

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 —

尾崎 禎彦^{*1}, 上光 伸吾^{*1}, 堂後 光史^{*1}

Basic Study on BWR Plant Behavior under the Condition of Severe Accident (1)

Yoshihiko OZAKI^{*1}, Shingo JYOHKO^{*1} and Hirofumi DOHGO^{*1}^{*1} 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 severe accident that LOCA occurs but ECCS fails the water irrigation into the reactor core. The simulation experiments were carried out for the cases that LOCA has occurred in the main steam piping or in the recirculation piping, respectively. 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 LOCA area of up to 100cm² for both type LOCA. In the case of main steam system LOCA, the core water level suddenly decreased for large LOCA of 2000cm² area, however, if the irrigation into the reactor core was carried out 30min after LOCA occurrence, the core had little damage. In addition, the H₂ concentration in the containment vessel did not exceed both limits of H₂ explosion nor detonation. The pressure of the containment vessel was around 3kg/cm² of design value, so the soundness of the containment vessel was confirmed. On the other hand, for the recirculation system LOCA of 2000cm² area, a drop of the core water level was extremely in comparison with main steam system LOCA, and the fuel assemblies were completely exposed during up to 30min. to the irrigation from approximately 100sec. after LOCA occurrence. Therefore, the fuel temperature during the irrigation had reached approximately 1900°C. Thus, the fuel cladding were damaged approximately less than 10%, and H₂ concentration in the containment vessel was approximately 9% which did not exceed H₂ detonation limit of 13% but exceeded H₂ explosion limit of 4%. However, the containment vessel internal pressure was settled around design pressure value of containment vessel. As the results, some core damage could not be avoided, but soundness of the containment vessel, which should take the role of "confine", was found to be secured.

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、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、2012年9月には3条委員会としてより独立性の高い原子力規制委員会が設立され、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為されている。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安全性評価や規制の在り方を巡る議論である。しかし、未だ我が国の中長期的エネルギー政策に対する国としての方針は示されていないのが現状である。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、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、増大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。一方、今

* 原稿受付 2015年2月19日

^{*1} 原子力技術応用工学科

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

後、大いに普及させようという太陽光発電、風力発電に、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云わざるを得ない。さらには現在、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。原子力規制委員会からは、福島事故を受けて原子力発電所に対する安全基準の見直しを経て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対する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、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 を対象に主蒸気系で 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) による注水失敗という SA と、再循環系で LOCA が発生したにも拘らず ECCS による注水失敗という 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、LOCA としては、ポンプシール漏れなどに相当する小 LOCA と大規模な配管破断に相当する大 LOCA を対象としている。また、全ての事故について、事故発生後に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実験も実施した。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⁽¹⁾

2011 年 3 月 11 日、福島第一原子力発電所では 1 号機から 3 号機が運転中であつたが、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、全交流電源喪失 (SBO : Station Black Out) 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ていった。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 号機には原子炉隔離時冷却系 (RCIC : ReaCtor Core Isolation Cooling system) 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事態が一定時間継続した。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、燃料内にあつ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主蒸気安全逃がし弁から放出され、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气中 4~75%の範囲であり、着火温度は 572℃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⁽²⁾。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、建屋上部で爆発が発生した。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⁽³⁾。

3. 原子力発電所の安全確保の基本と福島事故を受けての SA に対する考え方

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。

原子力発電プラント安全確保としての「止める」は、通常、中性子吸収材である制御棒を原子炉に投入することで行う。BWR では炉心上部に、タービンに送る蒸気から湿分を除去するための構造物が設置されているため、制御棒を原子炉底部から上向きに挿入する方式をとっており、緊急停止時の上向きの駆動力は水圧で与えられる。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、残留熱除去系の海水循環ポンプのモータが津波で冠水、機能喪失し、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冠水、停止したことで SBO に至り、冷却水循環のための全ての電動ポンプ駆動源を喪失した。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。LOCA 発生時に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し、蒸気の凝縮を促進して圧力を下げる格納容器スプレイ設備が設けられている。福島事故では、原子炉内で Zr/水反応による発生水素が、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⁽⁴⁾。

以上に述べたような基本概念は、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。福島事故の外部調査報告⁽¹⁾では、上記の第四レベルを含む、SA 発生防止, SA 影響の抑制のためのアクシデントマネジメント (AM : Accident Management) 対策が、我が国では電気事業者による自主的活動と位置づけられ、政府の規制を受ける対象になっていなかったこと、第五レベルに当たる防災対策が十分機能する形に整備されていなかったことが事故原因の一つとして挙げられている。

このような深層防護の変遷を受けて、特に福島事故以降の 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 (Emergency Core Cooling System) 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。

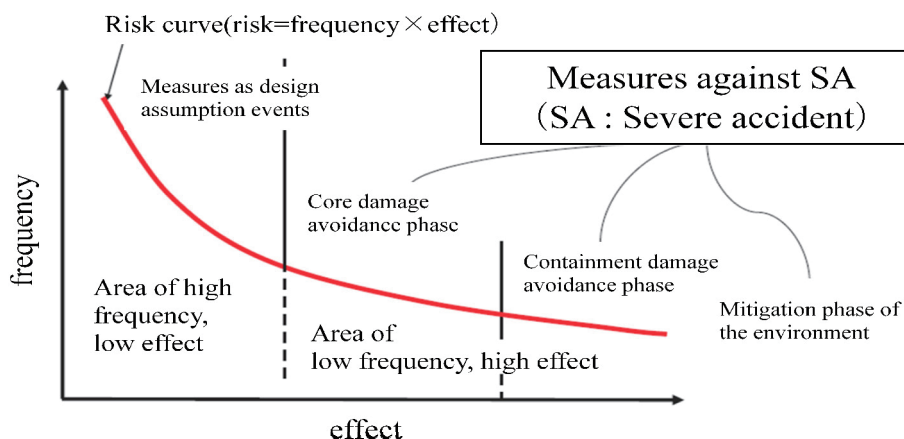


Fig.1 Basic concept of security against SA ⁽⁵⁾

4. シミュレーション実験

4.1 シミュレータ概要

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、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。

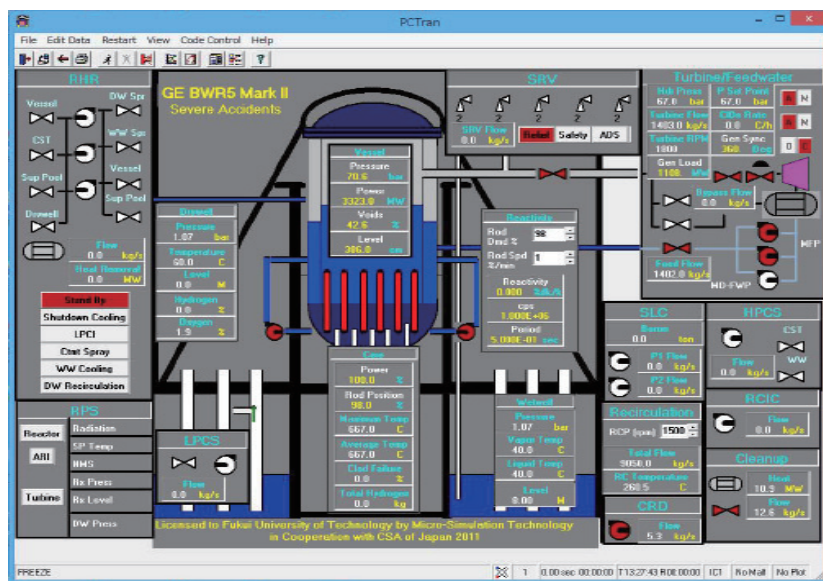


Fig.2 GUI of PCTran-BWR

Fig.2 にシミュレータ “PCTran” の BWR 版 GUI (Graphic User Interface) を示した。Fig.2 に示すプラントの 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。

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比較した。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⁵⁾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 と主蒸気逃し安全弁 (SRV : Safety Relief Valve) 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にした。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⁶⁾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 ; 主蒸気系配管 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主蒸気配管で 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 100, 500, 1000, 2000cm² 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をする。この時、RCIC が作動している場合と作動していない場合とで時間に差異があるか否かを検討する。

次に、LOCA 面積 1000, 2000cm² という大 LOCA を対象に RCIC 作動の条件の下で、LOCA 発生から 30 分での注水が行われた時の原子炉プラント挙動について検討する。

4.2.2 実験 2 ; 再循環系配管 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、再循環系配管で LOCA が発生したが、ECCS 注水に失敗した SA を想定し、SA 発生後の原子炉プラント挙動についての実験を行う。ECCS 注水失敗条件は実験 1 と同様である

まず、LOCA 面積 25, 50, 100, 500, 1000, 1500, 2000cm² と変化させ、実験 1 と同様に LOCA 発生から燃料温度上昇開始までの時間と LOCA 面積の関係について評価する。この時、実験 1 と同様に RCIC 作動の有無による差異についても検討する。

次に、LOCA 面積 200, 1000, 2000cm² という中、大 LOCA を対象に RCIC 作動の条件の下で、LOCA 発生から 30 分での注水が行われた時の原子炉プラント挙動について検討する。

4.3 実験結果

4.3.1 実験 1 ; 主蒸気系配管 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主蒸気配管で破断面積 100cm² 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 1580 秒と得られ、一方、Fig.4 に示す RCIC 作動ありの場合は約 17500 秒と大きく 10 倍以上に時間が延びていることがわかる。LOCA 面積 100cm² に対しては、RCIC 作動の効果が炉心冷却に大きく貢献していることがわかる。

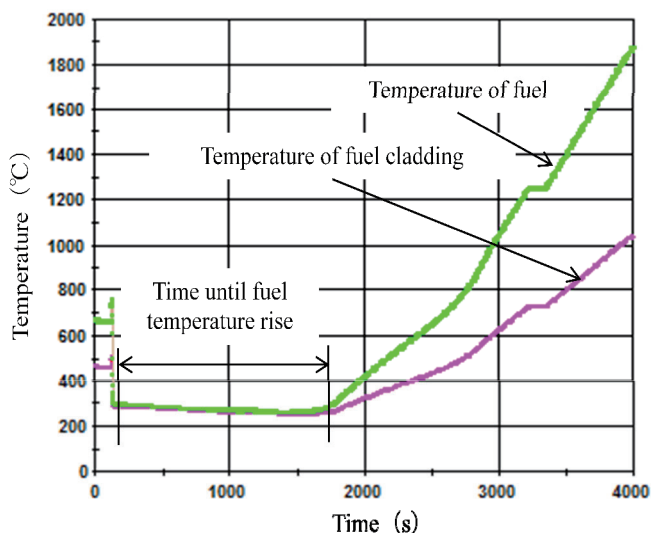


Fig.3 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 100cm² without RCIC

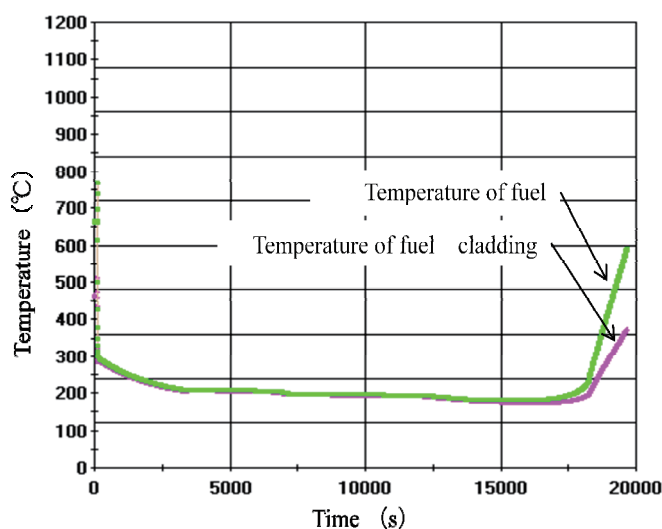


Fig.4 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 100cm² with RCIC

次に、LOCA 面積 1000cm² 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 340 秒であるのに対し、Fig.6 に示した RCIC 作動ありの場合は約 500 秒と長く、RCIC 作動の効果は見られ

るものの、LOCA 面積 100cm^2 に比べると RCIC 作動の効果は僅かなものであった

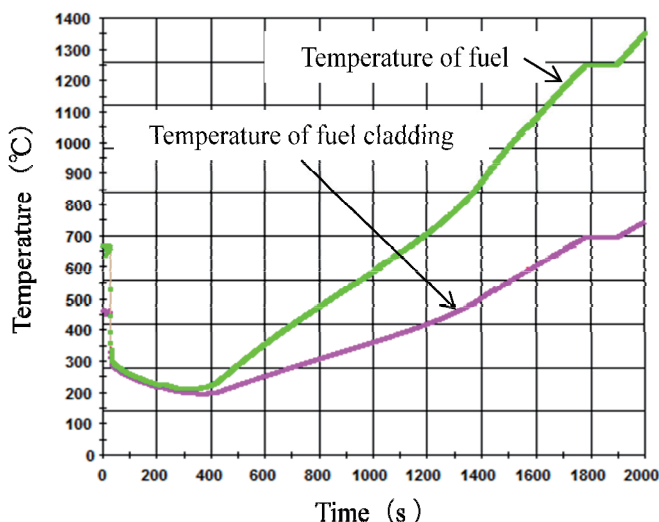


Fig.5 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 1000cm^2 without RCIC

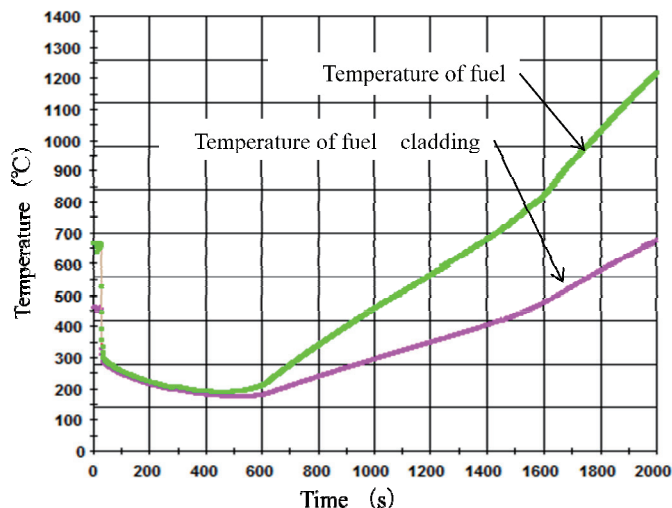


Fig.6 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 1000cm^2 with RCIC

Table1 Relationship between LOCA area and time until fuel temperature rise

Area(cm^2)	100	500	1000	2000
Time without RCIC (s)	1580	490	340	240
Time with RCIC (s)	17500	1090	500	310

LOCA 面積 $100, 500, 1000, 2000\text{cm}^2$ に対する LOCA 発生から燃料温度上昇開始までの時間を Table1 にまとめた。Table1 の結果は、LOCA 面積が大きいほど、主蒸気配管 LOCA 部から漏れ出す蒸気の量が多く、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、発生蒸気の LOCA 部からの漏洩、そして、さらなる炉内圧力低下、飽和温度の低下と繋がり、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^2 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。

次に、LOCA 面積 $1000, 2000\text{cm}^2$ という大 LOCA に対して、LOCA 発生から 30 分 (1800 秒) 後に代替水源から炉内への注水が可能となっ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 RCIC は作動したとしている。また、ここでは、面積 2000cm^2 についての結果を示すこととする。Fig.7 に LOCA 発生からの燃料、燃料被覆管温度の時間変化を示した。Fig.7 からわかるように、LOCA 発生から 30 分後の注水により、燃料、

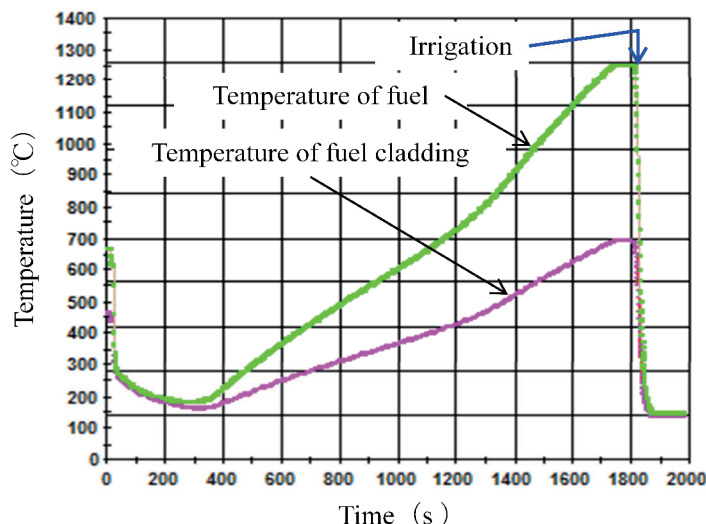


Fig.7 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 2000cm^2 with RCIC

燃料被覆管温度とともに急激に冷却され、その後冷却が維持されていることが分かる。

Fig.8, Fig.9 に各々、炉内圧力と炉内水位の LOCA 発生からの時間変化を示した。Fig.8 からは、LOCA 発生後

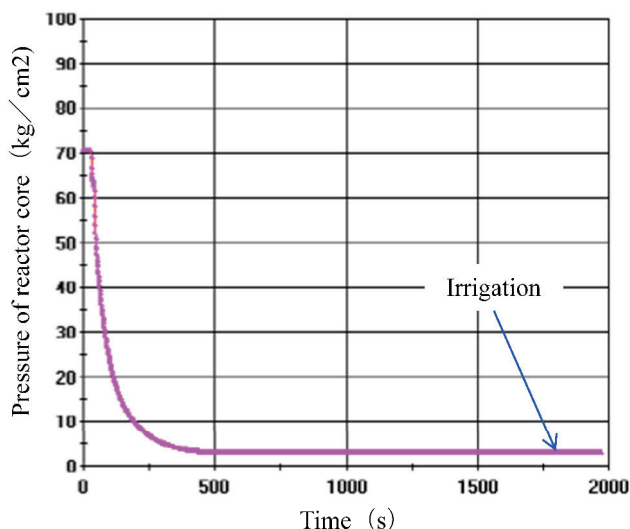


Fig.8 Time variation of the Pressure of reactor core from the occurrence of LOCA of 2000cm² with RCIC

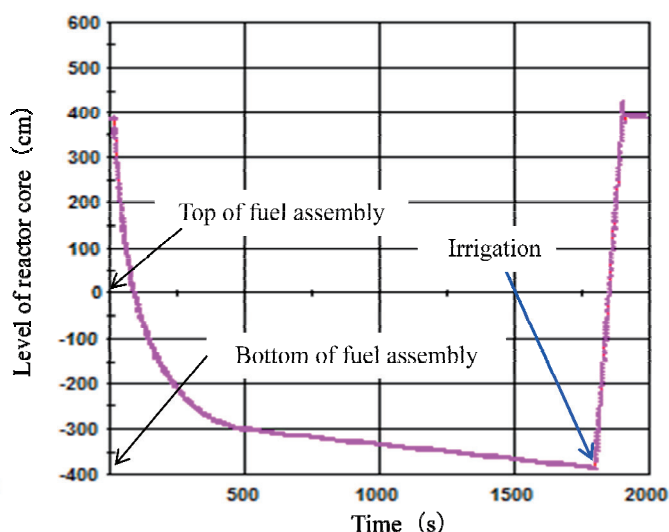


Fig.9 Time variation of the level of reactor core from the occurrence of LOCA of 2000cm² with RCIC

急激に炉内圧力は減少していき、それに伴う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.9 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/cm² 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。

さらに、Fig.10, Fig.11 に格納容器内圧力、格納容器内水素濃度を示した。Fig.10 に示した格納容器内圧力は、LOCA 発生から約 100 秒あたりで設計圧力 3kg/cm² を一瞬、超えてはいるが、その後は 3kg/cm² 程度に収まっていることがわかる。これは、3kg/cm² 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、Fig.11 に示した格納容器内水素濃度も約 2.2% と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%⁽⁷⁾ をも下回っていることから、格納容器の健全性が確保されていることが分かる。因みにこの時の燃料被覆管損傷割合は約 1.4% であった。

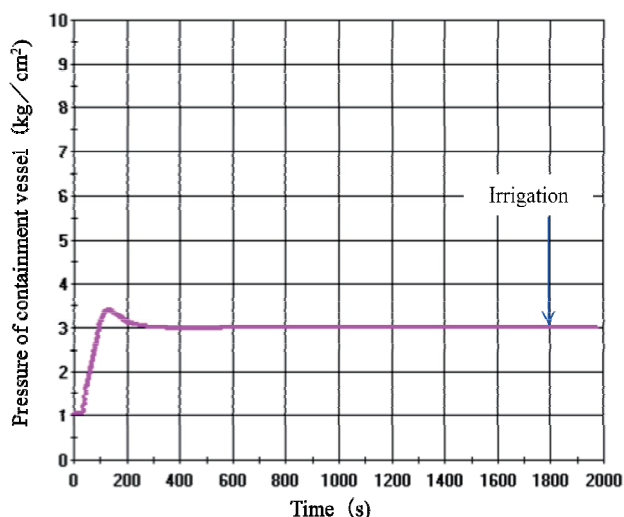


Fig.10 Time variation of the pressure of containment vessel from the occurrence of LOCA of 2000cm² with RCIC

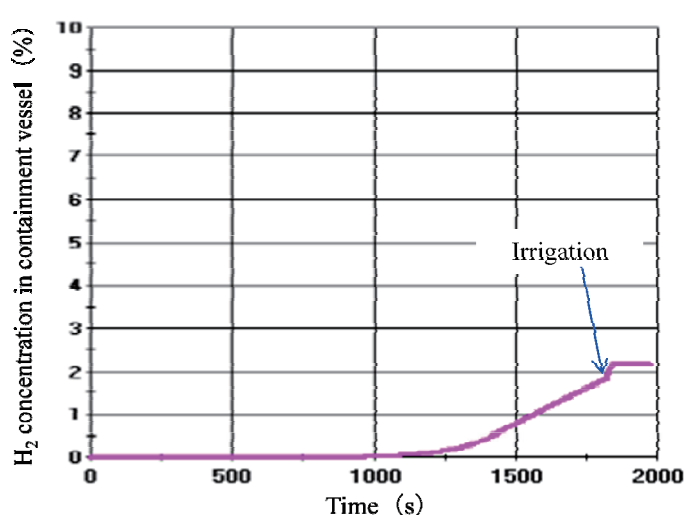


Fig.11 Time variation of the H₂ concentration in containment vessel from the occurrence of LOCA of 2000cm² with RCIC

4. 3. 2 実験 2 ; 再循環系配管 LOCA+ECCS 注水失敗

まず, LOCA 面積と LOCA 発生から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. 原子炉再循環系配管で面積 50cm^2 の LOCA について, 燃料, 燃料被覆管温度の時間変化の RCIC が作動しなかった場合を Fig.12 に, RCIC が作動していた場合を Fig.13 に示した.

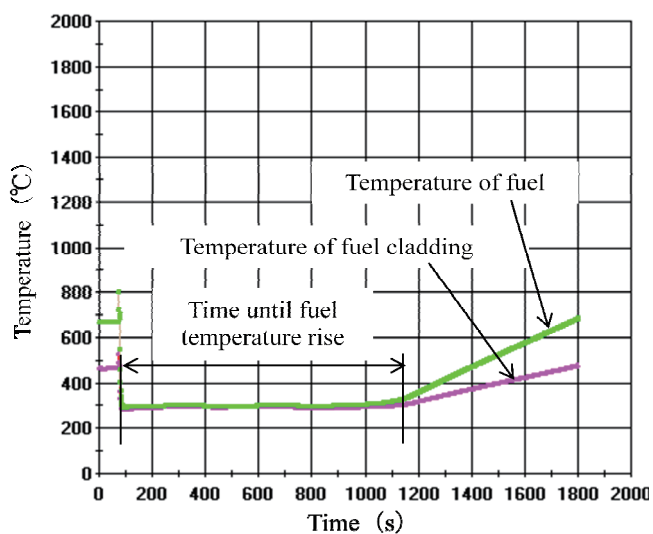


Fig.12 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 50cm^2 without RCIC

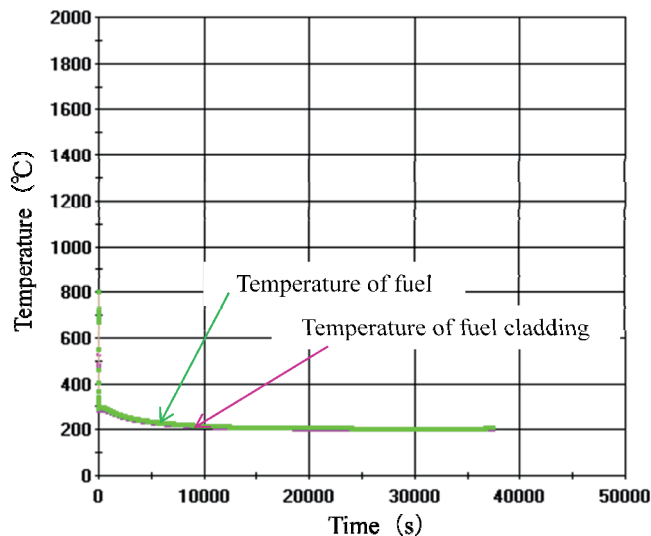


Fig.13 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 50cm^2 with RCIC

Fig.12 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 1100 秒と得られたが, Fig.13 に示すように RCIC 作動ありの場合は約 40000 秒 (11 時間) までシミュレーションしたが変化は見られなかった. また, Fig.14, Fig.15 に LOCA 面積 100cm^2 の結果について示したが, RCIC 作動なしの場合で 700 秒, 作動ありの場合で約 9200 秒と, RCIC 作動の効果が炉心冷却に 10 倍以上と大きく貢献していることがわかる.

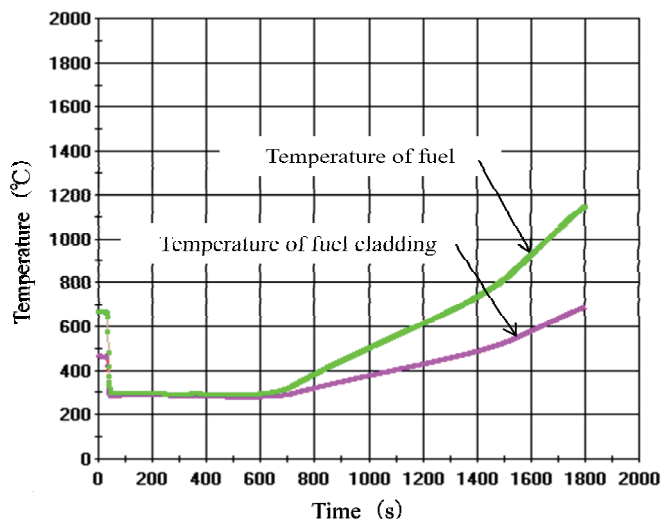


Fig.14 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 100cm^2 without RCIC

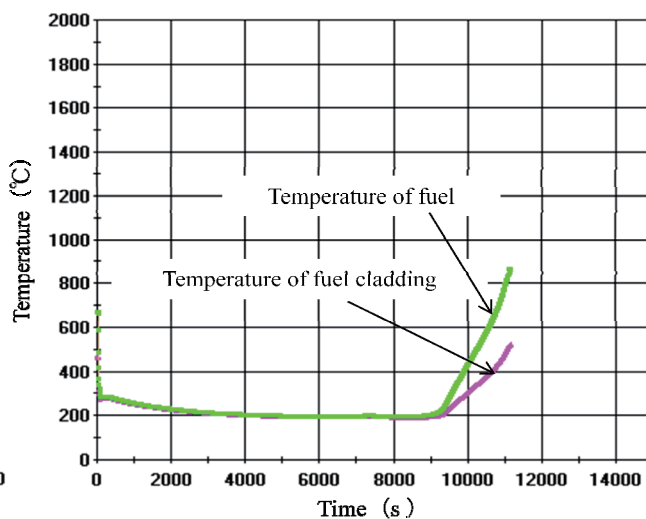


Fig.15 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 100cm^2 with RCIC

次に, Fig.16, Fig.17 に LOCA 面積 2000cm^2 の場合の RCIC 作動なしとありの場合の燃料, 燃料被覆管温度の時間変化を各々示す. 図からわかるように両者, LOCA 発生から燃料温度上昇開始までの時間に殆ど差異はなく, 約 80 秒と極めて短時間で温度上昇に至ることがわかる.

これらの図からは燃料温度 1250°C 付近, 燃料被覆管温度 700°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, $1100\sim 1200^\circ\text{C}$ 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 $\text{UO}_2/\text{ジ}$

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_2 /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。すなわち、温度 827°C 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_2 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⁽⁸⁾。

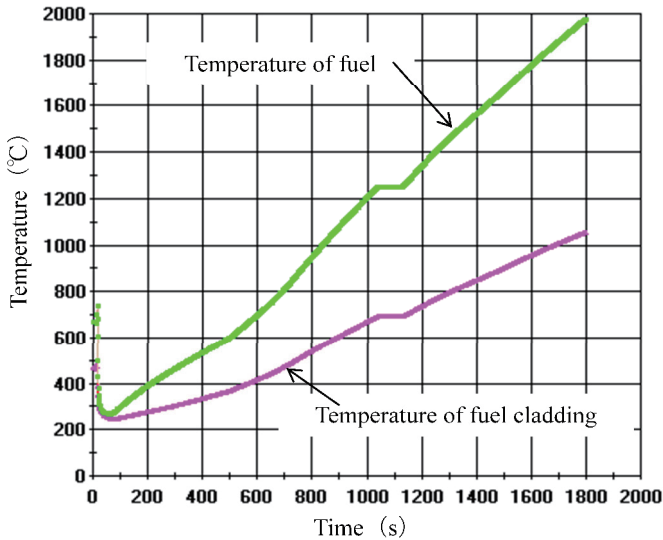


Fig.16 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 2000cm² without RCIC

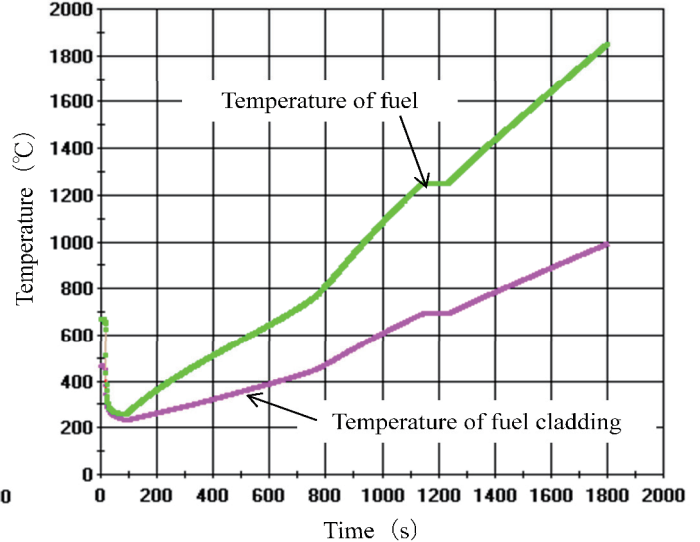


Fig.17 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 2000cm² with RCIC

ここで、LOCA 面積 25, 50, 100, 500, 1000, 1500, 2000cm² に対する LOCA 面積と燃料温度上昇開始までの時間の実験結果について、Table2 にまとめた。

Table2 Relationship between LOCA area and time until fuel temperature rise

Area(cm ²)	25	50	100	500	1000	1500	2000
Time without RCIC (s)	1600	1100	700	230	150	100	80
Time with RCIC (s)	—	—	9200	300	150	100	80

次に、LOCA 面積 200, 1000, 2000cm² という中、大 LOCA を対象に RCIC 作動の条件の下で、LOCA 発生から 30 分での注水が行われた時の事故進展様相について検討する。

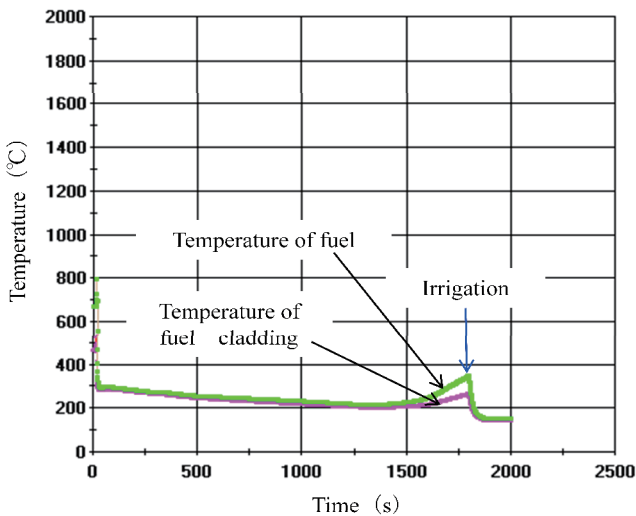


Fig.18 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 200cm² with irrigation of 30min. after LOCA

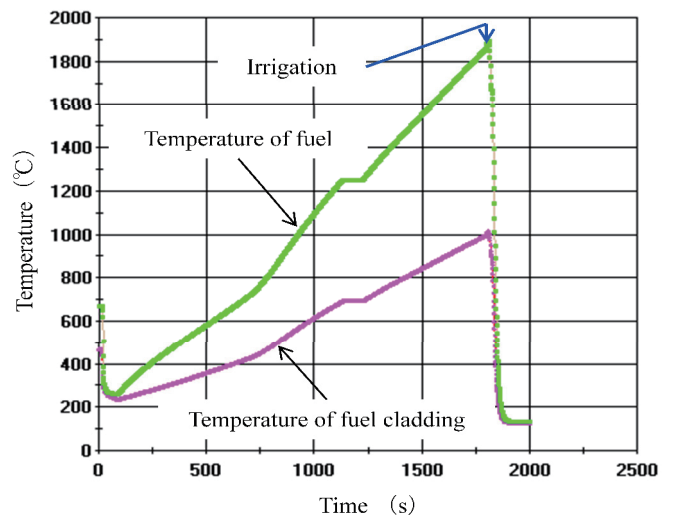


Fig.19 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 2000cm² with irrigation of 30min. after LOCA

Fig.18 には, LOCA 面積 200cm^2 での LOCA 発生から 30 分後に注水が為された時の燃料, 燃料被覆管温度の時間変化を, Fig.19 には LOCA 面積 2000cm^2 についてを各々示した. ただし, 何れの場合も RCIC は作動している状態である. Fig.18 に示されるように, LOCA 面積 200cm^2 程度の中 LOCA では, LOCA 発生後約 1600 秒で燃料温度が上昇し始めるものの, その後の注水により, 燃料温度が大きく低下し, その後も冷却が維持されていることが分かる.

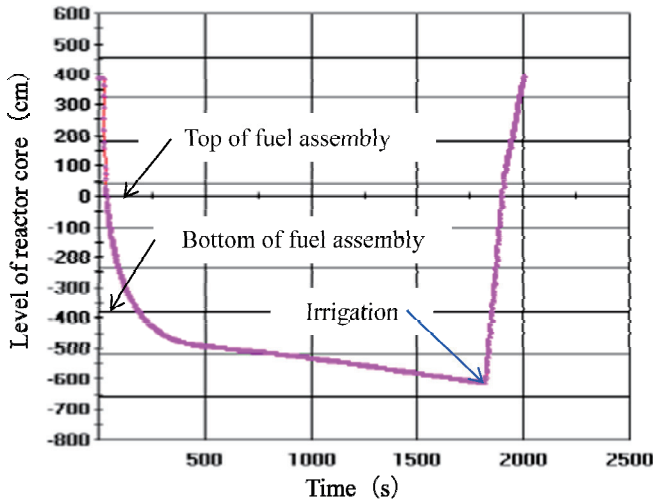


Fig.20 Time variation of the level of reactor core from the occurrence of LOCA of 2000cm^2 with irrigation of 30min. after LOCA

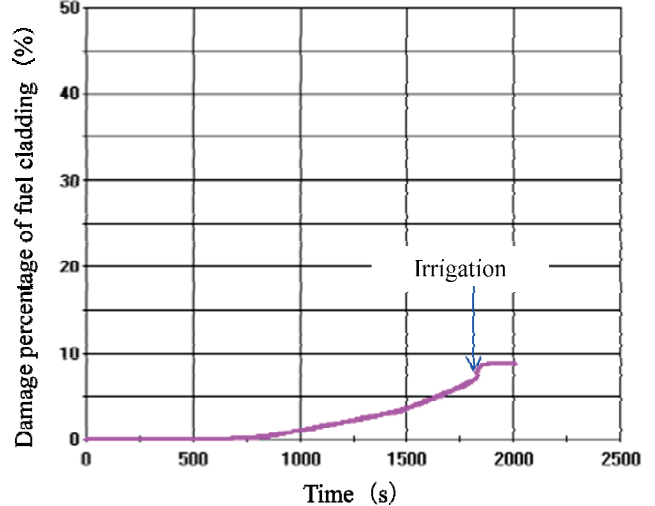


Fig.21 Time variation of the damage percentage of fuel cladding from the occurrence of LOCA with irrigation of 30min. after LOCA

一方, Fig.19 に示す LOCA 面積 2000cm^2 の大 LOCA では, LOCA 発生後極めて短時間で燃料温度が上昇するため, 30 分後の炉内注水による燃料温度の急激な低下とその後の冷却の維持は見られるものの, 燃料温度は約 1900°C にまで達し, 燃料損傷が免れないことが予想された. そこで, Fig.20, Fig.21 に LOCA 面積 2000cm^2 で得られた炉内水位と燃料被覆管損傷割合とを各々に示した. Fig.20 に示す炉内水位変化から炉心は LOCA 発生後, 約 200 秒付近から注水されて水位が回復する約 1800 秒までの間, 完全に露出されていたことがわかる. このことにより燃料温度は, Fig.19 にあるように約 1900°C にまで達し, Fig.21 に示すように約 10%弱にまで燃料被覆管損傷が進展したものである. Fig.22, Fig.23 には格納容器内水素濃度と格納容器内圧力とを各々示した.

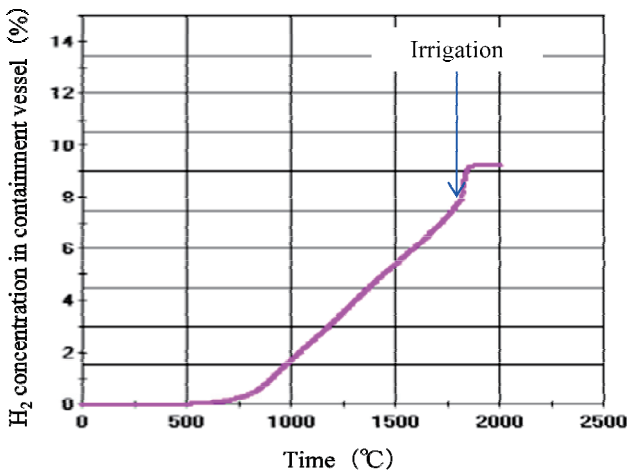


Fig.22 Time variation of the H_2 concentration in containment vessel from the occurrence of LOCA of 2000cm^2 with irrigation of 30min. after LOCA

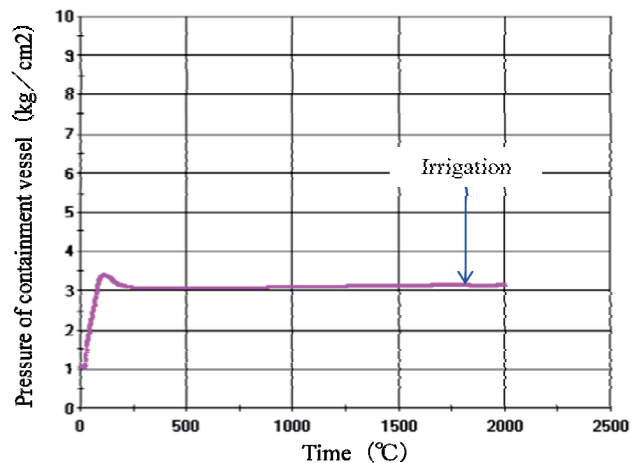


Fig.23 Time variation of the Pressure of containment vessel from the occurrence of LOCA with irrigation of 30min. after LOCA

Fig.22 に示した格納容器内水素濃度は, 水素爆発限界下限値の 4% を超え約 9% 程度に達しているが, 水素爆発限界下限値 13% には達していないことから, 福島事故のような建屋の爆発破壊は生じない. しかも, 水素爆発限界, 爆発限界はドライ空気との混合比であり, LOCA 発生時の格納容器内は水蒸気が充満しており, これらの限界値

よりもさらに緩和される状況にある。一方、Fig.23 に示した格納容器内圧力は LOCA 発生から約 100 秒あたりで一瞬、 $3\text{kg}/\text{cm}^2$ を超えてはいるが、先に述べたように $3\text{kg}/\text{cm}^2$ を超えてすぐにドライウエルから圧力抑制プールへ蒸気を導き凝縮させることで、格納容器内圧力上昇が抑制されるためである。すなわち、LOCA 発生と ECCS 注水失敗したとしても、LOCA 発生から 30 分後の注水実施により、10% 程度の炉心損傷は免れなかったものの、格納容器の健全性は確保されることが示された。

5. 結 言

今回の BWR 主蒸気側配管、もしくは再循環系配管に LOCA が発生したにも拘わらず ECCS 注入に失敗するという SA に対するシミュレータ実験を実施し、以下の結論を得た。

主蒸気系/再循環系 LOCA 何れの場合に対しても、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が、LOCA 面積が 1000cm^2 程度の大 LOCA では LOCA 面積に関係なく漸近的にほぼ一定の値となっ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 100cm^2 までの中、小 LOCA に対しては極めて大きいことも併せて分かった。

主蒸気系 LOCA の場合、LOCA 面積 2000cm^2 という大 LOCA に対して、急激に炉内水位は低下するが、LOCA 発生から 30 分後に炉内への注水が実施されれば、燃料集合体が完全に露出するまでには至らず、燃料被覆管損傷割合も約 1.4% と僅かなものであった。また、Zr/水(水蒸気)反応による水素の格納容器内濃度も約 2.2% 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 $3\text{kg}/\text{cm}^2$ 程度と格納容器の健全性も確保されていることがわかった。

一方、再循環系 LOCA の場合、LOCA 面積 2000cm^2 の大 LOCA に対しては、主蒸気系 LOCA に比べて極めて大きく炉内水位の低下が見られ、LOCA 発生から 30 分後の注水までの約 1600 秒強もの間、燃料集合体は完全に露出し、燃料温度は約 1900°C にまで達してしまった。これにより、燃料被覆管は約 10% 弱が損傷してしまい、格納容器内水素濃度も約 9% と水素爆轟限界下限値である 13% は超えるものではないが、水素爆発限界下限値 4% を超え、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に至るといった事態となった。しかし、格納容器内圧力は概ね設計圧力の $3\text{kg}/\text{cm}^2$ 程度で収まっており、一部の炉心損傷は免れなかったものの「閉じ込める」役割を担うべき格納容器の健全性は確保されていることが示された。

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回合合提出事業者提出資料別紙—3 (2013)
- (6) 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)
- (7) (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)
- (8) 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)

(平成 27 年 3 月 31 日受理)