

RREP-2018-1001

# 安全研究成果報告

## 多重故障事象の影響評価に関する研究

Research on Consequence Evaluation of Multiple  
Failure Events

上原 宏明      小西 秀雄  
Hiroaki UEHARA and Hideo KONISHI

システム安全研究部門  
Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁  
長官官房技術基盤グループ  
Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

平成 30 年 11 月  
November 2018

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本レポートの内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門  
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル  
電 話：03-5114-2223  
ファックス：03-5114-2233

# 多重故障事象の影響評価に関する研究

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

システム安全研究部門

上原 宏明 小西 秀雄

## 要 旨

実用発電用原子炉に係る新規制基準により、重大事故等に対する「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」及び「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」の実施が求められている。本研究では、有効性評価の審査に活用する知見の取得を目的に、重大事故等の拡大防止対策で想定しなければならない事故シーケンスのうち代表例について、熱水力解析を実施した。解析には、原子力プラント過渡熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3、3次元核熱結合解析コード SKETCH-INS/TRACE5.0、及び格納容器評価コード CONTEMPT-LT を用いた。

解析により、核熱水力的な事象進展の特徴を整理するとともに、原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象を抽出し、その影響を検討した。PWR プラントの「非常用炉心冷却系（ECCS）再循環機能喪失事象」の解析では、一次系内の気液分布を詳細に評価した結果、蒸気発生器伝熱管でのスチームバインディング現象により ECCS 再循環失敗後の炉心露出に至るまでの時間が早くなり燃料被覆管温度の上昇が大きくなることを明らかにした。BWR プラントの「全交流動力電源喪失事象」の解析では、事象進展時の原子炉水位の変化、格納容器内の圧力や温度の変化等、炉心損傷防止対策の有効性に関する定量的な知見を得た。「高圧・低圧注水機能喪失事象」では、低圧代替注水系による原子炉水位回復時に、ボイド率の大きいホットチャンネルで水位が高くなり、必ずしもホットチャンネルで燃料被覆管温度が最も高くなるとは限らないことがわかった。

また、安全性向上評価における地震 PRA の高度化と関連し、設計基準を超える外部事象により「蒸気発生器の伝熱管複数本破損事象」が発生すると仮定した解析を行い、炉心損傷防止対策の有効性に関する知見を取得した。

## Research on Consequence Evaluation of Multiple Failure Events

Hiroaki UEHARA and Hideo KONISHI

Division of Research for Reactor System Safety

Regulatory Standard and Research Department

Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

## Abstract

The new regulatory requirements for commercial nuclear power plants require evaluation of the effectiveness of measures for preventing both severe core damage and containment failure under postulated severe accidents and those for preventing fuel damage in a reactor during shutdown. In order to obtain information available in reviews of the effectiveness evaluation, thermal-hydraulic analyses were conducted for representative accident sequences among those that must be assumed to prepare the measures for severe accidents. The light water reactor transient thermal-hydraulic analysis code, RELAP5/MOD3.3, thermal-hydraulic and three-dimensional neutron kinetic code, SKETCH-INS/TRACE5.0, and the containment evaluation code, CONTEMPT-LT, were used in the present analyses.

As a result, understanding of the thermal-hydraulic phenomena involved in the event progression was promoted and important ones that influence the safety parameters such as reactor pressure and fuel cladding temperature were identified. In the analyses for “Loss of ECCS recirculation function” in a PWR, detailed evaluation of the gas-liquid phase distribution in the primary system showed earlier core uncovering and subsequent increase in fuel cladding temperature due to the steam binding in the steam generator tubes. Through the analyses of “Loss of all AC power” in a BWR, quantitative information was obtained such as changes in the reactor water level and the containment vessel pressure and temperature during the sequence, which were relevant to the effectiveness of the measures for preventing severe core damage. The analyses of “Loss of high-pressure/low-pressure water injection functions” in a BWR showed that the highest fuel cladding temperature might not necessarily occur in the hot

channel during the recovery of the reactor water level using the alternative low-pressure injection system, due to water level increases with a high void ratio in the hot channel.

In addition, "Multiple steam generator tube rupture" was analyzed as an event that could be induced by a beyond-design-basis external event in relation to the improvement of seismic PRA, and information was obtained on the effectiveness of the measures against severe core damage.

## 目 次

- 1 序論
  - 1.1 研究目的、背景等
  - 1.2 研究の全体工程
- 2. 本論
  - 2.1 多重故障事象に関する技術的知見の取得
    - 2.1.1 PWR プラントにおける重大事故に至るおそれがある事故
      - (1) 2次冷却系からの除熱機能喪失
      - (2) 全交流動力電源喪失
      - (3) ECCS 再循環機能喪失
    - 2.1.2 BWR プラントにおける重大事故に至るおそれがある事故
      - (1) 高圧・低圧注水機能喪失
      - (2) 高圧注水・減圧機能喪失
      - (3) 全交流動力電源喪失
  - 2.2 設計基準を超える外部事象に関する技術的知見の取得
    - (1) 全基 SGTR における炉心損傷回避条件に関する検討
    - (2) 全基 SGTR における SG 伝熱管破損本数等に関する検討
  - 2.3 運転停止中の事故に関する技術的知見の取得
- 3. 結論
  - 3.1 成果の要点
  - 3.2 目的の達成状況
  - 3.3 成果の活用等

## 目 次

- 図 2.1.1-1. RELAP5/MOD3.3 の解析ノード分割図 (3 ループ PWR プラント)
- 図 2.1.1-2. 事象概要図 (2 次冷却系からの除熱機能喪失事象)
- 図 2.1.1-3. 1 次系圧力及び 1 次系保有水量 (高圧の期間)
- 図 2.1.1-4. SG 水位、加圧器水位及び加圧器上部クオリティ
- 図 2.1.1-5. 1 次系圧力及び 1 次系保有水量 (圧力低下開始後)
- 図 2.1.1-6. 1 次系圧力及び 1 次系保有水量 (感度解析)
- 図 2.1.1-7. 燃料被覆管温度 (感度解析)
- 図 2.1.1-8. 1 次系圧力及び 2 次系圧力
- 図 2.1.1-9. 1 次系保有水量
- 図 2.1.1-10. 炉心出口流量
- 図 2.1.1-11. ECCS 再循環機能喪失事象のフローチャートとスチームバインディング現象
- 図 2.1.1-12. 炉心及びダウンカマ水位
- 図 2.1.1-13. 上部プレナム-SG 間差圧
- 図 2.1.1-14. スチームバインディング現象
- 図 2.1.1-15. 炉心及びダウンカマ水位 (感度解析)
- 図 2.1.1-16. 燃料被覆管温度 (感度解析)
- 図 2.1.2-1. RELAP5 コードと CONTEMPT コードの結合モデル (BWR)
- 図 2.1.2-2. 原子炉圧力
- 図 2.1.2-3. 原子炉水位 (ダウンカマ水位)
- 図 2.1.2-4. ノードごとのボイド率 (平均チャンネル)
- 図 2.1.2-5. ノードごとのボイド率 (ホットチャンネル)
- 図 2.1.2-6. 燃料被覆管温度
- 図 2.1.2-7. 格納容器内圧力
- 図 2.1.2-8. 格納容器内温度
- 図 2.1.2-9. 原子炉圧力
- 図 2.1.2-10. 原子炉水位 (ダウンカマ水位)
- 図 2.1.2-11. 燃料被覆管温度
- 図 2.1.2-12. 格納容器内圧力
- 図 2.1.2-13. 格納容器内温度
- 図 2.1.2-14. 原子炉圧力
- 図 2.1.2-15. 原子炉水位 (ダウンカマ水位)
- 図 2.1.2-16. 燃料被覆管温度
- 図 2.1.2-17. 格納容器内圧力

- 図 2.1.2-18. 格納容器内温度
- 図 2.2-1. マルチ SGTR 対策の主要な系統図
- 図 2.2-2. 1 次系圧力（加圧器圧力）及び 2 次系圧力
- 図 2.2-3. 燃料被覆管温度
- 図 2.2-4. 環境への冷却材放出量
- 図 2.2-5. 低圧代替注入可能圧力到達時間
- 図 2.3-1. 全交流動力電源喪失事象の系統概要図
- 図 2.3-2. 1 次系圧力
- 図 2.3-3. 炉心水位

略号表

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良型沸騰水型原子炉
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
D/W	Drywell	ドライウエル
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
HPCF	High Pressure Core Flooder System	高圧炉心注水系
HPCS	High Pressure Core Spray System	高圧炉心スプレイ系
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization	(独)原子力安全基盤機構
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
LPCI	Low Pressure Core Injection System	低圧炉心注入系
LPCS	Low Pressure Core Spray System	低圧炉心スプレイ系
LPFL	Low Pressure Flooder System	低圧注水系
M CPR	Minimum Critical Power Ratio	最小限界出力比
MSIV	Main Steam Isolation Valve	主蒸気隔離弁
MUWC	Make-Up Water System (Condensate)	復水補給水系
NRA	Nuclear Regulation Authority	原子力規制委員会 (日本)
NRC	Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
RCP	Reactor Coolant Pump	原子炉冷却材ポンプ
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	原子炉隔離時冷却系
RHR	Residual Heat Removal System	残留熱除去系
S/C	Suppression Chamber	サプレッション・チェンバ
SG	Steam Generator	蒸気発生器
SGTR	Steam Generator Tube Rupture	蒸気発生器伝熱管破損
SLCS	Standby Liquid Control System	ほう酸水注入系
SLMCPR	Safety Limit Minimum Critical Power Ratio	安全限界最小限界出力比
SRV	Safety Relief Valve	逃がし安全弁
W/W	Wetwell	ウェットウエル

## 1. 序論

### 1.1 研究目的、背景等

実用発電用原子炉に係る新規規制基準では、これまでの単一の故障や誤操作に起因するプラント運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に加えて、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じることを要求している。重大事故に至るおそれがある事故に対する対策の有効性の審査に当たっては、プラント熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3 等で解析を実施することにより、多重故障事象発生時のプラント挙動及び熱流動に関する事象進展を把握するとともに、炉心損傷防止対策等の有効性を評価する上で重要な現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響等の調査・分析結果を技術的知見として取得しておくことが重要である。また、実用発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価に係る制度が導入されたことに伴い、重大事故に至るおそれがある事故の解析について、より現実的なプラント条件での妥当性確認が重要である。

本研究は、対象とする事象により以下の三つに分かれている。

- (1) 多重故障事象に関する技術的知見の取得
- (2) 設計基準を超える外部事象に関する技術的知見の取得
- (3) 運転停止中の事故に関する技術的知見の取得

「多重故障事象に関する技術的知見の取得」は、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）」に示された評価すべき事象に対する炉心損傷防止対策の有効性評価に関して、解析により事象進展等を把握し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を把握することを目的としている。

「設計基準を超える外部事象に関する技術的知見の取得」では、地震を起因とした確率論的リスク評価（PRA）の高度化の一環として、地震による共通要因故障により蒸気発生器伝熱管複数本破損（マルチ SGTR）が発生すると仮定して、様々な蒸気発生器伝熱管損傷の程度・事象想定との組み合わせに対する解析評価を実施する。これにより、本事象のような設計基準を超える外部事象における重要現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作の影響等を把握することで、地震 PRA の精度向上、高度化に資する技術的知見を得ることを目的としている。

「運転停止中の事故に関する技術的知見の取得」は、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）」に示された、評価すべき具体的な事象について、燃料損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器等の影響を把握することを目的としている。

なお、本研究は平成25年度から平成28年度にかけて実施したものである。

## 1.2 研究の全体工程

「多重故障事象に関する技術的知見の取得」に係る研究については、平成25年度に、加圧水型原子炉（PWR）プラントにおける「重大事故に至るおそれがある事故」として必ず想定することが新規制基準において定められている事象のうち主要な事象について、原子力規制庁で整備した解析コードで解析を実施し、PWRの有効性評価の審査に活用した。平成26年度には、PWRについて事象解析を継続し、NRA技術報告（NTEC-2014-1001）<sup>(参1)</sup>としてまとめた。平成27年度には、沸騰水型原子炉（BWR）プラントにおける「重大事故に至るおそれがある事故」として必ず想定することが新規制基準において定められている事象のうち主要な事象について、改良型沸騰水型原子炉（ABWR）及びBWR-5を対象とした事象解析を実施し、得られた技術的知見をNRA技術報告（NTEC-2016-1001）<sup>(参2)</sup>としてまとめた。平成28年度には、炉心部の多次元及び多チャンネル挙動の詳細な評価が可能なTRACEコードの有効性評価への適用に向けた予備解析を行った。

「設計基準を超える外部事象に関する技術的知見の取得」に係る研究については、平成25年度から平成27年度に、全ての蒸気発生器（SG）で伝熱管が複数本破損する条件で高圧注入系が起動する場合の炉心損傷回避条件について検討した。平成28年度は、SG伝熱管破断が発生する位置及び破断本数を変えた感度解析を実施し、事象進展への影響等について検討した。

「運転停止中の事故に関する技術的知見の取得」に係る研究については、平成26年度から平成27年度に、「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」として挙げられた主要な事象について、4ループPWR及び2ループPWRを対象に、熱流動解析コードによる解析評価を実施した。平成28年度は、ループ数の違いによる影響を評価するために、3ループPWRについてデータを整備し、主要な事象の解析評価を実施した。

## 2. 本論

### 2.1 多重故障事象に関する技術的知見の取得

本研究は、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された評価すべき事象のうち炉心損傷防止対策の有効性評価に関して、解析により事象進展等を把握し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を把握することを目的としている。

解析評価の際には、過渡熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3、3次元核熱結合解析コード SKETCH-INS/TRACE5.0 及び格納容器評価コード CONTEMPT-LT を用いた。

原子力プラント過渡熱流動解析コード RELAP5<sup>(参 3~7)</sup> は、米国 NRC が整備したコードであり、プラント内における気液 2 相流の過渡的な挙動を取り扱える。旧（独）原子力安全基盤機構（JNES）は、本コードを導入・改良し、これまで運転時の異常な過渡変化、設計基準事象の実験解析と実機との比較解析等<sup>(参 8, 9)</sup> に適用した実績があることから、今回の炉心損傷防止対策の有効性評価対象事象等の事象進展、重要現象の特徴の整理等に使用した。

3次元核熱結合解析コード SKETCH-INS/TRACE 5.0 は、旧日本原子力研究所（現（独）日本原子力研究開発機構）で開発された TRAC-BF1/SKETCH-N をベースに、炉心安定性解析等の核熱結合解析を目的として改良・整備したものである。本コードは、3次元核動特性解析コード SKETCH-INS<sup>(参 10)</sup> と多次元熱水力学解析コード TRACE5.0<sup>(参 11~17)</sup> を結合したものであり、核動特性と熱水力学に関するモデルが集約されている。SKETCH-INS/TRACE5.0 は、ベンチマーク問題の解析や実機炉心解析等により解析コードとしての妥当性が検証されている。主な検証例としては、OECD/NEA 主催の「MOX/UO<sub>2</sub> 炉心の制御棒飛び出しベンチマーク問題」及び「Peach Bottom-2 号炉のタービントリップ試験」の解析<sup>(参 18)</sup> がある。本コードを、PWR プラントにおける原子炉停止機能喪失事象に適用した（詳細は NRA 技術報告 (NTEC-2014-1001) 参照）。

BWR プラントにおける「重大事故に至るおそれがある事故」の事象進展等の特徴を整理する際は、原子炉冷却系統内の熱流動現象のみならず、原子炉格納容器バウンダリの圧力及び温度を評価するため、格納容器内の過渡的な挙動を扱う必要がある。これを模擬するため格納容器評価コード CONTEMPT-LT を使用する。本コードは、米国の INL (Idaho National Laboratory) において開発された、格納容器内の熱流動を解析するコードであり、冷却材喪失事故時の格納容器の長期的な熱水力的挙動を評価することができる<sup>(参 19~23)</sup>。

#### 2.1.1 PWR プラントにおける重大事故に至るおそれがある事故

新規制基準において、PWR プラントにおける「重大事故に至るおそれがある事故」として、次の 8 事象がプラントに依らず必ず想定する事故シーケンスグループとして要求され

ている。なお、個別プラントでの PRA により新たな事故シーケンスが抽出された場合は、それも追加するよう要求されている。

- ① 2次冷却系からの除熱機能喪失
- ② 全交流動力電源喪失
- ③ 原子炉補機冷却機能喪失
- ④ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ⑤ 原子炉停止機能喪失
- ⑥ ECCS 注水機能喪失
- ⑦ ECCS 再循環機能喪失
- ⑧ 格納容器バイパス

(インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)

これらの事象のうち、炉心冷却及び原子炉圧力の観点から厳しい事象であることが予想される、①、②、⑤、⑥及び⑦の5シーケンスグループに対して、プラント熱流動解析コード RELAP5/MOD3.3 により解析を実施した。

なお、解析を実施したプラントタイプは3ループ PWR プラントを基本としたが、4ループ PWR プラントの方が厳しい結果となる場合は4ループ PWR プラントを対象とした。図 2.1.1-1 に解析で採用したノード分割図を示す。

以下に解析結果の例として、①2次冷却系からの除熱機能喪失、②全交流動力電源喪失及び⑦ECCS 再循環機能喪失について示す。

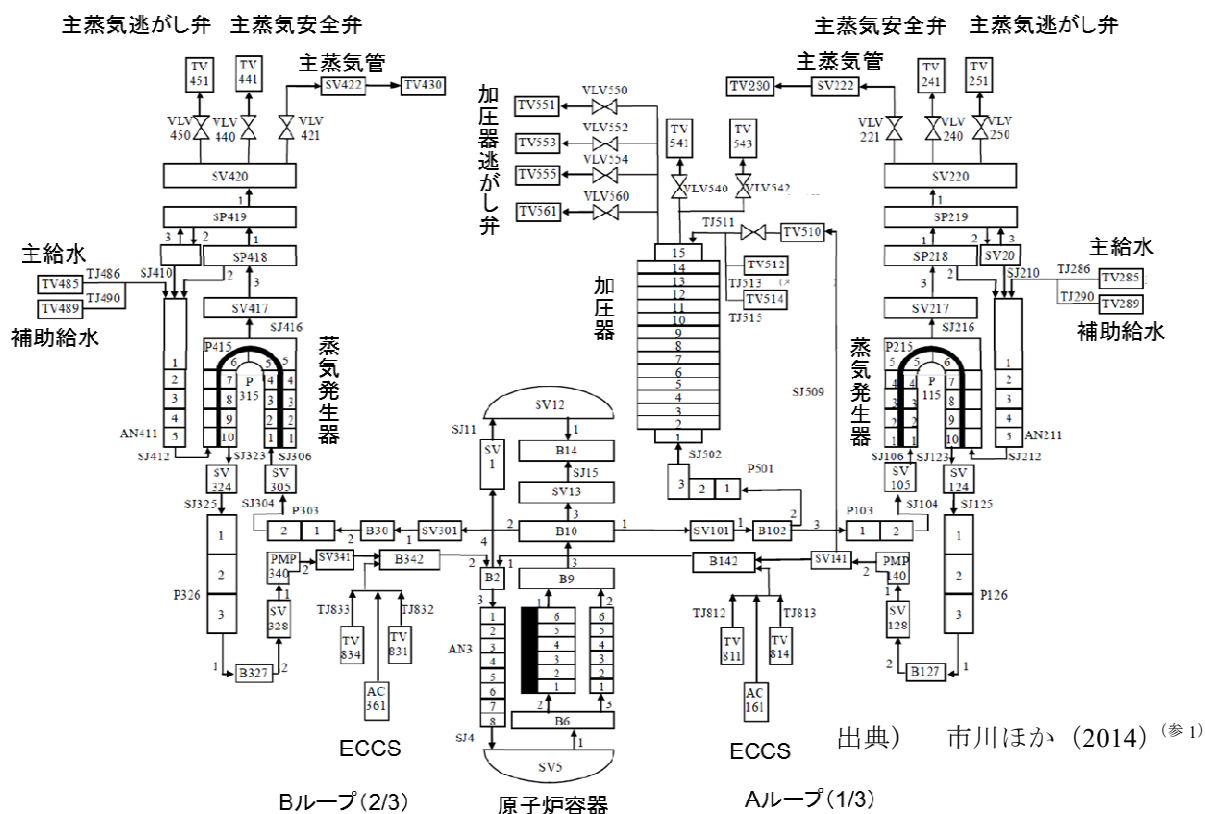


図 2.1.1-1. RELAP5/MOD3.3 の解析ノード分割図 (3 ループ PWR プラント)

Fig.2.1.1-1 RELAP5/MOD3.3 code noding (3-loop PWR plant)

## (1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

### (事象の概要)

本事象は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大破断冷却材喪失事故（LOCA）及び中破断 LOCA を除く。）の発生後、SG の 2 次系による除熱機能が喪失する事象である（図 2.1.1-2）。

原子炉トリップに成功するが、炉心の崩壊熱により 1 次系が高温、高圧状態で推移することから、1 次系を減圧し、炉心を冷却する必要がある。ここでは、代表シーケンスとして、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について解析を実施した。

本想定事象では、主給水流量喪失が発生し、SG 水位が狭域水位検出器下端水位を下回ることにより蒸気発生器水位低の原子炉トリップ信号が発信される。その後、補助給水ポンプの起動に失敗し、SG 水位の低下が継続する。それによって SG からの除熱量が低下し、1 次系圧力及び温度が上昇する。

### (対策)

炉心損傷防止対策として、高圧注入系の注入及び加圧器逃がし弁手動全開による「フィードアンドブリード運転」を行うことで 1 次系を減圧し、余熱除去系の運転による長期冷却に移行させることとする。フィードアンドブリード運転は、SG 広域水位 0% 到達から SG ドライアウト検知、加圧器逃がし弁操作時間等を見込み、5 分後に開始するとした。

### (解析結果)

ここでは、4 ループプラントの場合の結果について示す。1 次系圧力及び 1 次系保有水量の推移を図 2.1.1-3 に、SG 水位、加圧器水位及び加圧器上部クオリティの推移を図 2.1.1-4 に示す。

1 次系圧力は、事象発生直後に生じる原子炉トリップによる出力低下、及び主蒸気逃がし弁並びに安全弁による 2 次系減圧により低下する。その後、SG 除熱量の低下により 1 次系圧力が徐々に上昇し、約 24 分後に加圧器逃がし弁自動作動圧（約 16MPa[gage]）に到達することで、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が始まる。SG 広域水位 0% 到達（約 24 分）から 5 分後の約 29 分に「フィードアンドブリード運転」を開始し（図 2.1.1-3, 4 中①）、1 次系を減圧する。1 次系圧力の急激な低下により減圧沸騰が発生し加圧器水位を押し上げるために加圧器逃がし弁からの放出が液相となることから圧力が上昇する（図 2.1.1-3, 4 中②）。その後、炉心での蒸気発生量に比べて高圧注入量が十分でないために、加圧器逃がし弁からの液相放出によって加圧器水位が低下し、加圧器逃がし弁からの放出が液相放出から蒸気放出となるため、再び圧力が低下する（図 2.1.1-3, 4 中③）。圧力の低下に伴う高圧注入流量の増加により、注入先である低温側配管で凝縮が生じ、1 次系内の圧力低下が継続する（図 2.1.1-4, 5 中④）。その後、低温側配管の温度低下による凝縮は弱まり、高圧注入により加圧器水位が上昇するため、加圧器からの蒸気放出が 2 相放出となることで 1 次系圧力の低下が一時的に抑制されるものの、高圧注入系からの注入により 1 次系保有

水量は確保され、高温側配管もサブクール状態となり、炉心は安定した冷却状態となる（図 2.1.1-4, 5 中⑤）。

本解析からフィードアンドブリード運転時は、加圧器逃がし弁からの冷却材放出の状態（液相、2相、あるいは蒸気）が、1次系の圧力挙動に影響を与え ECCS 注水量を左右することで、評価指標である燃料被覆管温度に影響を与えることが明らかになった。本事象の解析においては、加圧器逃がし弁からの冷却材放出現象を精度よく評価することが重要である。

また、フィードアンドブリード運転を実施する場合に、SG ドライアウト判断の遅延等が 1 次系圧力及び燃料被覆管温度に及ぼす影響を確認するために、1 次系のフィードアンドブリードを 5 分遅らせた感度解析を実施した。1 次系圧力及び 1 次系保有水量の推移を図 2.1.1-6 に、燃料被覆管温度の推移を図 2.1.1-7 に示す。フィードアンドブリード運転の開始が遅れると、1 次冷却材温度が上昇することから、加圧器逃がし弁開放操作後、減圧沸騰が早期に開始するため、1 次系圧力の低下量が少なくなる。更に、加圧器逃がし弁からの放出流が液相に移行した後の 1 次系圧力の上昇量も大きくなる。これにより 1 次系圧力が高圧で推移し、高圧注入系が約 38 分から約 63 分までの間は注入されないために燃料被覆管温度が上昇するが、1 次系圧力の低下に伴う高圧注入量の増加により炉心は冠水し、燃料被覆管温度が低下する（図 2.1.1-7）。この感度解析から、フィードアンドブリード運転を開始する時刻及び高圧注入ポンプの注入特性が結果に影響を与える要因となることを確認した。

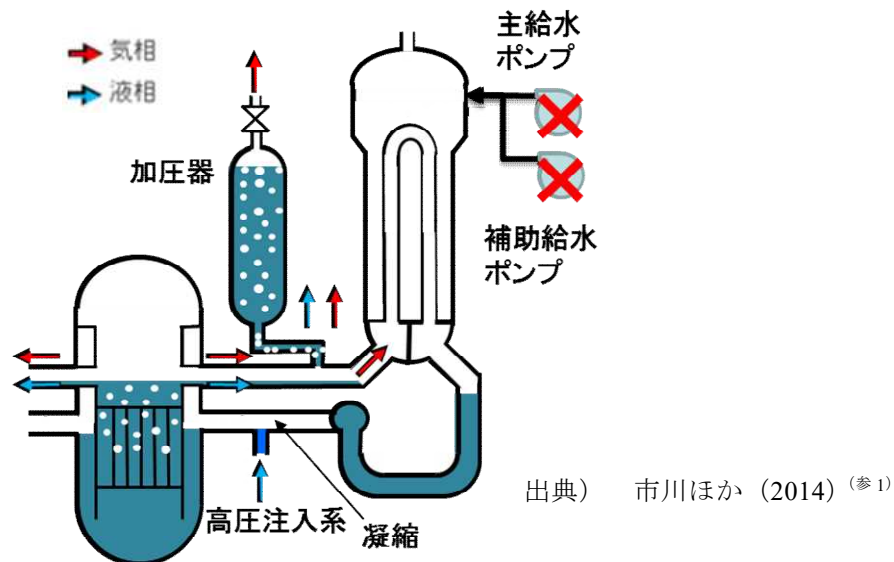
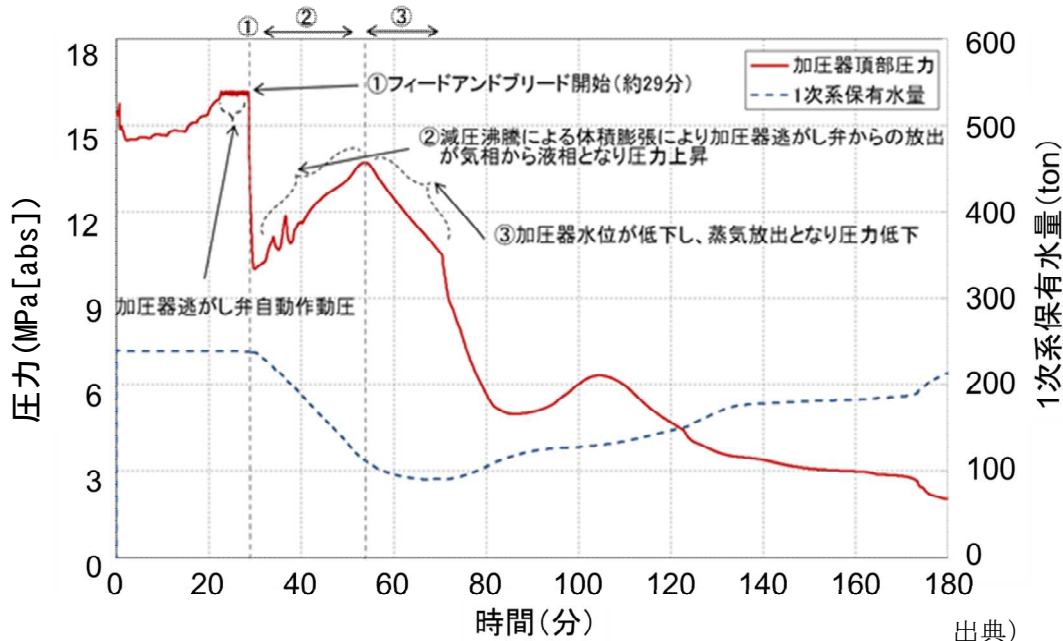


図 2.1.1-2. 事象概要図（2次冷却系からの除熱機能喪失事象）

Fig.2.1.1-2 Event outline figure (Loss of secondary system heat removal function)



出典) 市川ほか (2014) (参1)

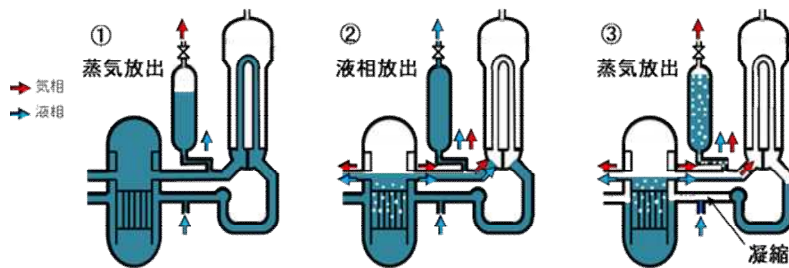
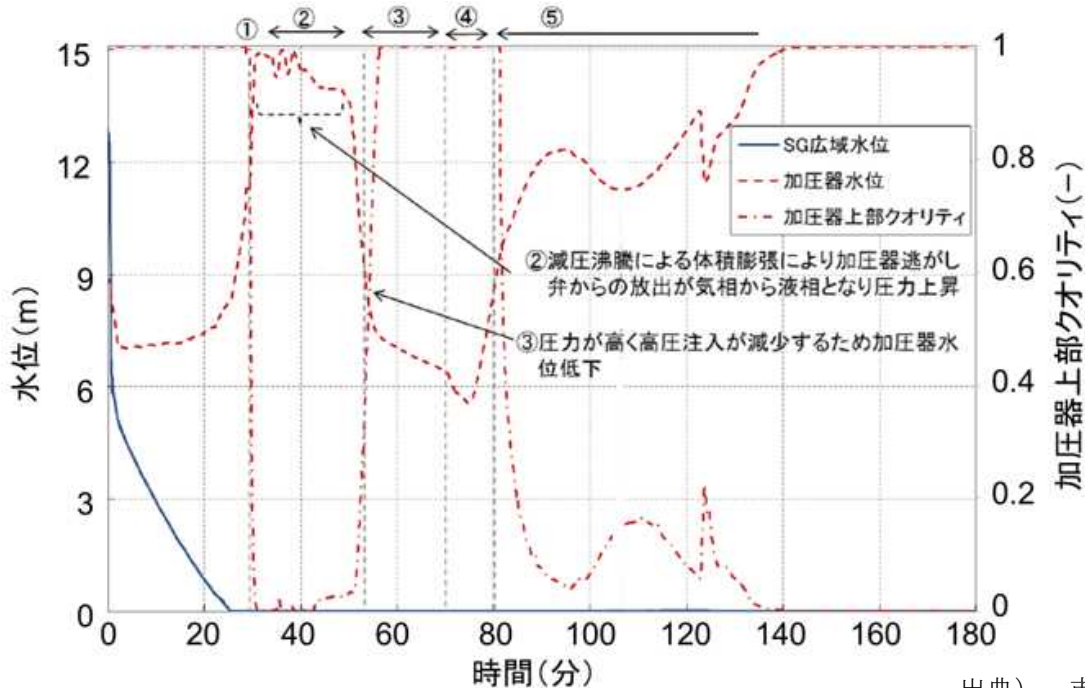
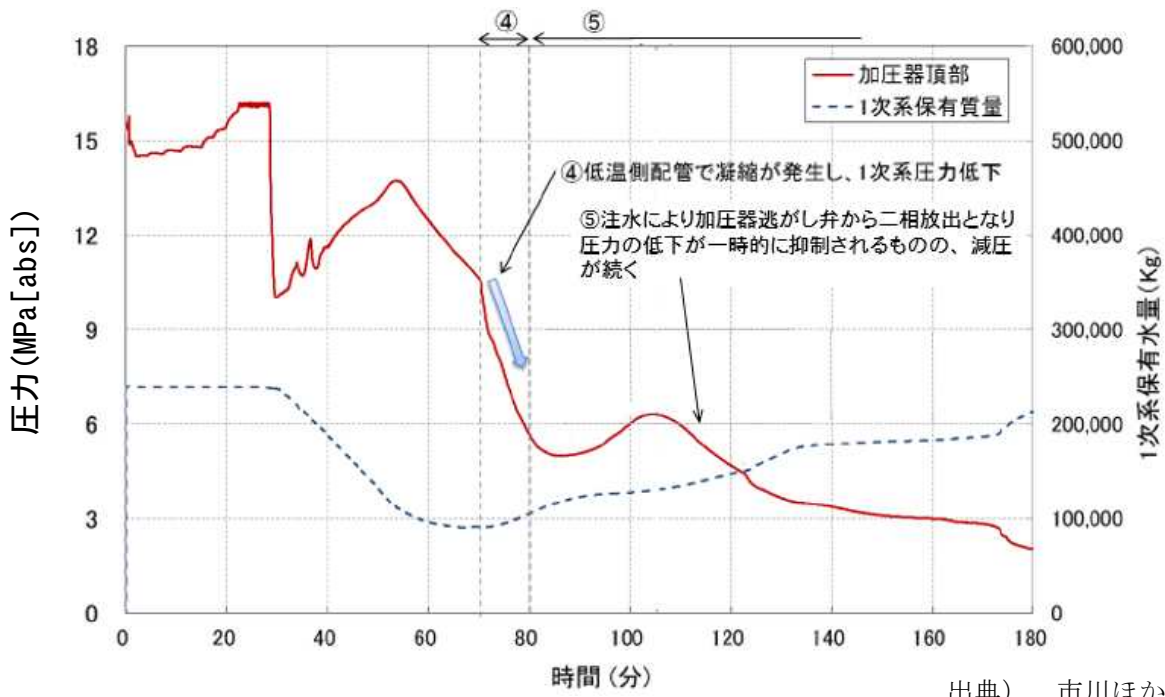


図 2.1.1-3. 1次系圧力及び1次系保有水量 (高圧の期間)  
 Fig.2.1.1-3 Primary system pressure and water inventory (High pressure phase)



出典) 市川ほか (2014) (参1)

図 2.1.1-4. SG 水位、加圧器水位及び加圧器上部クオリティ  
 Fig.2.1.1-4 SG water level, Pressurizer water level, Quality at the top of Pressurizer



出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

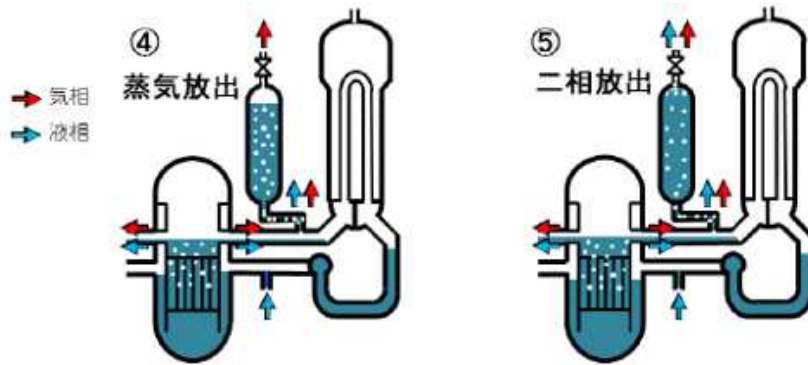
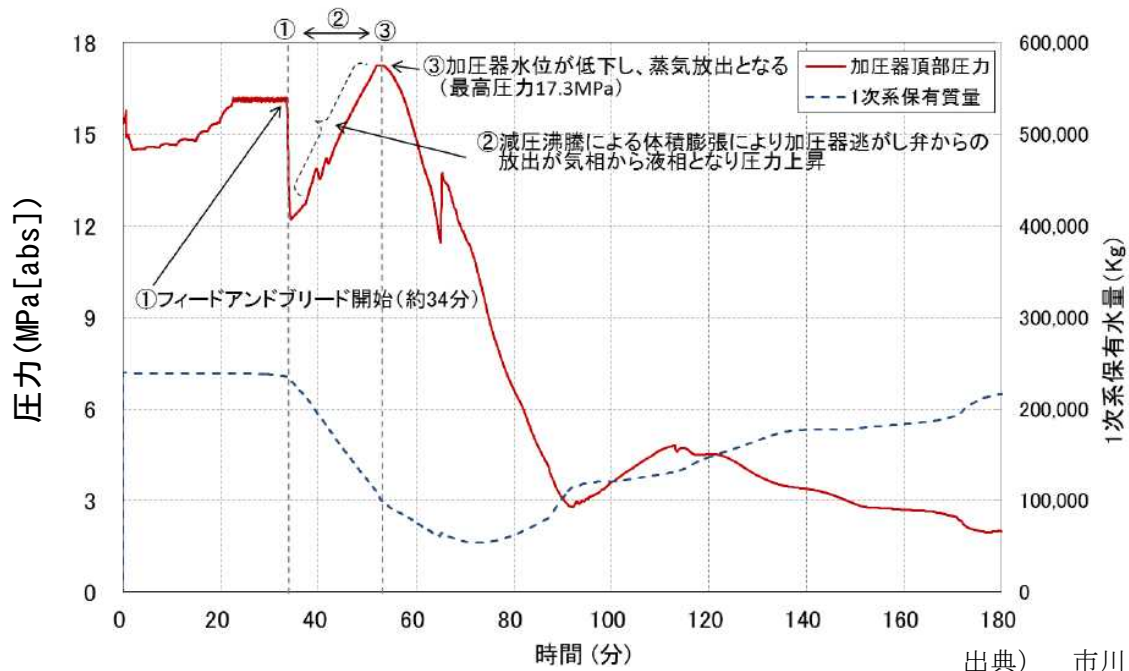
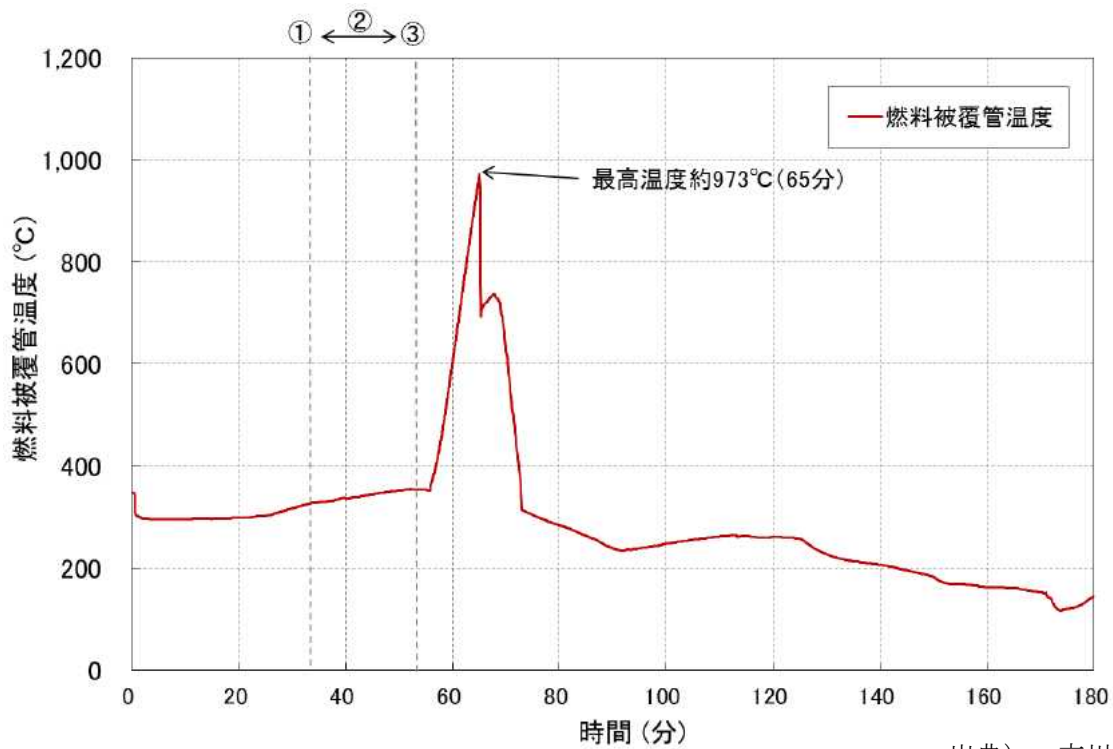


図 2.1.1-5. 1次系圧力及び1次系保有水量 (圧力低下開始後)  
Fig.2.1.1-5 Primary system pressure and water inventory  
(After the start of the pressure drop)



出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

図 2.1.1-6. 1次系圧力及び1次系保有水量(感度解析)  
Fig.2.1.1-6 Primary system pressure and water inventory (Sensitivity analysis)



出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

図 2.1.1-7. 燃料被覆管温度(感度解析)  
Fig.2.1.1-7 Fuel cladding temperature (Sensitivity analysis)

## (2) 全交流動力電源喪失

### (事象の概要)

本事象は、原子炉の出力運転中に外部電源喪失が発生し、更に非常用所内電源が喪失することで、全ての交流動力電源が使用できなくなる事象である。これにより、交流電源を必要とする ECCS による 1 次系への注水ができなくなる。

ここでは代表シーケンスとして 1 次系保有水量の低下が大きくなる「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失し、原子炉補機冷却水の喪失及び原子炉冷却材ポンプ (RCP) シール LOCA が発生する事故」について解析を実施した。

本想定事象では、全交流動力電源喪失発生後、原子炉及びタービンがトリップし、SG2 次側の蒸気を駆動源として用いたタービン動補助給水ポンプによる給水を実施するが、RCP シール部からの 1 次系冷却材流出により、1 次系保有水量が低下する。

### (対策)

炉心損傷防止対策として、主蒸気逃がし弁開放による「2 次系強制冷却」により、1 次系圧力を低下させ、1 次系圧力が 4.04MPa[gage]到達後、「蓄圧タンクからの注入」を開始することで、1 次系保有水量を確保することとする。その後、1 次系圧力が 1.7 MPa[gage]まで低下した時点で、タービン動補助給水ポンプによる注水を中断し、蓄圧タンク内窒素ガスの 1 次系内への流入を防止するため、蓄圧タンク出口弁の隔離操作を行うこととする。蓄圧タンクを隔離した後、タービン動補助給水ポンプによる注水を再開し、1 次系圧力を更に 0.7MPa[gage]まで低下させ、「代替低圧注入系による長期冷却」に移行させる。

### (解析結果)

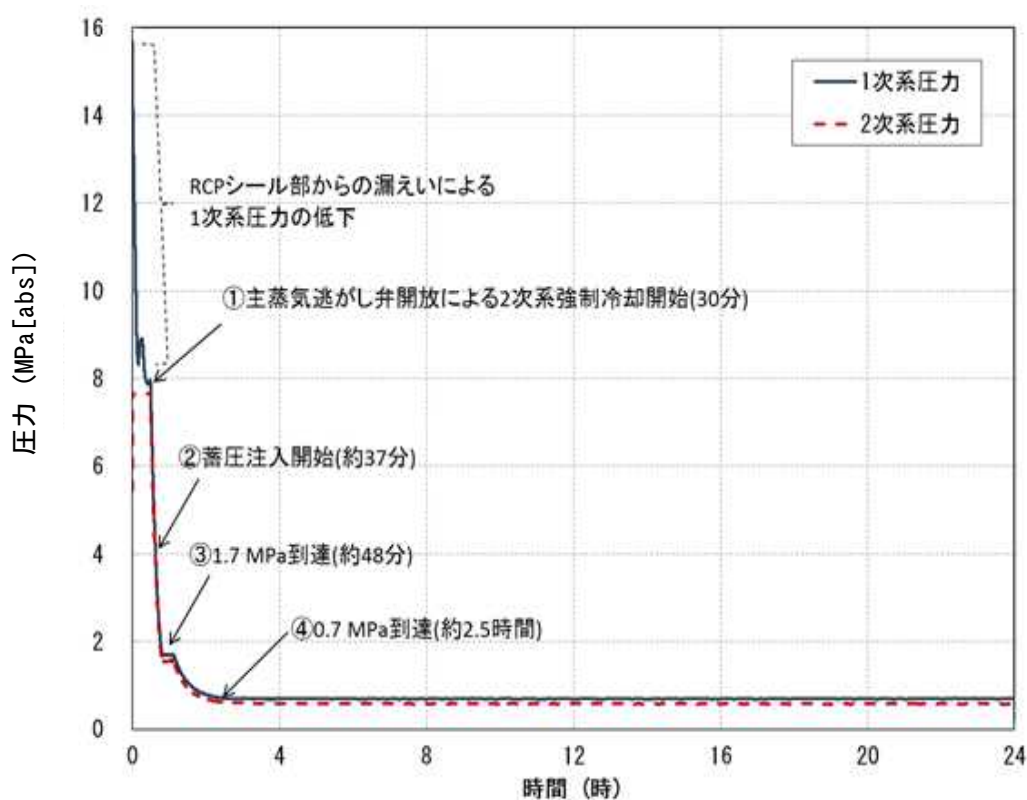
3 ループプラントの場合の結果を示す。1 次系圧力及び 2 次系圧力の推移を図 2.1.1-8 に示す。1 次系圧力は、RCP シール部からの 1 次冷却材の喪失 (RCP シール LOCA) による低下と、事象発生 30 分後からの 2 次系強制冷却の効果が重なり、2 次側圧力に追従して低下する (図 2.1.1-8 中①)。約 37 分後には蓄圧注入作動圧 (4.04MPa[gage]) まで低下し (図 2.1.1-8 中②)、続いて約 48 分後には蓄圧タンク出口弁閉止を行う 1.7MPa[gage]に到達する (図 2.1.1-8 中③)。ここで、蓄圧タンク出口弁閉止のため、主蒸気逃がし弁の開度調整により 1 次系圧力を 1.7MPa[gage]で 10 分間保持した後、2 次系強制冷却を再開し、約 2.5 時間で代替低圧注水が可能となる 0.7MPa[gage]まで低下させる (図 2.1.1-8 中④)。

1 次系保有水量の推移を図 2.1.1-9 に示す。1 次系保有水量は、RCP シール LOCA による冷却材流出により、徐々に減少する。約 20 分以降は、高温側配管内のボイド率が高くなることで自然循環が停滞状態になり、炉心冷却機能も低下するが、その後 RCP シール LOCA 及び 2 次系強制冷却による 1 次系圧力低下のため、約 37 分後に蓄圧注入が開始されると、1 次系保有水量は一旦回復する。更に、減圧が進むと、窒素混入防止の観点から蓄圧タンク出口弁を閉止するため、再度 1 次系保有水は低下するが、1 次系圧力が 0.7MPa[gage]に到達後、代替低圧注入ポンプによる注水が開始されることにより、1 次系保有水量は維持

され、炉心は冷却される。炉心の流動状態は、炉心出口で約 0.6 の高いボイド率となるが、気泡流又はスラグ流の状態にあるため、燃料被覆管温度は、解析時間を通して上昇することとはなく、冷却材温度に近い温度で推移する。

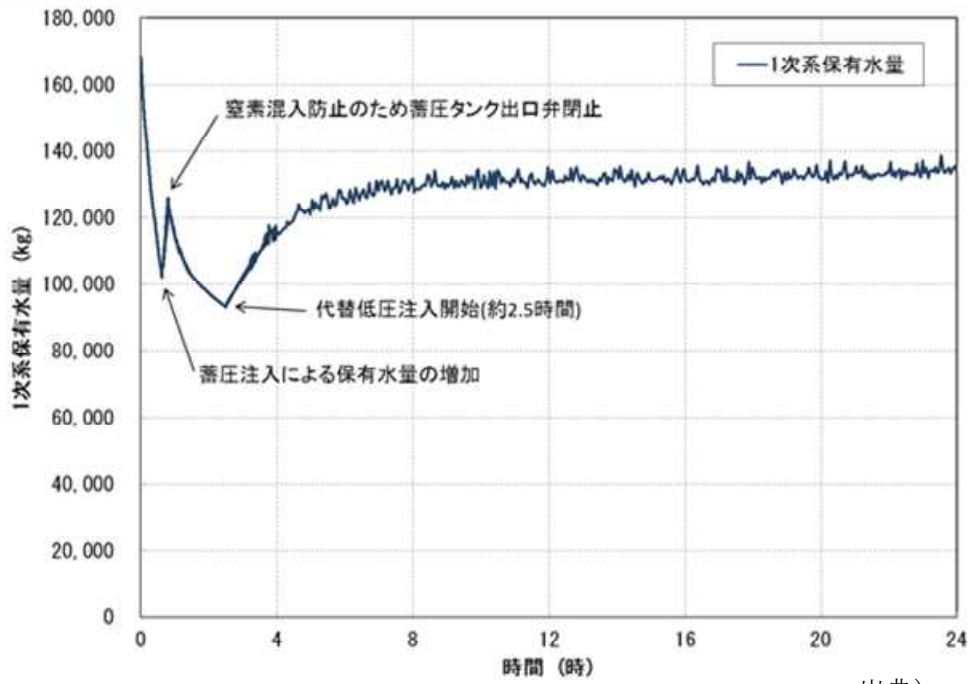
炉心出口流量の推移を図 2.1.1-10 に示す。事象初期には、炉心部において冷却材流量は少ないながら順方向の流れがあり、自然循環による冷却が継続している。炉心部での冷却材流量は、約 20 分以降、高温側配管内のボイド率が高くなることで、徐々に自然循環が停滞するため、減少していく。その後、自然循環は停止するが、SG 伝熱管内で蒸気が冷却され凝縮し、その戻り水が炉心に戻るリフラックス冷却により炉心は冷却される（約 2.5 時間後）。この結果から、リフラックス冷却が、事象後半において炉心冷却に寄与するため、重要な現象であることが分かる。なお、事象の後半に生じる代替低圧注入後の炉心出口流量の振動は、シール部からの漏えい流の状態が液単相と 2 相を繰り返すことによる。

本解析結果から 1 次系内での自然循環及び水位低下時のリフラックス冷却が炉心冷却に大きな影響を及ぼすことを確認した。本事象を対象とした解析においてはこれらの現象を精度よく評価することが重要である。



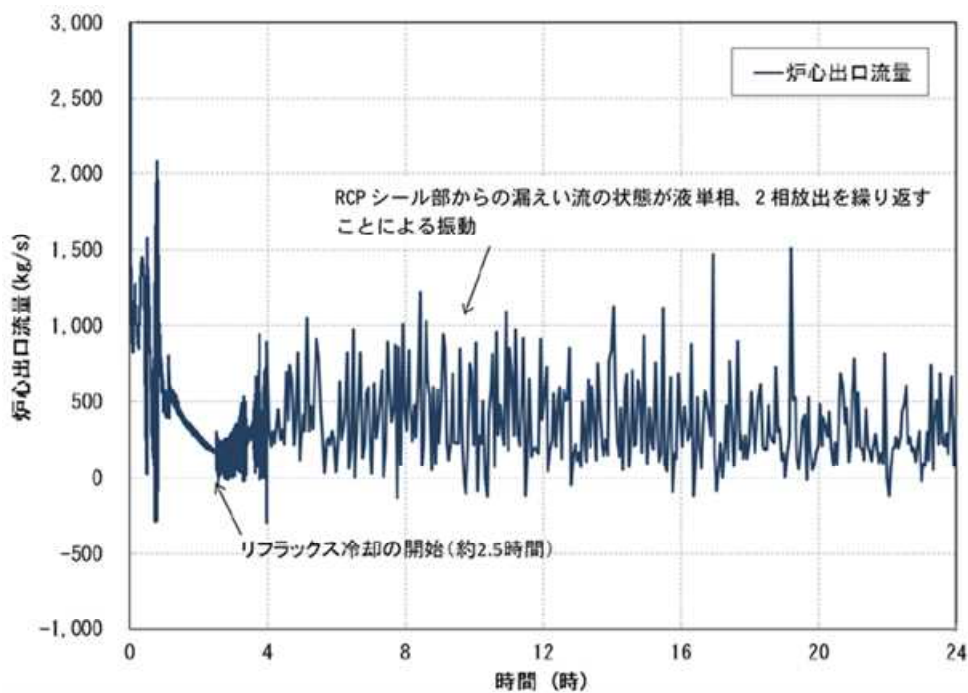
出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

図 2.1.1-8. 1 次系圧力及び 2 次系圧力  
Fig.2.1.1-8 Primary and secondary system pressure



出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

図 2.1.1-9. 1 次系保有水量  
Fig.2.1.1-9 Primary system water inventory



出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

図 2.1.1-10. 炉心出口流量  
Fig.2.1.1-10 Core exit mass flow

### (3) ECCS 再循環機能喪失

#### (事象の概要)

「ECCS再循環機能喪失」は、大破断LOCAの発生後、ECCS再循環機能が喪失する事象である。ECCSの水源を補給して時間余裕を確保しつつ、ECCS再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却を確保する必要がある。

ここでは代表シーケンスとして「大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」について解析を実施した。

本想定事象では、定格運転中に低温側配管の完全両端破断による大破断 LOCA が発生した後、高圧注入系、低圧注入系及び蓄圧注入系は作動するが、事故発生から 19 分後に高圧注入系及び低圧注入系の水源が枯渇する。その後、原子炉格納容器サンプル水への水源切り替えの失敗により高圧及び低圧再循環が行えず炉心への注水が停止する。

#### (対策)

炉心損傷防止対策として、2 系統ある格納容器スプレイポンプの一方を利用した「代替再循環」による 1 次系冷却を行う。代替再循環の開始は、系統構成、操作時間等に余裕を考慮し、再循環切り替え失敗から 30 分後と仮定した。

#### (解析結果)

ここでは、3ループプラントの場合の結果を示す。ECCS再循環機能喪失事象のフローチャートとスチームバインディング現象の関係を図2.1.1-11に示す。大破断LOCAの発生後、高圧及び低圧のECCS注入に成功するが、事象発生から19分後に水源である燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達する。これに伴い、再循環の水源切り替えを実施するが失敗することで、ECCS注入が停止する。その後、再循環失敗から30分後の49分後に代替再循環注入が開始するとして解析を実施した。

炉心及びダウンコマ水位の推移を図2.1.1-12に示す。再循環失敗により注水が停止している19分後から49分後までの30分間に炉心水位が炉心下端近傍まで低下する。

上部プレナムとSG出入口間の差圧の推移を図2.1.1-13に示す。炉心での蒸気の発生に伴いSG内に流入した液滴がSG出口では気相となり、SG出入口間において約0.02MPa（水頭に換算すると約2メートル）の圧力損失が生じている（図2.1.1-13）。これらの結果は、SG内で液滴が2次側からの加熱により蒸発し、蒸気が発生することでSG伝熱管での圧力損失が大きくなることを示している。

これにより、SG内に流入した液滴がSG出口で蒸発する事象発生から19分後までの間に炉心水位は、ダウンコマ水位より2メートル程度低下している。これは上述のSG伝熱管での圧力損失によるものであり、スチームバインディング現象と呼ばれる（図2.1.1-14）。

同現象により、炉心水位は、19分後にECCS注水が停止すると低下が始まり、49分までの間に燃料有効発熱長下端付近となる。その結果、燃料被覆管温度は大幅に上昇した。

これらのことから、本事故シーケンスでは、スチームバインディング現象が炉心水位及びダウンカマ水位の挙動に影響し、更に、これが燃料被覆管温度を上昇させる重要な現象であることを把握した。

上記の基本解析で、燃料被覆管温度が 1,200℃を超えて上昇したため、再循環切り替え失敗から代替再循環再開までの時間が炉心水位及び燃料被覆管温度に与える影響を確認する目的で、再循環切り替え失敗（19 分後）から 30 分後ではなく、15 分後に代替再循環を再開する場合について感度解析を実施した（詳細は NRA 技術報告 (NTEC-2014-1001) 参照）。炉心及びダウンカマ水位の推移を図 2.1.1-15 に、燃料被覆管温度の推移を図 2.1.1-16 にそれぞれ示す。19 分に再循環切り替え失敗後、炉心水位は徐々に低下するが、34 分後に代替再循環による注水が開始されることにより、緩やかに回復する。その結果、燃料被覆管温度は約 600℃まで上昇するものの、代替再循環開始に伴う炉心水位の回復により低下し、炉心水位回復後も 2 相水位が維持されることで、炉心が冷却された。

出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

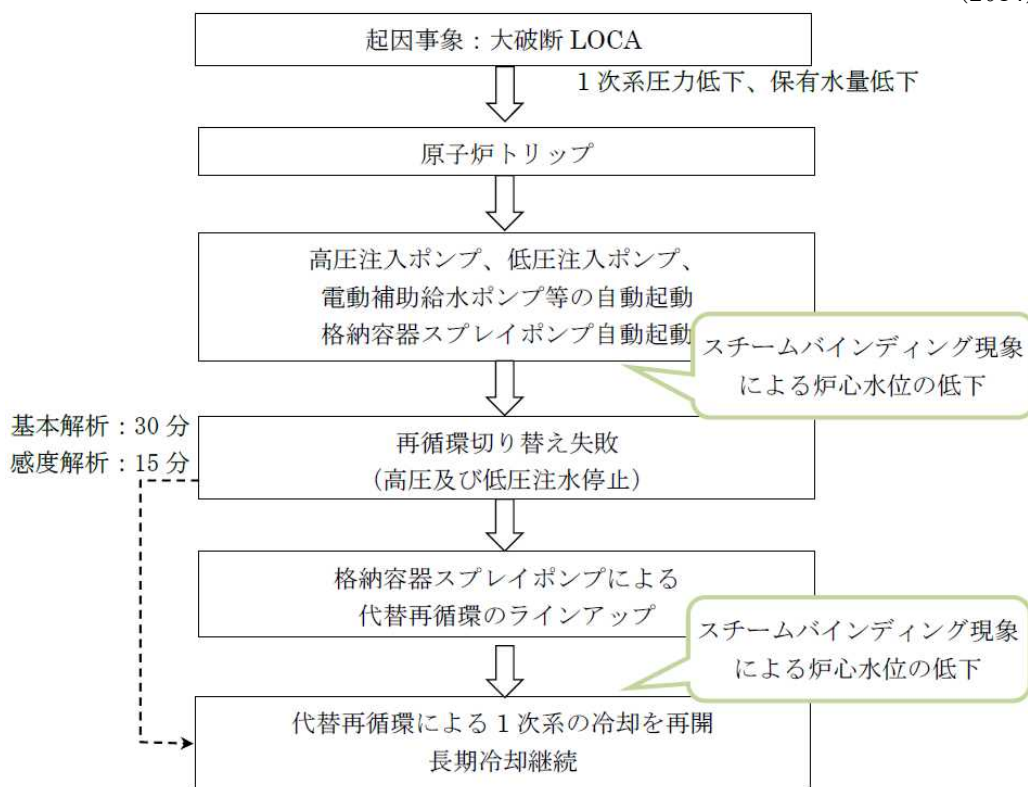
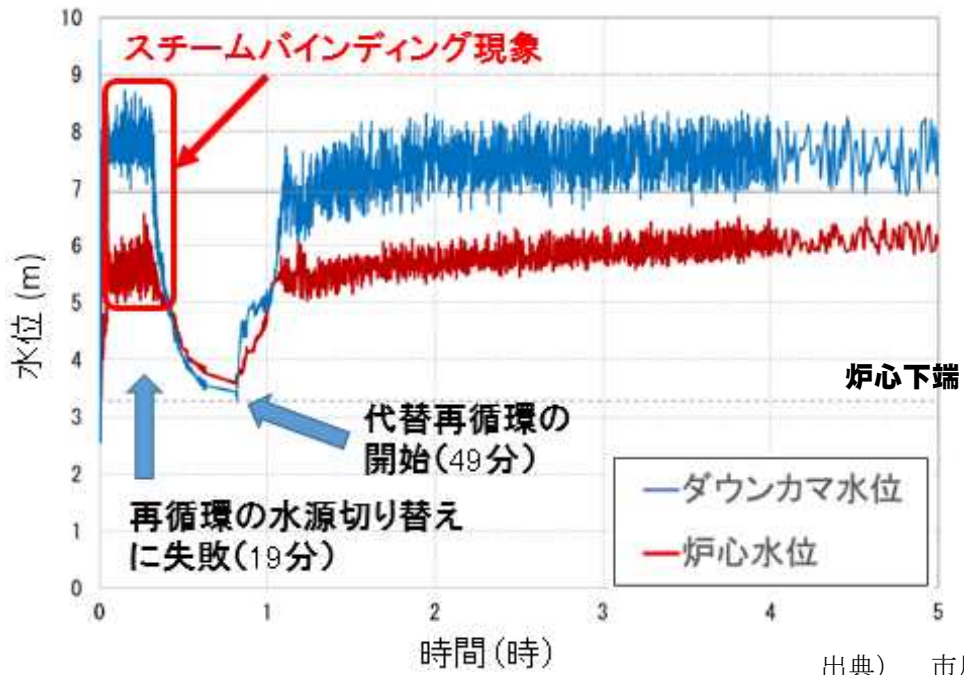
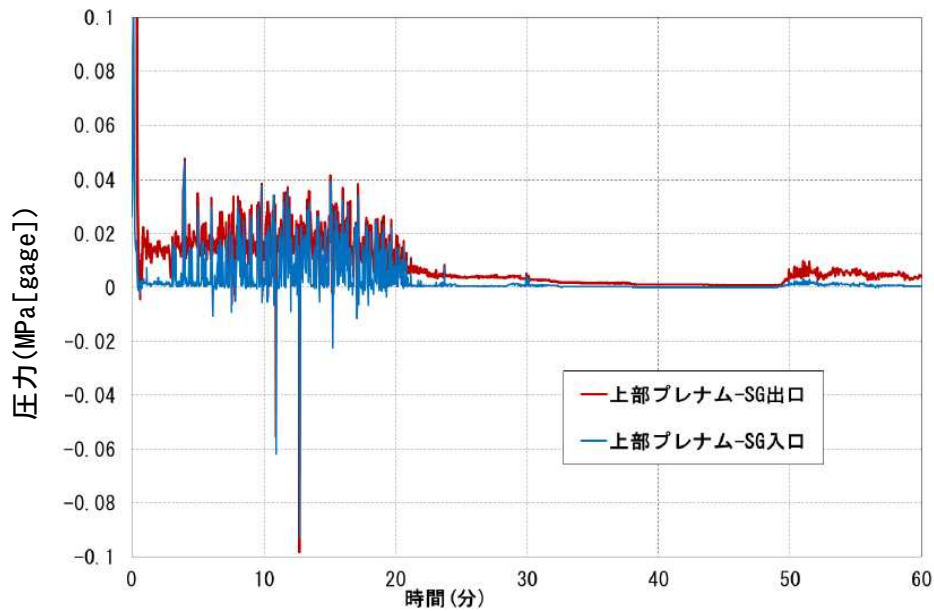


図 2.1.1-11. ECCS 再循環機能喪失事象のフローチャートとスチームバインディング現象  
Fig.2.1.1-11 Loss of ECCS recirculation function event flow chart and Steam binding phenomenon



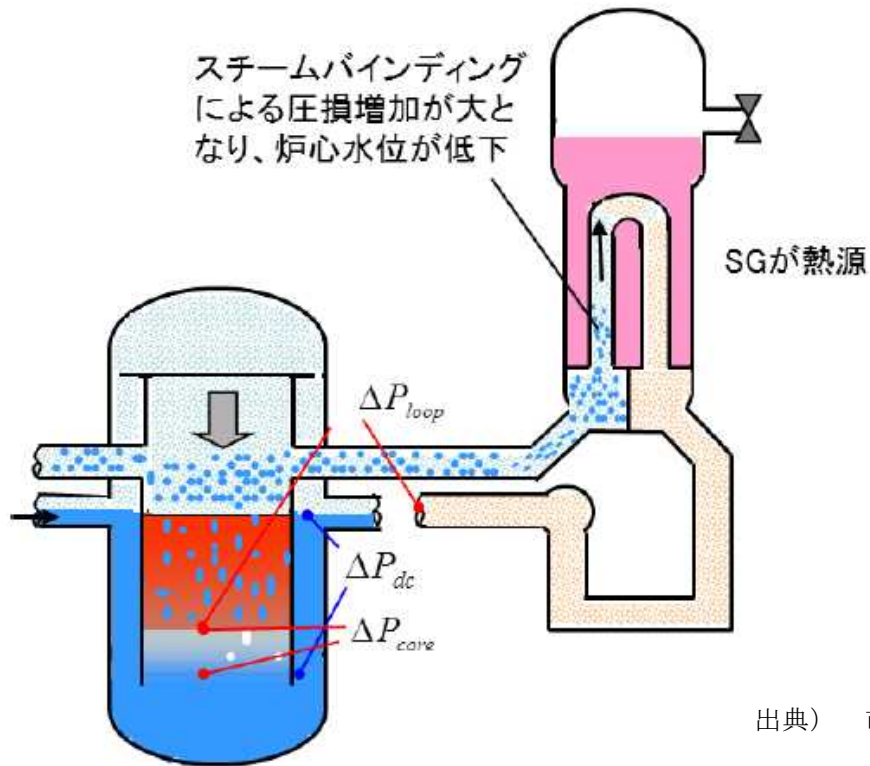
出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

図 2.1.1-12. 炉心及びダウンカマ水位  
Fig.2.1.1-12 Water level of core and downcomer



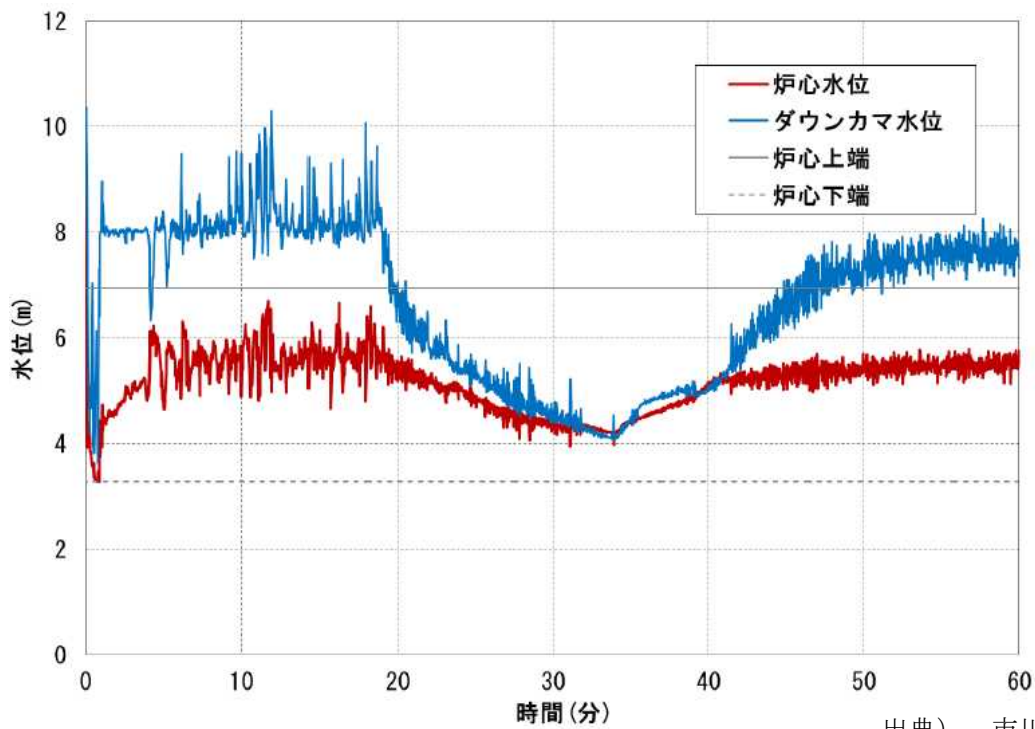
出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

図 2.1.1-13. 上部プレナム-SG 間差圧  
Fig.2.1.1-13 Differential pressure between upper plenum and SG



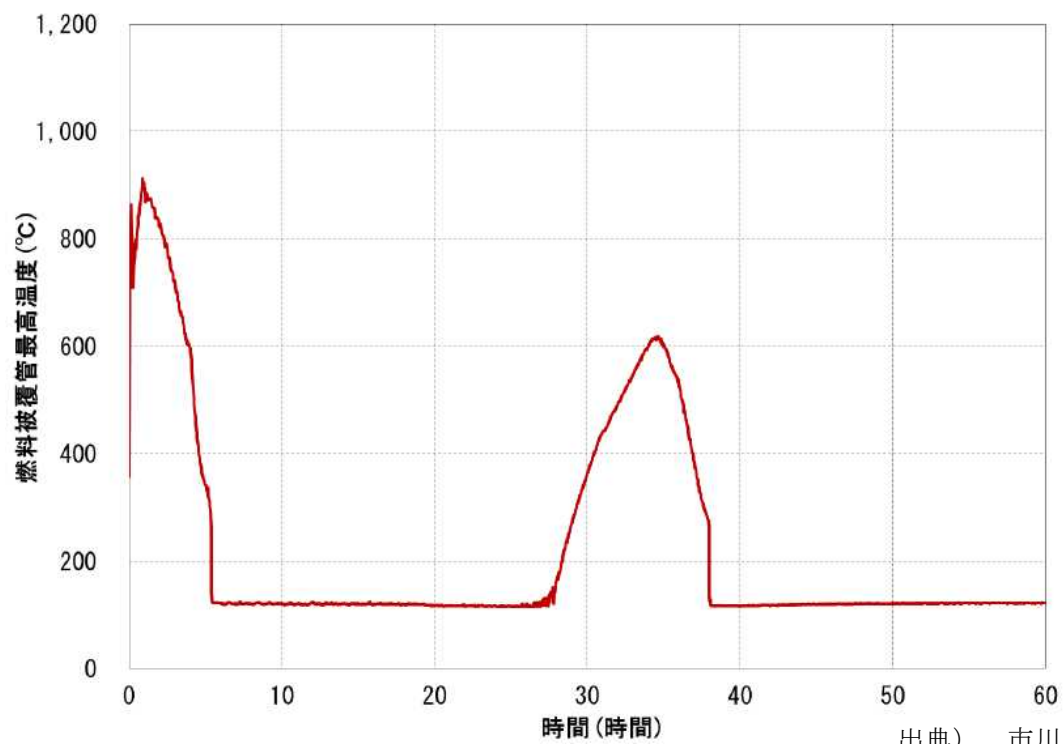
出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

図 2.1.1-14. スチームバインディング現象  
Fig.2.1.1-14 Steam binding phenomenon



出典) 市川ほか  
(2014) (参1)

図 2.1.1-15. 炉心及びダウンカマ水位 (感度解析)  
Fig.2.1.1-15 Water level of core and downcomer (Sensitivity analysis)



出典) 市川ほか

(2014) (参1)

図 2.1.1-16. 燃料被覆管温度 (感度解析)

Fig.2.1.1-16 Fuel cladding temperature (Sensitivity analysis)

## 2.1.2 BWR プラントにおける重大事故に至るおそれがある事故

新規制基準において、BWR プラントにおける「重大事故に至るおそれがある事故」として、次の7事象がプラントに依らず必ず想定する事故シーケンスグループとして要求されている。なお、個別プラントでの PRA により新たな事故シーケンスが抽出された場合は、それも追加するよう要求されている。

- ① 高圧・低圧注水機能喪失
- ② 高圧注水・減圧機能喪失
- ③ 全交流動力電源喪失
- ④ 崩壊熱除去機能喪失
- ⑤ LOCA 時注水機能喪失
- ⑥ 原子炉停止機能喪失
- ⑦ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

これらの事象のうち、燃料被覆管温度及び格納容器の圧力の観点から厳しい事象であることが予想される、①、②、③、⑤及び⑥の5シーケンスグループに対して解析を実施した。

BWR の事象では、逃がし安全弁（SRV）からの蒸気流入により格納容器内の圧力、水位及び温度ともに上昇することから、格納容器挙動の評価が重要となる。このため、原子炉容器挙動は PWR と同様に RELAP5/MOD3.3 コードで解析したが、格納容器挙動は格納容器評価コード CONTEMPT-LT を使用して解析を実施した。両者は、逃がし安全弁流量や、サプレッションプールを水源とした場合の ECCS 流量により相互に関連するため、両コードを結合したコードを整備し、一貫した解析を行った。

図 2.1.2-1 に例として ABWR プラントにおける RELAP5 コードと CONTEMPT-LT コードの結合モデルを示す。

なお、対象プラントに関しては、炉型による事故挙動の違いを確認するために、ABWR 及び BWR-5（電気出力 80 万 kW 級）のそれぞれについて上記の5シーケンスグループの解析を行った。

以下に解析結果の例として、ABWR プラントにおける①高圧・低圧注水機能喪失、②高圧注水・減圧機能喪失及び③全交流動力電源喪失について示す。

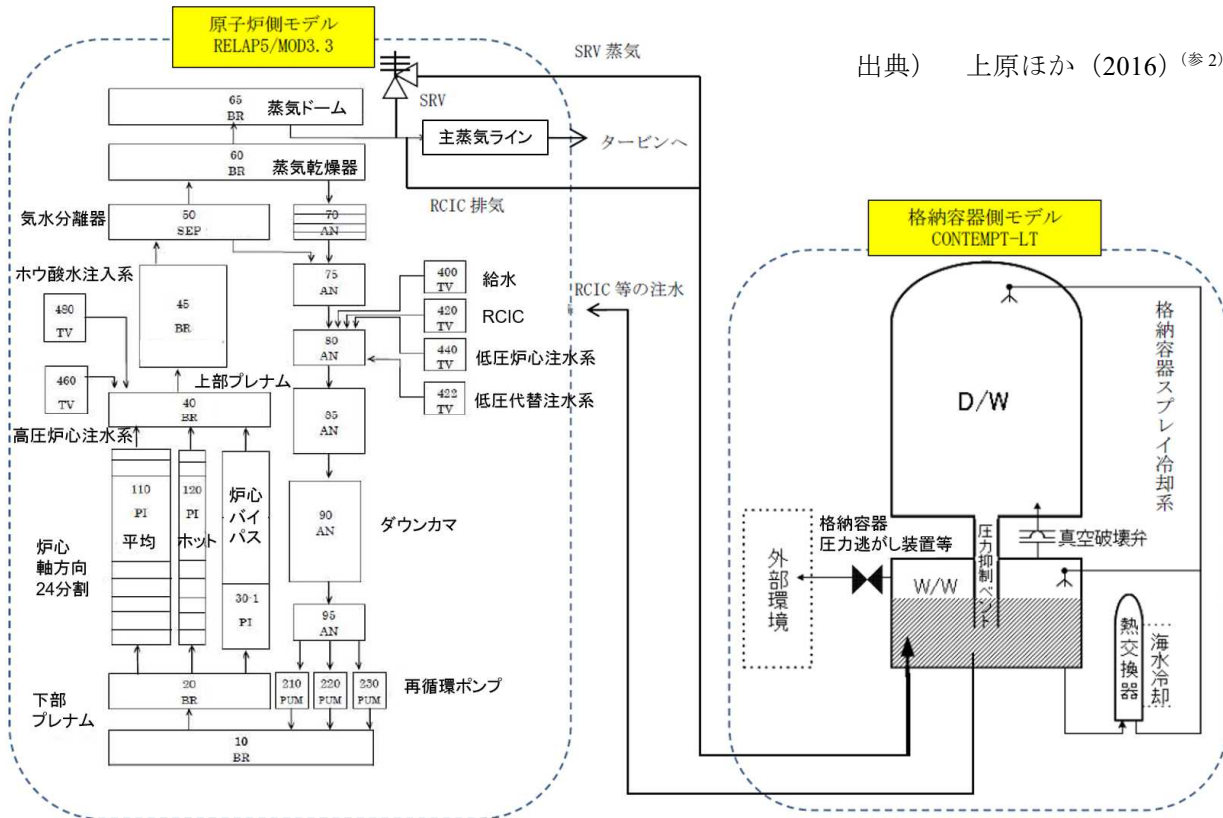


図 2.1.2-1. RELAP5 コードと CONTEMPT-LT コードの結合モデル (ABWR)  
 Fig.2.1.2-1 RELAP5-CONTEMPT-LT coupling model (ABWR)

## (1) 高圧・低圧注水機能喪失

### (事象の概要)

本事象は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (LOCA を除く。) の発生後、原子炉水位低下時に高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能も喪失する事象である。このため、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

ここでは代表シーケンスとして、原子炉水位低下の観点で厳しい「給水流量の全喪失」を起因事象とする「運転時の異常な過渡変化 (給水流量の全喪失) + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗」について解析を実施した。

本想定事象では、給水流量の全喪失により原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低 (レベル 3) により原子炉スクラムが発生し、再循環ポンプ 10 台中 4 台がトリップする。その後、原子炉水位低 (レベル 2) で RCIC の起動に失敗し、再循環ポンプ残り 6 台がトリップする。更に原子炉水位低 (レベル 1.5) で HPCF の起動に失敗し、MSIV が全閉する。原子炉水位低 (レベル 1) で LPFL の起動にも失敗する。

### (対策)

炉心損傷防止対策として、低圧代替注水系の準備完了後に手動操作により SRV を開き、原子炉を急速減圧させる。原子炉減圧後に低圧代替注水系により炉心を冷却し、炉心の著

しい損傷を防止する。格納容器については、格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達時に代替格納容器スプレイを作動させ、格納容器を冷却する。また、格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時に格納容器圧力逃がし装置等を作動させ、格納容器を減圧、除熱する。

(解析結果)

図 2.1.2-2 に原子炉圧力、図 2.1.2-3 に原子炉水位の推移を示す。

原子炉水位低（レベル 1.5）への到達（事象発生から約 4.5 分後）による MSIV 全閉により、原子炉圧力が上昇する。原子炉圧力が 7.51MPa[gage]に到達後、SRV による自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。その後、高圧のまま維持されることから、低圧代替注水系の注水操作準備完了後（10 分後）、事象発生から 14 分後に主蒸気逃がし安全弁（8 弁）を手動で開放し、原子炉を急速減圧させる。これにより、事象発生後約 18 分で、低圧代替注水系の注水が行われ、原子炉水位は徐々に回復する。

図 2.1.2-4 に平均チャンネルのノードごとのボイド率変化を示す。破線で囲まれた部分がボイド率 1.0 に到達して燃料が露出し、乾き状態に至る領域を意味しており、燃料被覆管温度が上昇するノードの範囲を表している。原子炉の減圧後に燃料が上部より露出し、その後低圧代替注水系により注水されると、燃料が次第に冠水していくことが分かる。

図 2.1.2-5 にホットチャンネルについてノードごとのボイド率変化を示す。これらの図から、平均チャンネルの方が先に炉心が露出を開始し、冠水も遅くなっていることがわかる。

一般に、再循環ポンプが停止した自然循環状態では、ホットチャンネルの方が平均チャンネルよりも出力が高いため、ボイド率が大きく自然循環流量が大きいためチャンネル入口流量は大きくなる。このため、平均チャンネルの方がチャンネル入口流量が早期になくなり水位の低下が早く始まる（ボイド率 1.0 の線；図 2.1.2-4、図 2.1.2-5）。これにより、平均チャンネルの方がホットチャンネルよりも先に燃料の露出が始まる。この露出開始から、冠水までの間に燃料被覆管温度は上昇するが、ホットチャンネルの方が出力が大きいため、その上昇速度は大きい。一方、露出している時間は、ホットチャンネルの方が短い。このため、必ずしもホットチャンネルの燃料被覆管温度の方が高くなるとは限らない。どのチャンネルで最高温度が発生するかは径方向、軸方向出力分布の解析条件に依存する。

図 2.1.2-6 に燃料被覆管温度の推移を示す。事象発生から約 35 分後に、平均チャンネルの最高出力の燃料棒において燃料被覆管温度が最も高くなったが、燃料被覆管の最高温度は 1200℃に比べて十分低い値となった。本解析結果では、燃料の有効加熱部下端から 20 ノード目で燃料被覆管温度が最も高くなっている。

図 2.1.2-7 に格納容器内圧力、図 2.1.2-8 に格納容器内温度の推移を示す。

事象初期から継続する主蒸気逃がし安全弁からの蒸気流入により、格納容器内の圧力及び温度が上昇し続ける。事象発生後約 10 時間で、格納容器内圧力が 0.18MPa[gage]に達するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器の冷却を開始する。その後、事象発

生から約 21 時間で、格納容器内圧力が 0.31MPa[gage]に達するため、代替格納容器スプレイ冷却系を停止し、格納容器圧力逃がし装置等により格納容器からの除熱を行う。

格納容器圧力逃がし装置等が作動すると、その後、格納容器内圧力・温度は徐々に低下していく。格納容器内の圧力及び温度の最大値は、格納容器限界圧力及び限界温度に比べて十分低い値となった。

原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象としては、原子炉減圧過程における SRV からの冷却材流出及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。

本事象の解析から、ホットチャンネルと平均チャンネルとの出力の違い及び燃料集合体間のボイド率の差が、燃料被覆管最高温度が発生するチャンネルの流動に影響を与え、平均チャンネルで燃料被覆管最高温度が発生する可能性があることがわかった。一般的に、どのチャンネルで最高温度が発生するかについては、炉心の径方向、軸方向出力分布の解析条件に大きく依存する。

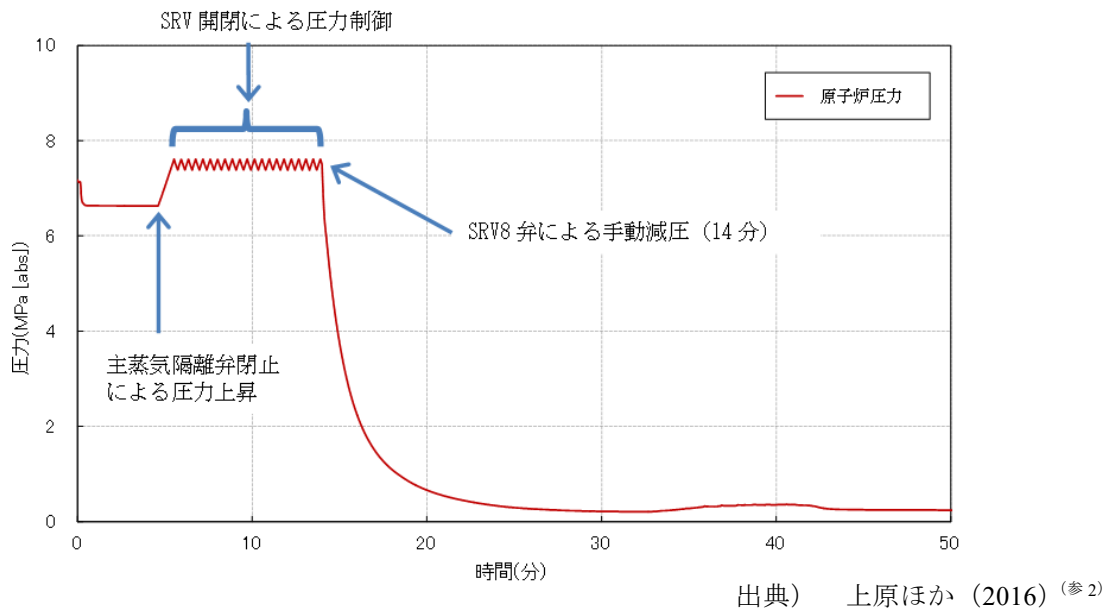


図 2.1.2-2. 原子炉圧力  
Fig.2.1.2-2 Reactor pressure

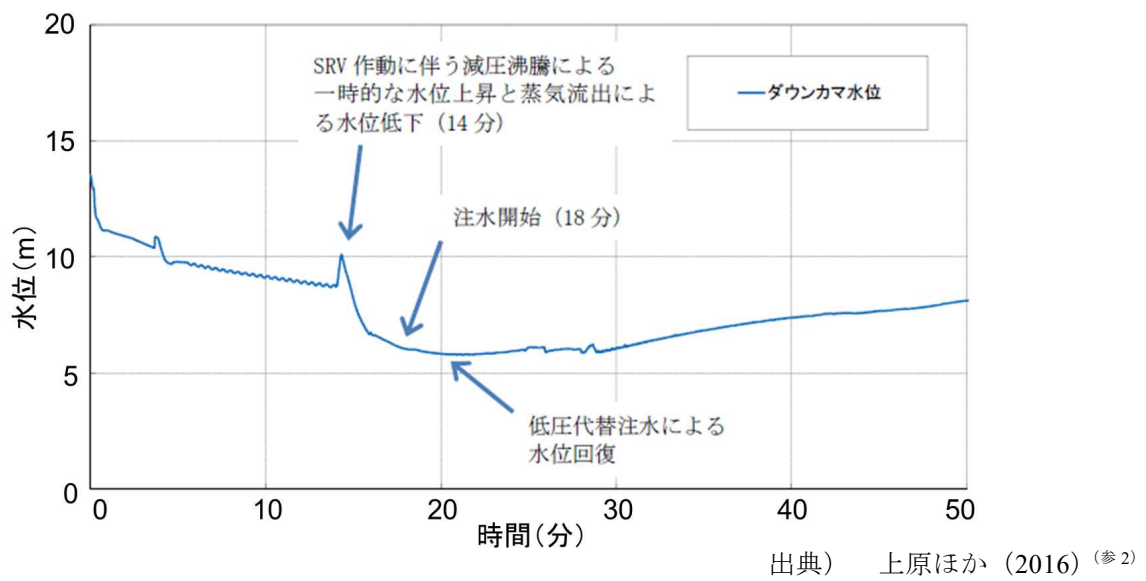
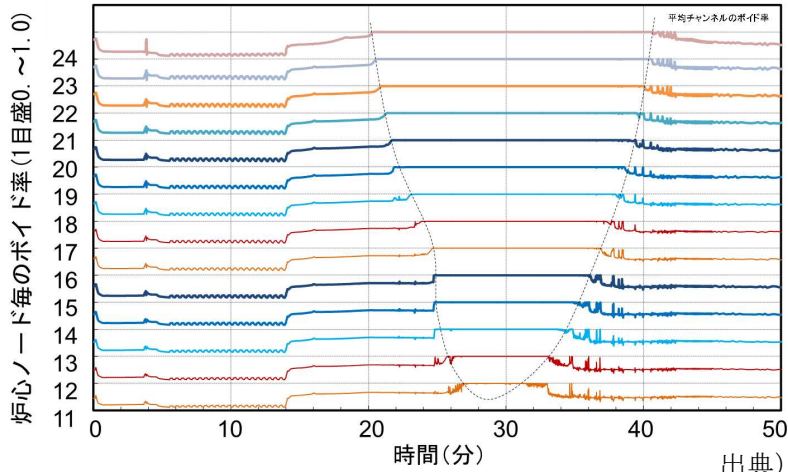
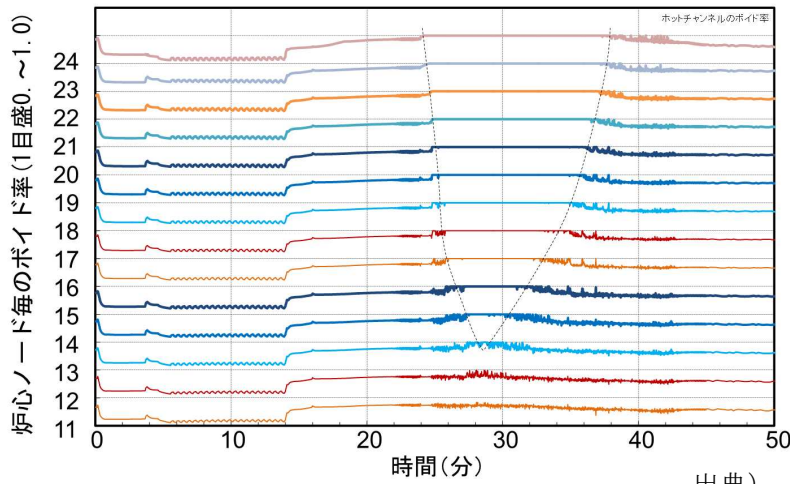


図 2.1.2-3. 原子炉水位 (ダウンカマ水位)  
Fig.2.1.2-3 Reactor water level (Downcomer water level)



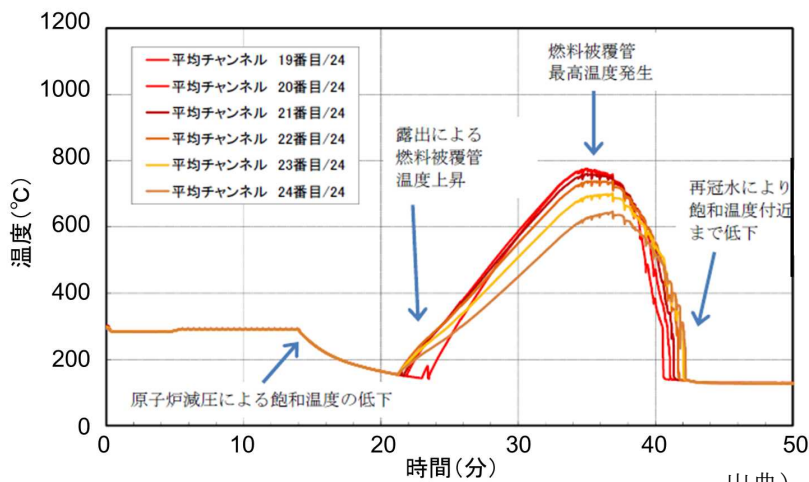
出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-4. ノードごとのボイド率 (平均チャンネル)  
Fig.2.1.2-4 Void fraction of each node (Average channel)



出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-5. ノードごとのボイド率 (ホットチャンネル)  
Fig.2.1.2-5 Void fraction of each node (Hot channel)



出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-6. 燃料被覆管温度  
Fig.2.1.2-6 Fuel cladding temperature

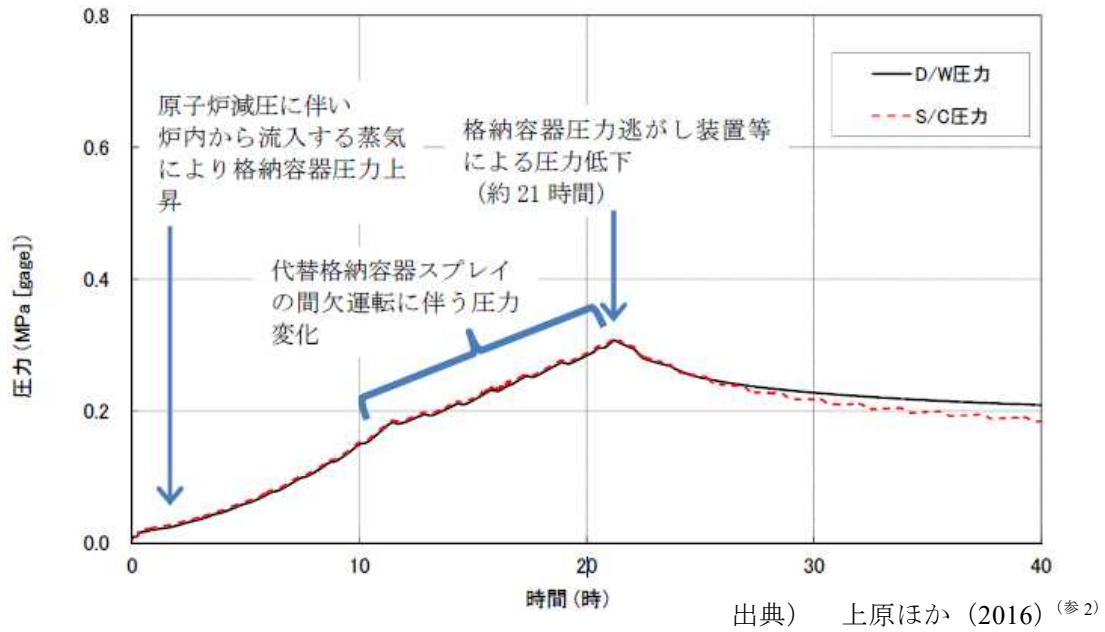


図 2.1.2-7. 格納容器内圧力  
Fig.2.1.2-7 Pressure in containment vessel

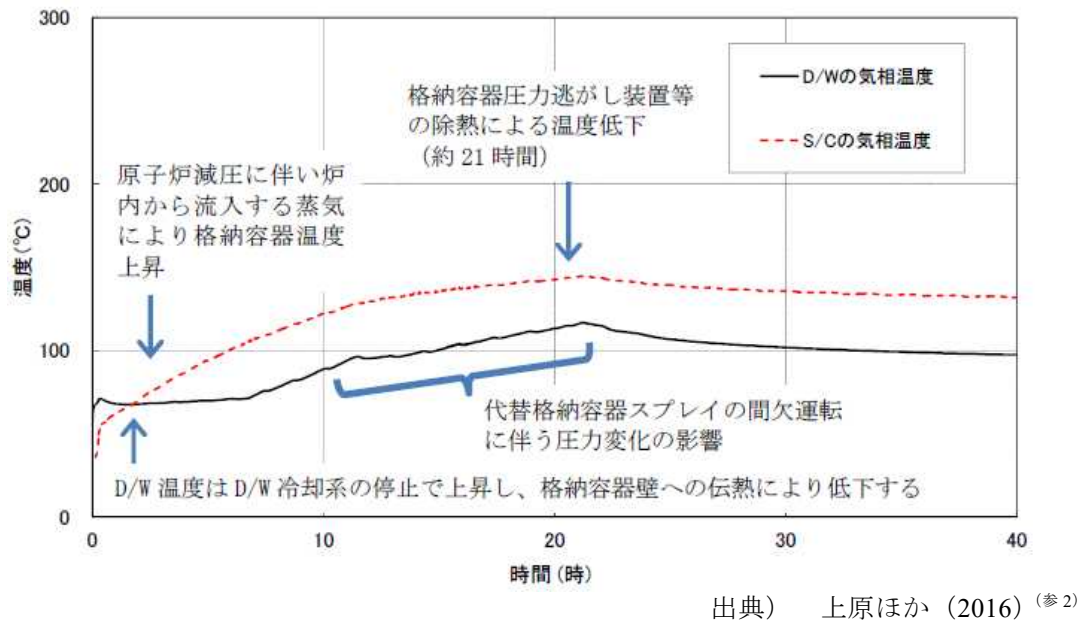


図 2.1.2-8. 格納容器内温度  
Fig.2.1.2-8 Temperature in containment vessel

## (2) 高圧注水・減圧機能喪失

### (事象の概要)

「高圧注水・減圧機能喪失」は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能が喪失する事象である。

事象進展の特徴の整理及び安全上重要な現象の抽出のために、ここでは、代表事故シーケンスとして、「給水流量の全喪失」を起因事象とする「運転時の異常な過渡変化（給水流量の全喪失）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗」について解析を実施した。

本想定事象では、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル3）信号が発信して、原子炉はスクラムし、再循環ポンプ10台中4台がトリップする。その後、原子炉水位低（レベル2）でRCICの起動に失敗し、再循環ポンプ残り6台がトリップする。更に、原子炉水位低（レベル1.5）でHPCFの起動に失敗し、MSIVが全閉する。原子炉水位低（レベル1）でLPFLが起動する。

### (対策)

MSIV全閉により圧力が上昇することから、炉心損傷防止対策として、重大事故等時のSRV作動回路により、SRV4弁を開くことで原子炉を減圧し、減圧後にLPFLにより炉心を冷却することによって、炉心の著しい損傷を防ぐ。

また、格納容器の健全性を長期的に維持するため、RHRを用いた格納容器除熱を行う。

### (解析結果)

図2.1.2-9に原子炉圧力の変化を示す。原子炉水位低（レベル1.5）への到達（事象発生から約5分後）によるMSIV全閉により、原子炉圧力が上昇する。原子炉圧力が7.51MPa[gage]に到達後、SRVによる自動開閉の繰り返しにより、この圧力以下に制御される。その後、炉心は高圧のまま維持されるが、原子炉水位低（レベル1）に到達した10分後に重大事故等時のSRV作動回路による原子炉の急速減圧操作により原子炉圧力は急速に減圧される。

図2.1.2-10に原子炉水位の時間変化として、ダウンコマ水位を示す。ダウンコマ水位は、給水流量が全喪失することから、事象発生直後に急激に低下する。原子炉水位は、同圧力がほぼ一定となった以降はSRVからの蒸気流出に対応したほぼ一定の減少速度で低下し、事象発生後約18分からの減圧により更に低下するが、開放するSRVが4弁であることから、減圧が緩やかなため、水位の低下も緩やかとなる。その後、燃料が露出して燃料被覆管温度は上昇するが、事象発生後約25分から開始される低圧注水によって水位は回復し、炉心が再冠水する。

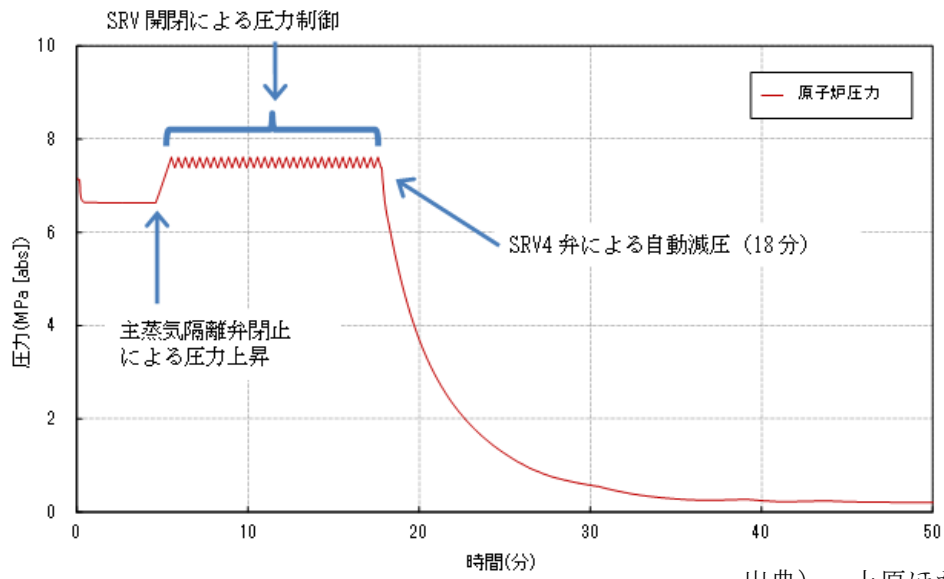
図2.1.2-11にホットチャンネルのホットロッドの燃料被覆管温度の時間変化を示す。この事象では、原子炉の急速減圧をした後、大容量のLPFLが作動するため、水位の回復が早く、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。解析結果では、原子炉水位が最も低くなる約25

分から約2分経過した時点で、ホットロッドの燃料被覆管温度が最も高くなり約480℃に達している。

図2.1.2-12から図2.1.2-13に、格納容器内の圧力及び気相温度並びにS/Cの水位及び水温を示す。事象発生から約12時間までは、SRVからの蒸気流入により、格納容器内の圧力、水位、温度ともに上昇するが、事象発生から約12時間以降にはRHRによるS/Cのプール水冷却運転モードにより、格納容器内の温度及び圧力は徐々に低下していく。格納容器内の圧力及び温度の最大値は、格納容器限界圧力及び限界温度に比べて十分低い値となった。

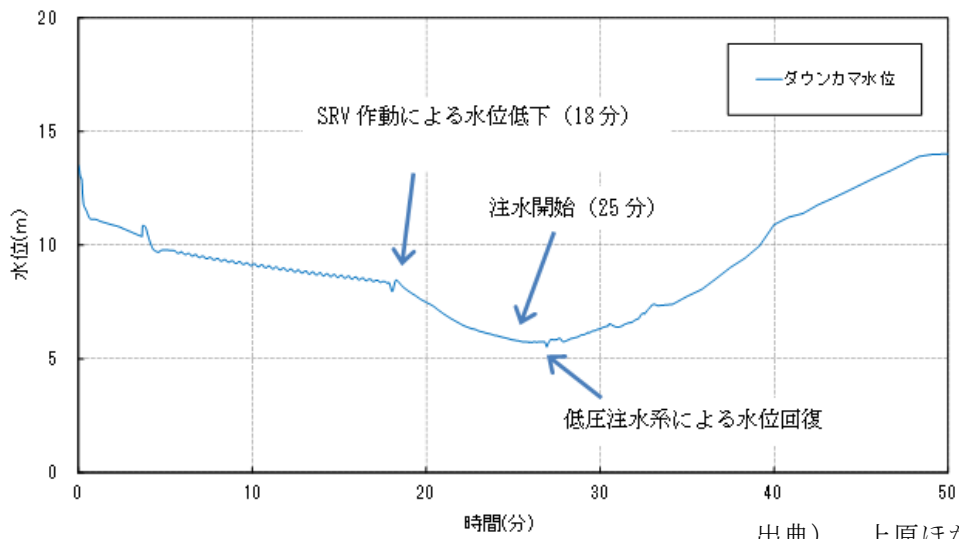
原子炉圧力、燃料被覆管温度等に影響する安全上重要な現象としては、原子炉減圧過程におけるSRVからの冷却材流出及び燃料集合体内でのボイド率の挙動が挙げられる。

本事象の解析から、原子炉の急速減圧操作におけるSRVの個数（(1) 高圧・低圧注水機能喪失事象では8弁、本事象では4弁）が減圧速度、冷却材流出量及び原子炉水位低下速度に大きく影響することを確認した。



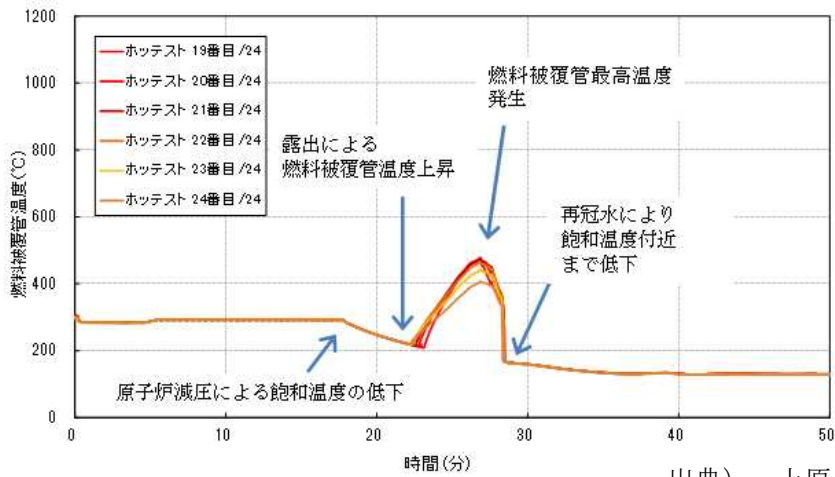
出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-9 原子炉圧力  
Fig. 2.1.2-9 Reactor pressure



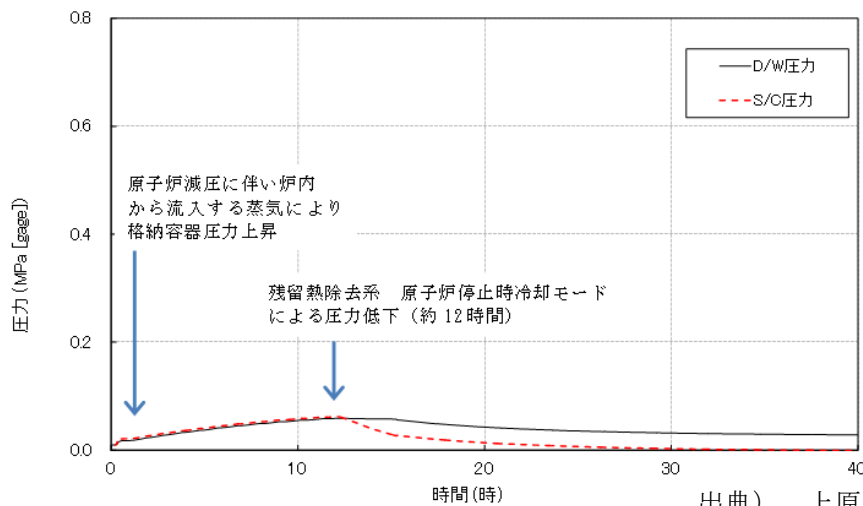
出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-10 原子炉水位 (ダウンカマ水位)  
Fig. 2.1.2-10 Reactor water level (Downcomer water level)



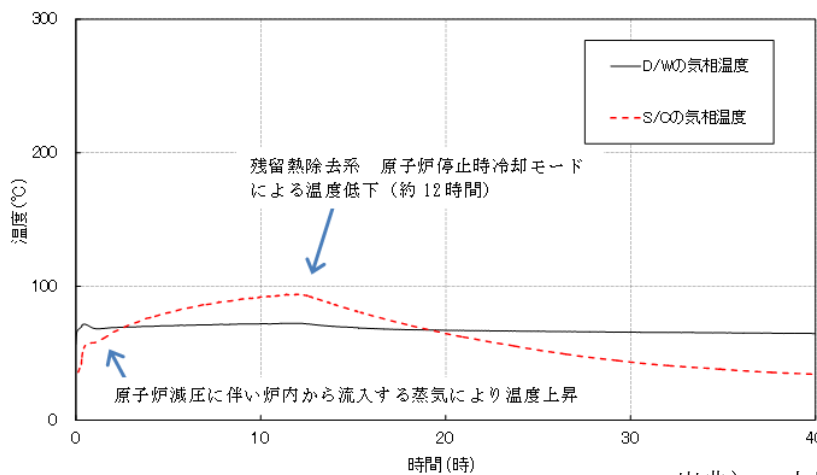
出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-11. 燃料被覆管温度  
Fig. 2.1.2-11 Fuel cladding temperature



出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-12. 格納容器内圧力  
Fig.2.1.2-12 Pressure in containment vessel



出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-13. 格納容器内温度  
Fig.2.1.2-13 Temperature in containment vessel

### (3) 全交流動力電源喪失

#### (事象の概要)

本事象は、全交流動力電源喪失後、RCIC が起動し、蓄電池に期待する期間は RCIC の運転を継続するものの、その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して RCIC による原子炉水位制御に期待できなくなる事象である。

ここでは代表シーケンスとして、外部電源が喪失し、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失することにより全交流動力電源喪失となる事象について解析を実施した。

#### (対策)

炉心損傷防止対策として、RCIC により原子炉水位を維持し、常設代替交流電源設備による給電及び低圧代替注水系による注水準備が完了したところで、原子炉の減圧を行い、低圧代替注水系の注水により炉心の著しい損傷を防止する。格納容器については、格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時に格納容器圧力逃がし装置等を作動させ、格納容器を減圧・除熱する。また、事象発生から約 24 時間後に、RHR による S/C のプール水冷却モード運転を開始する。

#### (解析結果)

図 2.1.2-14 から図 2.1.2-16 に、原子炉圧力、原子炉水位及び燃料被覆管温度の推移を示す。

全交流動力電源喪失が発生すると、タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生し、原子炉はスクラムする。更に、給水流量の喪失により原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 2）信号により RCIC が自動起動する。RCIC の注水により原子炉水位は回復し、原子炉水位高（レベル 8）で注水停止、原子炉水位低（レベル 2）で注水再開が繰り返され、原子炉水位が高く維持される（図 2.1.2-15）。

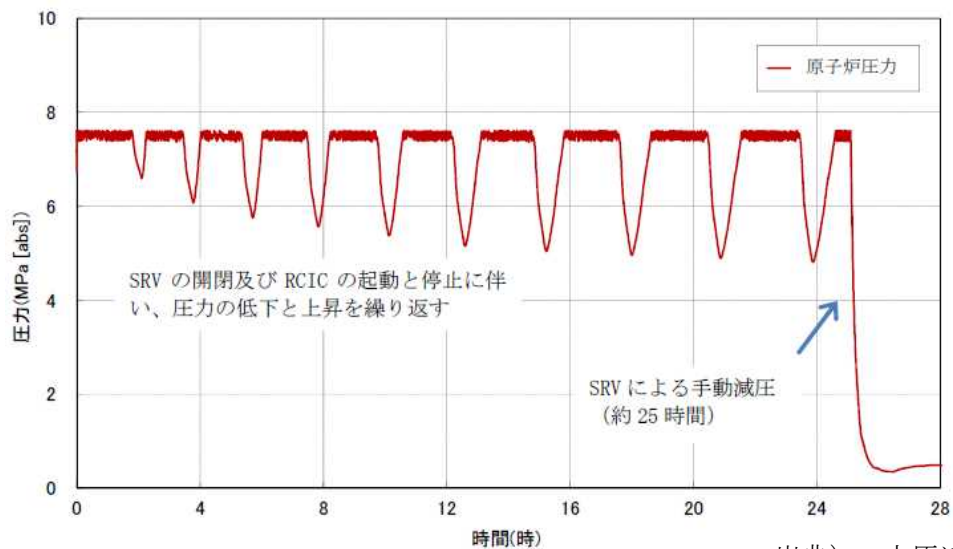
事象発生から 25 時間経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源供給を行い、その後、主蒸気逃がし安全弁（2 弁）で原子炉を減圧し、低圧代替注水系による注水により原子炉水位を維持する（図 2.1.2-14）。このため、炉心の冠水状態が維持され、燃料被覆管最高温度は初期値を上回ることなく低い値で維持されている（図 2.1.2-16）。

図 2.1.2-17 に格納容器内圧力、図 2.1.2-18 に格納容器内温度の推移を示す。事象発生から、主蒸気逃がし安全弁からの蒸気及び RCIC のタービン排気蒸気の流入により、格納容器の圧力・温度が上昇し続ける。

事象発生後約 16 時間で、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に達するため、格納容器圧力逃がし装置等による除熱を行うことにより、格納容器内の圧力、温度は徐々に低下していく。格納容器内の圧力及び温度の最大値は、格納容器限界圧力及び限界温度に比べて十分低い値となった。

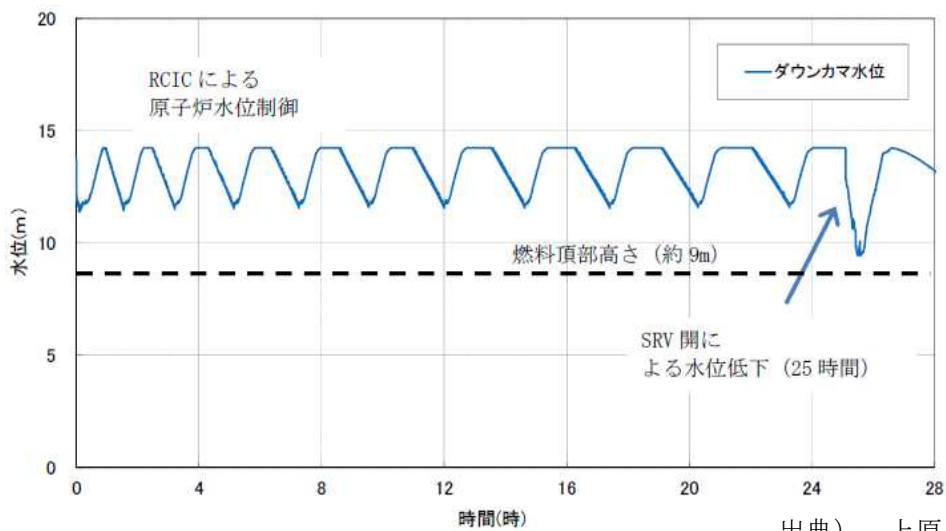
本解析から、逃がし安全弁からの蒸気及び RCIC のタービン排気蒸気の S/C への流入による格納容器内の圧力、温度上昇が事象進展に対して重要な現象であることを確認した。ま

た、格納容器圧力逃がし装置等による除熱を行う必要がある時間（事象発生から約 16 時間後）を把握することで、運転員操作余裕時間に関する知見を得た。



出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-14. 原子炉圧力  
Fig.2.1.2-14 Reactor pressure



出典) 上原ほか (2016) (参2)

図 2.1.2-15. 原子炉水位 (ダウンカマ水位)  
Fig.2.1.2-15 Reactor water level (Downcomer water level)

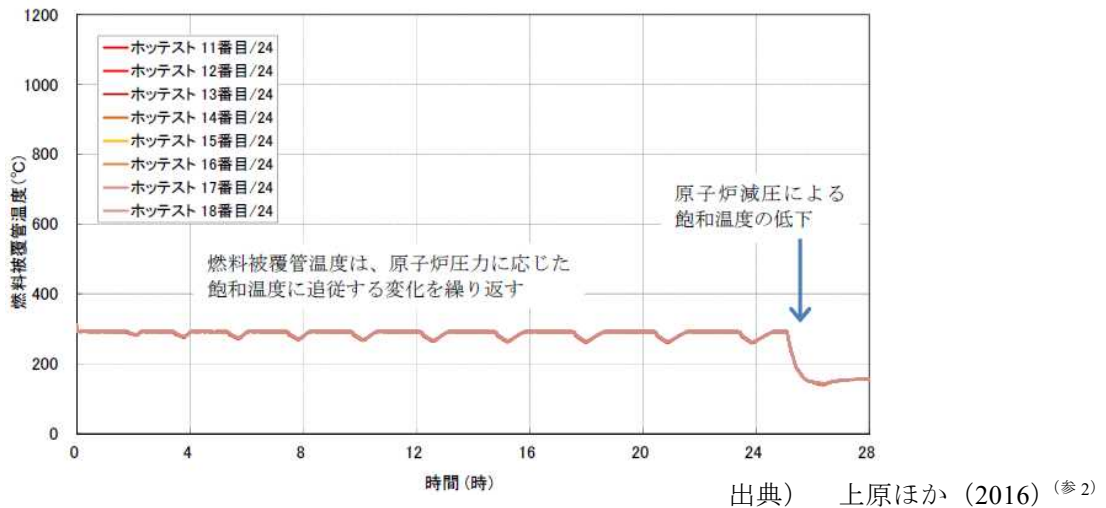


図 2.1.2-16. 燃料被覆管温度  
Fig.2.1.2-16 Fuel cladding temperature

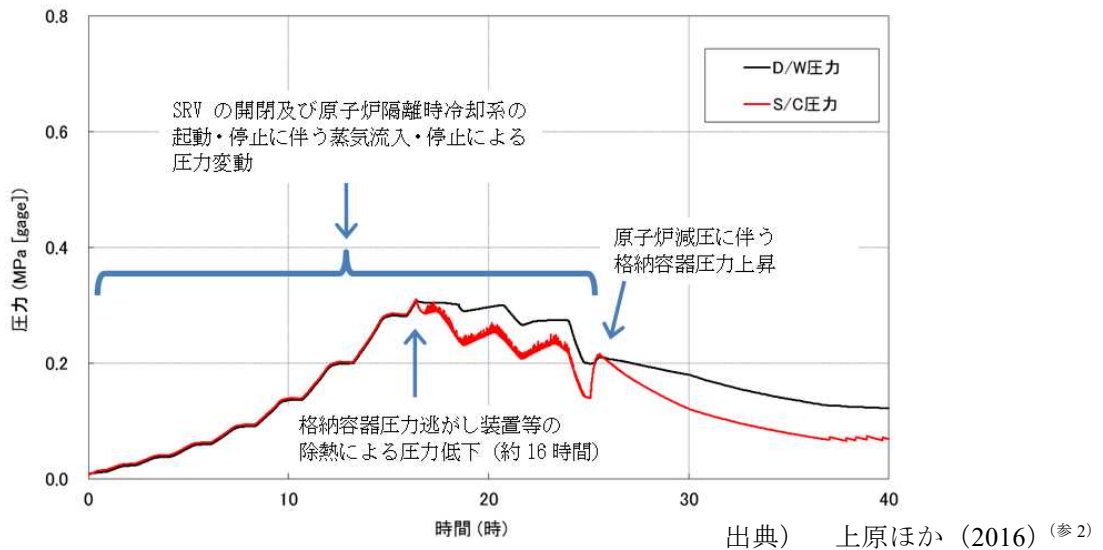


図 2.1.2-17. 格納容器内圧力  
Fig.2.1.2-17 Pressure in containment vessel

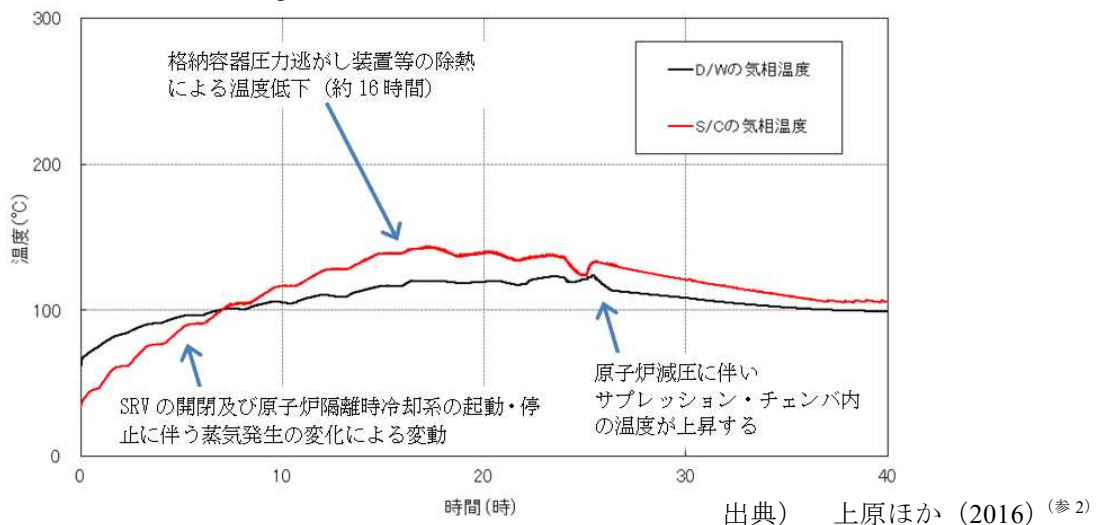
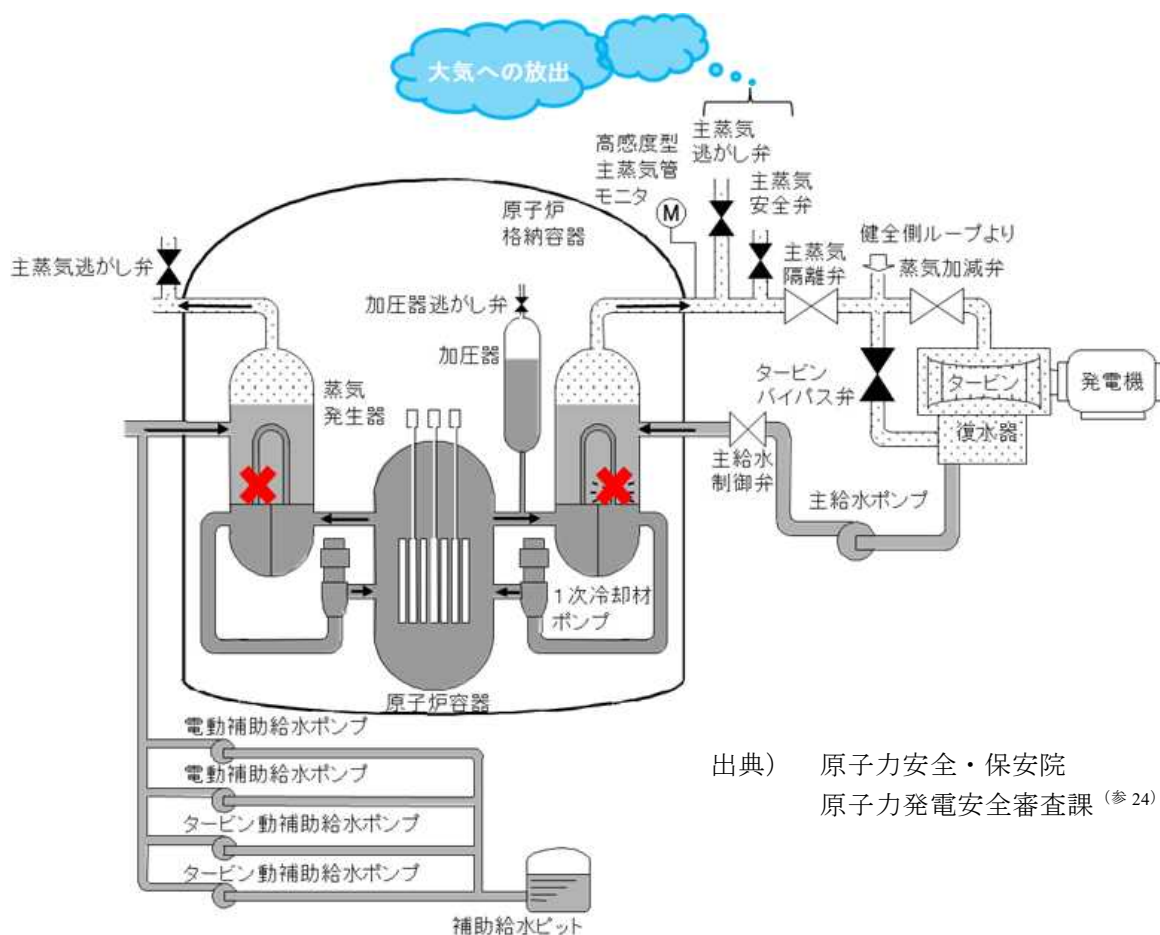


図 2.1.2-18. 格納容器内温度  
Fig.2.1.2-18 Temperature in containment vessel

## 2.2 設計基準を超える外部事象に関する技術的知見の取得

本研究は、地震による共通要因故障によりマルチ SGTR 事象が発生すると仮定して、様々な蒸気発生器伝熱管損傷の程度・事象想定を組み合わせて対して解析評価を実施し、重要な現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を把握することで、地震 PRA の精度向上、高度化に資する技術的知見を得ることを目的としている。

このため、3 ループ PWR を対象プラントとして、RELAP5/MOD3.3 コードを用いたマルチ SGTR 事象解析を実施した。本事象に関連する主要な系統図を図 2.2-1 に示す。今後、4 ループでの解析等、異なる条件での評価についても実施する予定である。



出典) 原子力安全・保安院  
原子力発電安全審査課 (参 24)

図 2.2-1. マルチ SGTR 対策の主要な系統図

Fig.2.2-1 System diagram of main measures against Multi-SGTR

### (1) 全基 SGTR における炉心損傷回避条件に関する検討

(事象の概要)

運転中の 3 ループ PWR プラント (原子炉出力 2,652MWt) において、地震により瞬時に全ての SG でそれぞれ 24 本の伝熱管に SG 伝熱管入口部破損 (合計:  $24 \times 3 = 72$  本、伝熱管

破損割合として約 0.7%) が発生する事象を想定する。起因事象である地震により外部電源喪失、地震加速度大による原子炉トリップ及び主給水流量喪失が発生すると仮定した。また、更に厳しい条件として、余熱除去系機能喪失を仮定し、高圧注入系は 2 台中 1 台が利用可能であると仮定した。

(対策)

2 次系冷却が行えないことから、高圧注入系 (1 台) と加圧器逃がし弁 (手動開放) による 1 次系フィードアンドブリードにより、1 次系圧力を低圧代替注入が可能な圧力まで減圧させる。また、原子炉格納容器外への 1 次系冷却材漏えい抑制のため、破損が発生している全ての SG で主蒸気隔離弁閉及び補助給水停止操作を行う。なお、加圧器逃がし弁による手動減圧については、操作時間等を考慮し、事象発生から 30 分後から実施すると仮定した。

(解析結果)

解析結果として、1 次系及び 2 次系圧力の推移を図 2.2-2 に、燃料被覆管温度の推移を図 2.2-3 に示す。起因事象である地震の発生により、マルチ SGTR 事象が発生するとともに、外部電源が喪失し、原子炉トリップ及びタービントリップが発生する。事象発生から約 50 秒後に高圧注入系が 1 台起動し、20 分後に破損 SG 隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止及び主蒸気隔離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を実施する。1 次系圧力は、加圧器逃がし弁による手動減圧によって低下することで約 2.7 時間後に蓄圧注入が開始される (図 2.2-2)。このフィードアンドブリード運転によって燃料被覆管温度を上昇させることなく、約 5.4 時間で低圧代替注水が可能な圧力 (約 0.7MPa [gage]) まで減圧できることを確認した (図 2.2-3)。本解析から、マルチ SGTR 事象が発生した場合でも加圧器逃がし弁による減圧が可能であり、かつ高圧注入系が 1 台作動すれば炉心損傷を回避できる可能性があることがわかった。

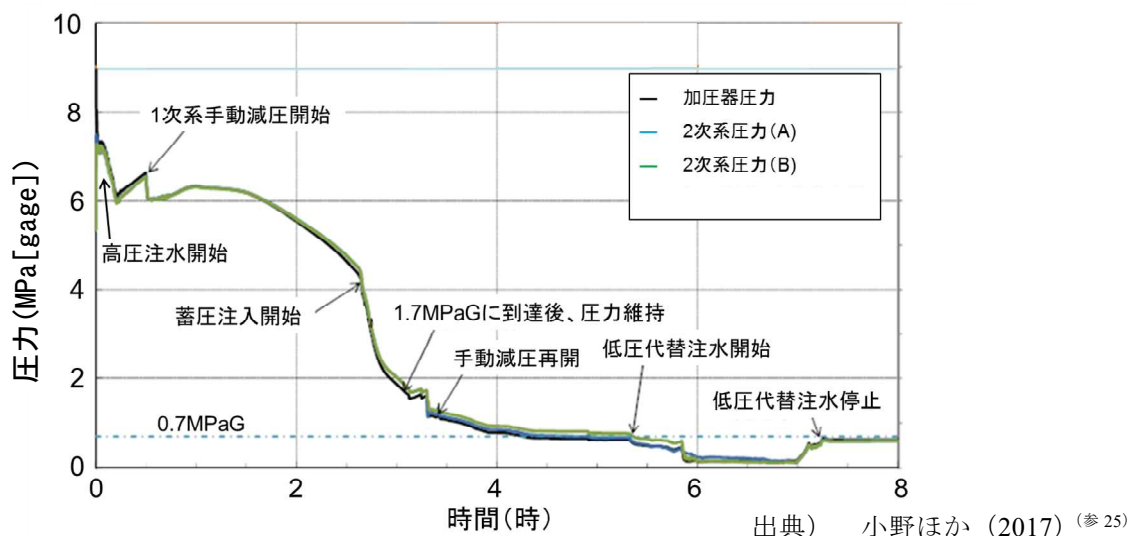


図 2.2-2. 1 次系圧力 (加圧器圧力) 及び 2 次系圧力  
 Fig.2.2-2 Primary (pressurizer) pressure and secondary system pressure

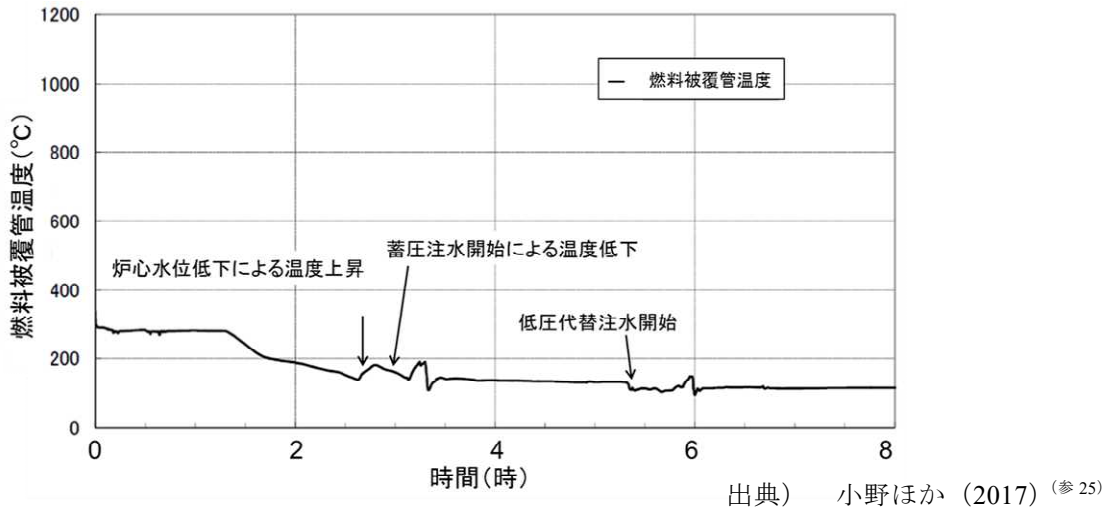


図 2.2-3. 燃料被覆管温度  
Fig.2.2-3 Fuel cladding temperature

## (2) 全基 SGTR における SG 伝熱管破損本数等に関する検討

(1)で報告した解析と同様の事象想定で、SG 伝熱管破損が発生する位置及び本数を変えた感度解析を実施し、破損位置及び破損本数による事象進展、環境への冷却材放出量等への影響について検討した。解析結果の例として、破損本数による事象進展及び環境への冷却材放出量への影響に関する検討結果について示す。

### (事象の概要)

それぞれの SG における伝熱管破損本数を 3 本から 48 本とした合計 12 ケースの感度解析を実施した。破損位置については、1 次系冷却材の温度が低く密度が高いことから破損流量が最も厳しくなる SG 伝熱管出口部とした。

(1)の解析と同様に、起因事象である地震により、外部電源喪失、地震加速度大による原子炉トリップ、主給水流量喪失及び余熱除去系機能喪失が発生すると仮定した。対策についても同様に、破損 SG の隔離操作及び高圧注入系 (1 台運転) と加圧器逃がし弁 (手動開放) による 1 次系フィードアンドブリード操作を仮定した。

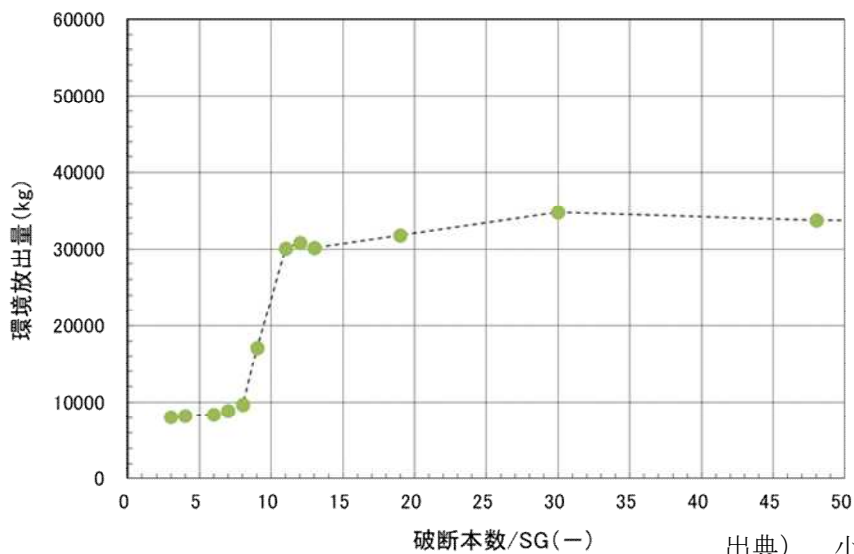
### (解析結果)

各 SG での破損本数と環境への冷却材放出量との関係を図 2.2-4 に、低圧代替注入が可能な圧力 (約 0.7MPa [gage]) に到達する時間との関係を図 2.2-5 に示す。

各 SG での破損本数が少ない場合には、1 次系から 2 次系への破断流が液相放出であるため、2 次系の圧力上昇への寄与が大きくなく、主蒸気逃がし弁からの環境への放出量は比較的少ない。また、破断流が概ね液相放出であることから、1 次系の減圧が進みにくく、事象進展が比較的緩やかになる。

各 SG での破損本数が多くなると、1 次系から 2 次系への流出流が蒸気を多く含むことになる。蒸気は相対的に圧力が低い SG2 次側に放出されると体積膨張する効果も加わり、SG2 次側の圧力上昇が大きくなることで、主蒸気逃がし弁が開く回数が多くなり、環境への冷却材放出量が多くなる。また、破断流が 2 相となることから、1 次系の減圧が進み、事象進展が比較的早くなる。

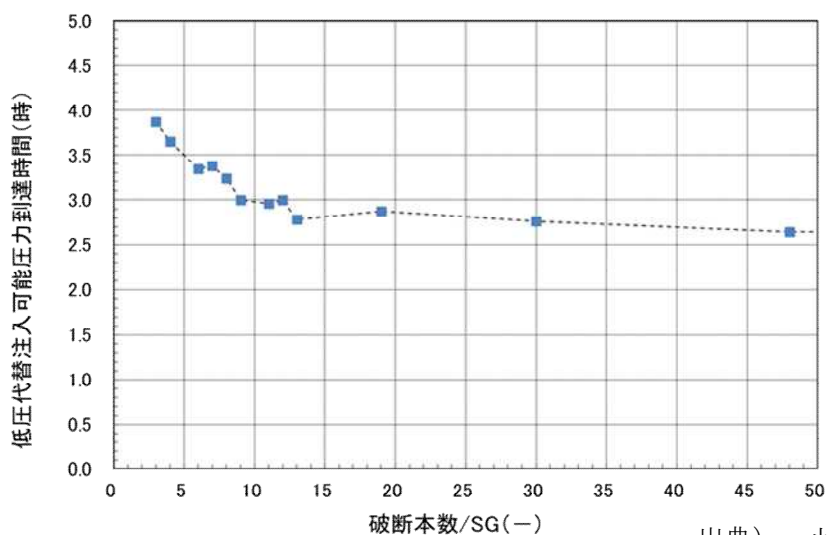
ただし、破損本数がある程度多くなると、環境への冷却材放出量は主蒸気逃がし弁の容量で制限されるため、環境への冷却材放出量及び事象進展の早さはあまり変化しなくなることがわかった（図 2.2-4、図 2.2-5）。



出典) 小野ほか (2017) (参 25)

図 2.2-4. 環境への冷却材放出量

Fig.2.2-4 Environmental coolant emission



出典) 小野ほか (2017) (参 25)

図 2.2-5. 低圧代替注入可能圧力到達時間

Fig.2.2-5 The time when the system pressure becomes lower than the highest pressure that LPIS is operable

### 2.3 運転停止中の事故に関する技術的知見の取得

本研究は、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された、燃料損傷防止対策の有効性評価における評価すべき具体的な事象について、解析によって評価上重要な現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器等の影響を把握することを目的にしている。評価対象となる事象のうち、原子炉圧力及び温度の評価を必要とするのは、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」である。これらのうち、「全交流動力電源喪失」では、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い、余熱除去系の機能が喪失することから、本評価を行うことで、「崩壊熱除去機能喪失」における重要現象等を把握することができる。そのため、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」の2事象について、PWRプラント（2ループ、3ループ及び4ループ）を対象にRELAP5/MOD3.3コードを用いて解析を実施した。

以下に解析結果の例として3ループPWRプラントを対象とした「全交流動力電源喪失」の解析結果を示す。

#### （事象の概要）

本事象は、崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取出前の浄化運転（以下「ミッドループ運転」という。）」中に外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統が機能喪失し、全交流動力電源喪失が発生する事象である。また、従属的に原子炉補機冷却機能が喪失することにより余熱除去機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の沸騰に伴い取外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により1次系保有水量が減少する。

#### （対策）

燃料損傷防止対策として、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を開始することで、1次系保有水量を確保する。解析においては、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水は、事象発生を検知、代替炉心注水操作等に要する時間を見込み、事象発生後50分後に開始するとした。「全交流動力電源喪失事象」の系統概要図を図2.3-1に示す。

#### （解析結果）

1次系圧力の推移を図2.3-2に、炉心水位の推移を図2.3-3に示す。

事象発生後、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失による余熱除去機能喪失により、炉心では冷却材が沸騰する。炉心内で発生した蒸気が加圧器内に入ることから、加圧器開口部から液相を含む蒸気が放出されるようになることから流出圧損が増加し、1次系圧力が一時的に上昇するが、流出に伴い加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる（図2.3-2）。

事象開始から50分後に代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施することにより、沸騰及び加圧器安全弁の開口部からの蒸気放出により低下していた炉心水位が回復

する（図 2.3-3）。その後、一定時間が経過すると注水流量と加圧器開口部からの流出流量が釣り合う圧力で挙動は安定する。

本解析から、加圧器開口部からの冷却材放出の状態（液相、2相、あるいは蒸気）及び蒸気発生量に影響する注入流量が進展に影響を与える重要な物理量であることを確認した。

出典) 小野ほか (2017) (参 25)

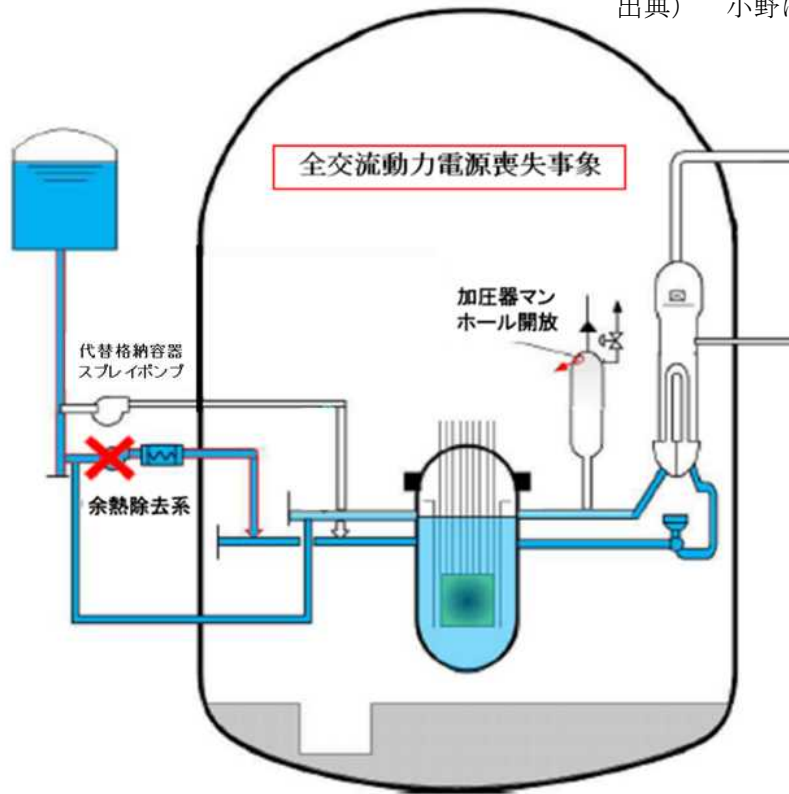


図 2.3-1. 全交流動力電源喪失事象の系統概要図

Fig.2.3-1 System diagram of the Loss all AC power accident

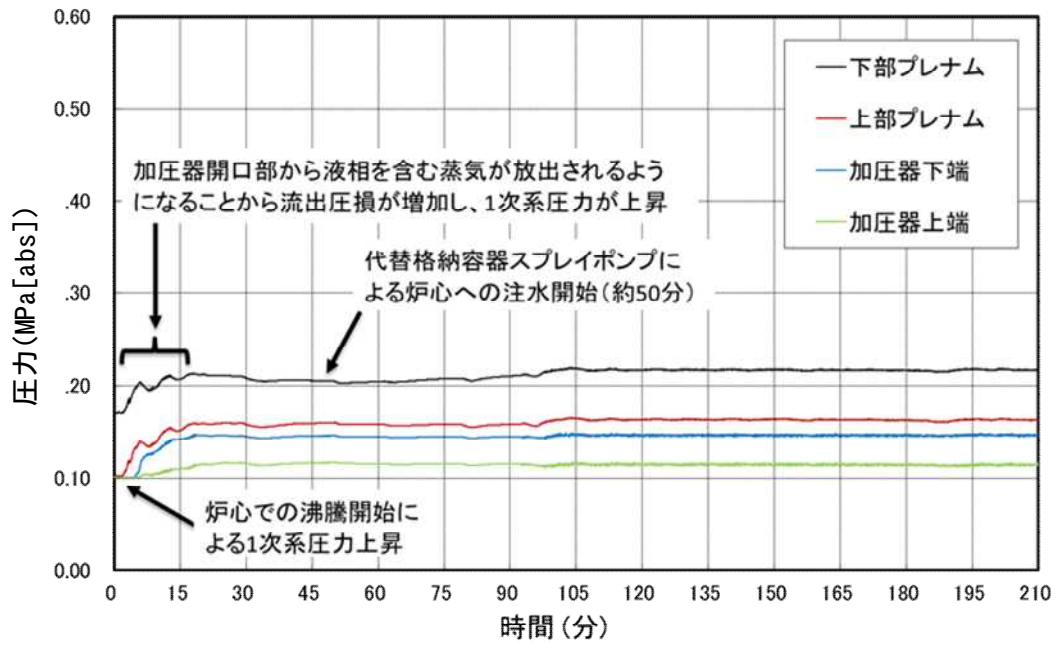


図 2.3-2. 1次系圧力  
Fig.2.3-2 Primary system pressure

出典) 小野ほか (2017) (参25)

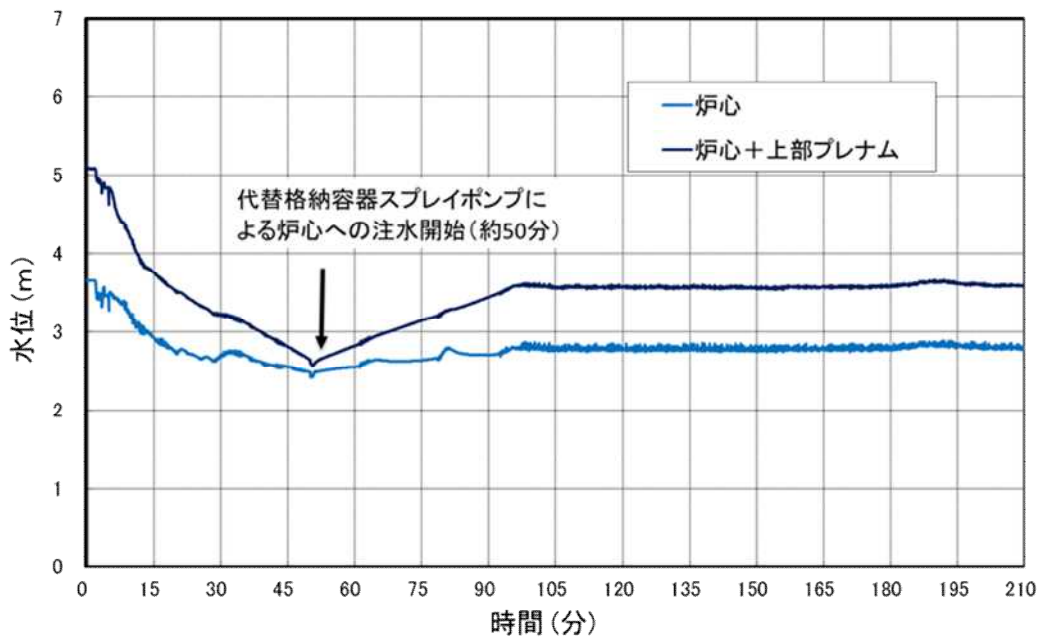


図 2.3-3. 炉心水位  
Fig.2.3-3 Core water level

出典) 小野ほか (2017) (参25)

### 3. 結論

#### 3.1 成果の要点

「多重故障事象に関する技術的知見の取得」については、PWR プラント及びBWR プラントを対象に「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された主要な事象について、熱流動解析コードにより解析を実施した。

PWR プラントの「非常用炉心冷却系（ECCS）再循環機能喪失事象」の解析では、蒸気発生器伝熱管でのスチームバインディング現象により ECCS 再循環失敗後の炉心露出に至る時間が早くなり燃料被覆管温度の上昇が大きくなる可能性があることを明らかにした。BWR プラントの「全交流動力電源喪失事象」の解析では、1次系内での自然循環、水位低下時のリフラックス冷却が炉心冷却に大きな影響を及ぼすことから、解析においてはこれらの現象を精度よく評価することが重要であることを明らかにした。「高圧・低圧注水機能喪失事象」の解析では、低圧代替注水系による原子炉水位回復時に、ボイド率の大きいホットチャンネルで水位が高くなった。これにより最高温度が発生するチャンネルは炉心の径方向、軸方向出力分布の解析条件に大きく依存し、必ずしもホットチャンネルで燃料被覆管温度が最も高くなるとは限らないことがわかった。

「設計基準を超える外部事象に関する技術的知見の取得」については、3 ループ PWR プラントを対象に、設計基準を超える外部事象によりマルチ SGTR 事象が発生すると仮定した解析を実施し、全基 SG で SG 伝熱管が破損した場合でも高圧注入系が 1 台作動すれば加圧器逃がし弁による 1 次系フィードアンドブリードを実施することにより破断位置、破断本数によらず、炉心損傷を回避できる可能性があることがわかった。また、破断本数がある程度多くなると 2 次系からの環境への冷却材放出量が主蒸気逃がし弁の容量で制限されるため、低圧代替注水可能圧力への到達時間等の事象進展があまり変化しなくなることがわかった。

「運転停止中の事故に関する技術的知見の取得」については、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された主要な事象について、解析を実施した。3 ループ PWR プラントを対象とした「全交流動力電源喪失事象」の解析では、加圧器開口部からの冷却材放出の状態（液相、2 相、あるいは蒸気）及び蒸気発生量に影響する注入流量が進展に影響を与える重要な物理量であることを確認した。

#### 3.2 目的の達成状況

「多重故障事象に関する技術的知見の取得」については、計画通り解析を実施することで、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響を把握し、その技術的知見を NRA 技術報告<sup>(参1,2)</sup>としてまとめ公表した。

「設計基準を超える外部事象に関する技術的知見の取得」及び「運転停止中の事故に関する技術的知見の取得」についても、計画通り解析を実施して、重要現象、事象進展に影響を与える物理量、事象の収束のために重要となる機器、運転員操作等の影響等を把握し技術的知見として取得した。

### **3.3 成果の活用等**

本研究の解析を通じて得られた事象進展挙動等の技術的知見を、新規制基準に基づく実用発電用原子炉設置変更許可申請における炉心損傷防止対策及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の審査に活用してきた。具体的には、PWRの炉心損傷防止対策の有効性評価の審査において、申請者のM-RELAP5に関する説明内容の確認に解析を通じて得られた技術的知見を活用した。また、BWRの炉心損傷防止対策の有効性評価の審査においても、ホットチャンネルと平均チャンネルのモデル化等に関する確認に解析を通じて得られた技術的知見を活用した。

今後、発電用原子炉施設の重大事故に至るおそれがある事故の解析について、より現実的なプラント条件での妥当性確認を実施し、安全性向上評価における技術的確認等に資する。

## 参考文献一覧

- 1) 市川 涼子、関根 将史、酒井 友宏、小野 寛、炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (PWR) 、NTEC-2014-1001、平成 26 年 8 月.
- 2) 上原 宏明、加藤 肇、小西 秀雄、江畑 茂男、市川 涼子、増原 康博、炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析 (BWR) 、NTEC-2016-1001、平成 28 年 3 月.
- 3) Information Systems Laboratories, Inc., RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS, Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho, December 2001.
- 4) Information Systems Laboratories, Inc., RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME II: USER' S GUIDE AND INPUT REQUIREMENTS, Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho, December 2001.
- 5) Information Systems Laboratories, Inc, RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME III: DEVELOPMENTAL ASSESSMENT PROBLEMS, Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho, December 2001.
- 6) 独立行政法人 原子力安全基盤機構、“プラント動特性解析コード RELAP5/MOD3 のデータ整備”、05 解部報-0085、2004.
- 7) 独立行政法人 原子力安全基盤機構、“RELAP5/MOD3 コードの解析環境整備”、06 解部報-0034、2005.
- 8) 独立行政法人 原子力安全基盤機構、“OECD/ROSA 試験の解析評価＝炉容器頂部破断 LOCA 試験解析＝”、08 解部報-0037、2007.
- 9) 独立行政法人 原子力安全基盤機構、“RELAP5/MOD3 コードの検証解析-Peach Bottom-2 タービントリップテスト”、07 解部報-0089、2006.
- 10) (独) 原子力安全基盤機構、“3 次元プラント動特性コード SKETCH-INS/TRAC-BF1 の改良整備”、04 解部報-0012、2003.
- 11) TRACE V5.0 USER' S MANUAL, Volume 1: Input Specification, Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- 12) TRACE V5.0 USER' S MANUAL, Volume 2: Modeling Guidelines, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- 13) TRACE V5.0 ASSESSMENT MANUAL, Main Report, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- 14) TRACE V5.0 ASSESSMENT MANUAL, Appendix A: Fundamental Validation Cases, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research,

- U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- 15) TRACE V5.0 ASSESSMENT MANUAL, Appendix B: Separate Effects Tests, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
  - 16) TRACE V5.0 ASSESSMENT MANUAL, Appendix C: Integral Effects Tests, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
  - 17) Tomasz K. and Thomas J. D., "PWR MOX/UO2 Core Transient Benchmark Final Report", NEA/NSC/DOC(2006)20, January 2007.
  - 18) (独) 原子力安全基盤機構、“TRACE コードによる統計的安全解析手法の整備=集合体熱水力試験及びタービントリップ試験の解析”、09 原熱報-0013、2009.
  - 19) 日本原子力研究所、“WREM-J2:原研改良版軽水炉安全性評価コードシステム”、JAERI-M 9285、1981.
  - 20) Richardson, L.C. ; Finnegan, L.J. ; Wagner, R.J. ; Waage, J.M. “CONTEMPT: A COMPUTER PROGRAM FOR PREDICTING THE CONTAINMENT PRESSURE- TEMPERATURE RESPONSE TO A LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT.” , IDO-17220, Phillips Petroleum Co., Idaho Falls, Idaho. Atomic Energy Div., January 1967
  - 21) 日本原子力研究所、“格納容器温度圧力解析コード CONTEMPT の検討”、JAERI-M-5339、1973 年 7 月.
  - 22) Wheat, L. L. ; Wagner, R. J. ; Niederauer, G. F. ; Obenchain, C. F, “Contempt-Lt: A Computer Program for Predicting Containment Pressure-Temperature Response to a Loss-of-Coolant Accident.” ANCR-1219, US Energy Research and Development Administration, 1975.
  - 23) DON W. HARGROVES LAWRENCE J. METCALFE, “CONTEMPT-LT/028-A COMPUTER PROGRAM FOR. PREDICTING CONTAINMENT PRESSURE-TEMPERATURE. RESPONSE TO A LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT.” , NUREG/CR-0255. TREE-1279. R4, Idaho National Engineering Laboratory, March 1979.
  - 24) 原子力安全・保安院 原子力発電安全審査課、日本原子力発電株式会社敦賀発電所原子炉設置変更許可(3号及び4号原子炉の増設)に係る意見聴取会(Aグループ第17回)、04-敦3・4増A-17-4、日本原子力発電株式会社敦賀発電所 原子炉設置変更許可申請(3号及び4号原子炉の増設)に係るクロスチェック解析—蒸気発生器伝熱管破損—、2009年10月30日.
  - 25) 小野 寛、上原 宏明、小西 秀雄、“多重故障事象の影響評価に関する研究”、第6回プラント安全技術評価検討会 資料2 平成28年度事後評価調査票、平成29年10月5日.

「多重故障事象の影響評価に関する研究」の（主な）執筆者

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ

システム安全研究部門

上原 宏明 技術研究調査官

小西 秀雄 技術参与