

原子炉出力向上の必要性和安全性評価に関する基礎的研究

大坂尚史^{*}、尾崎禎彦^{*}

Necessity of Nuclear Reactor Power Upgrading and Basic Study on Safety Assessment for the Power Upgrading

Takashi Osaka^{*}, Yoshihiko Ozaki^{*}

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. However, on the other hand, after the accident, it is very difficult to construct newly the nuclear power plant. Therefore, it is desired to carry out much more practical use of the existing nuclear power plant. One of the policies is improvement in reactor power. It is aiming at the increase in the existing reactor power in safe tolerance level. In this paper, we will describe the outline of the necessity of nuclear power upgrading and also discuss basically the safety assessment for the power upgrading in the case of PWR using the plant simulator.

Keywords: Nuclear power plant, Reactor power upgrading, Safety assessment, PWR plant simulator

I. 緒言

2011年3月11日に発生した福島原子力第1発電所事故は、従来の我が国のエネルギー政策の抜本的な見直しを要求している。現在、議論の中心は以下の2種の議論のように思われる。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。福島事故以前の原子力発電が、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余りにも大きな状況変化と言えよう。

現在、我が国の55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が、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。一方、現下の経済状況から一方的な電気

^{*} 原子力技術応用工学科

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ものではない。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」という非常に不安定な発電方式であり、原子力発電が担ってきた基幹電源としての位置付けとはなり得ないの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火力発電に頼ることが果たして将来にわたって永遠に許されることだろうか。

以上の点から、今後とも原子力発電は基幹電源としてのある一定の役割を果たしていくことが期待される。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。また、原子力発電は当面ある一定の役割であって、福島以前のように新規に原子力発電所が多数新設されるということは考えにくく、また、老朽化した発電所の休止、閉鎖ということも場合によっては議論の俎上に上がると予想される。そのため、現状の原子力発電所の定格熱出力を安全範囲内で若干、数%程度向上させ、発電出力を増加させることは既存原子力発電所の有効活用策として検討に値すると考える。従来、この原子炉出力向上は福島以前から原子力発電所の新設が長期にわたること、莫大な建設費用の点などから、既存原子力発電の有効活用策として 1970 年代後半から欧米で広く実施され、約 160 件にも及ぶ原子炉出力向上が規制当局に認可、実施されている。これらの出力向上によって増加した発電量は、100 万 kW 級発電所の約 7.6 基分に相当するとされる¹⁾。

本稿では、この既設原子力発電所の出力向上における安全評価上の課題について、100 万 kW 4 ループ PWR 動特性シミュレータを用いた基礎的検討を実施したので報告する。

II. 原子炉出力向上とは

エネルギー需要への対応や地球温暖化対策に向けての原子力発電所の活用、特に既存発電所の有効活用の方策としては発電所設備利用率の向上がまず第 1 に挙げられるが、もう一つの方策として原子炉出力の向上がある。

米国では、原子炉熱出力測定精度向上などにより原子炉出力を最大 20%までの定格出力向上が認められている。一方、我が国では日本原子力学会が中心となり、原子炉出力向上を実施した場合の安全評価への影響について検討している¹⁾。

原子炉出力向上には図 1 に示す方式がある。ここで、ストレッチ型での出力向上は一般に 7%程度までであり、大きな設備改造は伴わずプラント性能範囲内で実施する。設備拡張型の出力向上はストレッチ型より大きく 20%程度であるが、主要機器の改造を伴う。測定精度改善型は概ね 2%程度の出力向上であり、原子炉熱出力計測に使用される給水流量計を現状のものより高精度

なものに変更し、安全解析上考慮される原子炉出力計測誤差、すなわち原子炉出力計算の不確定性を減少させることで実現する。

ストレッチ型、設備拡張型での出力向上は理解しやすいが、測定精度改善型について以下若干説明する。原子炉熱出力計算は、次式にあるように給水流量精度に大きく依存している。

熱出力＝給水流量×（主蒸気エンタルピー－給水エンタルピー）＋その他

$$\text{熱出力精度} = \left\{ (\text{給水流量精度})^2 + 0.28 \times (\text{給水温度精度})^2 + 0.003 \times (\text{主蒸気圧力精度})^2 \right\}^{1/2}$$

熱出力計算精度が流量計測精度向上によって向上すると、図2に示すように安全解析に当初見込んでいた熱出力計算の不確かさに対する余裕の範囲内で出力向上が図られる、というものである。

いずれの方式を採用したにせよ原子炉出力向上によってプラントがどのような影響を受けるか評価しておく必要がある。炉出力向上がもたらすプラントへの影響は表1のように分類されている²⁾。

報告されているPWRの安全評価検討^{3) 4)}では、2種類の検討がなされている。一つは出力運転中の制御棒異常引き抜きなどの運転時の異常な過渡変化事象を対象にしたものと、いま一つは冷却材喪失

(LOCA)や原子炉冷却材ポンプ(RCP)停止といった事故を対象にした評価検討がなされている。いずれの場合でも、燃料中心温度や燃料からの冷却指標である最少DNBR、さらには反応度事故時の燃料の健全性指標である燃料エンタルピーなどが評価され、問題ないとされている³⁾。評価対象とされたプラントはPWR3ループプラント(17×17型燃料集合体)、出力向上量は9%とし、評価にあたって1次冷却材流量は現行と同じとし、安全保護系動作信号の設定値も現行と同じという条件である。ただし、この評価結果は代表プラントについてのものであり、個別プラントで出力向上を実施する場合はプラント毎に安全性評価を実施してゆく必要があることは言うまでもない。

一方、BWRについても同様の安全評価検討がなされ、その結果を踏まえて日本原子力発電(株)

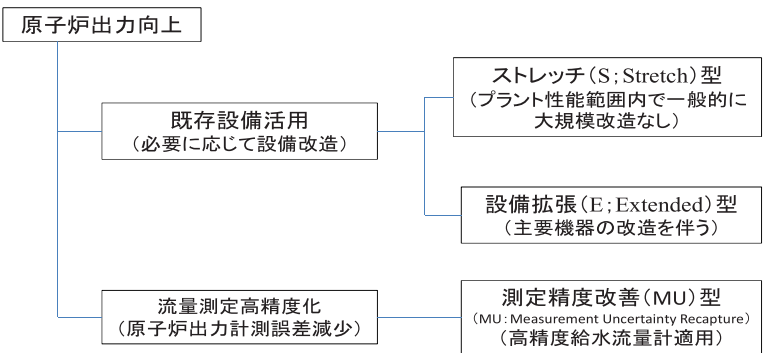


図1 原子炉出力向上方式

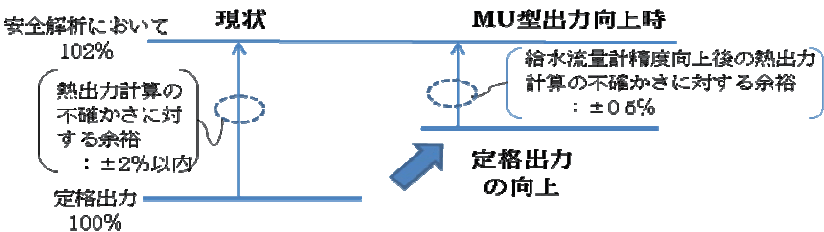


図2 測定精度改善型による炉出力向上

表1 炉出力向上のプラントへの影響分類

(1) 炉出力増加が直接影響する項目	
①	中性子束増加による影響
②	核的／熱的尤度への影響
③	残留熱増加による影響
④	1次冷却材温度変化による影響 (PWR)
(2) 蒸気量増加が影響する項目	
①	蒸気流量／流速増加による影響
②	タービン／発電機負荷増加による影響→電気設備の電流増加
③	タービン排熱増加による影響
④	給復水流量／流速増加による影響

では東海第2発電所(BWR-5、110万kW)を対象に原子炉出力を約5%向上する計画が進められていた⁵⁾。

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“PCTRAN”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3にシミュレータ“PCTRAN”のPWR版GUIを示した。図3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。

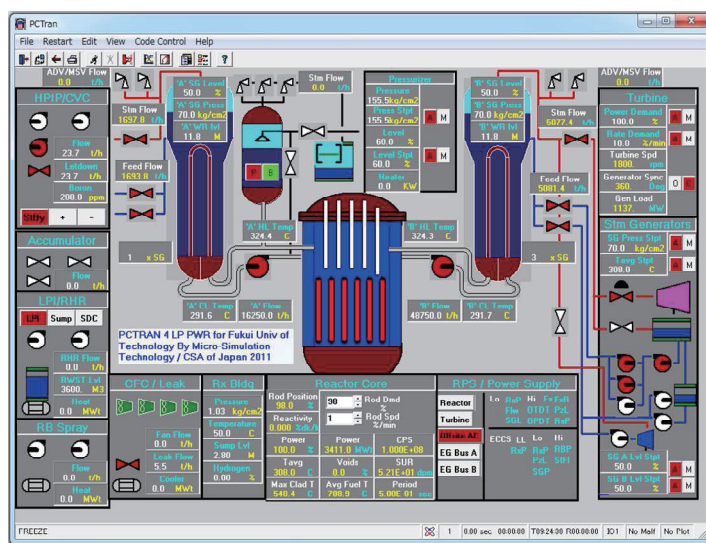


図3 PCTRAN-PWRのGUI画面

今回、原子炉出力向上の安全性評価の基礎的検討として、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

原子炉出力向上の安全評価基礎実験として、原子炉出力を 105%、110%、115% 向上させた場合について実施した。実験 1 として各原子炉出力向上後の定格運転時でのプラントプロセス状態

変数変化に関して、実験 2 として出力向上後定格運転時において RCP4 台全てがトリップ事故を起こした場合に関して、実験 3 として同じく 1 次冷却主配管に LOCA が生じた場合に関しての各々プラントプロセス状態値の過渡変化と安全評価に対する基礎検討を実施した。

全ての実験のシミュレーション条件として、装荷燃料は燃料交換直前の燃焼度に至った EOC(End of Cycle)燃料を対象とした。EOC 燃料は燃焼度が進み、燃料中に多量の核分裂生成物(FP)が蓄積されるので残留崩壊熱が大きくなり、冷却能力低下を伴う過渡事象／事故時の条件としてはより厳しい側になることから EOC 燃料を解析対象とした。

実験 1 でのプロセス状態変数として加圧器圧力(原子炉圧力)、冷却材温度、冷却材流量、給水流量、原子炉熱出力、燃料温度、燃料被覆管温度、さらに最小 DNBR などを対象とした。

実験 2 では各々の出力向上後の安定定格運転状態が確認された状態で、RCP4 台をほぼ同時にトリップさせた。実験はトリップ後、原子炉スクラムがかかり、その後のプロセス状態変数が安定したことを確認した上で、終了とした。この間、上記状態変数以外の全ての状態変数の 1 秒毎の値は記録されている。

実験 3 は、実験 2 の RCP4 台トリップの代わりに定格運転確認後に 1 次冷却系原子炉出口配管(Hot Leg)部で 1000cm² 破損、LOCA が瞬時に発生したとしてシミュレーションを実施した。

3) 実験結果

3-1) 実験 1

実験 1 として実施した EOC 燃料に対する各炉出力での定格運転時のプロセス状態変数の結果を表 2 にまとめた。

表 2 各原子炉定格出力運転時における状態変数比較

表 2 の結果からは、加圧器圧力、すなわち原子炉圧力、冷却水流量については一定運転としていることから炉出力増加による変化はない。一方、給水流量は当然の如く炉出力増加の割合と同じ割合で増加、また燃料ピーク温度、燃料被覆管温度についても炉出力増加に伴って上昇していることがわかる。燃料被覆管と冷却材との温度差から決まる冷却能力の指標である DNBR は炉出力上昇に伴って値が小さくなっていくが、安全設計上の限界許容値とされる 1.42 を十分上回っており問題はない。ここで、DNBR について若干補足する。図 4 に示したのは、いわゆる沸騰熱伝達曲線と呼ばれるもので、横軸はこの場合、被覆管温度と冷却材温度との温度差(あるいは被覆管温度)を示し、縦軸が被覆管から冷却材への熱流束を表している。設計上および安全上、C 点から不連続的に E 点に移ることを避けることである。C 点を超すと被

状態変数 \ 炉出力	100%	105%	110%	115%
加圧器圧力(kg/cm ²)	155	156	157	156
冷却材平均温度(°C)	307	308	309	310
冷却材流量(t/h)	65,000	65,000	65,000	65,000
給水流量(t/h)	6,779	7,107	7,452	7,787
熱出力(MW)	3,420	3,591	3,762	3,932
DNBR	2.29	2.18	2.09	2.00
燃料ピーク温度(°C)	790	814	840	865
燃料被覆管ピーク温度(°C)	549	561	575	588

力の上昇に伴って値が小さくなっていくが、安全設計上の限界許容値とされる 1.42 を十分上回っており問題はない。ここで、DNBR について若干補足する。図 4 に示したのは、いわゆる沸騰熱伝達曲線と呼ばれるもので、横軸はこの場合、被覆管温度と冷却材温度との温度差(あるいは被覆管温度)を示し、縦軸が被覆管から冷却材への熱流束を表している。設計上および安全上、C 点から不連続的に E 点に移ることを避けることである。C 点を超すと被

覆材の表面温度が C 点に相当する温度から E 点に相当する温度に不連続的に上昇し、燃料部の温度が上昇し、燃料の健全性が失われ、溶融の恐れも生じる。C 点に相当する熱流を限界熱流束、あるいはバーンアウト熱流束と呼ぶ。安全設計上、C 点に至らないように余裕を持って熱流束を抑えなければならない。核沸騰領域から膜沸騰に入るのを DNB (Departure from Nucleate Boiling) とよび、安全設計では次の DNBR (DNB Ratio) を限界許容値以上に設計することが要求される。原子炉出力を増加させた場合、

図 4 において核沸騰領域内で被覆管温度が上昇し、熱流束が上昇していき DNB に近づくので DNBR は小さくなるという訳である。

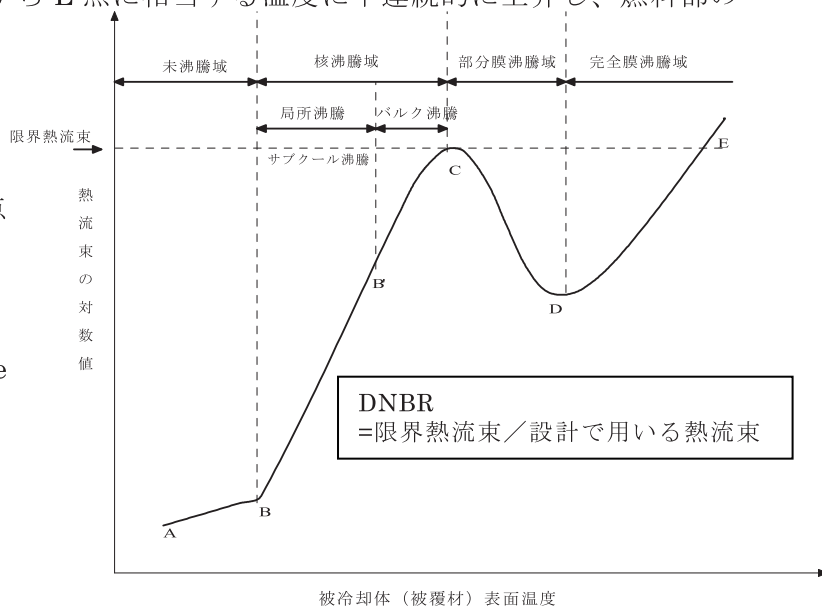


図 4 沸騰熱伝達曲線と DNBR

3-2) 実験 2

炉出力 110% 定格運転時における EOC 燃料での RCP4 台トリップ事故発生による冷却材流量の変化を図 5 に示した。図からわかるようにポンプ軸固着事故のようにステップ関数的に流量零とはならず、インペラーの慣性力による回転分だけ徐々に流量低下となっており、若干、冷却能力低下は緩和されている。この際のプラントで生じているイベントの時系列チャートを表 3 に示した。

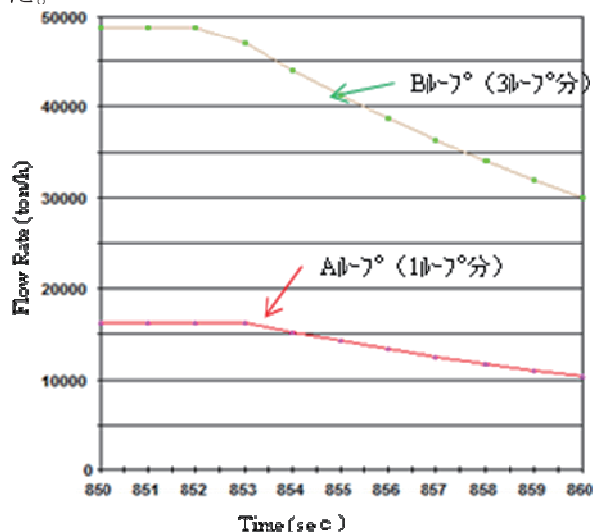


図 5 冷却材流量変化

表 3 RCP トリップ事故イベントリスト

Reset to IC #1
000000.0 sec, HPI Pump #3 Position Change: 100%
000030.0 sec, Pwr Dmd Change: 110.00 %
000030.0 sec, rate Change: 02.00 %/min
000853.0 sec, RCP-B trip
000853.5 sec, RCP-A trip
000853.5 sec, TDAFW Pump Position Change: 100%
000854.0 sec, All MFW Pumps trip
000854.0 sec, Condensate Pump #1 Position Change: 0%
000854.0 sec, Feed Pump #1 Position Change: 0%
000854.0 sec, Feed Pump #2 Position Change: 0%
000854.0 sec, MDAFW Pump #1 Position Change: 100%
000854.0 sec, MDAFW Pump #2 Position Change: 100%
000854.5 sec, HPI Pump #3 Position Change: 0%
000855.0 sec, Scram Low RC Flow87.0 %
000855.5 sec, Reactor Scram
000857.0 sec, PZR Safety Relief Valve #0 Position Change: 100%
000857.5 sec, PZR Safety Relief Valve #1 Position Change: 100%

制御棒の一斉挿入による原子炉スクラムは事故発生後 2 秒で冷却材流量低スクラム信号により安全に行われたことが読み取れる。図 6、図 7、図 8 に各々、冷却材温度燃料被覆管温度、燃料温度の変化を示す。図において、RCP トリップ発生時刻は 853 秒の位置であり、その 2 秒後に

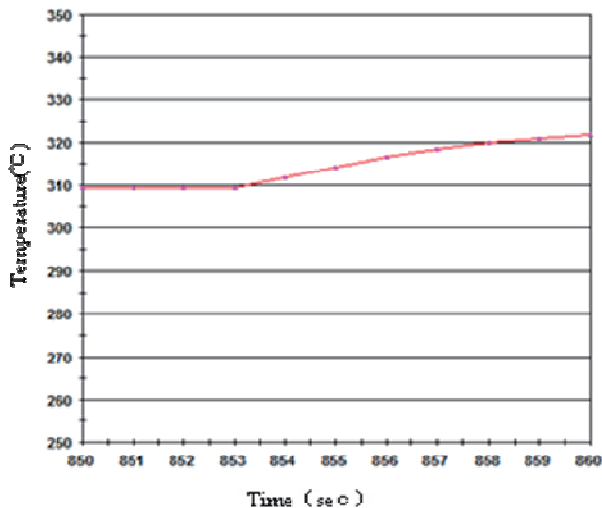


図6 冷却材温度変化 (RCP トリップ)

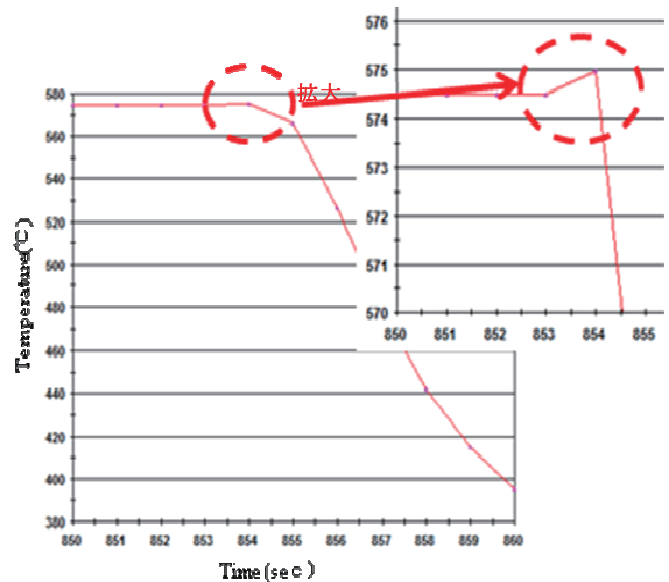


図7 燃料被覆管温度変化 (RCP トリップ)

原子炉スクラムにより炉出力が急峻に低下し、その結果、燃料被覆管、燃料温度も急激に低下していることがわかる。図には示されていないが、燃料被覆管、燃料温度は崩壊熱と RCP トリップによる冷却能力低下のため上昇するが、非常用炉心冷却設備の作動により定格運転時の温度に至ることもなく、再び低下していくことが確認された。燃料被覆管、燃料温度の RCP トリップ事故での最高温度は各々、図から分かるとおり、RCP トリップ直後には燃料被覆管温度は 575°C まで上昇しているが、燃料温度はほとんど変化していない。燃料被覆管温度上昇は定格運転時と比べても僅か 1°C 弱の温度上昇に止まっており、安全上は全く問題がないことがわかる。また、図 6 に示した冷却材温度変化からも RCP トリップ後、約 13°C 程度上昇したのみであった。

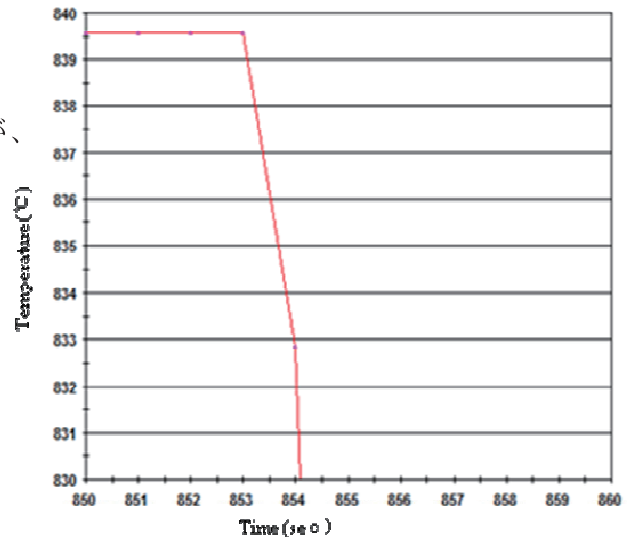


図8 燃料温度変化 (RCP トリップ)

このことは図 9 に示した DNBR の変化からも示される。すなわち、図 6 に示した冷却材温度上昇により、燃料被覆管表面温度が若干上昇し、DNBR の低下に繋がり、その後、原子炉スクラムによる核分裂停止により燃料被覆管温度は低下、最高点に達した後の急激な温度が低下により、

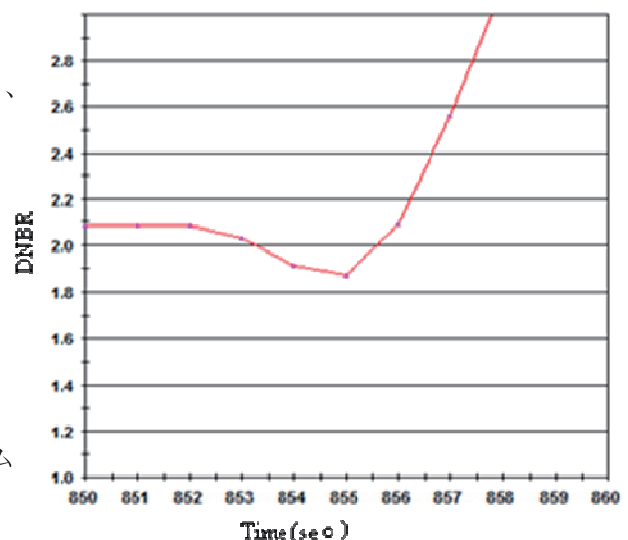


図9 DNBR 変化 (RCP トリップ)

DNBR も上昇していった様子が示されている。このとき、最小 DNBR は 1.87 と定格運転時の 2.08 から 0.2 程度の低下であり、安全許容値である 1.42 を大きく上回っており、この点から

も安全上は全く問題ないことがわかる。

実験 2 の結果からは、定格出力を 100% から 110% に増加させたとしても、RCP4 台トリップ事故に対しては充分安全許容範囲内であり、全く問題とはならないことがわかった。

3-3) 実験 3

ここでは実験 2 と同様に定格出力を 100% から 110% に増加した場合の EOC 燃料に対して、LOCA を対象に実験、評価した⁶⁾。LOCA は、1 次冷却系原子炉出口配管(Hot Leg)部で 1000cm² 破損、瞬時に発生したとしてシミュレーション実験を行った。表 4 に LOCA 発生からプラントで生じているイベントの時系列チャートを示す。表 4 からわかるとおり、LOCA 発生から 1 秒で中性子高スクラム信号により、その後、0.5 秒で原子炉スクラムに至っている。

図 10 に LOCA 事故前後での冷却材温度変化を示した。LOCA 発生後、冷却材温度が大きく低下していった様子がわかる。これは LOCA 発生と同時に Hot Leg 配管の LOCA 発生位置での突発的な圧力バウンダリー解放により、図 11 示すように 1 次系圧力が急激に低下、この圧力低下とともに冷却材がその圧力での飽和状態を継続しつつ突沸、一様に冷却材温度が低下し続けていったと考えられる。

表 4 LOCA 時イベントリスト

```
Reset to IC #1
000000.0 sec, HPI Pump #3 Position Change: 100%
000030.0 sec, Pwr Dmd Change: 110.00 %
000030.0 sec, rate Change: 05.00 %/min
000792.5 sec, Malfunction # 1 Fraction = 1000.0 %
(LOCA発生条件設定: 10秒後にLOCA発生)
000803.5 sec LOCA occurred
000804.5 sec, Scram High Flux 118.0 %
000805.0 sec, Reactor Scram
000805.5 sec, Malfunction # 9 Fraction = 00.0 %
000805.5 sec, HPI Pump #3 Position Change: 0%
000806.0 sec, HPSI start low RX Press 118.0 bar
000806.0 sec, HPI Pump #1 Position Change: 100%
000806.0 sec, HPI Pump #2 Position Change: 100%
000806.0 sec, Cmt Vent Valve #1 Position Change: 0%
000806.5 sec, TDAFW Pump Position Change: 100%
000807.0 sec, All MFW Pumps trip
000807.0 sec, Condensate Pump #1 Position Change: 0%
000807.0 sec, Feed Pump #1 Position Change: 0%
000807.0 sec, Feed Pump #2 Position Change: 0%
000807.0 sec, MDAFW Pump #1 Position Change: 100%
000807.0 sec, MDAFW Pump #2 Position Change: 100%
```

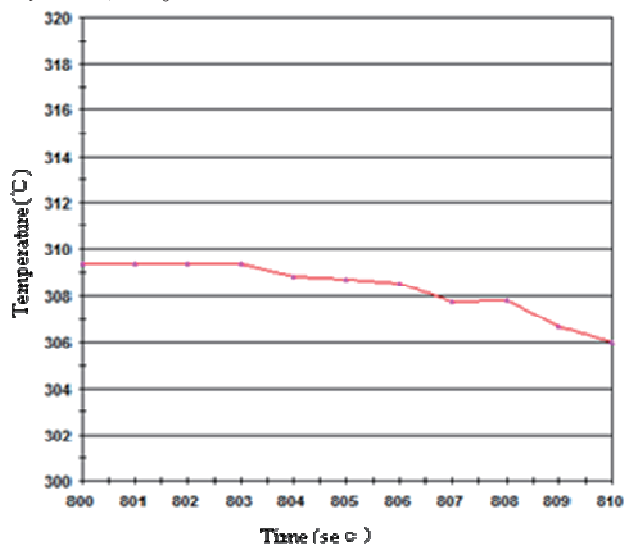


図 10 冷却材温度変化 (LOCA)

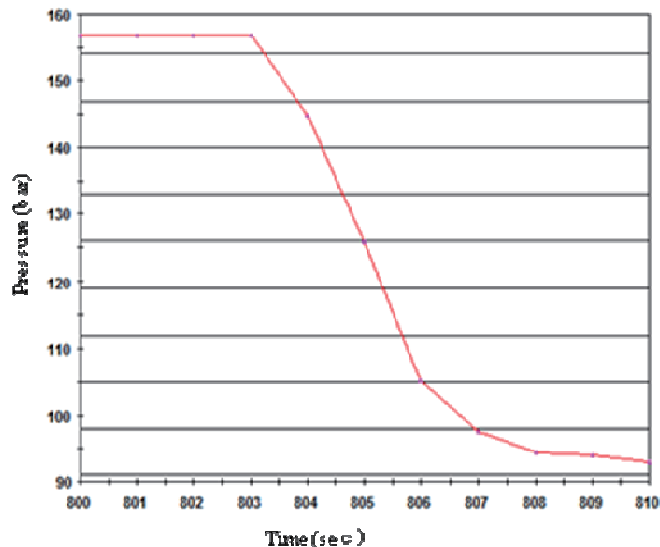


図 11 1 次系圧力変化 (LOCA)

次に、図 12、図 13 に燃料被覆管温度、燃料温度変化を各々示した。図からは LOCA 発生後から原子炉スクラムまでの間、燃料被覆管、燃料温度が各々上昇し、燃料被覆管温度で約 3.5°C、燃料温度で約 7.5°C 上昇していることを示しているが、例えば燃料被覆管安全許容温度 1200°C に比べれば遥かに低い温度であり安全上全く問題とならないことが分かる。

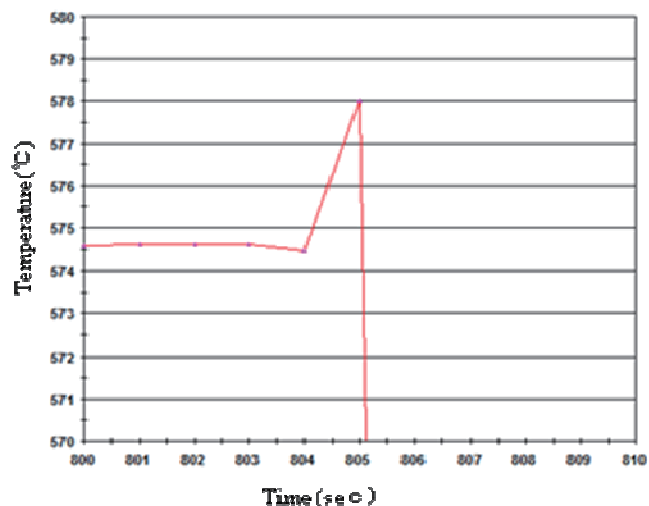


図 12 燃料被覆管温度変化 (LOCA)

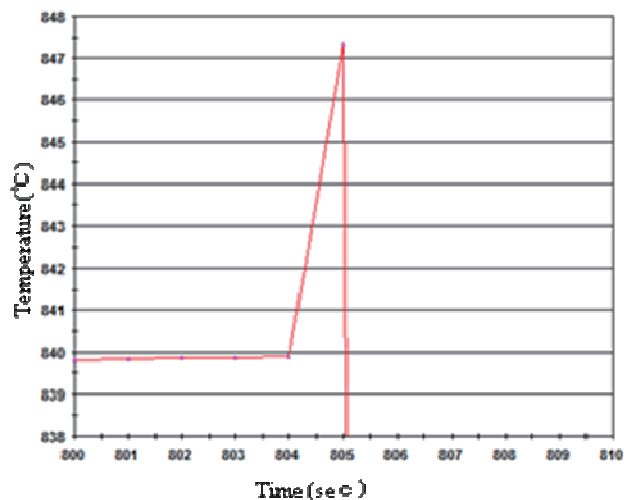


図 13 燃料温度 (LOCA)

このときの DNBR 変化を示したのが図 14 であり、上記のことは図 14 に示した最小 DNBR の値が 2.06 と僅か 0.3 程度の減少であることからわかる。LOCA 発生後から原子炉スクラムまでの間に燃料被覆管、燃料温度が上昇する点について改めて考えてみる。図 15 には、LOCA 発生前後の中性子出力、原子炉熱出力、タービン出力変化を示した。図からわかるとおり、LOCA 発生直後から中性子出力が上昇し、それに付随して熱出力も増加している、ただ、中性子束高スクラム信号で原子炉はスクラム、中性子出力、熱出力共に最高点から急峻に減少していることが見て取れる。結果として、図 12, 13 に示す燃料被覆管、燃料温度の変化に繋がったものである。

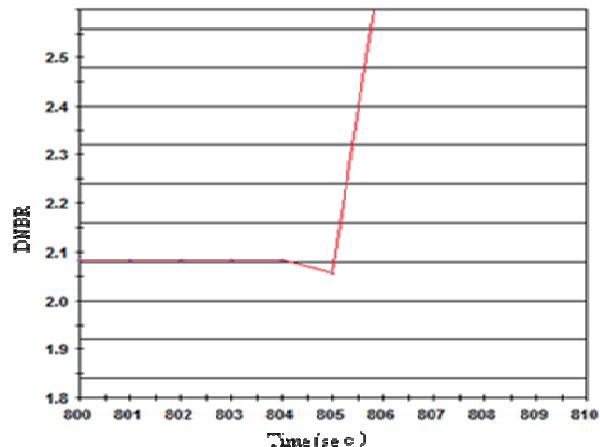


図 14 DNBR 変化 (LOCA)

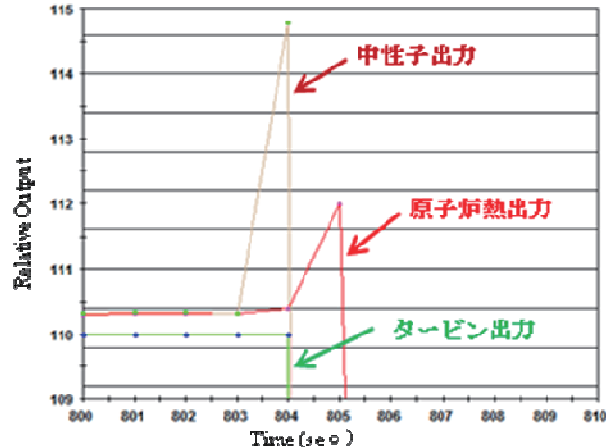


図 15 中性子、原子炉熱出力、タービン出力変化 (LOCA)

すなわち、LOCA 発生後に減速材である軽水温度が図 10 に示すように低下し、このことにより軽水密度が増加、単位体積当たりの軽水分子(水素原子核)数が増加する。これにより、軽水による中性子吸収割合が増加し負の反応度となるが、一方、軽水密度増加による水素原子核での中性子散乱確率が増加し、中性子減速能の上昇による正の反応度が付加される。一般に後者の効果が支配的であり、結果、炉心へは正の反応度が加えられることにより炉出力が上昇したものである。このことはまた、図 16 に示す減速材反応度、制御棒反応度、ドップラー(燃料)反応度、そしてこれらの総和としてのトータル反応度の変化からも説明できる。すなわち、LOCA 発生による減速材温度の低下により減速材反応度が正方向に変化、その他の反応度はほとんど変化がないの

でトータル反応度が正方向に増加し、図 15 に示すように原子炉熱出力が増加、そして図 12, 13 に示すように燃料被覆管、燃料温度が上昇した。一方、原子炉スクラム後は燃料温度、減速材温度ともに低下し続けることから正方向への反応度増加ということになるが、スクラムによる制御棒一斉挿入により急峻な負の反応度により、図に示すようにトータル反応度についても負方向に急峻に変化し、炉出力はほぼステップ関数的に減少したことになる。図 17 に燃料被覆管、燃料温度の LOCA 前後のみではなく、LOCA 発生から原子炉スクラム後の崩壊熱の影響と非常用炉心

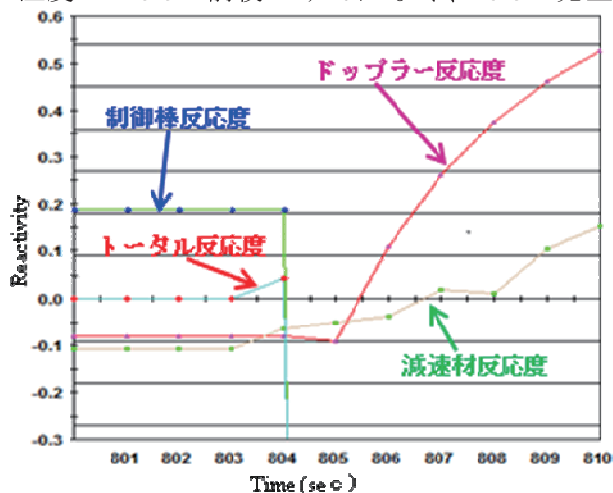


図 16 反応度変化 (LOCA)

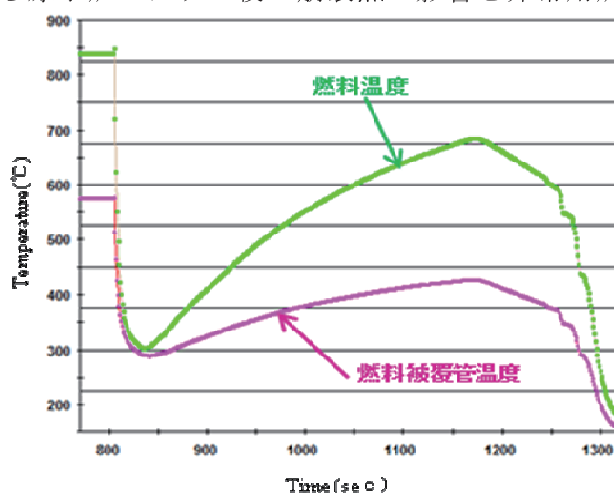


図 17 燃料被覆管、燃料温度の長時間変化 (LOCA)

冷却設備の効果を受けての変化を示した。図から明らかなように、原子炉スクラム後は崩壊熱による温度上昇はあるものの ECCS などの非常用炉心冷却設備の作動により、安全に冷温停止状態に向かっていることがわかる。

IV. 結言

昨年の福島事故以来、我が国のエネルギー政策、電源の在り方に関して活発に議論されてはいるが、中長期的な方向は未だ定まっていない。自然／再生エネルギーの一層の普及を図ることはもちろんであるが、原子力、火力発電を含めた我が国エネルギー供給源のベストミックスについても立場によって様々な数値が挙げられ、混迷を深めているのが現状であろう。確かに言えることは、2005 年の原子力政策大綱、2007 年のエネルギー基本計画で謳われたエネルギー供給の 30 から 40%、さらにはそれ以上を原子力が賄うという方向にはならないだろう。しかし、現実のエネルギー需給状況、地球温暖化問題を考えるとき、パーセンテージはともかく原子力にある一定の役割を今後とも期待して行かざるを得まい。ただ、従来計画通りの原子力発電所新規建設はなかなか厳しい状況となろう。そうした中、既設原子力発電所の有効な活用方策の一つとして、ここでは安全許容範囲内で発電所設備の改造を伴わない 10%程度の炉出力向上について取り上げ、プラント異常／事故事象発生時における安全評価について、本学所有の教育用原子力プラント動特性シミュレータを用いて基礎的な検討を行った。

今回は、PWR プラント動特性シミュレータ(4 ループ電気出力 100 万 kW プラント)を用いて基礎的な安全評価を実施した。また、取り扱った異常／事故事象は RCP4 台トリップ、大口径 LOCA

という限られた事象ではあったが、10%程度の炉出力向上によるプラント側への安全上の負担はほとんど生ずることなく、プロセス状態変数は全て安全許容範囲内であったことが改めて確認することができた。すなわち、RCP4 台トリップ事故においては事故前後で燃料被覆管温度上昇が1℃弱程度であり、一方、原子炉压力容器 Hot Leg 配管での 1000cm² という比較的大きな配管破損による LOCA に対しても燃料被覆管温度で 10℃程度の上昇に収まっていた。さらに、両者とも最小 DNBR の低下も極めて軽微であり、安全許容範囲に充分収まっていることが確認できた。

今後の課題としては、一つは BWR プラントについて今回と同様の実験を実施し、熱容量的に PWR に比し不利とされる BWR の場合について PWR の場合の結果と比較検討すること、二つには福島事故以降、想定外事象(シビアアクシデント)に対するプラントの耐性評価、あるいは H/W、S/W 両面からのアクシデント・マネージメントの必要性が言われており、炉出力向上下のプラントでのシビアアクシデント発生時の安全上の課題を検討すること、である。

参考文献

- 1) 岡本孝司, 木倉宏成, 山口彰, 三島嘉一郎, 関村直人: “原子炉出力向上に関する技術検討評価の結果について「原子炉出力向上に関する技術検討評価」特別専門委員会最終報告“, 日本原子力学会誌, Vol.50, No.12, 2008
- 2) 原子力安全・保安院: “原子炉出力向上の概要について”, 平成 21 年 2 月 25 日, 資料 1-2, 2009
- 3) 岡本孝司, 山口彰: “原子炉出力向上に関する技術検討評価(最終報告)”, 平成 19 年 9 月 29 日, 日本原子力学会「原子炉出力向上に関する技術検討評価」特別専門委員会資料, 2007
- 4) 岡本孝司: “原子炉出力向上に関する技術検討評価”, 平成 20 年 1 月 15 日, 日本原子力学会「原子炉出力向上に関する技術検討評価」特別専門委員会資料, 2008
- 5) 原子力安全・保安院: “我が国における検討状況について (BWR プラント)”, 平成 21 年 2 月 25 日, 資料 1-3-2, 2009
- 6) 大坂尚史、尾崎禎彦: “原子炉出力向上の必要性和課題に関する研究”, 日本原子力学会, H24 春の年会, 学生ポスターセッション C26, 3.20, 2012

(平成 24 年 3 月 31 日受理)