

## シビアアクシデント発生時における PWR プラント挙動の基礎的研究\*

尾崎 禎彦<sup>\*1</sup>, 前 拓也<sup>\*1</sup>, 南 宏樹<sup>\*1</sup>

### Basic Study on PWR Plant Behavior under the Condition of Severe Accident

Yoshihiko Ozaki<sup>\*1</sup>, Takuya MAE<sup>\*1</sup> and Hiroki MINAMI<sup>\*1</sup>

<sup>\*1</sup> Department of Applied Nuclear Technology

In this paper, we report on the core cooling effect by natural circulation cooling of the primary cooling system in all core cooling function loss accidents caused by SBO in PWR plant compared with BWR. We also report on the core cooling effect by using air as the final heat sink in place of the seawater by opening the main steam valve of the steam generator. On the other hand, we discuss the behavior of PWR plant in the most serious case that the damage such as LOCA is caused by earthquake and that SBO due to the subsequent tsunami causes the reactor isolation and all function of reactor core cooling system loss. That is the case that LOCA and SBO occur in superimposed manner. We can show the results from the simulation experiments that, in PWR plant, even if it is fell into the reactor core cooling function loss due to SBO, natural circulation cooling can keep the reactor core cool down as long as the feed water is supplied to SG by the turbine-driven auxiliary feed-water pump and also that the cooling effect of even more is expected by ensuring the heat-pass to the atmosphere by opening the main steam valve. We also clarify the plant behaviors under the condition that LOCA and SBO occur in superimposed manner in PWR through the simulation experiments.

**Key Words :** Nuclear Power Plant, Safety Assesment, Sevier Accident, Sevier Accident Managemnt, Plant Behavior in Sevier Accident, PWR Plant Simulator

## 1. 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その落差に驚かされる。

現在、関西電力大飯発電所3,4号が定期検査に入って後、我が国の全ての原子力発電所が運転停止状態となり、再稼働の目処がなかなか立たない状況で、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、現下のデフレからの脱却を目指す経済方針においては、一方的な電気料金値上げは産業競争力の観点から経済界に、また、本年4月からの消費税率の3%アップからは一般家庭に、なかなか説得力を持ち得ない状況であると云える。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

\* 原稿受付 2014年2月19日

<sup>\*1</sup> 原子力技術応用工学科

E-mail: yoshihiko-ozaki@fukui-ut.ac.jp

割を期待することは困難であると云わざるを得ない。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、CO<sub>2</sub>排出削減の着実な進展を図ることは昨今の異常気象の点からも喫緊の課題であろう。

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、中期的にはある一定の役割を果たしていくことになると思われる。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」「あって欲しくないこと」、そして、「あり得ないこと」という我が国独特の安全文化、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が極めて重要である。2012年9月には3条委員会として原子力規制委員会が発足し、福島事故を受けて原子力発電所に対する必要十分な安全基準とは何かとの視点から見直し作業を実施し、一応の指針が出され、現在、各電力会社からの再稼働申請に向けた審査業務が進められているところである。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、重大事故と過酷事故の重畳発生、さらには例えばテロ、航空機衝突などという事態に対しても議論されている。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ことはいうまでもない。

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<sup>(1)</sup>、さらに過酷事故のうち福島事故の原因でもあった全交流電源喪失事故（SBO：Station Black-out）発生時における原子炉プラント挙動についても検討した<sup>(2)</sup>。今回、筆者らはPWRプラントにおいて福島事故のような全交流電源喪失事故による全炉心冷却機能喪失での蒸気発生器を介した1次冷却系（RCS：Reactor Coolant System）自然循環冷却による炉心冷却効果、さらに蒸気発生器主蒸気弁開とすることによる大気を海水に代わる最終ヒートシンクとすることによる炉心冷却効果に関する基礎的研究について報告する。また、福島事故では地震による原子炉機器への損傷はなかったとされるが、地震によって原子炉機器に損傷が生じ、さらに津波によってSBOが発生、全ての原子炉冷却機能を喪失した場合でのプラント挙動についても併せて報告する。このケースでは電磁バルブを含めて全てのバルブが閉状態制御不能に陥った、すなわち原子炉隔離状態となり、蒸気発生器（SG：Steam Generator）を介した自然循環冷却も、さらに大気を海水に代わる最終ヒートシンクにもできなかったという最悪のシナリオでの評価とした。地震による原子炉機器損傷としての重大事故としてRCS主配管からの冷却材喪失事故（LOCA：Loss of Coolant Accident）を想定し、津波による過酷事故としてSBOを想定し、地震発生後ある時間経過後に津波が到来し、両者が重畳発生した状況としている。なお、LOCAとしては、RCSポンプシール漏れに相当する小LOCAと大規模な配管破断に相当する大LOCAを対象とした。

解析対象原子炉プラントとしては、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<sup>(2)</sup>を用いて評価検討した。

## 2. 炉心冷却機能喪失に対するPWRとBWRの機能上の相違点

PWRとBWRの構造上の大きな相違は以下の様である。BWRが炉内で発生した蒸気を直接タービンに送る直接サイクルであるのに対し、PWRではSGを介した間接サイクルとなっている。すなわち、BWRでは炉心で沸騰させて得られた蒸気を直接、タービンへ供給するためこの蒸気中には放射性物質が含まれているのに対し、PWRではタービンへ供給される2次系蒸気には放射性物質が含まれていない。このことが両者の事故時での炉心冷却に対するヒートシンクに大きな相違をもたらすことになる。すなわち、事故時にBWRは放射性物質の拡散抑止の観点から原子炉隔離が必要となり、福島事故の例ではこの最終ヒートシンクが奪われ、原子炉格納容器内のみで炉心冷却のためのヒートシンクを確保しなければならない状況となった。

一般に原子炉の冷却は正常時、事故時に拘わらず、核燃料に対して常に冷却水を供給し、核燃料からの熱によって加熱された冷却水の熱を海、大気等の最終ヒートシンクに捨てることで成り立っている。このため、冷却水を循環させる機能を確保することが極めて重要となる。我が国の原子力発電プラントは全て海岸に立地しており、最終ヒートシンクは海水である。低温の海水をプラントに引き込み、プラント内の冷却水と熱交換し、それによ

って温められた海水を海に戻すことによって冷却水の冷却効果を保っている。福島事故では、この海水を循環させる海水ポンプのモーターが津波で冠水したことによって機能を喪失し、海水という最終ヒートシンクを喪失してしまった。さらに、地震での外部電源喪失に加え、非常用ディーゼル発電機を含めプラント内の全ての電気設備が津波で大規模な浸水に遭遇し、全交流電源を喪失してしまった。これにより、冷却水を循環させるための全ての電動ポンプの駆動源を喪失した。1号機では原子炉内外の温度差による自然循環で駆動するはずの非常用復水器（IC：Isolation Condenser）が、弁の駆動電源喪失による自動閉止機能（フェール・クローズ）により隔離され、原子炉冷却機能が維持できなくなった。2、3号機では、原子炉で発生する蒸気でタービンを駆動して、原子炉に冷却水を供給する原子炉隔離時冷却系（RCIC：Reactor Core Isolation Cooling system）タービン駆動ポンプが設備されていたが、このタービンを駆動した蒸気は放射性物質を含む蒸気であるため大気中に排出できず、原子炉格納容器中に排気する構造であった。このため、格納容器が高圧となるとポンプ駆動蒸気の排気ができなくなり、この RCIC も停止してしまうという事態に至ってしまったのである<sup>(3)</sup>。

一方、BWR に対して PWR の場合は 2 次系蒸気に放射性物質を含まないことから、事故時に原子炉隔離の必要がなく、SG の 2 次給水系、さらには蒸気の大気放出による大気が海水に代わる最終ヒートシンクとして担保されている。Fig.1 で示す様に PWR では、SG で発生した蒸気でタービン駆動補助給水ポンプ（TDFWP：Turbine Driven Feed Water Pump）が作動することで、SG への給水供給を行うことができる。この蒸気には放射性物質が含まれないため、大気放出できる。福島事故の際に BWR 残留熱除去系の、タービン駆動ポンプが動作したにもかかわらず、ポンプ排気蒸気を大気に放出できず原子炉格納容器に放出せざるを得ないことから、格納容器内圧力が上昇、ポンプ動作が不能となってしまったケースとは対称的である。PWR では、ポンプ駆動蒸気だけではなく SG 主蒸気も放射性物質を含まないため、主蒸気系に設けられた主蒸気逃し弁を開放することで主蒸気を大気放出でき、海水に代わる最終ヒートシンクとして大気が活用可能となっている。また、SG は炉心より高い位置に設置されているため、SG での冷却が生きている限り、発熱源である原子炉との間で自然循環を生ずる。このことが、SG への給水源が枯渇するまでの間、原子炉を冷却し続けることが可能となる所以である。

このことは、福島事故のような SBO による全炉心冷却機能喪失に陥ったとしても、PWR は放射性物質を含まない蒸気を大気放出すること、SG を介した自然循環とが期待できること、から原子炉を効率的に冷却できるという優れた特徴を有していると云える。

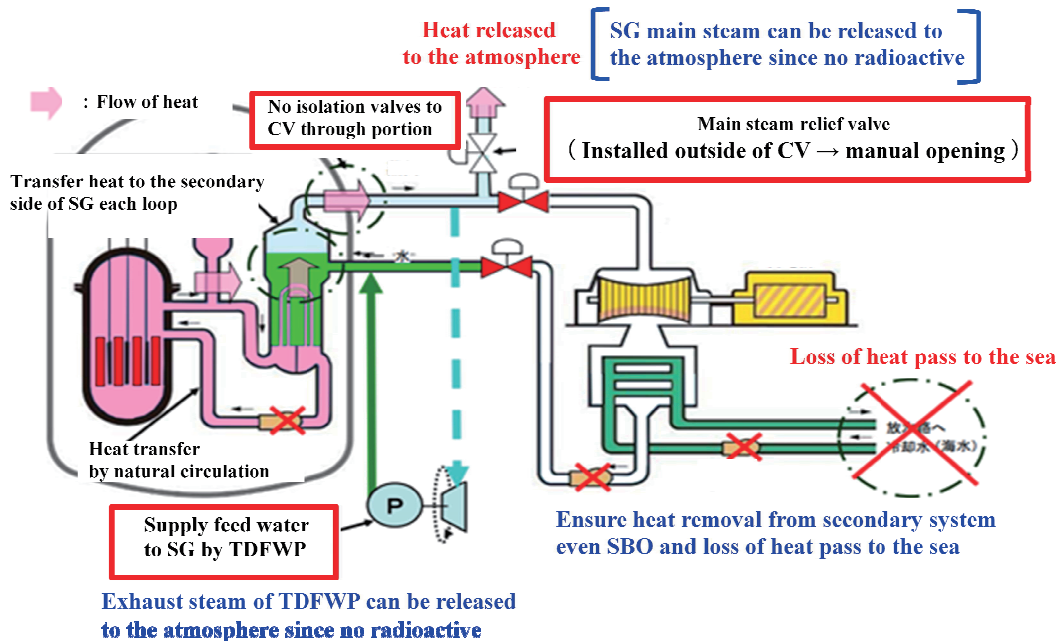


Fig.1 Overview of ultimate heat sink under SBO accident in PWR<sup>(4)</sup>

### 3. シミュレーション実験

#### 3.1 シミュレータ概要

ここでは、今回のシミュレーション実験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“PCTRAN”と名付けられた PWR, BWR プラント動特性シミュレータである。このシミュレータは定常運転時はもちろん重大事故さらには過酷事故発生時の動特性を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 プラントとしては 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、米国内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ためのツールとしても、その使用に耐えるものである。

Fig.2 にシミュレータ “PCTRAN” の PWR 版 GUI (Graphic User Interface) を示した。

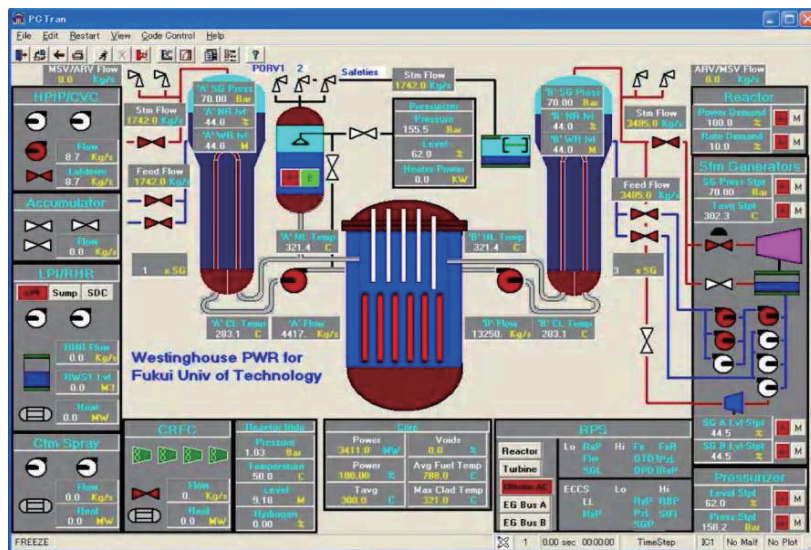


Fig.2 GUI of PCTRAN-PWR

Fig.2 に示すプラントの MIMIC 画面中央が原子炉压力容器 (RV : Reactor Vessel) であり、4 ループプラントの 1 ループ分を画面左側に、3 ループ分を画面右側に纏めて配置している。従って、左側の SG が 1 台分の SG を示し、右側の SG が 3 台分の SG を代表して示している。画面右サイドには給水系統 3 ループ分が示され、さらに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炉心注水系統を中心に配置されている。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が可能となっている。

#### 3.2 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。

以下、3.2.1 項、3.2.2 項に過酷事故としての SBO が発生した場合の SG を介した自然循環冷却効果に関する実験と、重大事故である LOCA と過酷事故である SBO が重畳発生した場合で、かつ、原子炉が完全に隔離されてしまうという極めて厳しい状況下でのプラント挙動に関する実験各々についての方法を記述する。

### 3.2.1 SBO に対する自然循環冷却の効果

シビアアクシデントである SBO 時における PWR での TDFWP による SG への給水供給下での SG を介した自然循環冷却、さらに SG 主蒸気弁開による主蒸気系大気開放による大気を最終ヒートシンクとしたときの炉心冷却効果についてのシミュレーション実験を以下のように 3 通りのケースについて実施した。

実験 1 ; PWR プラントを定格運転である時間通常運転した後、SBO を発生させ、炉心冷却機能喪失に陥ったと仮定してのシミュレーション

実験 2 ; PWR プラントを定格運転である時間通常運転した後、SBO が発生し、TDAFP が動作した場合での、自然循環冷却が出来ている状態を仮定してのシミュレーション

実験 3 ; PWR プラントを定格運転である時間通常運転した後、SBO が発生し、TDAFP が動作し自然循環が維持され、かつ、SG 主蒸気弁を開状態にでき大気開放により大気へのヒートパスが確保されたと仮定してのシミュレーション

### 3.2.2 LOCA と SBO の重畳発生時でのプラント挙動

原子炉を定格出力である時間通常運転させた後、大規模な地震が発生したと想定し、RCS 主配管に  $25\text{cm}^2$  の小 LOCA もしくは  $1000\text{cm}^2$  の大 LOCA が発生したと仮定し、さらにその後、津波が到来し、SBO が発生したと仮定した。今回のシミュレーション実験では、このように地震による LOCA と津波による SBO が重畳して生じ、その後炉心損傷に至るまでのプラント挙動を評価した。また、この LOCA と SBO の重畳発生結果と地震による原子炉機器の損傷がなく、すなわち LOCA が生じることなく SBO が単独で発生した場合とで炉心損傷に至るまでの余裕時間についても比較した。津波が到来するまでの時間は LOCA が発生してから、すなわち地震発生後 30 分後もしくは 60 分後の 2 つのパターンで比較検討を行った。なお、LOCA は RCS ホットレグ側で生じたとした。これらの実験は以下のように整理される。

実験 4 ; PWR プラントを定格運転である時間通常運転した後、SBO のみが発生し、全てのバルブが閉状態で制御不能となり原子炉が隔離された状態で炉心冷却機能喪失に陥ったと仮定してのシミュレーション

実験 5 ; PWR プラントを定格運転である時間通常運転した後、 $1000\text{cm}^2$  LOCA が発生し、その 30 分後に SBO が発生し、全てのバルブが閉状態で制御不能となり原子炉が隔離された状態で炉心冷却機能喪失に陥ったと仮定してのシミュレーション

実験 6 ; PWR プラントを定格運転である時間通常運転した後、 $25\text{cm}^2$  LOCA が発生し、その 30 分後に SBO が発生し、全てのバルブが閉状態で制御不能となり原子炉が隔離された状態で炉心冷却機能喪失に陥ったと仮定してのシミュレーション

実験 7 ; PWR プラントを定格運転である時間通常運転した後、 $1000\text{cm}^2$  LOCA が発生し、その 60 分後に SBO が発生し、全てのバルブが閉状態で制御不能となり原子炉が隔離された状態で炉心冷却機能喪失に陥ったと仮定してのシミュレーション

## 3.3 実験結果

各々 3.3.1 項、3.3.2 項に上記の 2 種類の実験、すなわち SBO に対する自然循環冷却の効果に関する実験と LOCA と SBO の重畳発生時でのプラント挙動に関する実験とについての実験結果を各々記述する。

### 3.3.1 SBO に対する自然循環冷却に関する実験結果

実験 1 における SBO 発生後の燃料温度と燃料被覆管温度の時間変化を示したのが Fig.1 である。SBO 発生後約 10000 秒あたりまでは炉心が冷却された状態であることを示しているが、約 11000 秒後付近から燃料温度と燃料被覆管温度が急激に上昇し始めている事がわかる。このまま時間が経過すると、燃料温度と燃料被覆管温度がさらに上昇し、炉心溶融に至ることになる。図からは、燃料温度  $1600^\circ\text{C}$  付近、燃料被覆管温度  $950^\circ\text{C}$  付近で温度上昇が一旦止まっているようにみえる。これは、燃料・燃料被覆管温度が  $950^\circ\text{C}$  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ものである<sup>(2)</sup>。すなわち、温度 1100K ( $827^\circ\text{C}$ ) に至ると制御棒構成材料である Ag-In-Cd が溶

融し始め、1200～1250K (927～977℃) 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溶融、ステンレスの溶融、さらには燃料である  $\text{UO}_2$  の溶融へと至るというのが温度上昇に伴う事象進展の様相である<sup>(5)</sup>。図に示した燃料・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溶融し始め、燃料被覆管損傷が進展し始めたと考えられる。

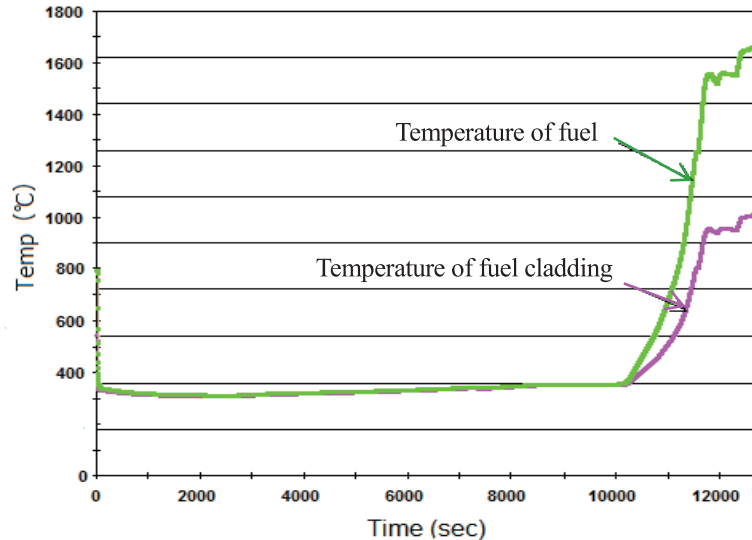


Fig.3 Time variation of the temperature of the fuel and the fuel cladding from the occurrence of SBO in Exp.1

Fig.3 に示した燃料、燃料被覆管温度変化は、以下に示す SG 内給水水位、RV 内水位からも説明できる。SBO 発生後は、給水ポンプ停止により SG 内への給水がなされなくなるため、SG 内水位が低下してゆく。この様子を示したのが Fig.4 である。図に示すように、SG 内水位の低下により RCS 系から熱を除去するための SG の熱交換器としての機能が低下していくことになる。

次に Fig.5 に SBO 発生後の RV 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 Fig.4 に示した SBO 発生による SG 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 内で冷却材沸騰に至り、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。

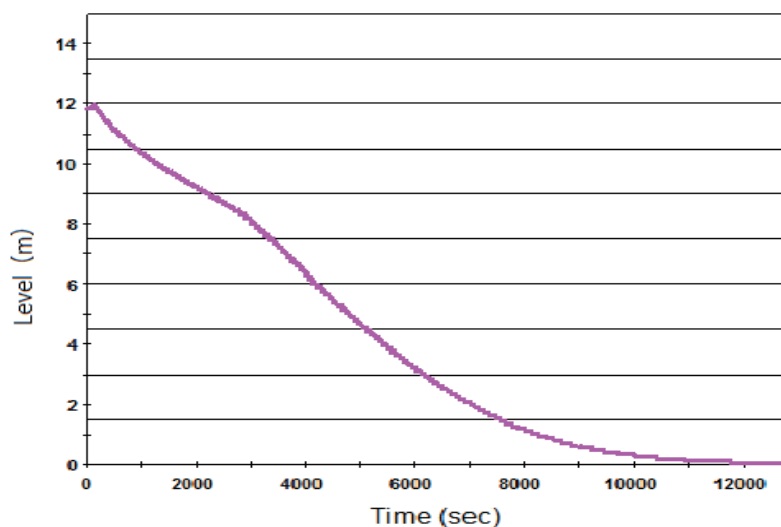


Fig.4 Time variation of the water level in SG from the occurrence of SBO in Exp.1

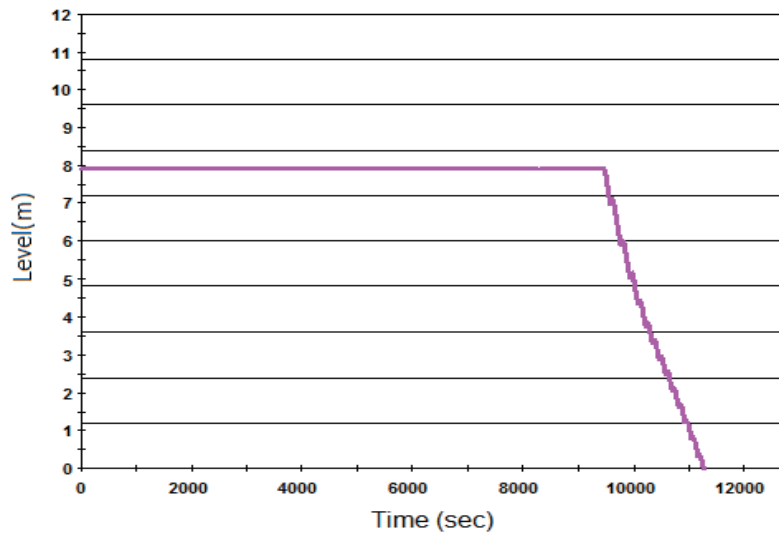


Fig.5 Time variation of the water level in RV from the occurrence of SBO in Exp.1

一方, 実験 2 の SBO 発生時に TDAFP が動作している場合の燃料温度と燃料被覆管温度変化を示したのが, Fig.6 であるが, SBO 発生後の温度は両者ともにほとんど変化なく, 約 300°C 程度で一定に冷却, 保持されていることがわかる. つまり SBO による炉心冷却機能喪失が生じてても SG を介した自然循環冷却によって, 炉心損傷に至ることなく安定に低温状態に冷却維持されていることを示している.

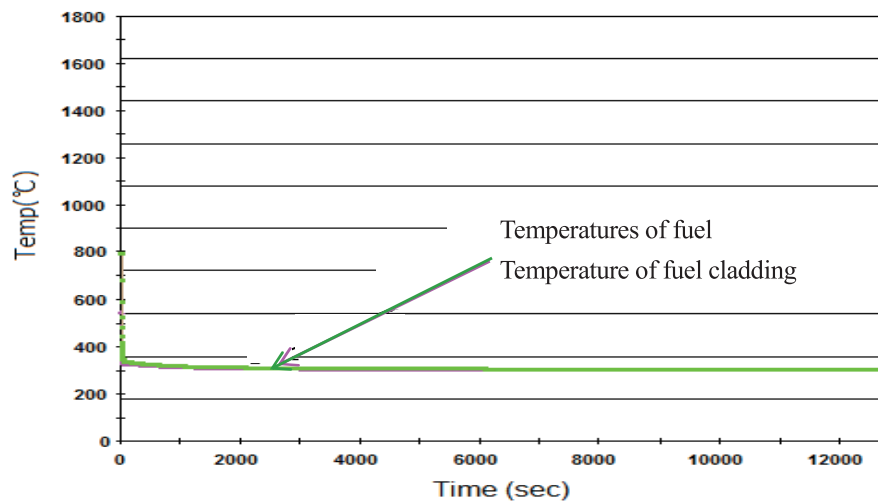


Fig.6 Time variation of the temperature of the fuel and the fuel cladding from the occurrence of SBO in Exp.2

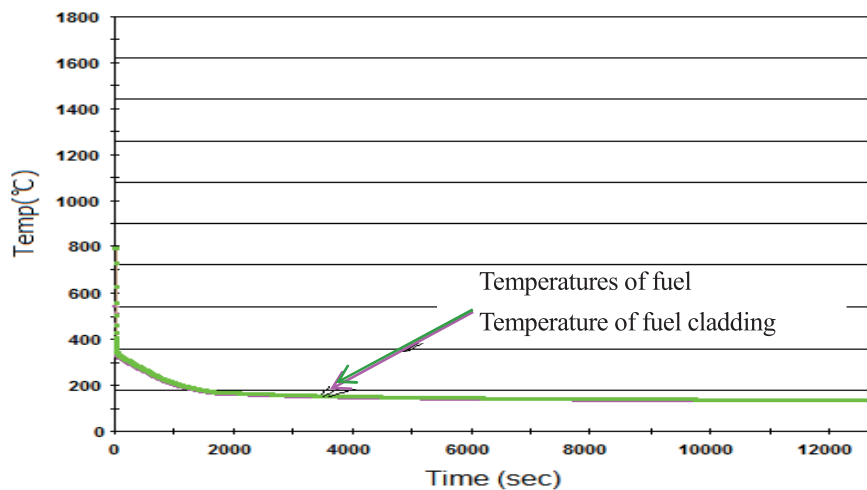


Fig.7 Time variation of the temperature of the fuel and the fuel cladding from the occurrence of SBO in Exp.3

次に Fig.7 に実験 3 の SBO 発生時に TDAFP が動作し、かつ、SG 主蒸気弁を開状態に出来た場合の燃料、燃料被覆管温度変化を示した。図からは、実験 2 と同じように燃料温度と燃料被覆管温度に急激な上昇はみられず、かつ、Fig.6 に示した燃料温度 300℃に比べてもさらに低い約 150℃程度に冷却維持され、安定に保たれていることがわかった。

次に TDAFP のみが動作した場合の実験 2 と、TDAFP 動作に加えて SG 主蒸気弁も開状態とすることで主蒸気を大気開放することのできた実験 3 での炉心冷却効果の相違について、RCS 温度の観点から検討することとする。

まず参考までに Fig.8 に実験 1 における RCS コールドレグ温度／ホットレグ温度と RCS 平均温度の SBO 発生後からの時間変化を示した。図からは、実験 1 では RCS 平均温度は約 300℃程度となり、約 2000 秒あたりから徐々に上昇している。しかし、約 9000 秒あたりから RCS 温度はほぼ一定となっているが、これは RCS 圧力に対応した飽和温度となったために、燃料からの熱が冷却材沸騰のために消費され、一定温度が保たれたものと考えられる。

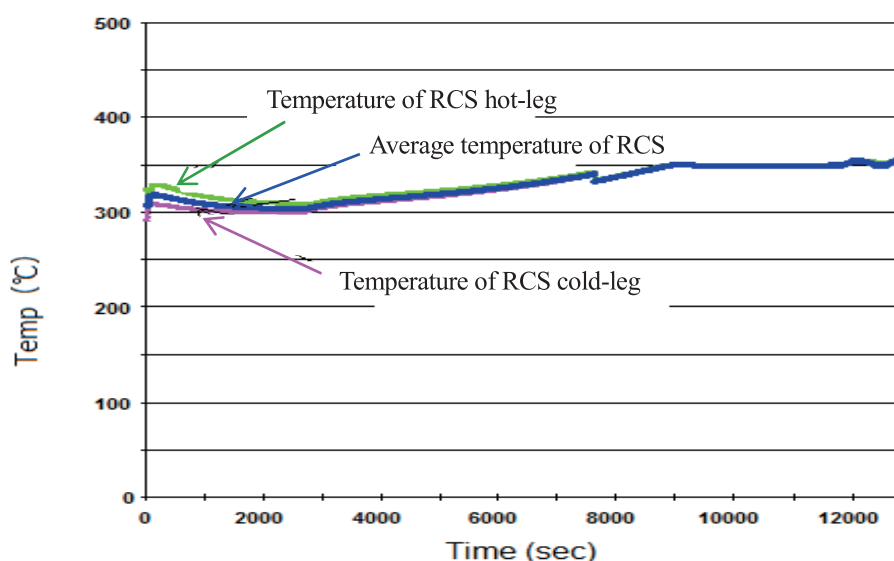


Fig.8 Time variation of temperatures of the RCS from the occurrence of SBO in Exp.1

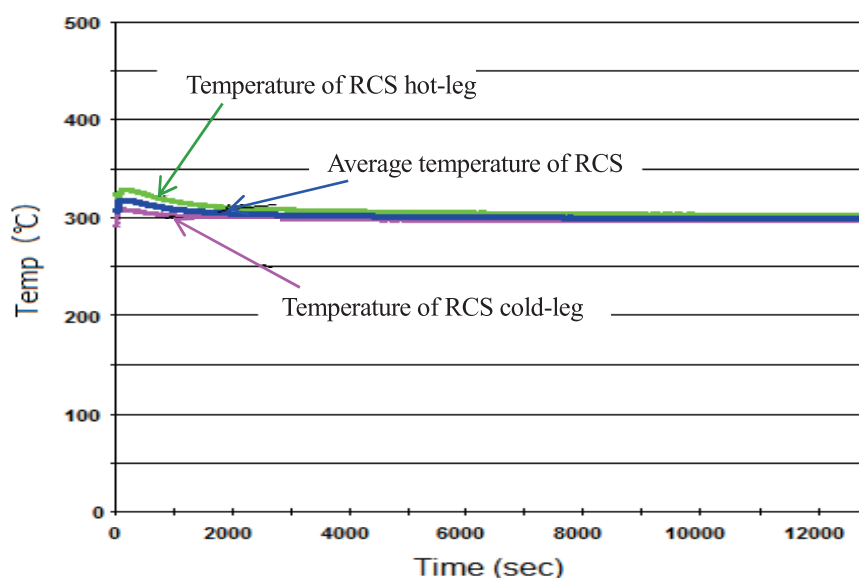


Fig.9 Time variation of temperatures of the RCS from the occurrence of SBO in Exp.2

Fig.9 に SBO 発生時以降に TDFWP のみが作動し、SG への給水が確保された実験 2 の場合の RCS 温度の変化を示し、Fig.10 には SBO 発生時以降に TDFWP の作動に加えて SG 主蒸気弁も解とすることができ開とすることができた実験 3 の場合の RCS 温度変化を示した。Fig.9 に示した TDAFP のみが作動している実験 2 の場合は RCS

平均温度が約 300℃程度でほぼ一定に推移しているのに対し、TDAFP 作動に加えて SG 主蒸気弁も開状態にできた実験 3 の場合は Fig.10 に示すように RCS 平均温度は約 300℃から 150℃以下のレベルにまで時間経過とともに低下していったことが分かる。Fig.9, Fig.10 のいずれの場合も SG を熱交換器とした RCS の自然循環による炉心冷却が非常に有効に作用されていることを示している。さらに、Fig.10 に示すように SG 主蒸気弁をも開とすることで、SG 2 次側の大気開放により SG 給水圧力をほぼ大気圧とすることで、給水の飽和温度を約 100℃程度にまで下げることで TDAFP 作動のみによる炉心冷却効果と比較して、より高い炉心冷却効果が実現できていることが分かる。

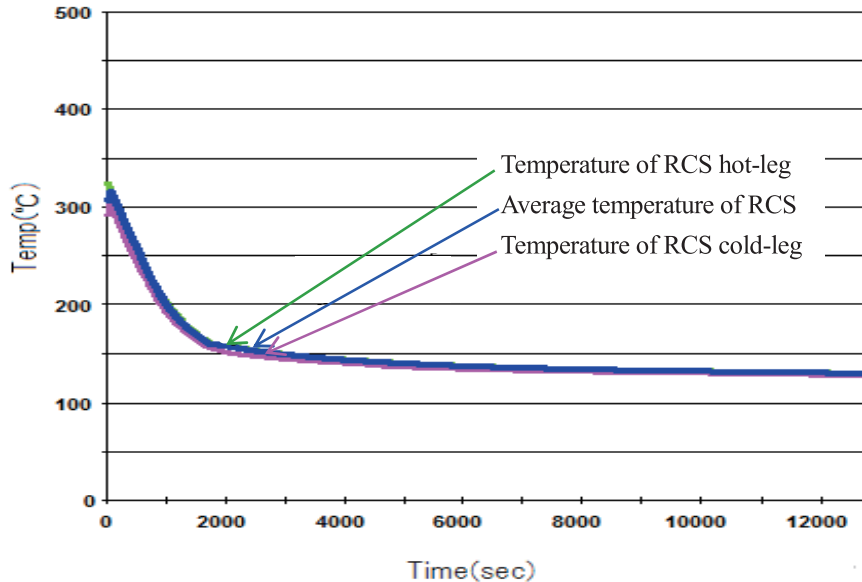


Fig.10 Time variation of temperatures of the RCS from the occurrence of SBO in Exp.3

### 3.3.2 LOCA と SBO の重畳発生時でのプラント挙動に関する実験結果

重大事故と過酷事故が重畳発生した事象を評価するに当たって、同じ時刻条件で地震による LOCA が発生することなく、津波による SBO のみが発生したとした実験 4 のシミュレータ結果について Fig.3 と同様の図を Fig.11 に示した。Fig.11 に示すように津波による SBO がシミュレーション開始後の時刻約 1800 秒で発生し、SBO が発生したと同時に原子炉トリップにより、燃料温度が急激に下がっていることが分かる。その後、時刻約 13000 秒付近で燃料、燃料被覆管温度が上昇し始めている。

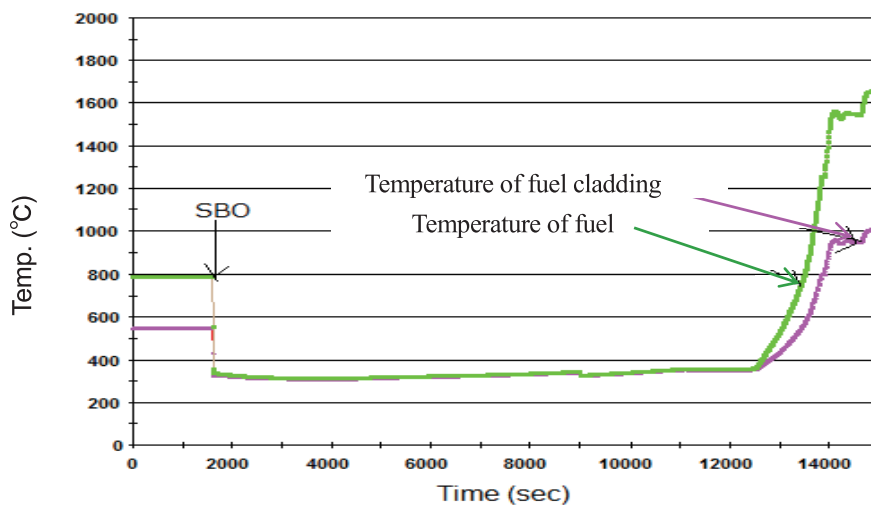


Fig.11 Time variation of temperatures of fuel and fuel cladding from the occurrence of SBO in Exp.4

次に地震によって 1000cm<sup>2</sup> の大 LOCA が発生、その 30 分後に到来した津波によって SBO が発生したと想定した実験 5 のシミュレーション結果を Fig.12 に示す。図からわかるとおり、運転直後に 1000cm<sup>2</sup>LOCA により燃料

温度が上昇したが、ECCS 作動により燃料温度が下がり冷温状態に戻った。LOCA が発生してから 1800 秒後に SBO が起き、さらにその 1200 秒後に燃料温度が上昇し始めたことがわかる。

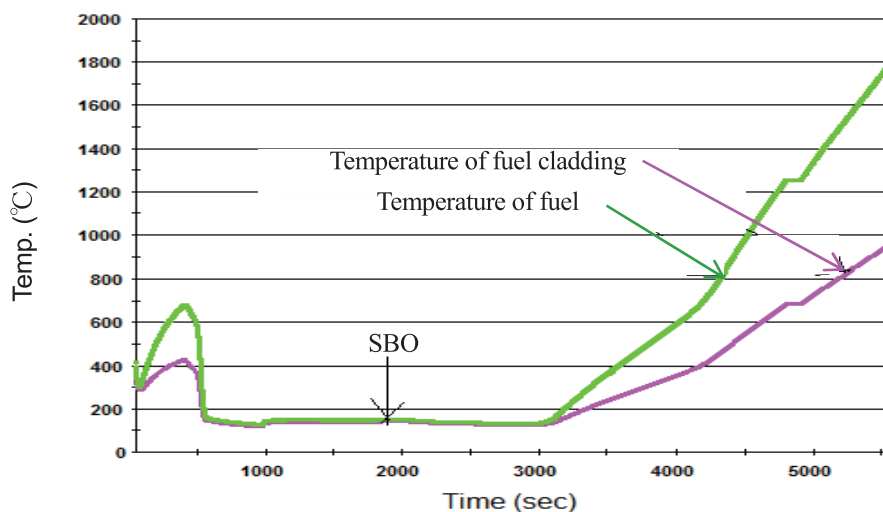


Fig.12 Time variation of temperatures of fuel and fuel cladding from the occurrence of SBO in Exp.5

次に Fig.13 には、この時の炉内水位の変化を示す。図に示した炉内水位の変化は、LOCA による冷却材漏えいによる急激な減少が見られ、これによって Fig.12 に示す燃料、燃料被覆管温度の急激な上昇が生じたのであるが、炉内水位低下に伴う非常用炉心冷却装置（ECCS : Emergency Core Cooling System）作動により炉内水位は急回復し、この炉内水位の回復によって燃料温度はいったん低下し、炉心は冷温状態を維持されたが、その後の SBO 発生によって全ての炉心冷却機能喪失により、炉内水位が再び低下、Fig.12 の燃料、燃料被覆管温度変化となったものである。

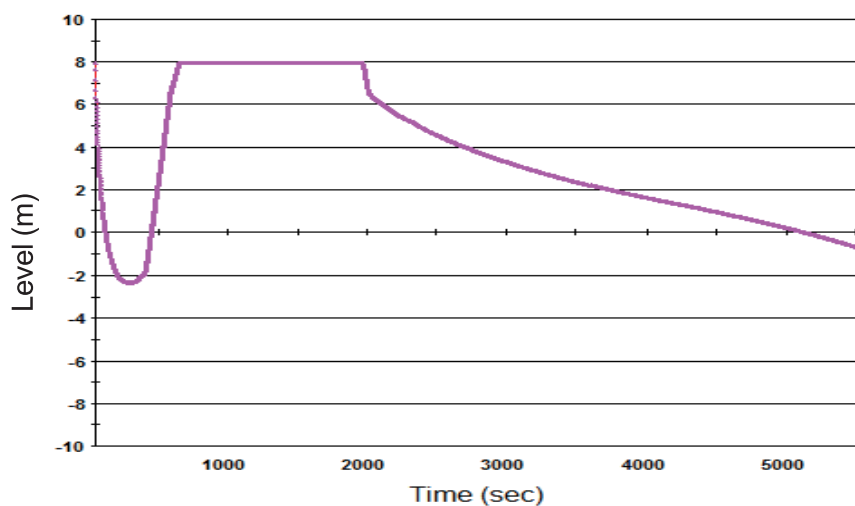


Fig.13 Time variation of water level in RV from the occurrence of SBO in Exp.5

次に LOCA 面積の大小によって事故進展の様相に差異が生ずるかどうかについて検討する実験 6 についてである。地震による面積  $25\text{cm}^2$  の小 LOCA が発生してから 30 分後に SBO 発生した場合の燃料、燃料被覆管温度の時間変化のシミュレーション結果を Fig.14 に示した。図からは運転開始直後に小 LOCA が発生したが、冷却材漏えい量は少なく、炉内水位は燃料が露出することなく、LOCA による燃料、燃料被覆管温度の上昇もなく、炉心が少なくとも SBO 発生まで冷温状態に保たれていることが分かる。図に示すように、LOCA が起きて約 1800 秒で SBO が発生し、約 2000 秒後に燃料、燃料被覆管温度が上昇し始めている。大 LOCA の場合は SBO 発生してから炉心損傷までの余裕時間が 1200 秒であったのに対し、小 LOCA の場合は 2000 秒となり燃料損傷に至るまでの余

裕時間が約 2 倍弱伸びたことがわかる。これは、小 LOCA の場合は、Fig.13 に示した大 LOCA の場合のような著しい炉内水位低下は見られないことによる。

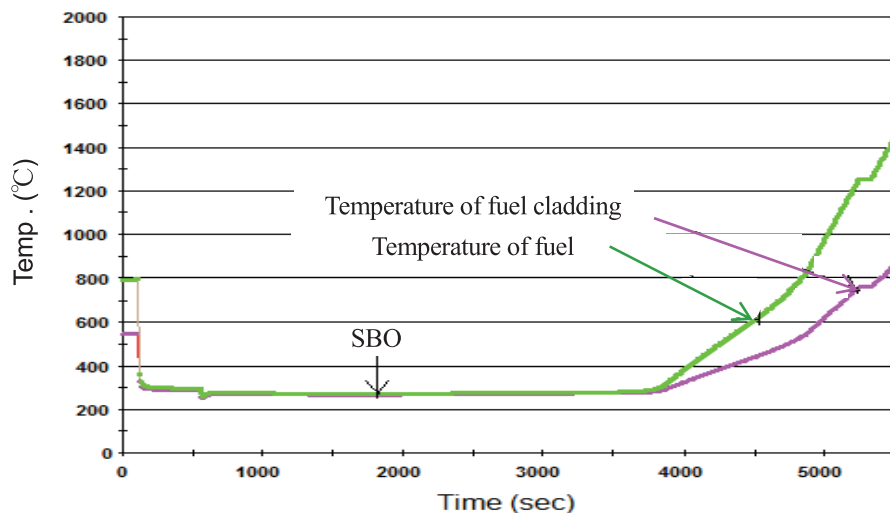


Fig.14 Time variation of temperature of fuel and fuel cladding from the occurrence of SBO in Exp.6

次に、地震による LOCA 発生後の津波による SBO 発生までの時間の違いが事故進展様相に差異を生じるかについての実験 7、すなわち 1000cm<sup>2</sup> の LOCA が発生してから 60 分後に SBO をさせた場合のシミュレーション結果について述べる。Fig.15 に燃料、燃料被覆管温度の時間変化を示した。図から SBO が発生してから LOCA が発生するまでの余裕時間は、Fig.12 に示した LOCA 発生から 30 分後に津波による SBO が発生したとした実験 5 と同様の約 1200 秒あることがわかった。この結果より LOCA が発生してから SBO が起こるまでの時間の差による燃料損傷までの余裕時間に相違はないことがわかった。

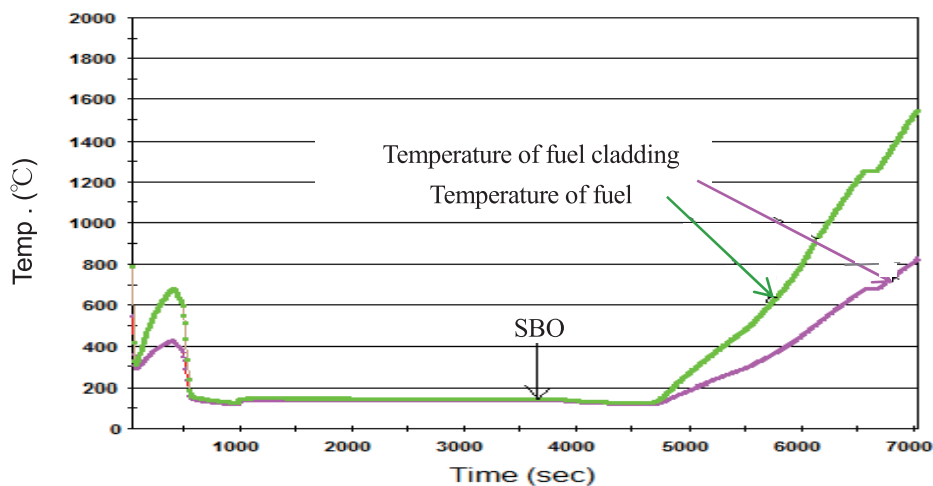


Fig.15 Time variation of temperature of fuel and fuel cladding from the occurrence of SBO in Exp.7

## 7. 結 言

PWR における SBO 発生時における SG を介した自然循環冷却効果についてのシミュレーション結果から以下のことが分かった。SBO による非常用炉心冷却系を含めた全ての炉心冷却系の機能喪失により、約 11000 秒ほどで燃料温度と燃料被覆管温度の急激な上昇、さらには燃料破損へとつながることが示されたが、SBO 発生時に SG 主蒸気系からの蒸気でポンプ付設のタービンを駆動する TDFWP が作動し、SG への給水供給がなされた場合には、このような燃料温度、燃料被覆管温度の急激な上昇は見られず、RCS 自然循環冷却により炉心の安定的な

冷却が長時間維持されることが示された。さらに、TDFWP による SG 給水供給に加えて SG 主蒸気弁を開とすることで、SG 2 次側を大気開放し、大気へのヒートパスを確保できた場合には大気を海水に代わる最終ヒートシンクとすることで一層の炉心冷却効果が得られることも示された。このことから、PWR の場合には福島事故のような SBO による炉心損傷事故には至る可能性が低いことを示すことができた。

次に SBO により全ての電動機器の停止と全ての弁が閉状態で制御不能、すなわち、PWR において原子炉隔離状態に陥ったと仮定した極めて過酷な条件化で、地震による LOCA と津波による SBO が重畳発生した場合についてのシミュレーション結果から以下のことが示された。SBO と LOCA が重畳発生した場合には、SBO 単独発生の場合に比し、炉心損傷までの余裕時間は数分の一となってしまうことが分かった。また、大 LOCA と小 LOCA の場合を比較すると、小 LOCA の方が大 LOCA に比べてこの余裕時間が約 2 倍弱伸びることも示された。重畳発生の場合の余裕時間の低下は、LOCA による冷却材漏えいと冷却系圧力低下に伴う沸騰による冷却材減少による冷却機能の低下が原因と考えられる。LOCA 面積の違いによる余裕時間の差は、冷却材が漏えいした量の相違によるものと、冷却系圧力低下からくる飽和温度低下の差による冷却系水量の減少、冷却機能の低下の相違からくるものだと考えられる。LOCA 発生後 SBO が発生するまでの時間の違いによる余裕時間の差はほとんど見られなかった。今回評価した地震による重大事故と津波による過酷事故が重畳発生した場合には、燃料損傷までの短い余裕時間の中で予備電源による電源の復旧などが原子炉安全上非常に重要であることがわかった。

今回、実験 1 から 3 によって PWR には SG で発生した蒸気で駆動するタービン駆動補助給水ポンプによる SG を介した自然循環、さらには SG 主蒸気弁開での大気開放による最終ヒートシンクの確立による炉心冷却効果を示した。一方、実験 4 から実験 7 で示した地震による LOCA と津波による SBO が重畳して発生した場合に対して、これら PWR 固有の炉心冷却効果がプラント安全性にどう貢献するかは今後の検討課題である。

## 文 献

- (1) 大阪尚史, 尾崎禎彦, “原子炉出力向上の必要性和安全性評価に関する基礎研究”, 福井工大研究紀要, 第 42 号 (2012), p.497~507.
- (2) 尾崎禎彦, 大阪尚史, 道内真, “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”, 福井工大研究紀要, 第 43 号 (2013), p.363~373.
- (3) 梅田賢治, 浜崎学, “PWR 原子力発電プラントの特徴—東京電力(株)福島第 1 発電所事故の観点から—”, 三菱重工技報, Vol.50, No.1 (2013), p.8 ~p.17.
- (4) 北海道電力, 関西電力, 四国電力, 九州電力, 日本原子力発電, 三菱重工, “福島第一事故を踏まえた原子力発電所の安全確保の考え方 (PWR)”, 原子力規制委員会提出資料 1, 第 10 回会合提出事業者提出資料別紙—2 (2013).
- (5) 大久保忠恒 編, 軽水炉燃料のふるまい, 原子力安全研究協会 (1998), p.403.

(平成 26 年 3 月 31 日受理)