

# シビアアクシデント発生時における BWR プラント挙動の基礎的研究 (2) \*

## — (給水系 LOCA+ECCS 注入失敗) 事故と (SBO+SRV 開固着) 事故 —

尾崎 禎彦<sup>\*1</sup>, 上田 将正<sup>\*1</sup>, 佐々木 一<sup>\*1</sup>

### Basic Study on BWR Plant Behavior under the Condition of Severe Accident (2)

Yoshihiko OZAKI<sup>\*1</sup>, Masataka UEDA<sup>\*1</sup> and Hajime SASAKI<sup>\*1</sup><sup>\*1</sup> Department of Applied Nuclear Technology

In this paper, we report on the results using the BWR plant simulator about the plant behavior under the condition of the two types of severe accidents that LOCA occurs but ECCS fails the water irrigation into the reactor core and SBO occurs and at the same time the reclosed failure of SRV occurs. The simulation experiments were carried out for the cases that LOCA has occurred in the main feed-water piping. As for the results about the relationship between the LOCA area and the time from LOCA occurs until the fuel temperature rise start, the effect that RCIC operated was extremely big for small and middle LOCA area. In the case of main feed-water system LOCA, the core water level suddenly decreased for large LOCA of 2000cm<sup>2</sup> area, however, if the irrigation into the reactor core was carried out 30min after LOCA occurrence, the core had little damage. In addition, the H<sub>2</sub> concentration in the containment vessel did not exceed both limits of H<sub>2</sub> explosion nor detonation. The pressure of the containment vessel was around 3kg/cm<sup>2</sup> of design value, so the soundness of the containment vessel was confirmed. On the other hand, for the accident of SBO with reclosed failure of SRV, it has been shown that the accidents continue to progress rapidly as compared with the case of normally operating of SRV. Because SRV has the function that keep the inside pressure of reactor core by repeating opened and closed in response of the inside pressure and prevent the decrease of water level inside reactor core. However, if the irrigation into the reactor core was carried out 30min after SBO occurrence, the core had little damage and also the H<sub>2</sub> concentration in the containment vessel did not exceed limits of H<sub>2</sub> explosion. Further, as for the accident of reclosed failure of SRV, it has been shown that there are very good correspondence with the simulation results of main steam piping LOCA of area 180cm<sup>2</sup> corresponding to the inlet cross-sectional area SRV installed on the piping. Therefore, the accident of reclosed failure has been also shown that can be regarded as small LOCA accidents of main steam piping.

**Key Words** : Nuclear Power Plant, Safety Assesment, Severe Accident, Severe Accident Managemnt, Plant Behavior in Severe Accident, BWR 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、我が国のエネルギー政策が抜本的に見直され、2012年9月には独立性の高い原子力規制委員会が設立、当該委員会の下で原子力プラントに対して非常に厳しい安全審査が実施されてきている。また現在、原子力に対して以下の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や再生エネルギーの一層の普及による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を一層高めることにより原子力発電を今後とも安定エネルギー源の一つとして位置付け、活用していこうとする議論である。その間も関西電力大飯発電所3、4号が定期検査に入ってから、我が国の全ての原子力発電所が停止状態となり、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、増大する化石燃料コストを電気料金の値上げで吸収しようとしてきた。一方、今後、大いに普及させようという太陽光発電、風力発電には到底、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は困難であると言わざるを得ない。さらには、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

\* 原稿受付 2016年2月22日

<sup>\*1</sup> 原子力技術応用工学科

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

の異常気象の観点からも喫緊の取り組むべき課題であろう。そうした中、2015年8月には九州電力川内発電所1号機が新規規制基準に基づく初の再稼働を果たし、続いて2号機が再稼働、さらに2016年1月には関西電力高浜発電所3号機が再稼働に至り、同じく2月には高浜発電所4号機が再稼働の予定である。

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」という意識改革を大胆に実行し、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は言を俟たない。原子力規制委員会は福島事故を受けて、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シビアアクシデント (SA: Severe Accident)、従来の設計想定事故と SA の重畳発生などという事態に対しても審査対象とし、その評価を電力会社等に要求している。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までもない。

筆者らは今回、福島事故と同型プラントである BWR を対象に給水系で LOCA が発生したにも拘らず非常用原子炉冷却系 (ECCS: Emergency Core Cooling System) による注水に失敗という SA と、全交流電源喪失事故 (SBO: Station Black Out) の発生時に原子炉圧力保持のための主蒸気逃し安全弁 (SRV: Steam Release Valve) の再閉失敗 (開固着) という2種類の SA を取り上げ、SA 発生後の BWR プラント挙動について報告する。なお、給水系 LOCA+ECCS 注入失敗事故においては原子炉からの蒸気によってポンプを駆動する原子炉隔離時冷却系 (RCIC: Reactor Core Isolation Cooling system) が作動した場合と作動しなかった場合について比較評価した。また、SBO+SRV 開固着事故においては事故進展がより厳しい RCIC 作動なしの場合について評価した。実験は、BWR プラント動特性シミュレータを用いて実施した。

## 2. 福島事故の概要<sup>(1)</sup>

既に福島事故については多くの解説、説明書の類が出版されており、十分に承知されていると思われるが、簡単にその概要を以下に記載し、改めて情報共有しておくことは決して無駄ではないと考える。

2011年3月11日、福島第一原子力発電所では1号機から3号機が運転中であったが、同日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震を受けて、運転中の原子炉は全て炉心への制御棒挿入により自動停止した。この時、地震によるプラント機器の損傷はなかったとされる。また、地震による送電塔の倒壊により全ての外部電源が失われたが、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、原子炉の安全維持に必要な電源が確保された。しかしその後、襲来した津波により、多くの電源盤が冠水するとともに、6号機を除き運転中の非常用ディーゼル発電機も冠水、停止し、SBO状態に陥り、全ての原子炉冷却機能が失われた。また、異常/事故時には非常用炉心冷却機能も有する残留熱除去系 (RHR: Residual Heat Removal system) の冷却用海水ポンプも冠水し、崩壊熱を海水へ逃がすための除熱機能も喪失、海を最終ヒートシンクにすることもできなくなった。さらに、1号機から3号機では、バッテリーも冠水し、直流駆動の炉心冷却機能までもが停止した。1号機では原子炉内外の温度差による自然循環駆動の非常用復水器 (IC: Reactor Core Isolation Cooling 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、原子炉冷却機能を果たせなかった。2、3号機には RCIC が設備されていたが、タービン駆動用蒸気は放射性物質を含む蒸気であるため大気へ排出できず、原子炉格納容器内に排気する構造であり、格納容器内が高圧になると駆動蒸気の排気ができなくなり、RCIC は停止せざるを得なかった。このため、1号機から3号機は原子炉内への注水ができない状態が継続した。その結果、各号機の燃料が露出することとなり、燃料被覆管が損傷、燃料内にあった放射性物質が原子炉圧力容器内に放出されるとともに、燃料被覆管 (ジルコニウム) と軽水 (水蒸気) との化学反応である Zr/水反応により大量の水素が発生した。原子炉圧力容器から放射性物質や水素が蒸気とともに格納容器内へ SRV から放出され、格納容器の内圧が上昇した。格納容器の過圧損傷を防止するために、格納容器ベントを行うことが数回試みられた。その後、1号機と3号機では、格納容器からさらに原子炉建屋へ漏洩した水素による爆轟により、原子炉建屋上部が爆発破壊された。爆轟とは気体の急速な熱膨張で、音速を超える衝撃波を伴いながら燃焼する現象であり、単なる爆発

とは異なり極めて破壊力が大きい。爆轟はドライ空気中の水素濃度が 13%を超えると生じやすいといわれている。一方、水素爆発は水素濃度がドライ空気中 4~75%の範囲であり、着火温度は 572°Cとされている。従来は、水素の爆轟濃度である水素濃度 13%を水素制御装置設置の目安とされ、水素爆発限界下限値である 4%は水素制御装置の設置は必要ないものの水素濃度管理の目安とされている<sup>(2)</sup>。ともかくも、1号機から3号機では崩壊熱除去が為されず炉心溶融が生じ、一部は原子炉压力容器から格納容器底部に至ったとされる。一方、燃料が全て使用済燃料プールへ取り出されていた4号機では使用済燃料の冠水は維持されていたが、3号機の格納容器ベントで原子炉建屋へ放出された水素が、配管を介して4号機の原子炉建屋に流入し、建屋上部で爆轟が発生した。5号機、6号機においては、6号機の非常用ディーゼル発電機が作動していたため、その電力を5号機へ融通することにより炉心への注水を維持することができたが、1号機から3号機においては事故が連鎖的に拡大、環境への放射性物質の拡散という原子力災害に進展してしまった。すなわち、福島事故は原子力発電所の安全確保の要諦である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」のうち、「止める」以外の「冷やす」、「閉じ込める」に完全に失敗したものである。

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。福島事故では、非常時炉心冷却機能も有する残留熱除去系の海水ポンプが津波で冠水したことによって、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い、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。さらに、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タービン駆動ポンプが設置されていたが、このタービン駆動蒸気はPWRにおけるSGからの蒸気で作動するタービン駆動補助給水ポンプの排気蒸気とは異なり、放射性物質を含むため大気排出できず、原子炉格納容器中に排気する構造のため、格納容器が高圧となり、このRCICも停止してしまうという事態に至った<sup>(3)</sup>。

### 3. 原子力発電所の安全確保に関する基本的考え方

原子力発電プラントの安全確保では「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」が重要であり、原子炉の核分裂連鎖反応を停止し(止める)、停止後も崩壊熱が発生するため燃料を冷却し(冷やす)、放射性物質を環境に放出しない(閉じ込める)ことを基本としている。福島事故を例にとって説明する。

原子力発電プラント安全確保としての「止める」は、制御棒を原子炉に投入することで行う。福島事故では、大きな地震加速度検知により制御棒が水圧で挿入され原子炉は安全に停止した。すなわち「止める」は適正に機能した。

次に「冷やす」について述べる。原子炉停止後の崩壊熱は停止後1時間でも運転中出力の100分の1を上回っており、冷却機能が失われれば、燃料棒、燃料集合体を溶融させ、原子炉压力容器に損傷を与え得るレベルにある。原子炉の冷却は常に冷却水を供給し、加温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立する。このため、冷却水を循環させる機能を確保することが決定的に重要である。福島事故では、津波により残留熱除去系の機能喪失により最終ヒートシンクを喪失した。また、地震による外部電源喪失、さらに津波により非常用ディーゼル発電機も停止したことでSBOに至り、全ての冷却機能を喪失した。すなわち、「冷やす」には失敗した。

次に「閉じ込める」について記述する。BWRプラントでは原子炉格納容器が原子炉本体をコンパクトに閉じ込めるドライウェル部と圧力抑制室または圧力抑制プールとで構成されている。事故時にも非常用電源が生きている限りは、格納容器内に冷却水を噴霧、蒸気凝縮により格納容器内圧力を下げることで格納容器の健全性が確保される。福島事故では、原子炉内で発生した水素が、原子炉压力容器から格納容器へ、さらに、原子炉建屋へと漏洩し、1,3号では水素爆轟による原子炉建屋の破壊に至った。すなわち、「閉じ込める」にも失敗した。

一方、原子力の安全確保の基本的な理念に深層防護という考え方がある。深層防護とは、故障・誤動作や誤操作等は極力発生させないとする第一レベル、異常が発生しても事故へは波及・拡大させないとする第二レベル、

さらに事故が発生したとしても事故の影響を緩和する第三レベルの対策をそれぞれあらかじめ設けておくとする考え方である。しかし、米国スリーマイルアイランド2号炉で部分的に炉心が溶融する事故を経験し、旧ソ連チェルノブイリ4号炉で原子炉内放射性物質の環境への大量放出事故を経験したことにより、第三レベルが十分に機能しない場合を考えておく必要性への認識が高まった。国際原子力機関 (IAEA) や西欧原子力規制者会議

(WENRA) による最新の深層防護基準では、第三レベルは炉心溶融等を伴わない設計基準内に事故を抑制することと見直されており、第四レベルとして炉心溶融を伴う SA の拡大を抑制して影響を緩和する機能、更に第五レベルとしてサイト外の周辺環境での放射線の影響を緩和する機能 (住民の避難、食物摂取制限等の防災活動等) も含めて考えられるようになってきている<sup>(4)</sup>。福島事故以前の我が国においては、この第四レベル以降の考え方が欠如していたとされる。

以上の基本概念は、PWR, BWR によらず原子力発電プラント全てに対して共通である。このような深層防護の変遷を受けて、福島事故以降の SA に対する安全確保の基本的考え方を示したのが Fig.1 である。Fig.1 に示した SA に対する安全確保について述べる。まず、設計想定事象に対する対策フェーズとしては、原子炉停止系の自動作動、および、ECCS による原子炉冷却が、次に設計想定事象以上の SA による炉心損傷からの防止対策フェーズとしては、原子炉停止系の多重化、代替低圧ポンプの設置 (SBO 発生時に対しても代替交流電源設備から電気を供給) および消防車による注水手段 (可搬型) 整備、大容量ポンプ車による海を最終ヒートシンクとする手段、さらに格納容器ベントによる大気を最終ヒートシンクとして確保する手段が、最後に格納容器損傷防止対策フェーズとしては、たとえ炉心損傷が生じたとしても格納容器の健全性を確保し、放射性物質の格納容器外部への放出を防止する手段としてフィルタードベント設備の設置が要請される。

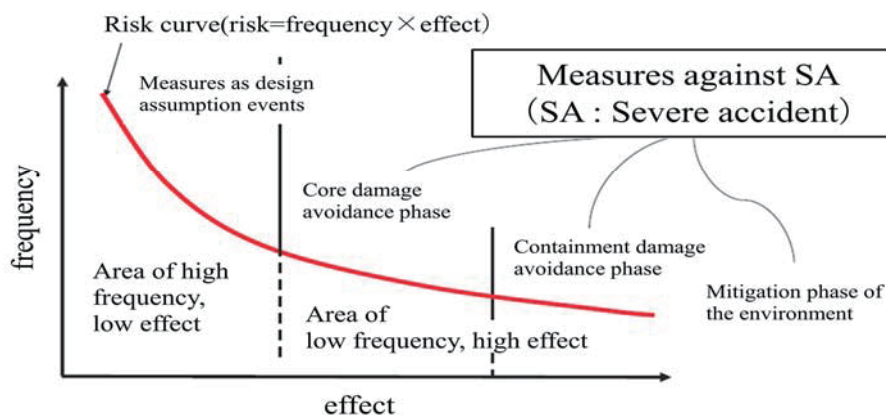


Fig.1 Basic concept of security against SA <sup>(5)</sup>

## 4. シミュレーション実験

### 4.1 シミュレータ概要 <sup>(6)</sup>

今回のシミュレーション実験に用いたシミュレータは、“PCTTRAN”という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SAを含む異常/事故発生時でのプラント動特性をシミュレーションできる。BWRプラントとしてはGE設計の電気出力1,040MW、熱出力3,320MW、BWR-5型MARK II型格納容器タイプの典型的なプラントモデルである。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が、米国内実プラント設計検証用コードを援用したパラメータチューニングにより、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。

Fig.2にシミュレータ“PCTTRAN”のBWR版GUI (Graphic User Interface)を示した。Fig.2に示したプラントのMIMIC画面中央が原子炉圧力容器 (RV : Reactor Vessel) であり、画面右サイドにはタービン系が配置されて

いる。左側サイドには RHR, 低圧スプレー系 (LPCS : Low Pressure Core Spray system) が, 右側サイドには高圧スプレー系 (HPCS : High Pressure Core Spray system), RCIC といった ECCS 設備などが配置されている。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が可能となっている。

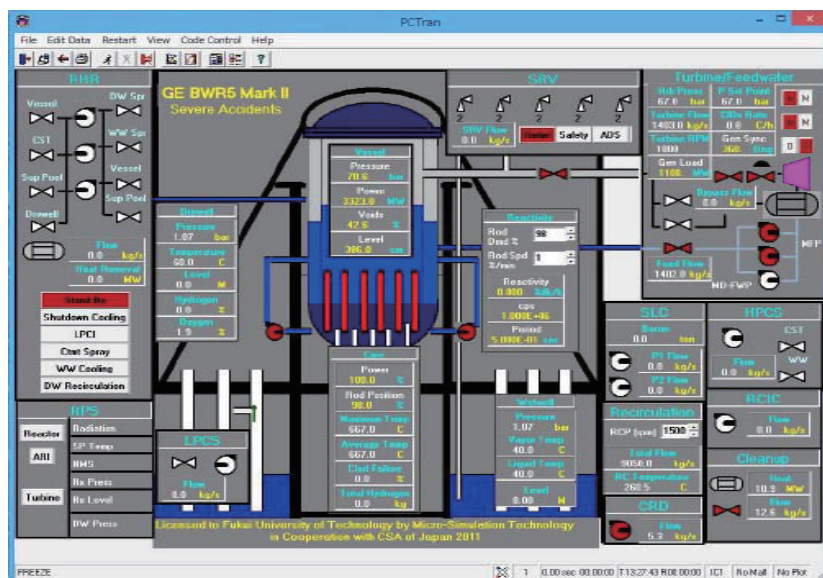


Fig.2 GUI of PCTran—BWR

## 4.2 実験方法

今回のシミュレーション実験では, 下記の実験 1, 2 を実施した。

なお, 事故発生後 RCIC は作動している場合と, 作動していない場合についても評価した。というのも, 原子力規制委員会へ提出されている電力会社の報告書<sup>(6)</sup>では, BWR 炉心損傷防止に係る基本戦略として, SBO 状態になったとしても頑健性の高い RCIC と SRV により原子炉隔離時冷却を確立, 代替注水と格納容器ベントにより安定的冷却状態にと謳っていることから, 作動が前提とされている RCIC がもし作動しなかった場合という最悪シナリオについても取り上げることとした。なお, RCIC は異常/事故などが発生し, 主蒸気隔離弁閉により原子炉が隔離, 主復水器が使用できなくなった場合に, RHR と連携運転し, 原子炉からの蒸気でタービン駆動ポンプを作動させ, 復水貯蔵タンクから原子炉へ注水し, 燃料崩壊熱を除熱するためのものである。ポンプ流量は高圧注水系の 1/10 程度と比較的小容量である。また, タービン排気蒸気は大気放出できないため, 格納容器内に排出せざるを得ず, 格納容器内圧力が上昇するため長時間の運転は出来ない。

また, 原子力規制委員会へ提出された別の電力会社の評価検討書<sup>(7)</sup>に記載されている, 事故発生後の状況判断に 10 分, 代替電源確保に 20 分, 代替水源確保と注水開始に 30 分という値を援用し, SA 発生後の状況判断と同時に代替注水準備を開始し, SA 発生から 30 分後に炉心への注水が実施された場合での原子炉プラント挙動についても併せて評価検討した。

### 4.2.1 実験 1 ; 給水系配管 LOCA+ECCS 注水失敗

シミュレータによりプラントを定格運転で一定時間通常運転させた後, 原子炉格納容器内側の給水配管で LOCA が発生したが, ECCS 注水に失敗した SA を想定する。ECCS 注水失敗は, シミュレータ上の RHR, HPCS, LPCS が作動しなかったとし, SA 発生後の原子炉プラント挙動についての実験を行う。

まず, LOCA 面積を 300, 500, 1000, 2000cm<sup>2</sup> と変化させ, LOCA 発生から燃料損傷開始の目安である燃料温度上昇開始までの時間と LOCA 面積との関係の評価する。なお, この時, RCIC が作動している場合と作動していない場合についても比較評価する。

次に、中 LOCA として LOCA 面積が  $500\text{cm}^2$  の場合と、大 LOCA として LOCA 面積  $2000\text{cm}^2$  の場合において、LOCA 発生から 30 分での代替注水が実施された時の原子炉プラント挙動について検討する。なお、この時、両者ともより条件の厳しい RCIC が作動していない場合について評価した。

#### 4.2.2 実験 2 ; SBO+SRV 開固着

シミュレータによりプラントを定格運転で一定時間通常運転させた後、大規模地震により外部電源喪出に加えて、例えば、建屋の倒壊等による建屋内の燃料貯蔵タンク破壊などにより非常用発電機機能を失い SBO となり、さらに SBO 直後にタービン蒸気加減弁の急速閉と同時に主蒸気隔離弁 (MSIV: Main Steam Isolation Valve) が閉止することで原子炉内圧力が上昇、SRV が開き減圧をしたが、その後圧力低で SRV が再閉すべきところ再閉せず開固着してしまったと想定<sup>(8)</sup>した実験を行った。

なお、何れの場合もより厳しい条件として RCIC は作動していないとした。

### 4.3 実験結果

#### 4.3.1 実験 1 ; 給水系配管 LOCA+ECCS 注水失敗

まず、LOCA 面積と LOCA 発生から燃料損傷開始の目安である燃料温度上昇開始までの時間との関係についての実験結果について述べる。なお、以下ここでの燃料温度、燃料被覆管温度は各々中心温度を示している。

原子炉格納容器内側の給水配管で破断面積  $300\text{cm}^2$  の LOCA について、RCIC が作動しなかった場合の燃料、燃料被覆管温度の時間変化を Fig.3 に、RCIC が作動していた場合を Fig.4 に各々示した。Fig.3 に示した RCIC 作動なしの場合は LOCA 発生からの燃料温度上昇開始までの時間は約 800 秒と得られ、一方、Fig.4 に示す RCIC 作動ありの場合は約 2500 秒と大きく 3 倍以上に時間が伸びていることがわかる。LOCA 面積  $300\text{cm}^2$  に対しては、RCIC 作動の効果は炉心冷却に大きく貢献していることがわかる。

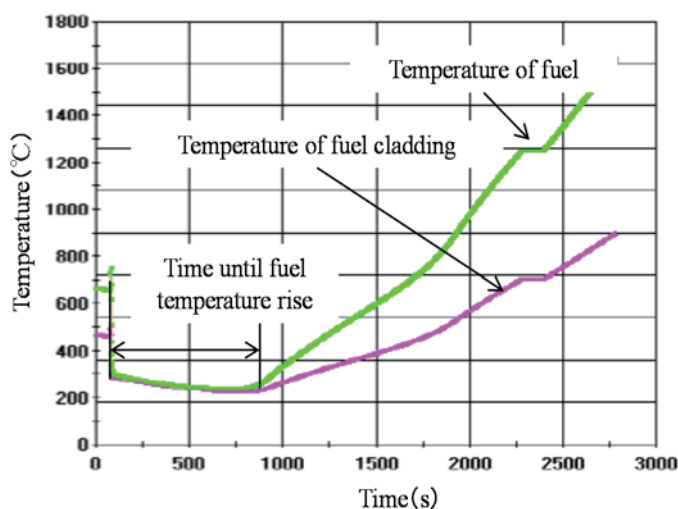


Fig.3 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of  $300\text{cm}^2$  without RCIC

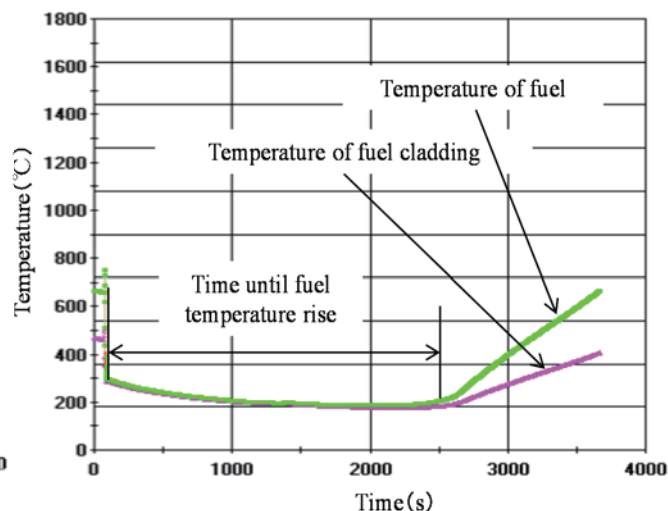


Fig.4 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of  $300\text{cm}^2$  with RCIC

次に、LOCA 面積  $1000\text{cm}^2$  での RCIC 作動なしの場合の LOCA 発生後の燃料温度を Fig.5 に、RCIC 作動ありの場合を Fig.6 に示した。Fig.5 に示した RCIC 作動していない場合の LOCA 発生から燃料温度上昇開始までの時間は約 370 秒であるのに対し、Fig.6 に示した RCIC 作動ありの場合は約 530 秒と長く、RCIC 作動の効果は見られるものの、LOCA 面積  $300\text{cm}^2$  に比べると RCIC 作動の効果は僅かなものであった。

その他、LOCA 面積  $500$ ,  $2000\text{cm}^2$  についての RCIC 作動なし、ありの場合での LOCA 発生から燃料温度上昇までの時間の結果を含めて、まとめたのが Table1 である。Table1 には示さなかったが、LOCA 面積  $100\text{cm}^2$  に対する実験結果からは、RCIC 作動ありの場合で LOCA 発生から 10000 秒経過しても燃料温度上昇は見られず、

一方、RCIC 作動なしの場合では LOCA 発生から約 1600 秒で燃料温度上昇が見られた。すなわち、LOCA 面積が小さいほど RCIC の作動の有無が事故進展に対して極めて大きな意味を持つことが示された。

また、Table1 の結果は LOCA 面積が大きいほど、給水配管 LOCA 部から漏れ出す給水突沸蒸気の量が多く、炉内圧力は大きく減少、この炉内圧力低下が炉内飽和温度の低下を引き起こし、蒸発量の増加、LOCA 部からの突沸蒸気の漏洩、そして、さらなる炉内圧力低下、飽和温度の低下へと繋がり、炉心水位の大きな低下の結果、燃料温度上昇開始までの時間が短くなったものである。また、面積 1000cm<sup>2</sup> 以上の場合、炉内圧力は一気に急激に減少するため、炉内水位低下の様相にほとんど差異はなく、燃料温度上昇開始までの時間にあまり差異が認められない結果となった。このことは、各 LOCA 面積に対する炉内圧力、炉内水位時間変化からも確認できた。

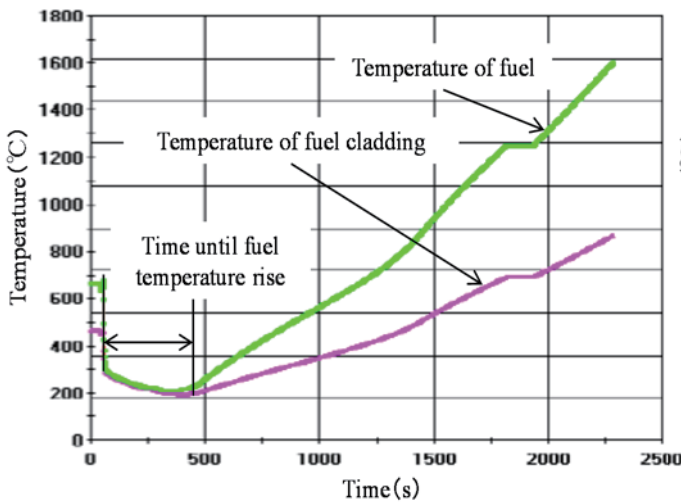


Fig.5 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 1000cm<sup>2</sup> without RCIC

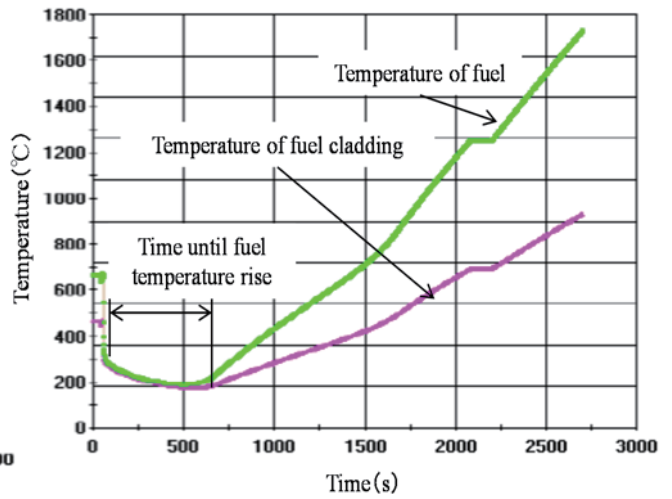


Fig.6 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 1000cm<sup>2</sup> with RCIC

Table1 Relationship between LOCA area and time until fuel temperature rise

Area(cm <sup>2</sup> )	300	500	1000	2000
Time without RCIC (s)	800	560	370	290
Time with RCIC (s)	2500	1100	530	340

次に、中 LOCA として LOCA 面積 500cm<sup>2</sup> を、大 LOCA として LOCA 面積 2000cm<sup>2</sup> を各々取り上げ、LOCA 発生から 30 分 (1800 秒) 後に代替水源、電源確保により、炉内への注水が可能となったとした場合の事故進展様相について述べる。ただし、何れの場合もより厳しい条件として RCIC は作動しなかったとしている。

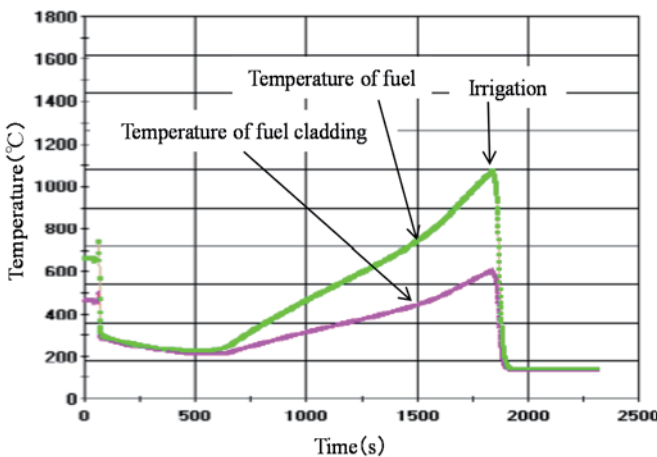


Fig.7 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 500cm<sup>2</sup>

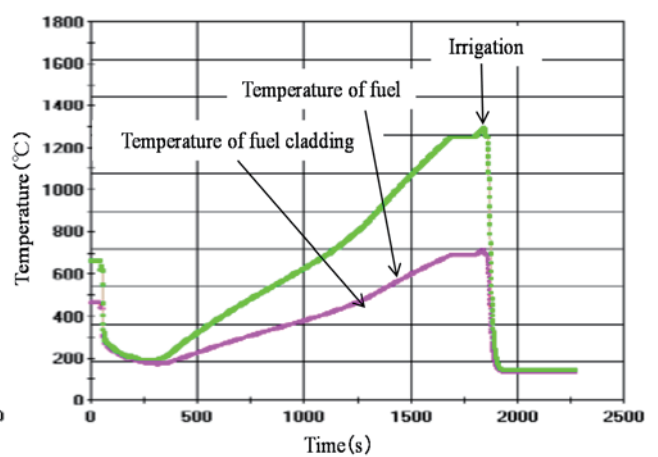


Fig.8 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 2000cm<sup>2</sup>

Fig.7にLOCA面積500cm<sup>2</sup>でのLOCA発生からの燃料、燃料被覆管温度の時間変化を、Fig.8にLOCA面積2000cm<sup>2</sup>について各々示した。Fig.7, Fig.8からわかるように、LOCA発生から30分後の代替注水により、燃料、燃料被覆管温度ともに急激に冷却され、その後冷却が安定に維持されていることが分かる。

また、Fig.5, Fig.6からは燃料温度1250℃付近、燃料被覆管温度700℃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、1100~1200℃で燃料物質である二酸化ウランと燃料被覆管材料であるジルカロイとの間でUO<sub>2</sub>/ジルカロイ反応による液相Uの形成が為され、燃料被覆管温度と燃料温度上昇がこのUO<sub>2</sub>/ジルカロイ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。さらには、温度827℃に至ると制御棒材料であるAg-In-Cdが溶融し始め、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UO<sub>2</sub>の溶融へと至るといのが温度上昇に伴う事象進展の様相である<sup>(9)</sup>。

Fig.9, Fig.10にLOCA面積2000cm<sup>2</sup>の場合の炉内圧力と炉内水位の変化を各々示した。Fig.9からは、LOCA発生後急激に炉内圧力は減少していき、それに伴い炉内冷却材飽和温度が急激に低下、発生した蒸気のLOCA部からの漏洩という一連の状態推移により、Fig.10に示すようにLOCA発生後100~200秒後には燃料集合体頂部まで水位が下がり、約1800秒後には燃料集合体が完全に露出していることが分かる。しかし1800秒後に代替注水できたことで水位は急速に回復、速やかに正常水位まで戻っていることが分かる。また、注水時の炉内圧力は約4kg/cm<sup>2</sup>程度であり、注水ポンプの吐出圧もこの程度のもので十分であることがわかる。

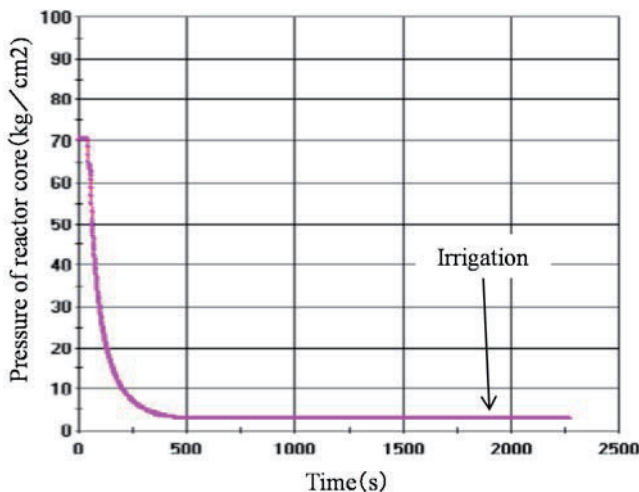


Fig.9 Time variation of the Pressure of reactor core from the occurrence of LOCA of 2000cm<sup>2</sup>

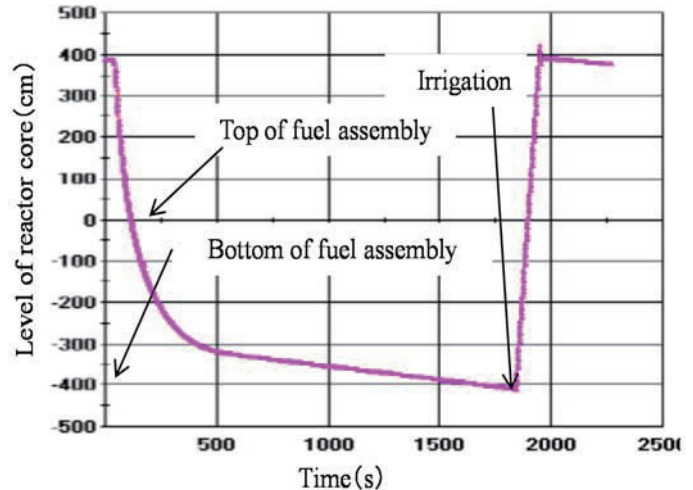


Fig.10 Time variation of the level of reactor core from the occurrence of LOCA of 2000cm<sup>2</sup>

さらに、Fig.11, Fig.12に格納容器内圧力、格納容器内水素濃度を示した。Fig.11に示した格納容器内圧力は

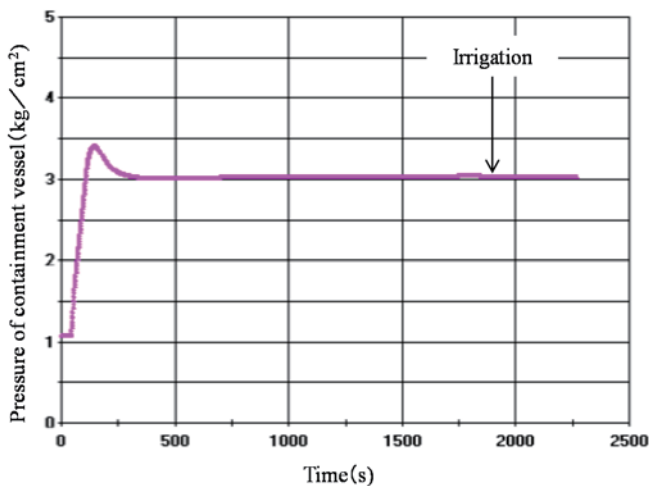


Fig.11 Time variation of the pressure of containment vessel from the occurrence of LOCA of 2000cm<sup>2</sup>

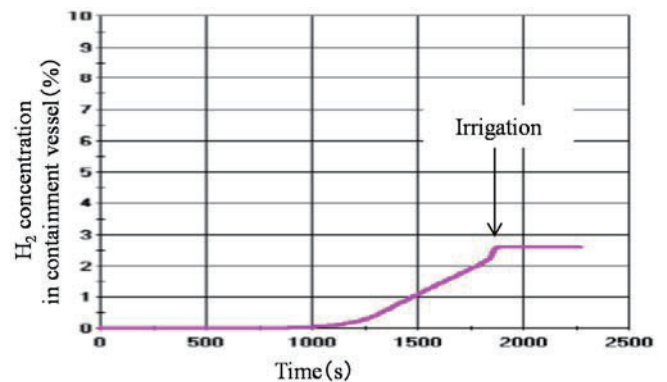


Fig.12 Time variation of the H<sub>2</sub> concentration in containment vessel from the occurrence of LOCA of 2000cm<sup>2</sup>



LOCA発生から約100秒で設計圧力3kg/cm<sup>2</sup>を一瞬超えてはいるが、その後は3kg/cm<sup>2</sup>に収まっていることがわかる。これは、3kg/cm<sup>2</sup>を超えてすぐにドライウェルから圧力抑制プールへ蒸気を導き凝縮させることで圧力上昇が抑制されたためである。一方、Fig12に示した格納容器内水素濃度も約2.5%強ではあるが、水素爆轟限界下限値である13%はもちろん水素爆発限界下限値の4%をも下回っていることから、格納容器の健全性は十分確保されていることが示された。因みにこの時の燃料被覆管損傷割合は約1.7%程度と僅かなものであった。

#### 4.3.2 実験2；SBO+SRV開固着

SBOのみでSRV開固着が生じなかった場合の燃料、燃料被覆管温度の時間変化をFig.13に、SBOとSRV開固着してしまった場合の燃料、燃料被覆管温度の時間変化をFig.14に示した。

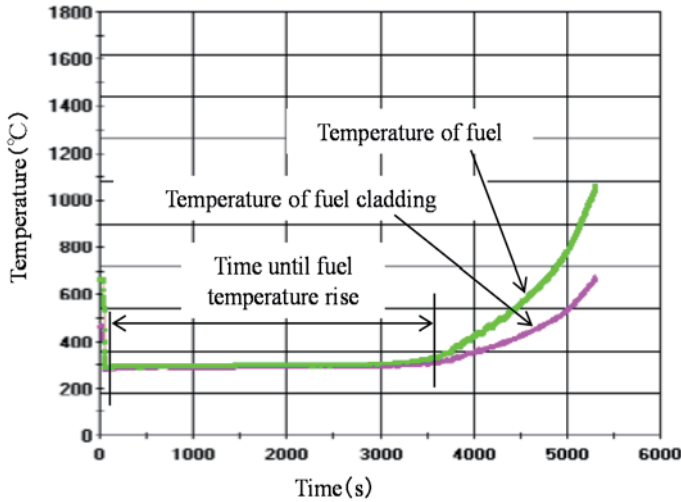


Fig.13 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of only SBO

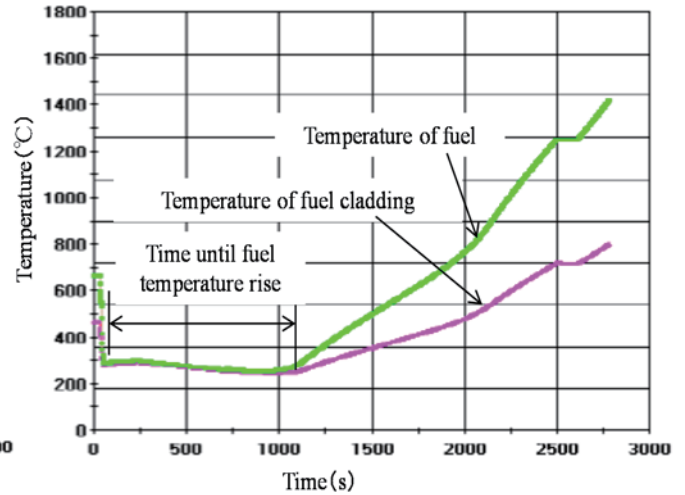


Fig.14 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of SBO and reclosed-failure of SRV

Fig.13に示したSRV開固着が生じなかった場合は、LOCA発生から燃料温度上昇開始までの時間は約3500秒と得られたが、Fig.14に示すようにSRV開固着が生じた場合は約1200秒と燃料温度上昇までが約2300秒も大きく短縮されてしまうことが分かった。この理由についてFig.15、Fig.16に示す両者の炉内水位の時間変化から説明する。すなわち、Fig.15に示したSBOが生じたとしてもSRVが炉内圧力に応じて開閉、崩壊熱により発生する蒸気を放出しながら圧力を一定に保っていることから、飽和温度低下から免れ、炉内水位減少は極めて緩慢であるのに対して、Fig.16に示したSRV開固着の場合は炉内圧力の急激な低下による飽和温度の低下、SRVからの沸騰蒸気の放出の繰り返しにより、加速度的に炉内水位が低下、短時間で燃料温度上昇をもたらした。

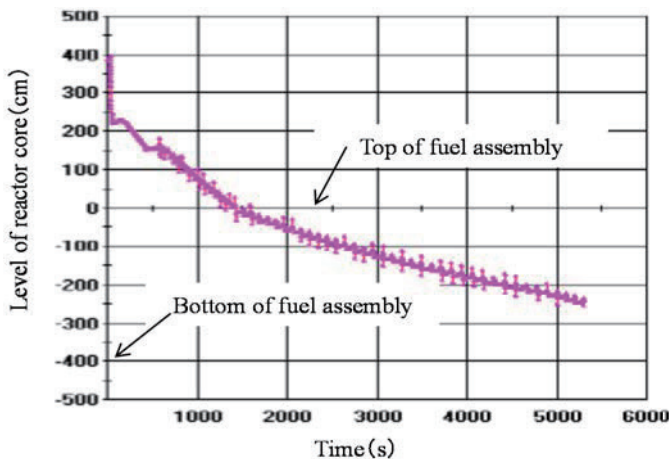


Fig.15 Time variation of the level of reactor core from the occurrence of only SBO and reclosed failure of SRV

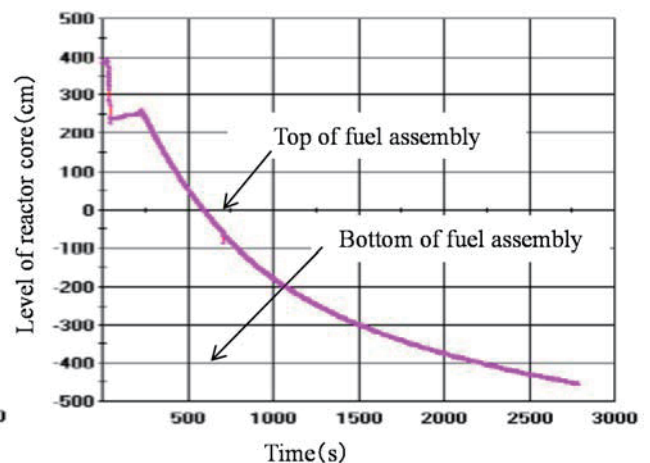


Fig.16 Time variation of the level of reactor core from the occurrence of SBO and reclosed failure of SRV

また, Fig.17, Fig.18 に SBO と SRV 開固着が生じた場合の燃料被覆管損傷割合と格納容器内水素濃度を各々示した。

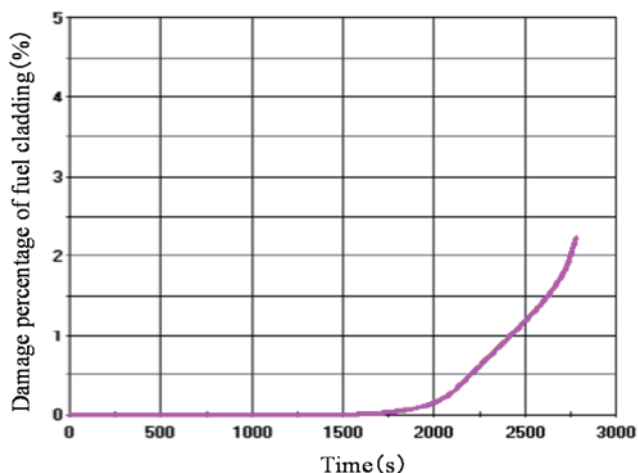


Fig.17 Time variation of the fuel cladding failure ratio from the occurrence of SBO and reclosed failure of the SRV

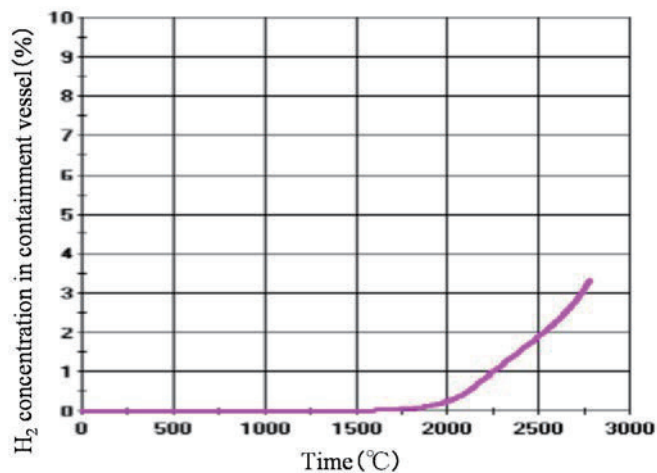


Fig.18 Time variation of the H<sub>2</sub> concentration in containment vessel from the occurrence of SBO and reclosed failure of SRV

Fig.17, Fig.18 に示すように SBO 発生と同時に SRV 開固着が生じた場合には, 事故発生後約 2800 秒程度で燃料被覆管損傷割合が約 2.5%に, 格納容器内水素濃度が約 3.2%程度に上昇してはいるが, 未だ小さな炉心損傷にとどまっていることも示されている。

次に, SBO 事故発生後, 30 分で代替注水が実施された場合の燃料, 燃料被覆管温度の時間変化を Fig.19 に示した。Fig.19 に示されるように SBO 発生後 30 分の代替注水による炉内水位の急激な回復により, 燃料温度は急激に低下し, その後は安定に冷却が維持されていることが分かる。さらに, 燃料被覆管損傷割合, 格納容器内水素濃度も Fig.17, Fig.18 の SBO 発生から 30 分 (1800 秒) での値で収まることから, ほとんど無視できるレベルの損傷割合であり, 水素濃度であることが分かる。

ところで, SRV は主蒸気系の格納容器内配管部に複数本, 1100MWe 出力レベルの BWR プラントで 16 本設置され, 主蒸気配管側入口外径 150A の炭素鋼から成るバルブ<sup>(10)</sup>である。すなわち, SRV の再開失敗, 開固着とは言い換えれば格納容器内主蒸気系配管に LOCA が生じたともいえる事態である。主蒸気配管 LOCA と異なる点は, LOCA の場合は炉内からの漏洩蒸気が格納容器内に放出され, 格納容器内圧力を増加させるのに対して, SRV 開固着の場合には炉内からの漏洩蒸気は格納容器内に放出されるのではなく, 格納容器内下部に設置されている圧力抑制プールに導かれ, 凝縮されることから格納容器内圧力を増加させることはない。

そこで, SRV 開固着と主蒸気系配管 LOCA との事象を比較してみることにした。SRV の主蒸気配管側入口外径 150A であるが, 圧力配管用炭素鋼鋼管 (シームレス配管: STPG) 150Asch60 とした場合, 概ね内半径が 7.5cm であるから断面積を約 180cm<sup>2</sup> と見做し, SBO 発生とともに主蒸気系配管に LOCA 面積 180cm<sup>2</sup> の LOCA

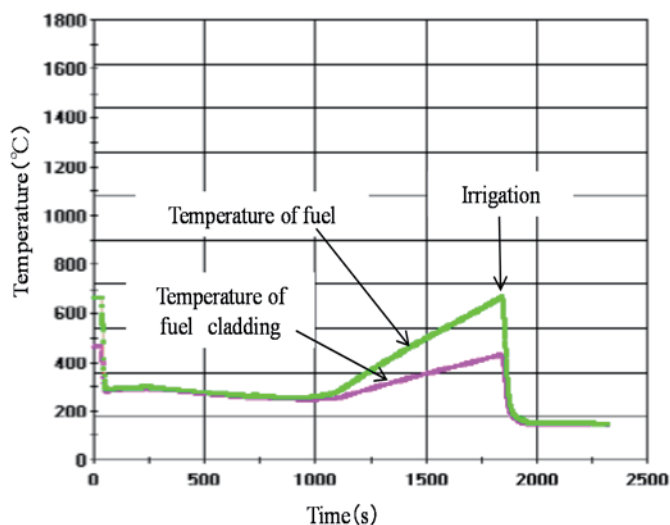


Fig.19 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of SBO and reclosed failure of SRV with irrigation of 30min. after SBO

が発生したとした事故のシミュレーション実験と比較した。Fig.20 に SBO 発生と同時に LOCA が発生してからの燃料、燃料被覆管温度の時間変化を示した。また、Fig.21 には、この時の炉内水位変化も示した。

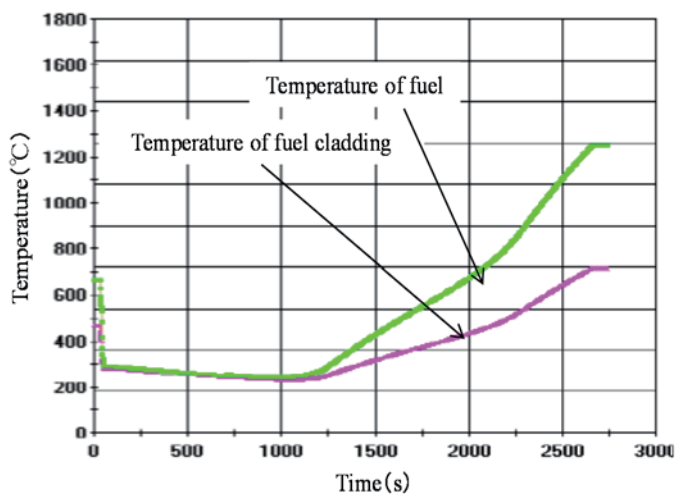


Fig.20 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of SBO and LOCA of 180cm<sup>2</sup>

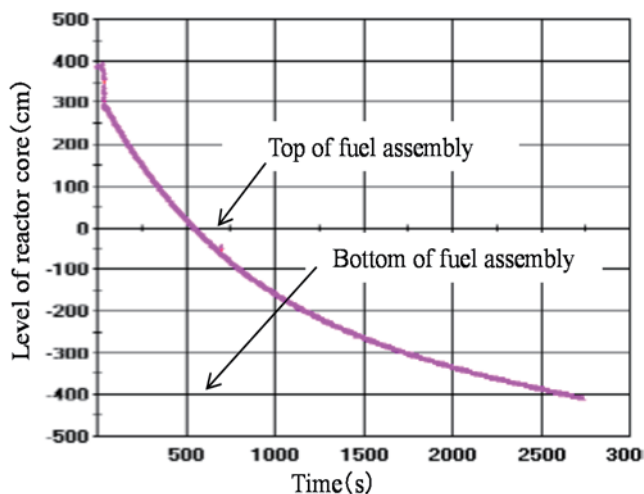


Fig.21 Time variation of the level of reactor core from the occurrence of SBO and LOCA of 180cm<sup>2</sup>

SBO 発生とともに主蒸気系配管に面積 180cm<sup>2</sup> の LOCA が発生した時の燃料、燃料被覆管温度の時間変化を示した Fig.20 と炉内水位の時間変化を示した Fig.21 と、Fig.14、Fig.16 に各々示した SBO 発生とそれに伴う SRV 開固着での燃料、燃料被覆管温度の時間変化と炉内水位の時間変化とは極めて良い対応を示していることが分かる。Fig.21 と Fig.16 とで、特に 250 秒あたりまでの様相が若干異なるのは、SBO 発生から炉内圧力上昇による SRV の開作動までの時間遅れによるものであり、SRV 開固着後の炉内水位の低下速度は両者ほぼ同じであることが分かる。さらに、Fig.22 に SBO 発生と SRV 開固着の場合での炉内からの SRV を介した漏洩蒸気流量を、Fig.23 には SBO 発生と主蒸気配管での面積 180cm<sup>2</sup> の LOCA が発生した場合の破断部からの漏洩蒸気流量の時間変化を各々示した。

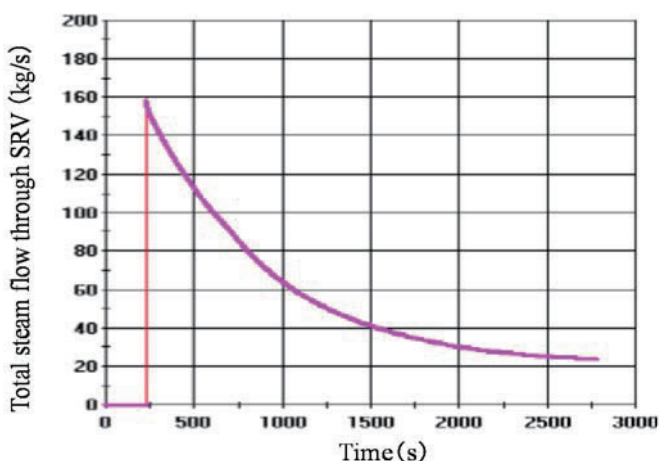


Fig.22 Time variation of the total stem flow through the SRV from the occurrence of SBO and reclosed failure of SRV

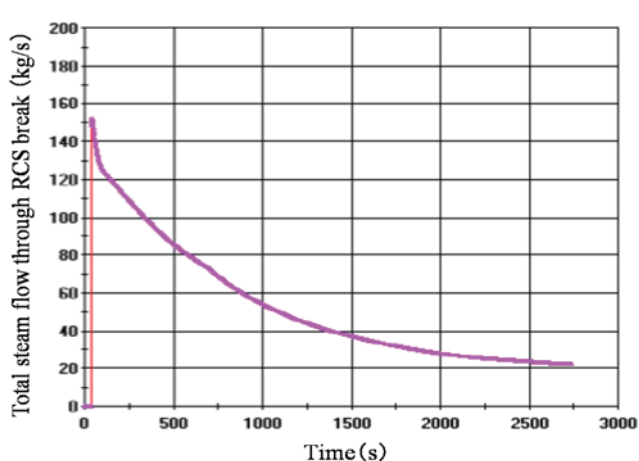


Fig.23 Time variation of the total stem flow through the RCS break from the occurrence of SBO and LOCA Of 180cm<sup>2</sup>

Fig.22、Fig.23 から炉内からの SRV を介した漏洩蒸気流量と面積 180cm<sup>2</sup> の LOCA 破断面からの漏洩蒸気流量の絶対値、また、その時間変化の様相も極めて良い一致を示していることが分かる。

これらのことから、SRV 開固着事象は SRV の主蒸気配管側入口断面積に相当する面積の主蒸気系配管 LOCA 事象と見做すことができることが改めて確認できた。

## 5. 結 言

今回、BWR 主給水系配管に LOCA が発生したにも拘わらず ECCS 注入に失敗するという SA、および、SBO 発生とともに生じる炉内圧力変動に呼応して開閉することで炉内圧力を一定に保つために作動した SRV の再開失敗、すなわち開固着という SA に対するシミュレータ実験を実施し、以下の結論を得た。

主給水系 LOCA のシミュレーション実験からは、LOCA 面積と燃料損傷の目安としての LOCA 発生から燃料温度上昇開始までの時間の関係は、LOCA 面積が大きくなるにつれて概ね指数関数的に減少していくことが示された。また、この燃料温度上昇までの時間に関して、RCIC が作動している効果は LOCA 面積が 500cm<sup>2</sup> 未満の中、小 LOCA に対しては極めて大きいことが改めて示された。また、LOCA 面積 2000cm<sup>2</sup> という大 LOCA が発生、しかも RCIC が作動しないという極めて厳しい条件に対しても、LOCA 発生から 30 分後に炉内への代替注水が実施されれば、燃料被覆管損傷割合も約 1.7% と僅かなものであり、また、Zr/水（水蒸気）反応による水素の格納容器内濃度も約 2.5% とドライ空気に対する水素爆轟限界下限値 13% はもちろん爆発限界下限値 4% をも超えるものではなかった。また、格納容器内圧力も概ね設計圧力である 3kg/cm<sup>2</sup> 程度と格納容器の健全性も確保されることが併せて示された。

一方、SBO 発生とともに SRV 開固着が生じた事故に対しては、炉内圧力を一定保つために開閉が繰り返されることで炉内圧力を一定保ち、炉内飽和温度低下を緩和することで炉内水位の低下を抑止するという SRV の重要な機能が失われることで、SRV が健全な場合に比べて事故が急速に進展していくことが示された。しかし、SBO 発生から 30 分後の代替注水実施により、被覆管損傷も免れ格納容器内水素濃度も無視できるレベルで事故が収束されることも示された。また、SRV 開固着事象は、SRV が設置されている主蒸気系配管側入口断面積に相当する面積 180cm<sup>2</sup> の主蒸気系配管 LOCA の場合に対する事故進展様相のシミュレーション結果と極めて良い一致を示すことが示され、SRV 開固着事故は主蒸気系配管の小 LOCA 事故と見做した評価が可能であることも併せて示された。

## 文 献

- (1) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会編，政府事故調 最終報告書，(2012)
- (2) (財) 原子力安全研究会，次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン（抜粋），格納容器設計基準調査専門委員会報告書 1999 年 4 月，(1999)
- (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, p.8 ～p.17 (2013)
- (4) 原子力安全委員会，“発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策－多重防護の考え方について－”，平成 24 年 9 月 10 日，(2012)
- (5) 東北電力，中部電力，北陸電力，中国電力，日本原子力発電，電源開発，日立 GE ニュークリア・エナジー，東芝，“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（BWR）”，原子力規制委員会提出資料 2，第 10 回会合提出事業者提出資料別紙－3 (2013)
- (6) 尾崎，上光，堂後，“シビアアクシデント発生時における BWR プラント挙動の基礎的研究（1）－（主蒸気系／再循環系 LOCA+ECCS 失敗）事故－”，福井工業大学研究紀要 45 号，p.304～315，2015
- (7) 関西電力，重大事故対策有効性評価，成立性確認，原子力規制委員会提出資料 2-2，平成 25 年 5 月 2 日，(2013)
- (8) 東北電，東電，中部電，中国電，“重大事故等対策のシビアアクシデント解析コードについて”，原子力規制委員会提出資料 2-1，平成 27 年 6 月，(2015)
- (9) 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，p.403 (1998)
- (10) 原子力安全研究協会，“軽水炉発電所のあらし”，実務テキストシリーズ No.1，平成 20 年 9 月，(2008)

(平成 28 年 3 月 31 日受理)