

# ミッドループ運転中に余熱除去系の機能が喪失した場合における 代替冷却手段の有効性確認解析

## Analysis to Verify Effectiveness of Alternative Cooling Method in Case of Loss of RHR Function during Mid-Loop Operation

長江 尚史 (Takashi Nagae)\* 玉置 知彦 (Tomohiko Tamaki)\*\*  
村瀬 道雄 (Michio Murase)\* 綾野 輝芳 (Teruyoshi Ayano)\*\*\*

**要約** 加圧水型軽水炉 (pressurized water reactor : PWR) プラントを停止しミッドループ運転をしている期間は、炉心の崩壊熱は余熱除去 (residual heat removal : RHR) 系統により冷却されている。この時RHR機能が喪失した場合は、炉心冷却手段として (1) 原子炉冷却系統 (reactor coolant system : RCS) 閉止状態では蒸気発生器 (steam generator : SG) によるリフラックス冷却が期待され、(2) RCS開放状態では燃料取替用水ピット (refueling water storage pit : RWSP) からのほう酸水の重力注入が期待される。しかしながら、RCSに十分大きな開口部が存在しない場合には、RWSPからのほう酸水の重力注入の成否が不明確であり、解析による検討が必要である。そこで本研究では、国内標準4ループPWRプラントの停止3日後のミッドループ運転中にRHR系統が機能喪失した場合について、RCS開放状態として加圧器安全弁台座2基が取り外されている場合を想定し、熱水解析コードRELAP5/MOD3.2を用い、SGによるリフラックス冷却とRWSPからのほう酸水の重力注入が有効であるかを解析した。その結果、両者ともに炉心が露出に至るまでの時間を長くする効果があり、更に両方を併用することで、冷却操作をしなかった場合と比べて1時間あまり炉心が露出に至るまでの時間が長くなることを確認した。

**キーワード** 加圧水型軽水炉, ミッドループ運転, 余熱除去機能喪失, リフラックス冷却, 重力注入, RELAP5/MOD3.2

**Abstract** In the mid-loop operation during shutdown of the pressurized water reactor (PWR) plant, the core decay heat is cooled by the residual heat removal (RHR) system. In the case of loss of the RHR function, core cooling is achieved by reflux cooling through the steam generator (SG) when the reactor coolant system (RCS) is closed, or by gravity injection of water from the refueling water storage pit (RWSP) when a large opening is present in the RCS. However, it is uncertain whether core cooling can be achieved by these alternative cooling methods, if the opening is not large enough in the RCS. In this study, the effectiveness of the reflux cooling through the SG and the gravity injection of water from the RWSP in the mid-loop operation three days after shutdown was investigated by using RELAP5/MOD3.2 with a plant model representing a typical 4-loop PWR plant in Japan, assuming that two bases of the pressurizer safety valves were removed. As a result, it was verified that in the case of a combination of the reflux cooling by through the SG and gravity injection of water from the RWSP, the time until the core was uncovered with water extended about an hour from that in the case of no cooling method.

**Keywords** pressurized water reactor, mid-loop operation, loss of residual heat removal, reflux cooling, gravity injection, RELAP5/MOD3.2

## 1. はじめに

加圧水型軽水炉 (pressurized water reactor : PWR) プラントの停止中においては、1次冷却材の酸化運転や蒸気発生器の点検作業等を目的とし、原子炉冷却系統 (reactor coolant system : RCS) のインベント

りを低下させ水位がRCS配管の中央部にある、いわゆるミッドループ運転期間がある。この期間中、炉心の崩壊熱は余熱除去 (residual heat removal : RHR) 系統によって冷却されている。RHR系統は2系統存在するが、万一RHRポンプ等の故障によって両系統とも使用できなくなり、高圧注入ポンプや充てんポ

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

\*\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現在 日本大学大学院 総合社会情報研究科

\*\*\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現在 社団法人 日本原子力産業会議 関西原子力懇談会

ンプ等の代替冷却手段も機能しなかった場合には、蒸気発生器（steam generator：SG）によるリフラックス冷却（図1）や、燃料取替用水ピット（refueling water storage pit：RWSP）からのほう酸水の重力注入（図2）による炉心冷却が期待される。

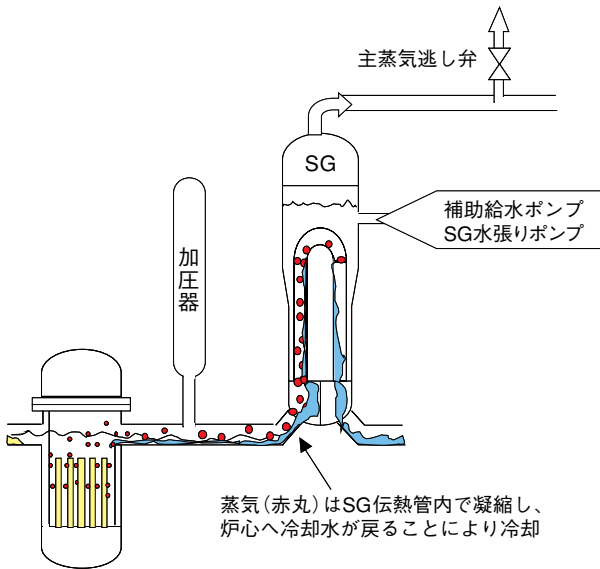


図1 SGによるリフラックス冷却

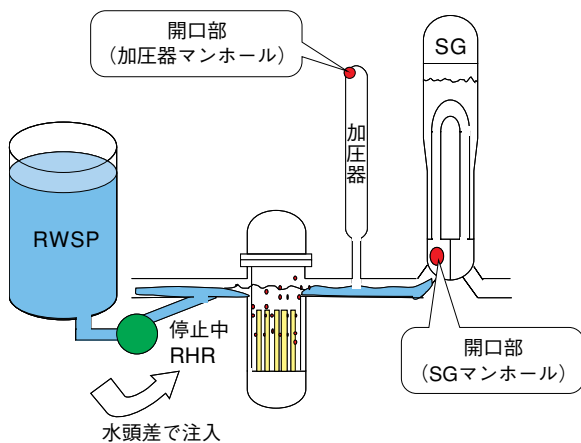


図2 RWSPからのほう酸水の重力注入

これまでも、熱水解析コードRELAP5/MOD2を用い、ミッドループ運転期間中にRHR機能が喪失した場合の炉心冷却の有効性が検討されてきた<sup>(1)(2)(3)</sup>。その結果、RCS閉止状態ではSGによるリフラックス冷却が期待でき、RCS開放状態ではRWSPからの重力注入ができることが分かっている。しかしながら、RCSに十分大きな開口部が存在しない場合には、RWSPからの重力注入の成否が不明確である。諸外国でも本事象については様々な評価が実施されている<sup>(4)(5)</sup>。本研究では、国内PWRの標準4ループプラントを

対象とした。RWSPからの重力注入系統の詳細なモデル化、ミッドループ運転中に想定される運転状態（RCS開放条件）の模擬、現実的な解析条件の作成を実施し、系統への非凝縮性ガスの混入や気液対向流制限現象の再現性が改良されたRELAP5/MOD3.2コード<sup>(6)</sup>を用いて解析を行った。重力注入のみを考慮した場合、リフラックス冷却のみを考慮した場合の解析を各行うとともに、両者を併用した場合についても解析を実施した。

## 2. 解析条件

SGによるリフラックス冷却では、RCSが閉止されており、補助給水系統等によるSG2次側への給水があることが前提となる。炉心で発生した蒸気はSG伝熱管の1次側に流入して凝縮され、凝縮水が炉心に戻ることで炉心の冷却は維持される。一方、RWSPからの重力注入では、RCSに開口部が存在することが前提となる。RWSPの水頭圧によりRCSに冷却材が注入され、RCSのインベントリが回復することで炉心の冷却が維持される。

ミッドループ運転期間中においては、RCS開口部として様々な状態が想定される。状態を大きく分類すると、①RCSが閉止されている状態、②加圧器マンホールやSGマンホール等が取り外され、RCSに大開口部が存在する状態、③加圧器安全弁台座が取り外され、RCSに小開口部が存在する状態が考えられる。国内の停止時確率論的安全評価（probabilistic safety assessment：PSA）では、①や②においてはリフラックス冷却や重力注入により炉心冷却に成功するが、③においてはその成否は詳細に評価されておらず、炉心冷却に失敗するものとして取り扱われている（表1）。

表1 一般的な停止時PSA評価基準

		停止時PSA評価
RCS閉止時		SGによるリフラックス冷却による炉心冷却の成功
RCS開放時	大開口部	RWSPからの重力注入による炉心冷却の成功
	小開口部	SGによるリフラックス冷却やRWSPからの重力注入による炉心冷却の失敗

そこで解析条件には、RCSに小開口部が存在する場合として、ミッドループ運転期間中に想定される加圧器安全弁台座2基が取り外されている状態を選定した。またこの時、SGによるリフラックス冷却操作とRWSPからの重力注入操作とも可能であるとした。

### 3. 解析方法

解析コードは、非凝縮性ガスの混入や気液対向流制限現象の再現性が改良された熱水力学解析コードRELAP5 /MOD3.2を使用した。SG伝熱管では、非凝縮性ガスの混入により凝縮伝熱が妨げられる可能性がある。また、蒸気の上昇流と凝縮水の下降流による気液対向流状態となるが、下降液流は上昇蒸気流から気液界面で応力を受け、流量が制限される（気液対向流制限）可能性がある。

解析の対象プラントは国内PWRの標準4ループプラント（定格熱出力3,423MWt）を選定した。ミッドループ運転期間中、最も炉心崩壊熱の大きいプラント停止3日後を想定し、炉心崩壊熱は14.54MWtと定めた。

解析モデルを図3に示す。モデルは主に、原子炉容器、RCS、RHR、加圧器、SG等からなる。RCS開口部として、加圧器安全弁台座2基（0.026m<sup>2</sup>）が取

り外されている状態を想定し、RWSP、RWSPからの重力注入ライン、SG（リフラックス冷却に使用するSGは1基）、主蒸気逃し弁、補助給水系等にノード分割しモデル化した。リフラックス冷却に寄与しないSG3基分については、SG1次側の出入り口にノズル蓋が設置されているものとした。

初期条件として、炉心の崩壊熱はRHR系統により冷却されており、1次系、2次系とも大気圧状態で熱平衡状態にあるとしてモデル化した。また、リフラックス冷却に使用するSGの2次側は満水状態とし、RWSPについても満水であるとした。主な初期条件を表2に示す。

表2 主な初期条件

主要パラメータ	初期条件
原子炉出力（炉心崩壊熱）	14.54MWt（原子炉停止3日後）
1，2次系圧力	大気圧
1次冷却材平均温度	333K（60℃）
蒸気発生器2次側温度	333K（60℃）
1次冷却材水位	RCS配管中央部
蒸気発生器2次側水位	11.7m
RWSP水位	11.54m
RWSP温度	313K（40℃）
RCS開口部	0.026m <sup>2</sup> （加圧器安全弁台座2基取外）

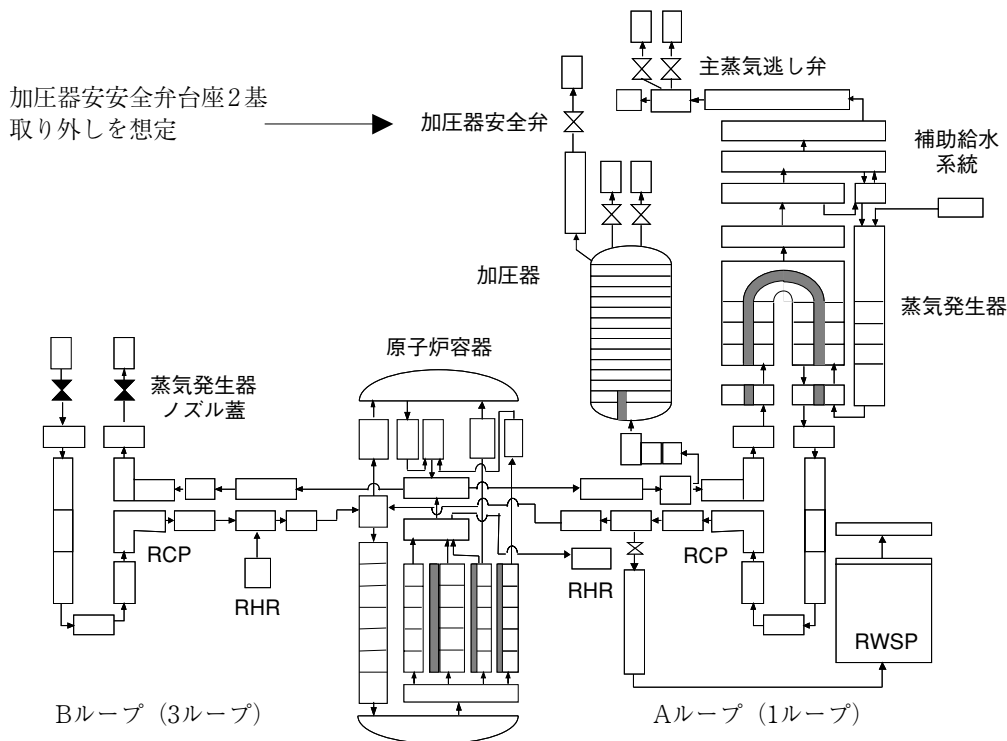


図3 ノード図

事象のシナリオとして、RHR機能喪失後、RHR系統が両系統とも使用できなくなり、高圧注入ポンプや充てんポンプ等の代替冷却手段も機能しなかったとし、事象発生10分後に運転員操作によりRWSPからの重力注入操作（RWSPからコールドレグへの注入ラインの形成）、あるいはSGのリフラックス操作（主蒸気逃し弁の全台開放、補助給水ポンプの起動）がなされるものとした。解析ケースは、表3に示す4ケースを実施した。

表3 解析ケース

Base Case	RWSPからの重力注入、SGによるリフラックス冷却を考慮しない
Case 1	RWSPからの重力注入を実施した場合
Case 2	SGによるリフラックス冷却を実施した場合
Case 3	RWSPからの重力注入及びSGによるリフラックス冷却を実施した場合

#### 4. 解析結果と考察

評価項目として、炉心が露出に至るまでの時間に着目し、炉心最上部のボイド率が1となる点を炉心が露出した時間として判断評価した。

Base Caseでは、RHR機能喪失後に炉心は沸騰を開始し、加圧器安全弁台座部から1次冷却材が放出されることにより、炉心は約100分で露出する（図4）。炉心の冷却手段がないため、最終的に炉心は損傷に至ることとなる（図5）。

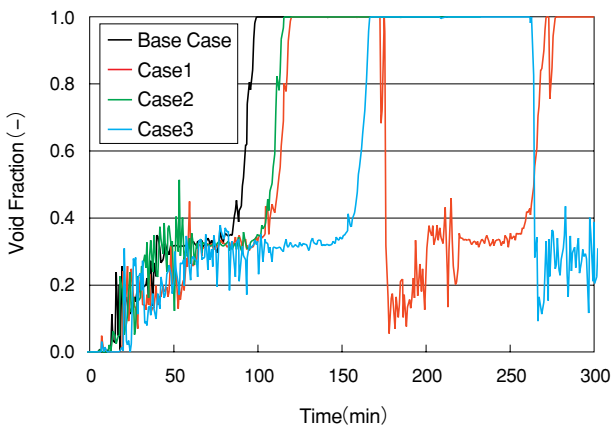


図4 炉心最上部ボイド率の時間変化

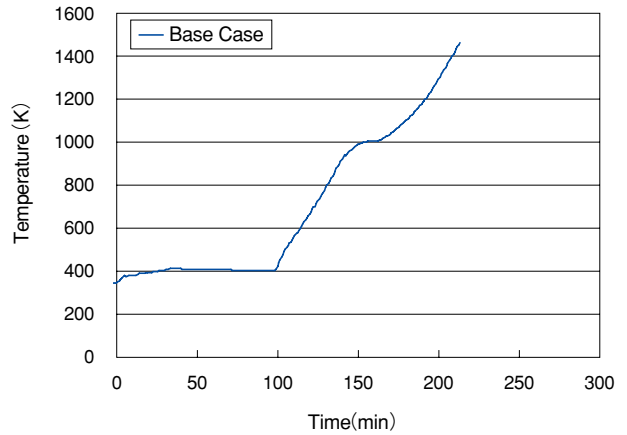


図5 燃料被覆管表面温度の時間変化（炉心最上部、Base Case）

Case 1では、RHR機能が喪失した10分後にRWSPからの重力注入がなされ（図6）、RCSのインベントリが増加する。その後炉心は沸騰し、加圧器安全弁台座部から1次冷却材が放出されるため炉心は露出に至る。しかしBase Caseより炉心が露出に至るまでの時間が約20分長くなる。また、炉心が露出した後に再度RWSPからの重力注入が働き、炉心の冷却効果も見られる。

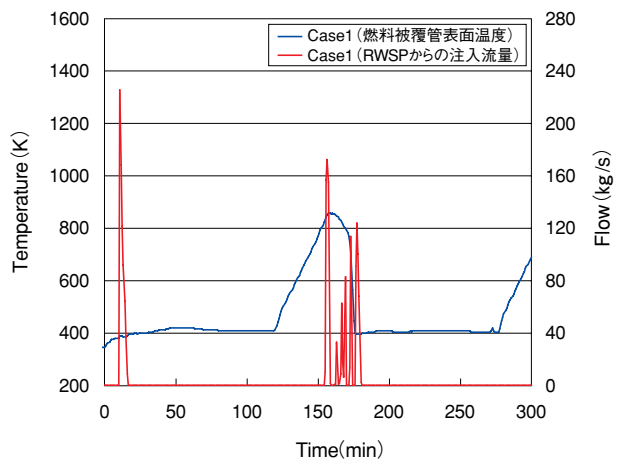


図6 燃料被覆管表面温度（炉心最上部）とRWSPからの注入流量の時間変化（Case 1）

Case 2では、RHR機能喪失後炉心は沸騰するが、SGによるリフラックス冷却により炉心は一時的に冷却され、加圧器安全弁台座部からの1次冷却材が放出するタイミングが遅くなる。よって、炉心が露出に至るまでの時間はBase Caseより約18分長くなる。しかし、1次冷却材の補給がないため、最終的に炉心は損傷に至る（図7）。

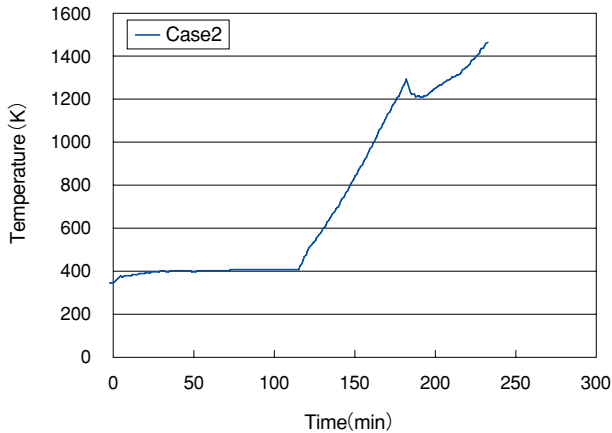


図7 燃料被覆管表面温度の時間変化  
(炉心最上部, Case 2)

Case 3 ではRHR機能喪失10分後にRWSPからの重力注入によりRCSのインベントリが増加し(図8), SGによるリフラックス冷却効果も働くため, 炉心が露出に至るまでの時間はBase Caseより約68分も長くなる。

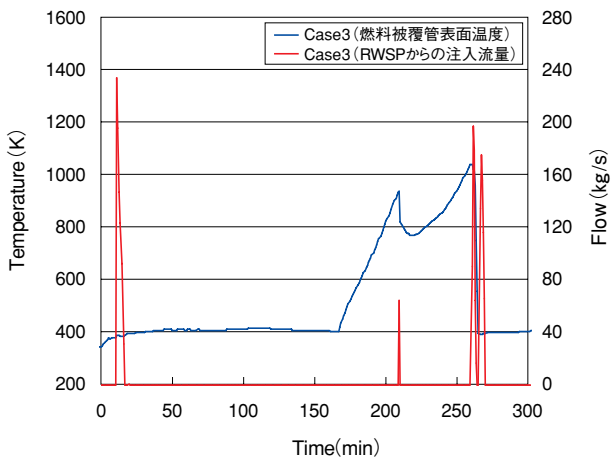


図8 燃料被覆管表面温度(炉心最上部)とRWSPからの注入流量の時間変化(Case 3)

炉心が露出に至るまでの時間の比較を表4に示す。冷却手段がない場合(Base Case)に対し, RWSPからの重力注入を実施した場合(Case 1)は約20分, RWSPからの重力注入とSGによるリフラックス冷却を実施した場合(Case 3)は約68分の時間余裕が生まれる。

表4 炉心が露出に至るまでの時間

解析ケース	冷却手段	炉心が露出に至るまでの時間(分)
Base Case	なし	100
Case 1	重力注入	120
Case 2	リフラックス冷却	118
Case 3	重力注入とリフラックス冷却	168

よって, RCS開口部として加圧器安全弁台座2基が開放されている状態において, RWSPからの重力注入は炉心が露出に至るまでの時間に対して有効な操作であり(Case 1)。また, RWSPからの重力注入とSGによるリフラックス冷却を併用することで, 更に炉心が露出に至るまでの時間に1時間以上の余裕が生まれ, 炉心が露出に至るまでの時間に対して非常に有効な操作であることが確認できた(Case 3)。

## 5. まとめ

PWRプラント停止時のミッドループ運転期間中にRHR機能が喪失した場合において, SGによるリフラックス冷却やRWSPからのほう酸水の重力注入による代替冷却手段の有効性をRELAP 5/MOD3.2を用いて解析した。加圧器安全弁台座2基が取り外され, RCSに小開口部が存在する場合における結果では, SGによるリフラックス冷却とRWSPからの重力注入操作を併用することによって, 何も操作しなかった場合よりも1時間以上, またRWSPからの重力注入操作のみの場合よりも50分近く炉心が露出に至るまでの時間が長くなることを確認した。すなわち, RCSに小開口部が存在する場合, SGによるリフラックス冷却とRWSPからの重力注入操作を併用することは, 炉心が露出に至るまでの時間に対して有効な操作であることが確認できた。

## 文献

- (1) 高橋浩道, 福田護, 井上修二ら, 停止時ミッドループ運転時余熱除去機能喪失時熱水力解析, 日本原子力学会1999年春の年会, I42 (1999).
- (2) 近藤啓介, 高橋浩道, 福田護, PWRプラントの停止時ミッドループ運転の解析, 日本原子力学会2002春の年会, J20 (2002).

- (3) Y.Narumiya, K.Murayama, J.Uchida et al., "Thermal Hydraulic Analysis of RHR Cooling during Shutdown Operation in PWR," Eighth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Kyoto, Japan, Sept.30- Oct.4, 1997, Vol.2, 740 (1997).
- (4) U.S. NRC, "Thermal-Hydraulic Processes During Reduced Inventory Operation with Loss of Residual Heat Removal," NUREG/CR-5855, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1992).
- (5) K.W.Seul, Y.S.Bang, H.J.Kim " Mitigation Measures Following a Loss of Residual Heat Removal Event during Shutdown," Nuclear Technology, Vol.132, 152 (2000).
- (6) U.S. NRC, "RELAP5/MOD3 Code Manual: User's Guide and Input Requirements," NUREG/CR-5535, Vols.1 through 5, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1995).