

# 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 (1) \*

## — (1次系 LOCA+ECCS 失敗) 事故 —

尾崎 禎彦<sup>\*1</sup>, 井田 将馬<sup>\*1</sup>, 中村 真也<sup>\*1</sup>

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

Yoshihiko OZAKI<sup>\*1</sup>, Shohma IDA<sup>\*1</sup> and Shinya NAKAMURA<sup>\*1</sup>

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

In this paper, we report on the results using the PWR 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. As for the results about the relationship between the LOCA area and the time from LOCA occurs until fuel temperature rise start, the time became shorter as the area was the larger. But, in LOCA area of 1000cm<sup>2</sup> or more large, the time was almost constant regardless of the area. For small LOCA of 25cm<sup>2</sup> area, from the results of the comparative experiments for RCS natural circulation cooling effect in the case of SG open or not, in SG open condition compared with SG not open, the effect was observed more, but the reactor water level was greatly reduced and the time until the fuel temperature rise start was shortened, so the fuel temperature at the time of water irrigation into the reactor core has become higher. On the other hand, for the large LOCA of 1000cm<sup>2</sup>, the effect was not observed regardless of SG open or not. In addition, the reactor core damage was not spared in the irrigation into the reactor core after 30 minutes from LOCA, however, the hydrogen concentration in the containment building is less than the lower limit of hydrogen detonation, and also the pressure in the containment building is less than the designed value. That is, although suffered the core damage, the integrity of the containment building has been shown to be secured.

**Key Words** : Nuclear Power Plant, Safety Assesment, Severe Accident, Severe Accident Managemnt, Plant Behavior in Severe 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、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。このことは、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、昨年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事態であると云える。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、事実いくつかの電

\* 原稿受付 2015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

力会社では太陽光発電の買取りに制限を課す動きが出てきており、従来、原子力発電が担ってきた基幹電源としての役割をこれらに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ろうと考える。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必要十分な安全基準の見直し作業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(過酷事故=SA: Severe Accident)、従来の設計想定事故である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ままでもない。

筆者らは既に主として PWR を対象に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の検討<sup>(1)</sup>、また、SBO 発生による全炉心冷却機能喪失での蒸気発生器(SG: Steam Generator)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やSG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ついての検討<sup>(2)</sup>を実施してきた。そこで今回、筆者らはRCSに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発生時でのPWRプラント挙動、また、その際のSGを介した大気を最終ヒートシンクとすることによる事故進展抑制に対する自然循環冷却効果について報告する。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を対象としている。また、全ての事故について、事故発生後にはSGからの蒸気による蒸気駆動補助給水ポンプ(TD-FWP: Turbine Driven Feed Water Pump)は作動したとしている。

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、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ではタービンへ供給する蒸気中には放射性物質が含まれているのに対し、PWRで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須となる。一方、PWRの場合はSGからの蒸気は非放射性であることから、事故時においても原子炉隔離は必須ではない。

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置されていたが、このタービン駆動蒸気は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>。

一方、PWR の場合は先に記載した通り 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 SG 主蒸気弁開放による蒸気大気放出により、大気が海水に代わる最終ヒートシンクとなり得る。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。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、SG 主蒸気逃し弁開放により、蒸気を大気放出することで海水に代わる最終ヒートシンクとして大気を利用できる。そして、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 への補助給水ポンプによる給水の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。

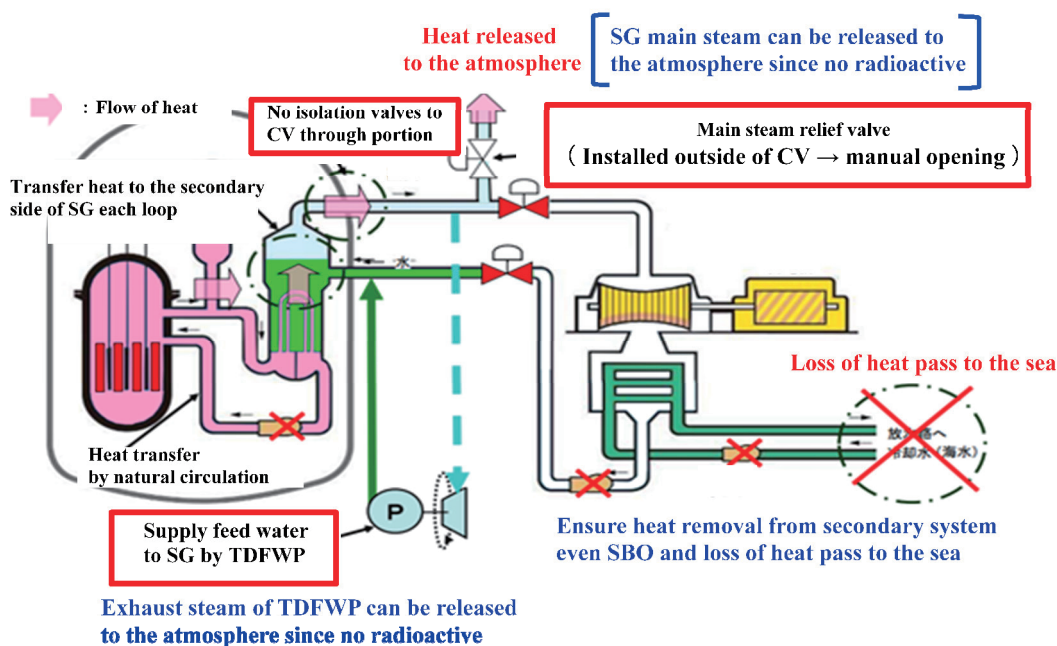


Fig.1 Overview of ultimate heat sink under SBO accident in PWR<sup>(4)</sup>

### 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る。これは大規模な地震や津波、または原子炉設備の機器等の故障・誤動作、運転員の誤操作によって異常が発生した時に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。また、原子力の安全確保の基本的な理念は深層防護であるともいわれている。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いる<sup>(5)</sup>。

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<sup>(6)</sup>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.2 である。

以下，Fig.2 に示した SA に対する安全確保の要諦について述べる。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

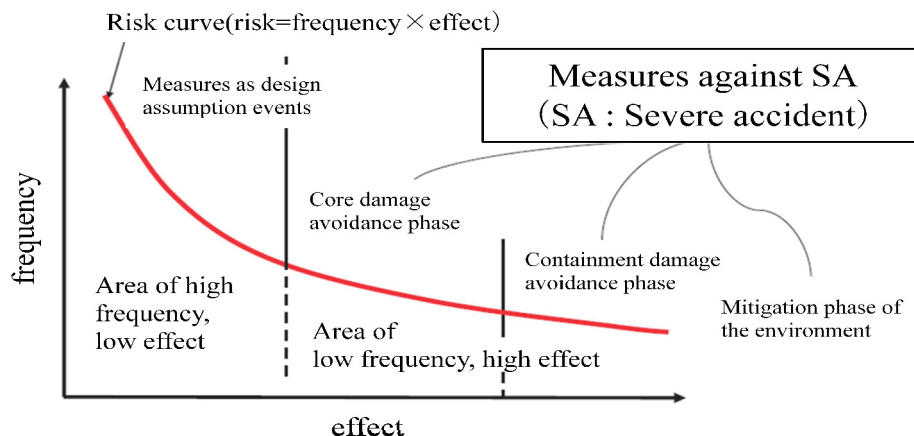


Fig.2 Basic concept of security against SA <sup>(4)</sup>

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。

## 4. シミュレーション実験

### 4.1 シミュレータ概要 <sup>(1)</sup>

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，SA を含む種々の異常／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。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，米国内の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.3 にシミュレータ“PCTRAN”の PWR 版 GUI（Graphic User Interface）を示した。

Fig.3 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，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。

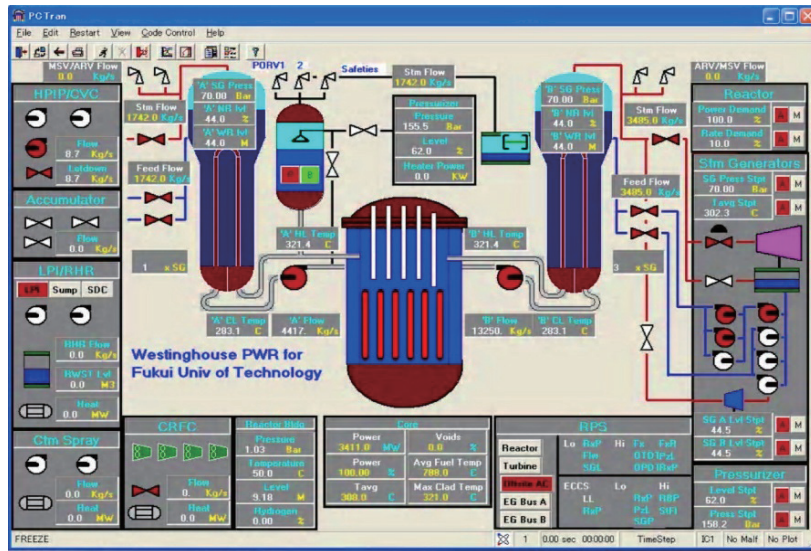


Fig.3 GUI of PCTRAN-PWR

## 4.2 実験方法

今回のシミュレーション実験では、十分に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 / 事故に対する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。

なお、事故発生後は TD-FWP は作動し、SG への給水供給は確保されているとしている。また、SG 主蒸気弁開放 (以下、SG 開放と略記) による大気を最終ヒートシンクとした場合の RCS 自然循環冷却による事故進展抑制効果についても検討した。

さらに、原子力規制委員会へ提出された電力会社の評価検討書<sup>(7)</sup> 記載の事故状況判断に 10 分、代替電源確保に 20 分、代替水源確保と注水開始に 30 分という値を採用し、SA 発生後状況判断と同時に代替注水準備を開始し、SA 事故発生から 30 分後に炉心への注水実施した場合の原子炉プラント挙動についても併せて評価検討した。

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、RCS ホットレグ側主配管で LOCA が発生したが、ECCS 注水に失敗した場合の事故発生後の原子炉プラント挙動について以下の実験を行った。

LOCA 面積を 100, 200, 300..., 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が上昇し始めるまでの時間と LOCA 面積との関係を実験、評価した。

次に、LOCA 面積 1000cm<sup>2</sup> の大 LOCA と面積 25cm<sup>2</sup> の小 LOCA を対象に、LOCA 発生後の状況判断と同時に代替注水準備を開始し、LOCA 発生後 30 分で炉内に注水できた場合について実験した。またこの時、SG 開放による大気を最終ヒートシンクとすることによる RCS 自然循環冷却の効果についても検討した。

## 4.3 実験結果

まず、LOCA 面積と燃料温度上昇までの時間との関係の実験結果について記述する。Fig.4 は LOCA 面積 100cm<sup>2</sup> に対する燃料、燃料被覆管温度の時間変化を示した。Fig.4 に示した LOCA 面積 100cm<sup>2</sup> の結果からは燃料温度上昇開始までの時間は 440 秒であることがわかる。Fig.5 には LOCA 面積 2000cm<sup>2</sup> の場合の燃料、燃料被覆管温度の時間変化を示した。図からは燃料温度上昇開始までの時間は 20 秒と面積 100cm<sup>2</sup> に比して極端に短くなっていることがわかる。なお、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。

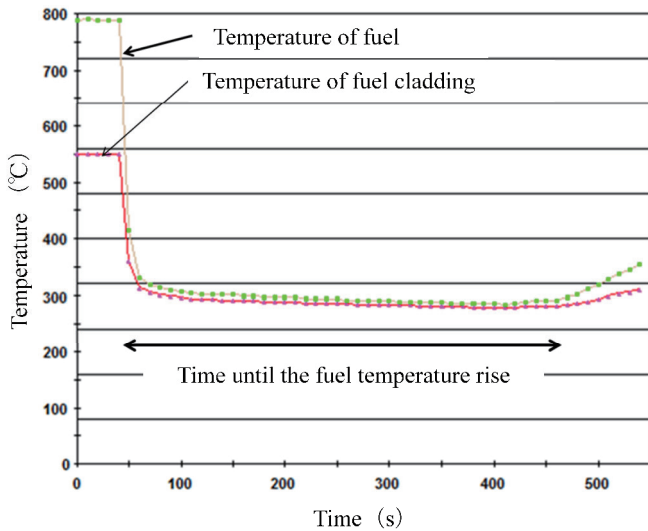


Fig.4 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 100cm<sup>2</sup>

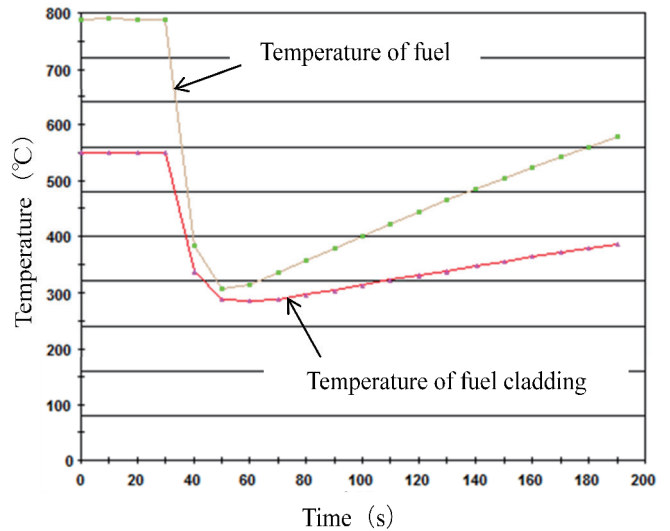


Fig.5 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 2000cm<sup>2</sup>

Table1 Relationship between LOCA area and time until fuel temperature rise

Area (cm <sup>2</sup> )	100	200	300	400	500	600	700
Time (s)	440	220	130	90	70	60	50
Area (cm <sup>2</sup> )	800	900	1000	1100	1200	1500	2000
Time (s)	40	40	30	30	30	30	20

このようにして求めた LOCA 面積 100cm<sup>2</sup> から 2000cm<sup>2</sup> までの LOCA 発生から燃料温度上昇開始までの時間をまとめたのが Table1 である。Table1 から、LOCA 面積 100cm<sup>2</sup> ~ 500cm<sup>2</sup> の中 LOCA では燃料温度上昇開始までの時間は急激に減少しているが、LOCA 面積 800cm<sup>2</sup> から 2000cm<sup>2</sup> の大 LOCA の場合は LOCA 発生後の燃料、燃料被覆管温度の時間変化にもほとんど差異は見られず、燃料温度上昇開始までの時間もほぼ 30 秒前後で変化がないことがわかる。また、LOCA 面積 100cm<sup>2</sup> から 2000cm<sup>2</sup> のような大中 LOCA の場合では、LOCA 発生から約 7 分から 1 分弱と極めて短時間に燃料温度上昇に至ってしまうことが示された。LOCA 面積が大きいほど、LOCA 発生部から漏れ出す一次冷却材または蒸気の量が多く、炉内圧力は大きく減少し、この炉内圧力低下が炉内飽和温度の低下を引き起こし、炉内 1 次冷却材蒸発量が増加、発生蒸気の LOCA 発生部からの漏洩、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となっていく、燃料温度上昇開始までの時間が短くなっていったものである。また、面積 1000cm<sup>2</sup> 以上の大 LOCA の場合、炉内圧力は一気に急激に減少するため、その炉内圧力から飽和温度低下、さらには炉内水位低下の様相にほとんど差異がなく、LOCA 発生から燃料温度上昇開始までの時間にほとんど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、1 次冷却材温度の時間変化からも確認できた。

次に、LOCA 面積 25cm<sup>2</sup> の小 LOCA と面積 1000cm<sup>2</sup> の大 LOCA とを対象に、LOCA 発生後 30 分で炉内注水を実施した場合についての実験結果について述べる。なおこの時、SG 開放による RCS 自然循環冷却効果についても併せて検討した。

Fig.6, Fig.7 に各々 LOCA 面積 25cm<sup>2</sup> で SG 開放を行わなかった場合と SG 開放を行った場合での燃料、燃料被覆管温度の LOCA 発生からの時間変化を示した。何れの場合も、LOCA 発生から 30 分後に注水を実施している。また、SG 開放は LOCA 発生後、事故状況判断 10 分後に実施したとしている。

Fig.7 に示すように、SG 開放ありの場合、LOCA 発生から 600 秒後から燃料温度が低下しているが、燃料温度上昇までの時間は Fig.6 に示す SG 開放なしの場合と比べ短くなっている。しかし、30 分後の注水以降は SG 開放なしと比べ、大気を最終ヒートシンクとする自然循環冷却により燃料温度は低温に維持されていることがわかる。

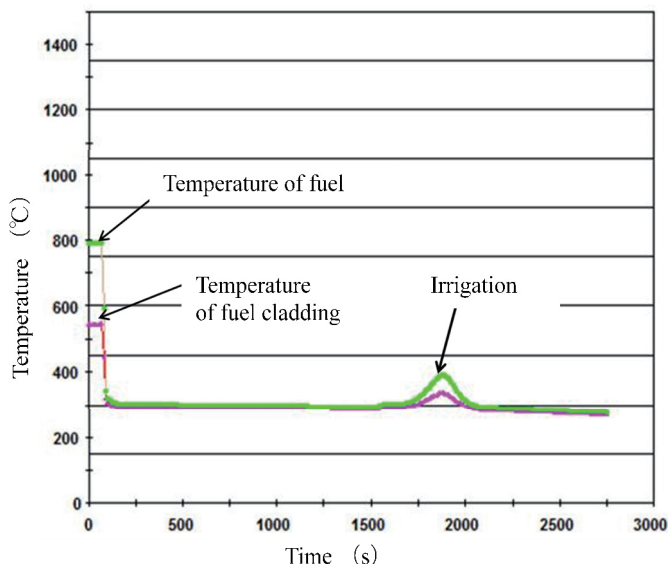


Fig.6 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 25cm<sup>2</sup> without SG open

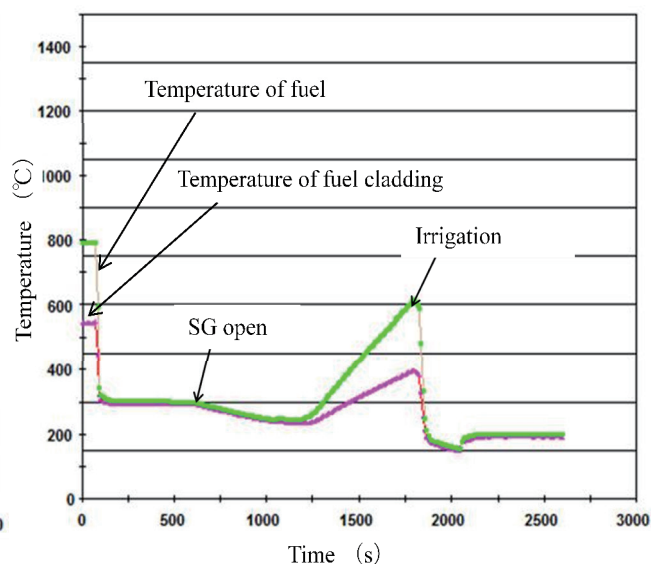


Fig.7 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 25cm<sup>2</sup> with SG open

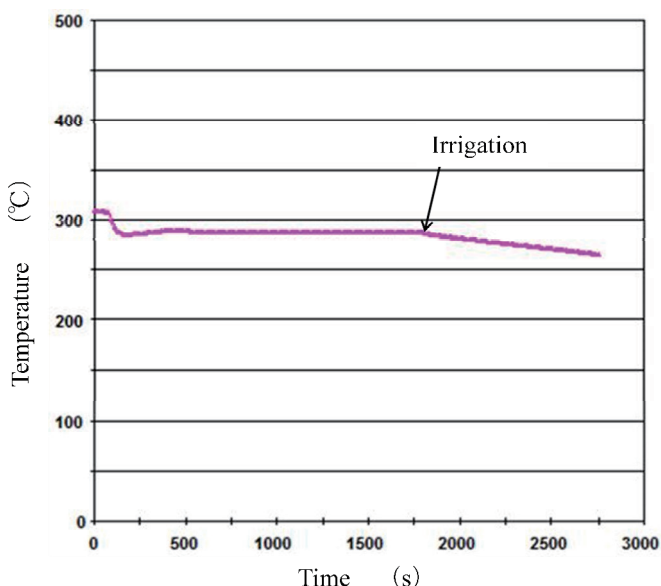


Fig.8 Time variation of the temperature of the RCS from the occurrence of LOCA of 25cm<sup>2</sup> without SG open

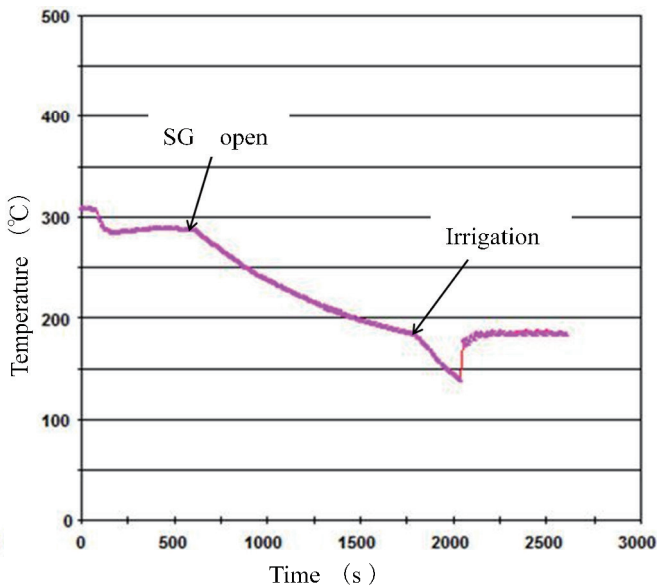


Fig.9 Time variation of the temperature of the RCS from the occurrence of LOCA of 25cm<sup>2</sup> with SG open

次に、Fig.8、Fig.9にはSG開放なしとSG開放ありの場合とに対するRCS平均温度のLOCA発生後からの時間変化を各々示した。Fig.9に示すように、SG内2次側(給水側)の圧力がSG開放により急激に低下し、SG内給水の飽和温度が大きく低下、そのことにより給水沸騰量が増加し、SG内1次側(RCS)から2次側への熱伝達量が増加、自然循環冷却によりFig.8に示すSG開放なしの場合のRCS平均温度に比べて大きく低下したものである。その結果、Fig.6のSG開放なしの場合と比べ、Fig.7に示すように燃料温度がより低下していった。また、30分後の代替注水後の燃料温度も同様にFig.7に示すようにFig.6に比べてより低温に保たれていたものである。

次に、Fig.10、Fig.11にSG開放なし、ありの場合の炉内水位の変化を各々示した。Fig.11に示すSG開放ありの場合、Fig.10に示したSG開放なしの場合と比べ炉心水位の減少が大きくなっていることがわかる。この炉心水位の大きな減少がLOCA発生から燃料温度上昇開始までの時間を短くしたと考えられる。また、30分後の炉内への注水後の炉心水位について、SG開放ありの場合は急激に回復しているのに対し、SG開放なしの場合はその回復が緩慢なものとなっていることがわかる。

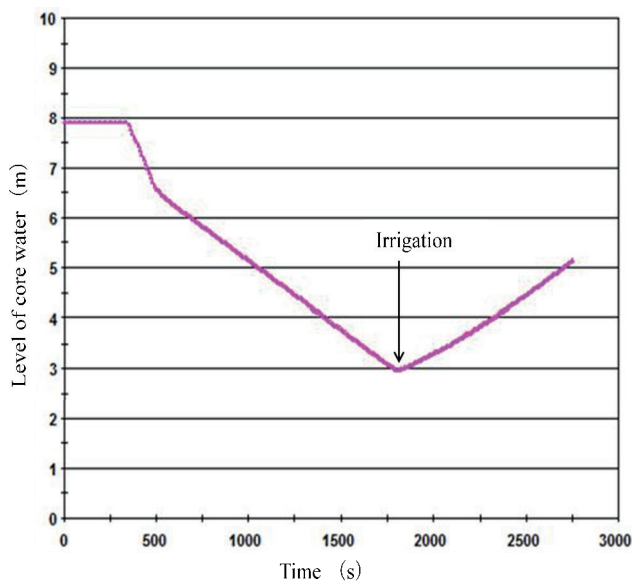


Fig.10 Time variation of the level of core water from the occurrence of LOCA of 25cm<sup>2</sup> without SG open

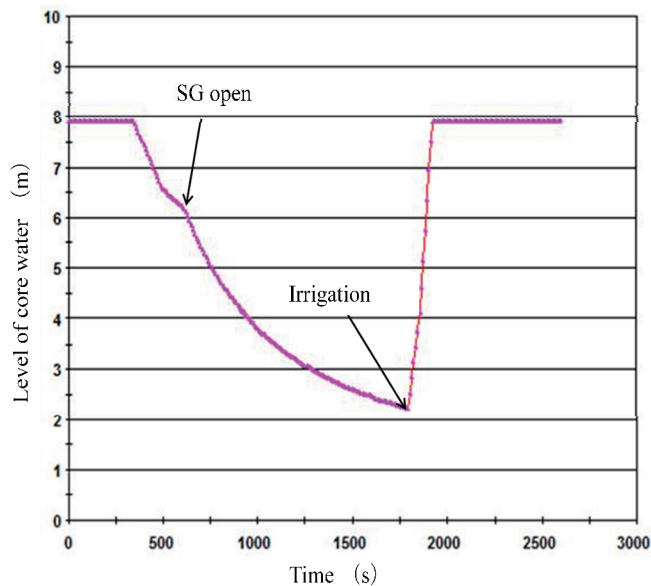


Fig.11 Time variation of the level of core water from the occurrence of LOCA of 25cm<sup>2</sup> with SG open

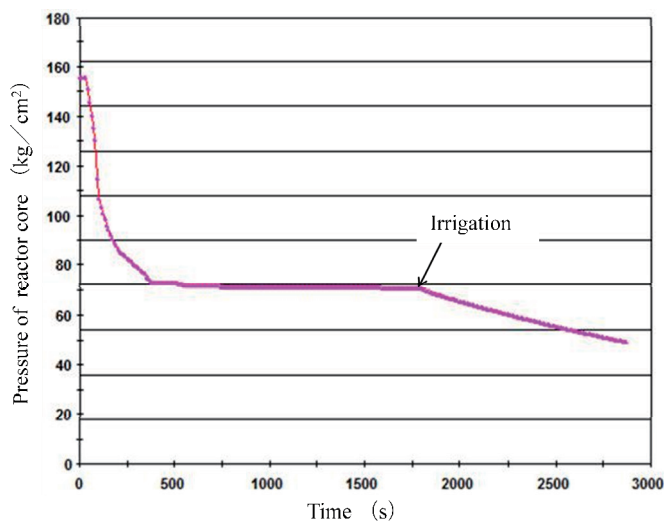


Fig.12 Time variation of the pressure of reactor core from the occurrence of LOCA of 25cm<sup>2</sup> without SG open

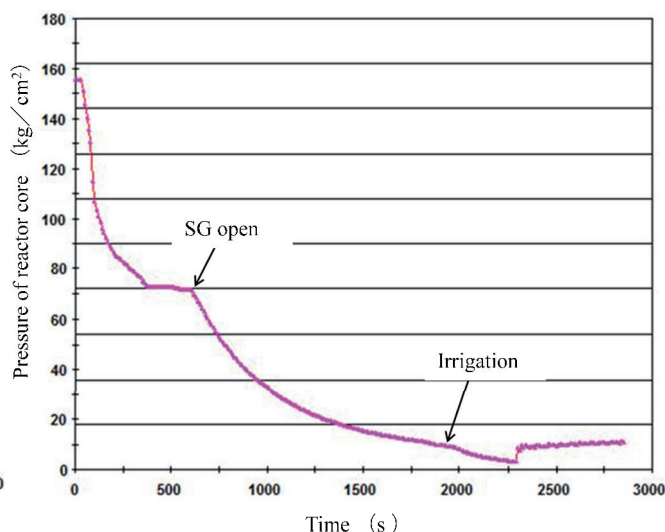


Fig.13 Time variation of the pressure of reactor core from the occurrence of LOCA of 25cm<sup>2</sup> with SG open

このことは、Fig.12、Fig.13 に示す SG 開放なしの場合と SG 開放ありの場合各々についての炉内圧力から説明することができる。Fig.12、Fig.13 の LOCA 発生後 30 分後の注水時に着目すると、炉内圧力は SG 開放なしの場合は約 70kg/cm<sup>2</sup>、SG 開放ありの場合は約 4kg/cm<sup>2</sup>であることがわかる。注水ポンプは SG 開放なしの場合は約 70kg/cm<sup>2</sup>以上の吐出圧が必要であり、SG 開放ありの場合は約 4kg/cm<sup>2</sup>以上の吐出圧で良いことがわかると同時に、SG 開放なしの場合は開放ありに比べて高圧吐出ポンプのため炉内へ大量の注水ができない。そして、このことが先程の注水後の炉心水位の回復の差異となって現れたものである。

次に LOCA 面積 1000cm<sup>2</sup> についての結果について述べる。Fig.14 には SG 開放なしの場合の燃料、燃料被覆管温度の時間変化を、Fig.15 には SG 開放ありの場合について各々示した。Fig.14、Fig.15 から面積 1000cm<sup>2</sup> のような大 LOCA の場合、SG 開放を行った場合と行わなかった場合とでの燃料、燃料被覆管温度変化にほとんど差異は見られなかった。なお、図からは燃料温度 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 が形成され、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一見鈍化したように見えるのである。すなわち、温度 1100K (827℃) 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°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った温度上昇に伴う事象進展の様相である<sup>(8)</sup>。

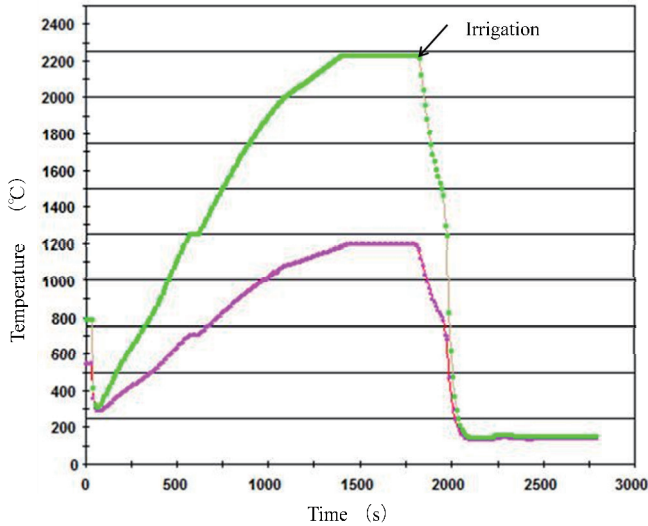


Fig.14 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 1000cm<sup>2</sup> without SG open

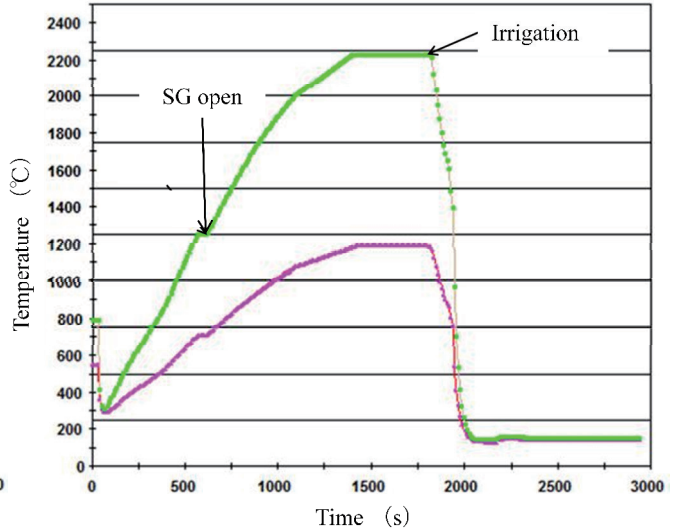


Fig.15 Time variation of the temperature of the fuel and fuel cladding from the occurrence of LOCA of 1000cm<sup>2</sup> with SG open

Fig.16, Fig.17 に SG 開放なしの場合とありの場合での炉内水位を各々示した。各々の図からはわかるように、大 LOCA の場合では LOCA 発生後に直ちに急激な圧力減少と飽和温度低下がもたらされ、炉内冷却材蒸発量の増大、炉外への漏洩、この連鎖により炉心水位が事故発生後極めて短時間に大きく低下し、RCS 配管より下方に水位が下がる。そのため、SG に向う冷却材が蒸気となり、SG 開放による自然循環冷却効果が有効に働かなかったものであり、注水後に注目しても Fig.14, Fig.15 の燃料、燃料被覆管温度変化に差異は無く、自然循環冷却効果は働いていないように見える。これは、自然循環の冷却効果よりも炉内への大量注水により、燃料、燃料被覆管が冷却され、大量注水による冷却効果の方が自然循環の冷却効果よりも大きいため、SG 開放による自然循環冷却効果が隠れてしまったものと考えられる。

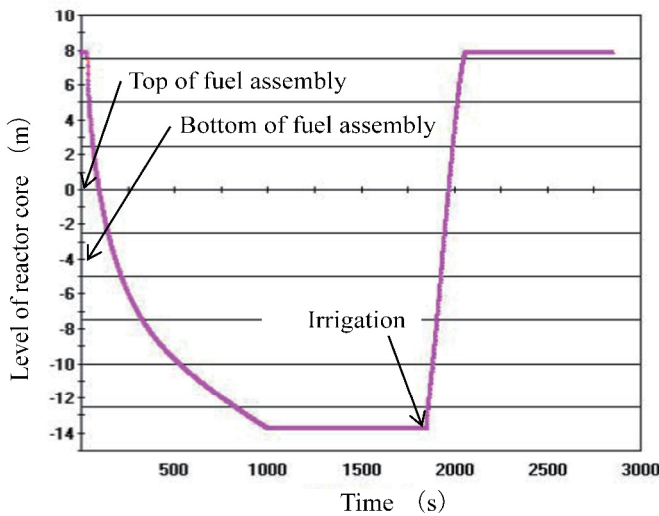


Fig.16 Time variation of the level of reactor core from the occurrence of LOCA of 1000cm<sup>2</sup> without SG open

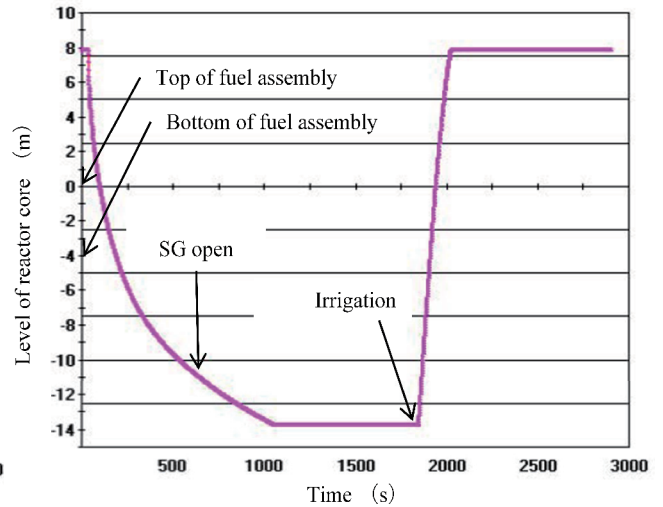


Fig.17 Time variation of the level of reactor core from the occurrence of LOCA of 1000cm<sup>2</sup> with SG open

次に、LOCA 面積  $1000\text{cm}^2$  での原子炉の健全性について検討する。今まで見てきたように、大 LOCA の場合は SG 開放なしの場合とありの場合とでは LOCA 発生後のプラント挙動に殆ど差異はないことから、以下では SG 開放ありの場合について議論を進める。Fig.18 には LOCA 発生後の燃料被覆管損傷割合の時間変化を示し、Fig.19 には格納容器内水素濃度の時間変化を、Fig.20 には格納容器内圧力の時間変化を示した。なお、格納容器内水素は、原子炉内での燃料被覆管材のジルコニウムと冷却材である軽水との発熱酸化反応である  $\text{Zr}/\text{H}_2\text{O}$  反応により発生した水素が原子炉 RCS ホットレグ側 LOCA 部から格納容器内へ漏洩してきたものである。 $\text{Zr}/\text{H}_2\text{O}$  反応による水素は、Zr が約  $600^\circ\text{C}$  あたりから徐々に発生し始め、約  $800^\circ\text{C}$  を超えたあたりから発生量が急激に上昇していく<sup>(9)</sup>。

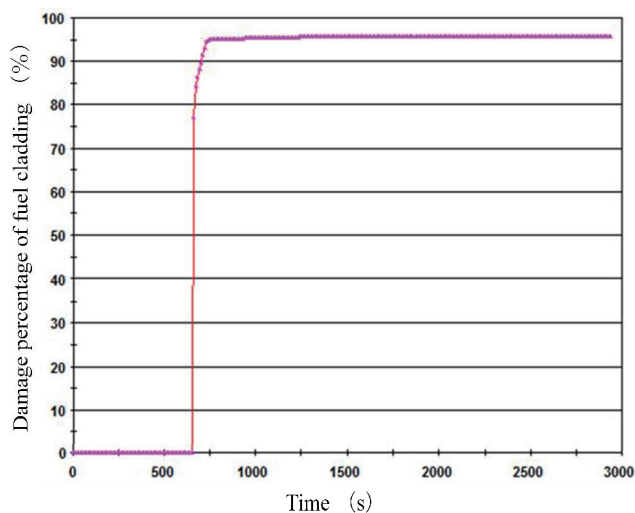


Fig.18 Time variation of the damage percentage of the fuel cladding from the occurrence of LOCA of  $1000\text{cm}^2$  with SG open

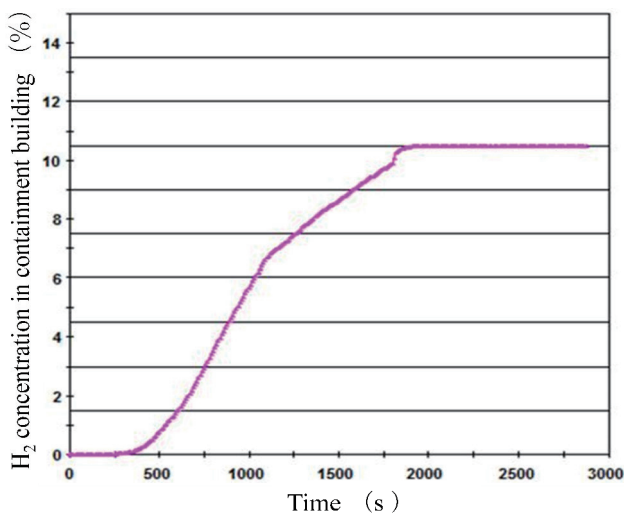


Fig.19 Time variation of the  $\text{H}_2$  concentration in the containment building from the occurrence of LOCA of  $1000\text{cm}^2$  with SG open

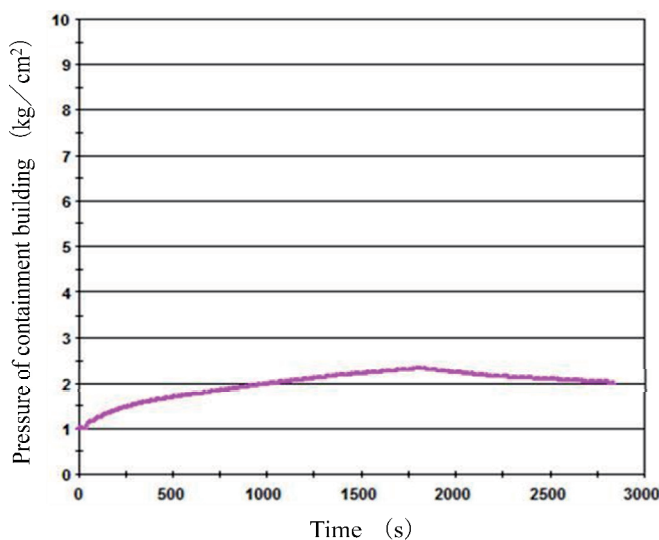


Fig.20 Time variation of the pressure of the containment building from the occurrence of LOCA of  $1000\text{cm}^2$  with SG open

Fig.18 に示すように、Fig.14, Fig.15 で述べた  $\text{UO}_2/\text{ジルカロイ}$  反応による液相 U の形成あたりから燃料被覆管損傷は急激に進展、一気に殆どの燃料被覆管損傷に至っている。一方、Fig.19 に示した格納容器内水素濃度は徐々に上昇し、LOCA 発生から約 1800 秒付近で 10.5% 程度にまで上昇している。この濃度はドライ空気との混合に対する水素爆発限界下限値である 4% を超えており何らかの水素濃度管理が必要と思われるが、福島事故において原子炉建屋を爆発破壊した水素爆発限界の下限值である 13% は超えていないことから、水素爆発防止のための水素制御装置の設置までは必要のないレベルで収まっている。しかも、これらの水素爆発限界、爆発限界下限値は

ドライ空気との混合の場合の値<sup>(10)</sup>であって、今回の事故のような場合には格納容器内は原子炉からの水蒸気で満たされていることから、事態はさらに安全側にあると言える。また、Fig.20 に示す格納容器内圧力も約  $3\text{kg/cm}^2$  に収まっており、格納容器設計圧力  $4\text{kg/cm}^2$  を超えておらず、その健全性についても併せて確認できた。

## 5. 結 言

今回の PWR 一次系ホットレグ側配管に 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。

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  $100\text{cm}^2$  から  $700\text{cm}^2$  程度までの中 LOCA に対しては概ね指数関数的に減少していくが、LOCA 面積が  $800\text{cm}^2$  以上の大 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。

LOCA 面積  $25\text{cm}^2$  の小 LOCA について、SG 開放による大気を最終ヒートシンクとした時としない時の RCS 自然循環冷却効果の比較実験からは、SG 開放により自然循環冷却効果が見られる一方、SG 開放による RCS 温度の低下、原子炉内圧力減少、飽和温度の低下による炉内冷却材の蒸発量増加、LOCA 部からの漏洩という連鎖により、炉内水位が SG 開放なしに比べて却って燃料温度上昇開始までの時間が短くなり、炉内への代替注水時での燃料温度が大きくなってしまふという問題があった。一方、LOCA 面積  $1000\text{cm}^2$  の大 LOCA の場合には、SG 開放した場合も SG 開放なしの場合も両者に差異は殆ど見られなかった。しかし、LOCA 発生から炉内への代替注水までに 30 分を必要とすると、大 LOCA の場合は大きな炉心損傷を免れないことがわかった。しかし、そのような炉心損傷を被ったとしても、格納容器内水素濃度は福島事故で原子炉建屋を爆破破壊させた要因である水素爆轟の限界下限値を超えるものではなく、また、格納容器内圧力も設計圧力を超えることなくその健全性が保たれることも併せて示すことができた。

今回、筆者らが取り上げた大 LOCA 発生+ECCS 失敗という SA 実験と同様の条件でのケースについて、電力会社が原子力規制委員会へ提出した検討書<sup>(7)</sup>では、LOCA 発生後約 21 分後に炉心溶融という結果が示されているのに対し、筆者らの実験では約 1300 秒 (22 分弱) で炉心溶融という結果を得ている。すなわち、このことは筆者らの本論文における実験結果に対する信頼性を示唆するものとして、最後に付記しておきたい。

## 文 献

- (1) 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, p.363~373 (2013)
- (2) 尾崎禎彦, 前拓也, 南宏樹, “シビアアクシデント発生時における PWR プラント挙動に関する基礎的研究”, 福井工大研究紀要, 第 44 号, p.260~271 (2014)
- (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) 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) 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)
- (6) 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)
- (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) 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)
- (9) 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”, 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)
- (10) (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)

(平成 27 年 3 月 31 日受理)