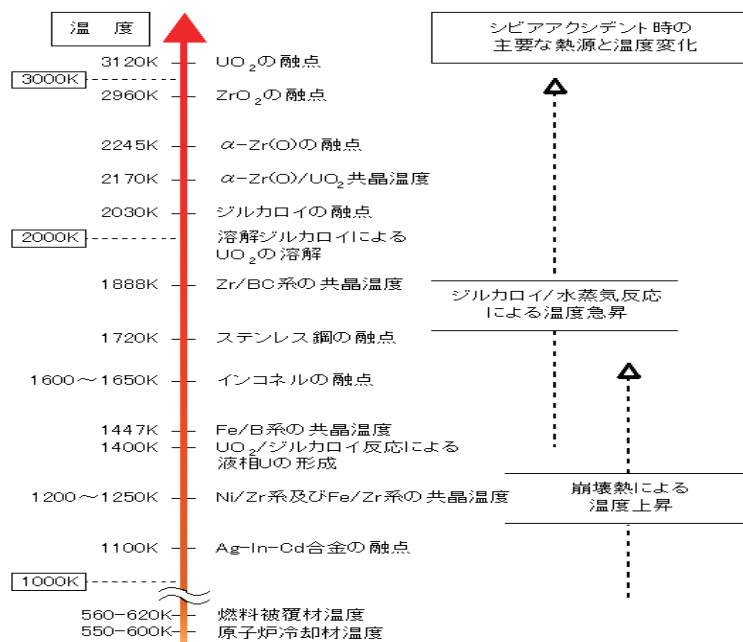


図6 過酷事故時における炉心構成材料に生じる事象

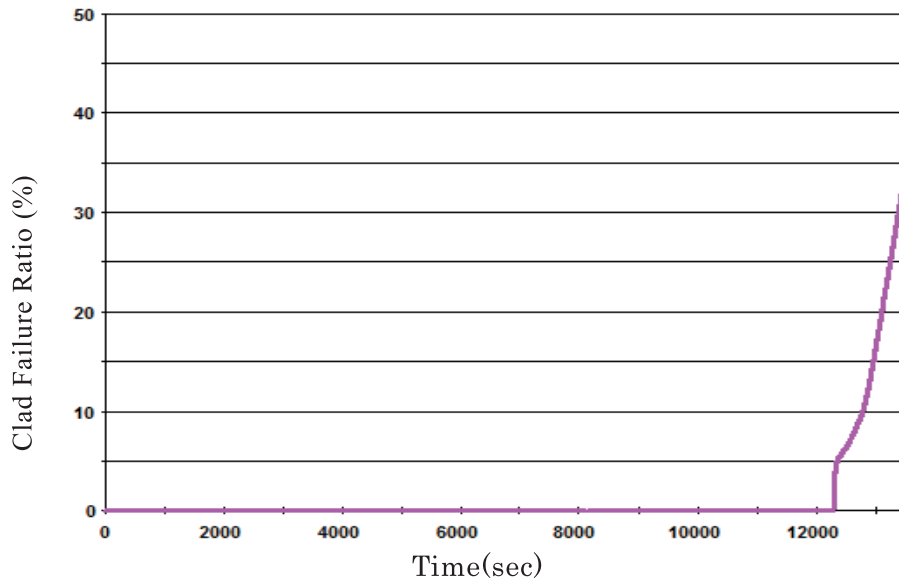


図 7 燃料被覆管損傷割合の時間変化

次に、図 8 に SBO 発生後の燃料被覆管材料であるジルコニウム (Zr) と高温状態となった冷却材である軽水 (H_2O) との発熱酸化反応である $\text{Zr}-\text{H}_2\text{O}$ 反応による水素発生量の時間変化の様子を示した。図 8 に示すように、燃料被覆管温度約 600°C あたりから水素が徐々に発生し始め、約 800°C を超えたあたりから水素の発生量が急激に上昇していることが見て取れる。ここで、図 9 に $\text{Zr}-\text{H}_2\text{O}$ 反応での Baker-Just の式から求められる Zr 酸化量、すなわち、 $\text{Zr}-\text{H}_2\text{O}$ 反応の進展割合を示した⁽⁸⁾。図 9 からは 600°C あたりから反応が進み始め、 900°C あたりから急激に反応が大きくなることを示しており、今回の実験で得られた図 8 の結果とほぼ対応したものとなっていることがわかる。

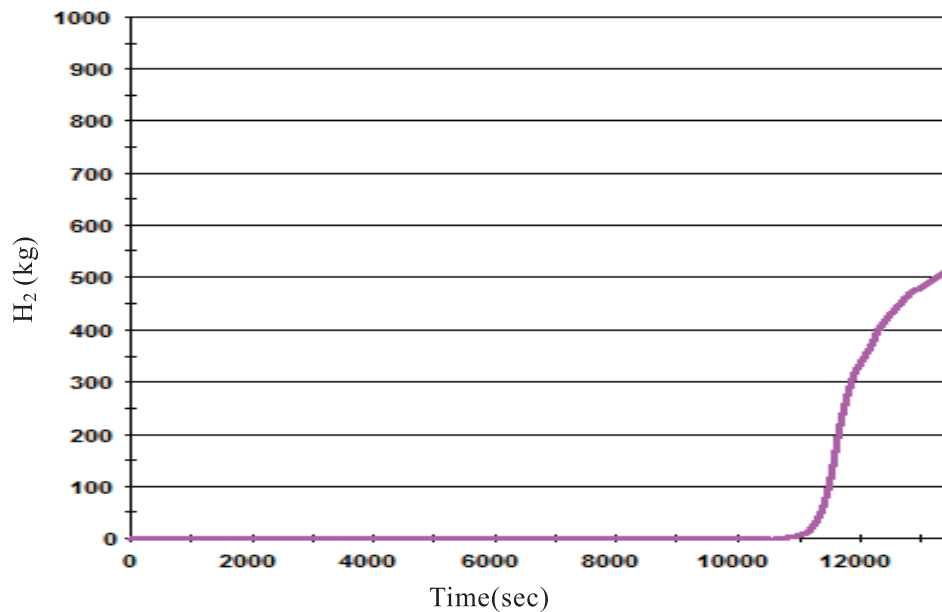


図 8 水素発生量の時間変化

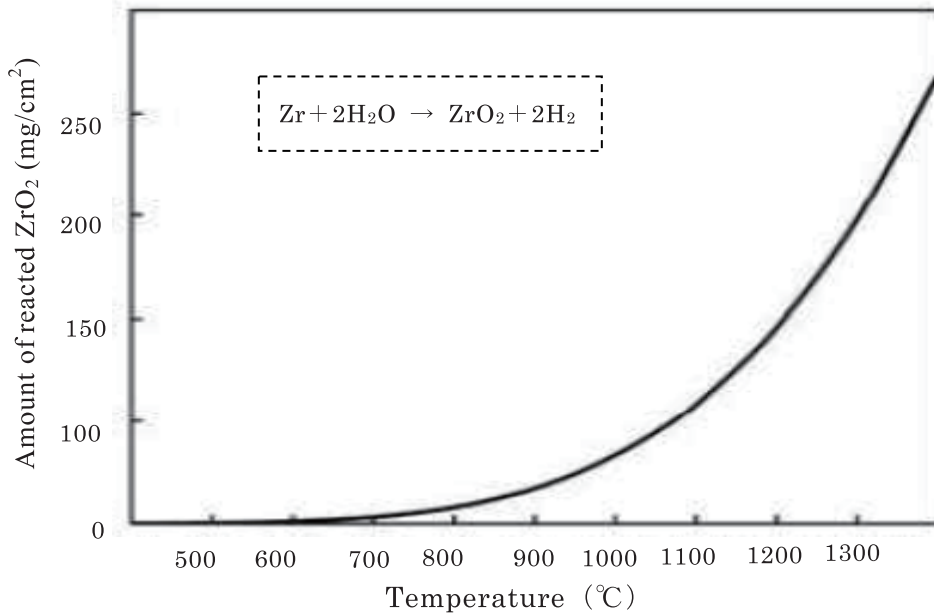


図9 Baker-Just 式による Zr 酸化量計算

福島第 1 原発ではこの反応が止められずに RV 内で発生した水素が RV から原子炉格納容器 (CV : Container Vessel) へ漏洩し、さらに原子炉建屋内に蓄積していき、何らかの原因で引火、水素爆発が発生したものである。水素が急激に発生し始める 900°C は、燃料被覆管の安全基準とされている 1200°C より十分に小さい値ではあるが、水素爆発防止の観点からは燃料温度と燃料被覆管温度の急激に上昇し始めている事故発生後約 1100 秒(約 3 時間)以内に炉心を冷却する必要があると考えられる。逆に言えば、万一、福島事故のように地震、津波などの自然災害等により SBO が発生したとしても、SBO 発生から約 3 時間程度以内に福島事故対策として高台に設置されている非常用電源車などを起動させ、発電所内冷却用機器へ電力を供給、冷却機能を復旧させることが出来れば、水素爆発の危険の回避さらには燃料・燃料被覆管破損に至ることなく、原子炉を安定的に冷温停止状態へと導くことが可能であること示唆している。

このことを図 10、図 11 に示した。図 10 は、SBO 発生から約 11000 秒後経過、燃料・燃料被覆管温度 (ピーク温度) が各々約 900°C、600°C に達した時点で高台設置の非常用電源車などからの電力が発電所内冷却用機器に供給され、RV 内に冷却水が注入されたときの各々の温度変化を示したものである。また、図 11 は、図 10 に示した電源復旧、冷却水注入による RV 内水位の変化を示している。図 10、11 に示すように、RV 内への冷却水注入により RV 内水位は急回復しているが、再注入直前に燃料集合体頂部は露出しており、この露出部での燃料被覆管ピーク温度と再注入冷却水温度との温度差が極めて大きく膜沸騰熱伝達領域にあり、燃料被覆管から冷却水への熱除去が十分行われずに燃料・燃料被覆管ピーク温度が若干さらに上昇したと考えられる。しかし、燃料被覆管と冷却水との温度差が小さくなるにつれて核沸騰熱伝達領域に入り、燃料被覆管から冷却水への熱除去が大きくなり、燃料・燃料被覆管温度は減少に転じ、それ以降は急激に温度が低下している様子が見て取れる。そして、最終的には燃料・燃料被覆管温度と冷却水温度とが平衡状態

に達し、原子炉冷温停止状態が安定的に維持、継続されている様子がわかる。

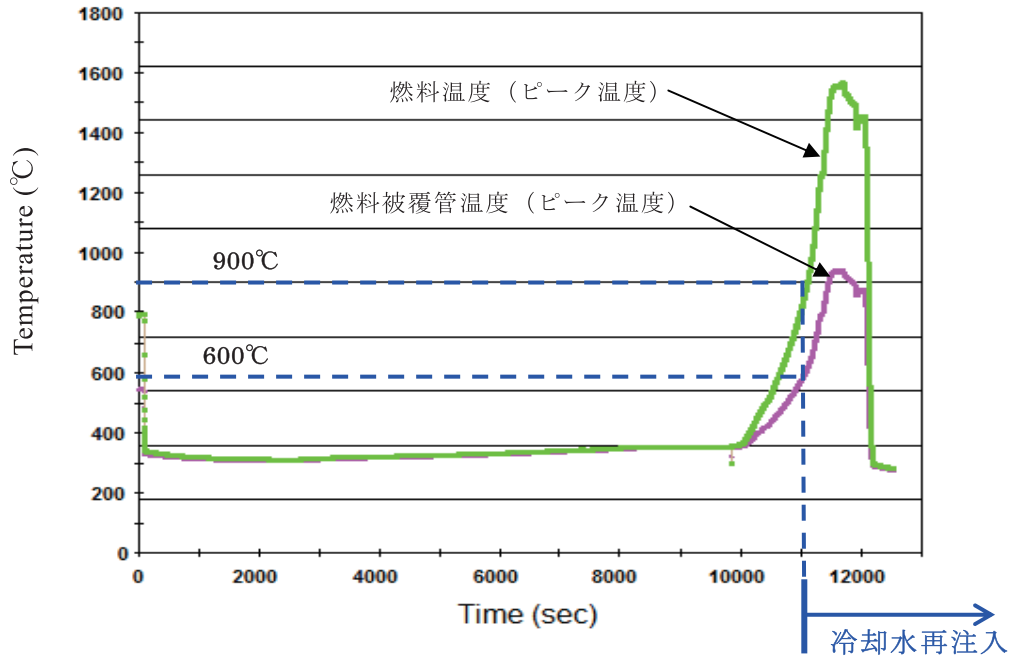


図 10 SBO 発生後約 3 時間後の電源復旧、冷却水再注入による燃料・燃料被覆管温度の時間変化

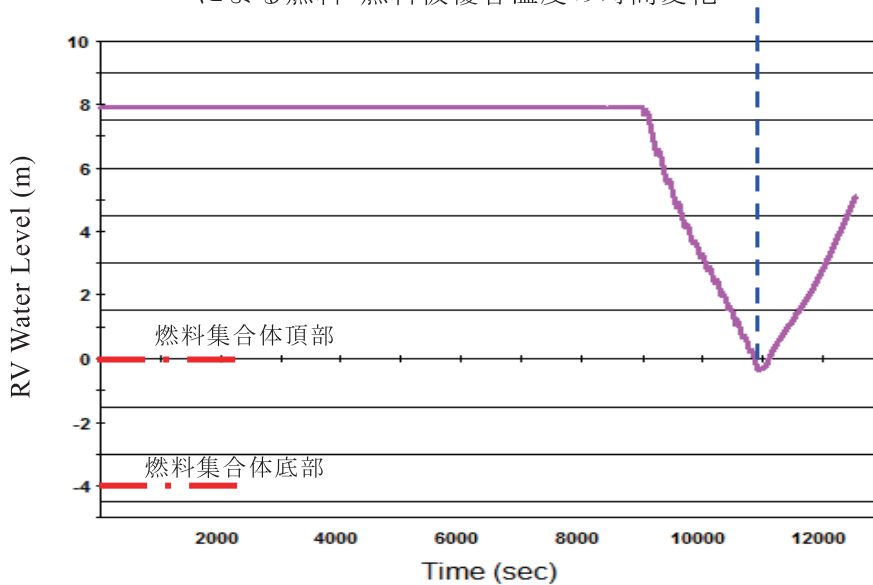


図 11 SBO 発生後約 3 時間後の電源復旧、冷却水再注入による RV 内水位の時間変化

IV. 結言

SA である過酷事故 SBO に対する原子炉プラントの挙動に関する今回のシミュレーション実験結果からは、SBO 発生から 3 秒後に冷却材流量低のスクラム信号が発せられ、その 0.5 秒後には安全に原子炉スクラムが行われていることが示された。SBO 発生後は電源喪失により給水ポンプも停止することから、SG 内に給水が供給されず SG 内 2 次系水位は減少一方となり、SG の 1 次

冷却材に対する熱交換機能の低下、燃料からの崩壊熱を 1 次冷却材が冷却しきれなくなり燃料温度が上昇していった。結果、炉心内の軽水の沸騰が始まり、RV 内水位の低下へと繋がった。RV 内水位が燃料集合体頂部に達し始めたあたりから燃料・燃料被覆管温度の急激な上昇が起こった。この燃料・燃料被覆管温度上昇に合わせて燃料被覆管温度が約 600℃付近から Zr-H₂O 反応による水素が発生し始め、約 800℃を超えたあたりから急激に水素発生量が増加していった。一方、燃料・燃料被覆管温度が約 950℃付近で燃料被覆管素材である Zr 合金の Ni/Zr 系や Fe/Zr 系の共晶温度に達し、燃料被覆管と燃料の温度上昇分がこの共晶反応に費やされ、各々の温度上昇が鈍化した。この後、再び燃料・燃料被覆管温度の上昇が始まると共に燃料被覆管損傷割合が急激に進んでいくことがわかった。SBO 発生から燃料被覆管損傷が開始するまでの時間は、約 3 時間程度であることが示されたが、同時にこの約 3 時間以内に電源復旧がなされ、原子炉冷却系機器、SG 給水系機器に電力が供給され起動されれば、原子炉は安定した冷温停止状態へ移行可能であることも、また同時に示すことができた。

従来、安全審査の対象外であった想定外事象としての過酷事故である SBO 実験結果からは非常用炉心冷却系を含めて全ての冷却系の冷却能力の低下により、燃料・燃料被覆管温度の急激な上昇へと繋がった。福島第 1 原発のように非常用電源を含めた電源復旧が全く行うことが出来なければ炉心溶融へと事故は進展していくが、福島事故を受けて各原子力発電所では津波対策としての止水扉や SBO 対策としての高台への電源車の配置、大型ポンプ車などの設置等の対策が広く取られてきており、万一、SBO 事故が発生したとしても現状の対策により速やかな原子炉冷温停止状態への移行が可能になると期待される。

参考文献

- (1) 大坂、尾崎：“原子炉出力向上の必要性と安全性評価に関する基礎的研究”，福井工業大学研究紀要，第 42 号，p.497-507，2012
- (2) Micro-Simulation Technology (編)：“PCTTRAN Version 6.0 Manual for Fukui Univ. of Technology”，May 2011
- (3) 原子力規制委員会：“新安全基準（シビアアクシデント）対策骨子案”，平成 25 年 2 月 6 日，2013
- (4) 環境省：“原子力の安全の確保に関する組織及び制度を改革するための環境省設置法等の一部を改正する法律案”，平成 24 年 1 月閣議決定（平成 24 年 4 月施行），2012
- (5) IAEA，“IAEA Safety Glossary: Terminology used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2007 Edition”，2007
- (6) 電事連（編）：“原子力図面集 2012,10-3-1”，2012
- (7) 大久保ほか：“軽水炉燃料のふるまい”，原子力安全研究協会，1998
- (8) 電事連：“可燃性ガス濃度制御要求に係わる指針改訂に関する技術的検討について”，電事連／原子力安全基準・指針専門部会 格納容器に係る安全審査指針類検討小委員会 格小委第 1-6 号 平成 22 年 7 月 29 日講演会資料,2010

(平成 25 年 3 月 31 日受理)