

令和3年度
原子力規制庁技術基盤グループ-原子力機構安全研究・防災支援部門
合同研究成果報告会

原子力規制庁シビアアクシデント研究部門の研究概要 及び 内部溢水PRA のための原子炉の挙動と溢水伝播の 連携解析

令和3年11月2日

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
シビアアクシデント研究部門

城島 洋紀



原子力規制庁シビアアクシデント研究部門の研究概要



シビアアクシデント研究部門の業務

原子炉施設のシビアアクシデントに関する調査及び研究を所掌する。

技術分野	主要概要
確率論的リスク評価 (PRA)	<ul style="list-style-type: none">• <u>重大事故による炉心損傷頻度を系統的に求める確率論的リスク評価 (PRA) 手法 (火災、溢水、地震、津波PRAモデルの整備など) を開発。</u>• <u>原子力規制検査に活用するリスク情報等の整備。</u>
シビアアクシデント評価	<ul style="list-style-type: none">• <u>シビアアクシデント時に想定される現象や対策の有効性等を把握するための安全研究の実施。</u>• <u>国産シビアアクシデント解析コードの開発及び新規制基準の適合性審査や安全性向上評価などに活用する技術的知見の整備。</u>
環境影響評価・防災	<ul style="list-style-type: none">• <u>放射性物質の放出を伴う事故における影響評価に関する安全研究の実施。</u>• <u>遮へい解析手法、放射性物質の環境中における拡散解析手法などの整備及び新規制基準の有効性評価ガイドなどの規制基準類の整備。</u>• <u>原子力災害対策における防護措置の判断や実効的な防護措置の枠組みを構築するための技術的知見の取得。</u>



シビアアクシデント研究部門における安全研究

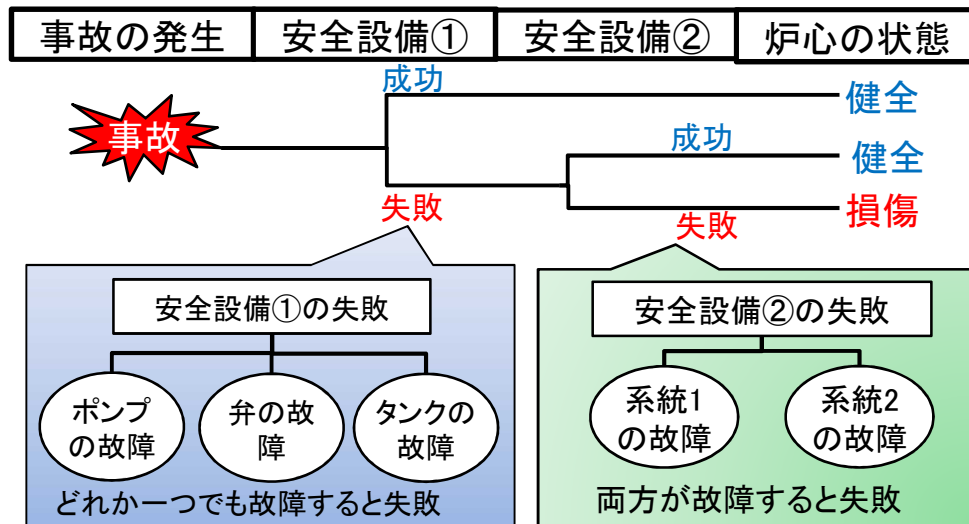
代表的な安全研究プロジェクト

○ 技術基盤分野の規制高度化研究事業(リスク情報の活用)

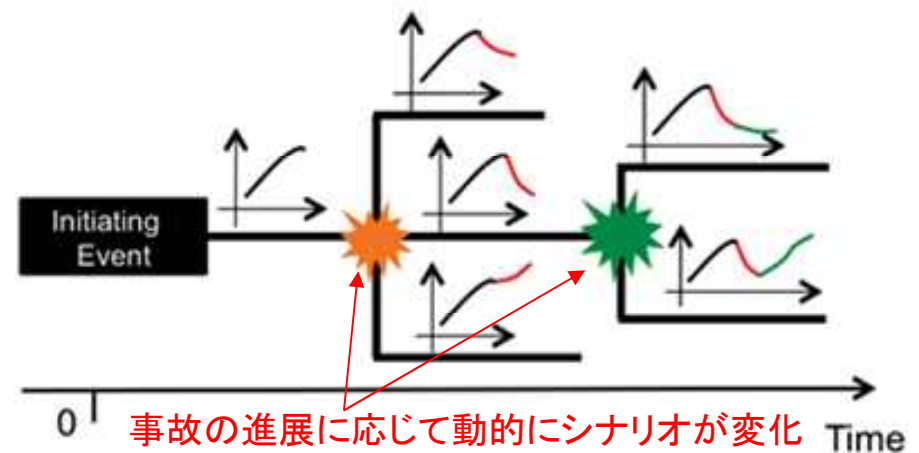
<事業の概要>

平成29年4月の原子炉等規制法改定により、令和2年4月からリスク情報を活用した原子力規制検査が開始された。

本事業では、確率論的リスク評価(PRA)手法等の技術基盤を整備し、原子力規制検査で活用するPRAモデルの確認、検査時の気づき事項を評価するためのリスク評価ツールの開発、検査で参考とするプラントのリスク情報の整理等に必要な知見の蓄積をはかる。



確率論的リスク評価(PRA)のイメージ



動的確率論的リスク評価(DPRA)のイメージ([1]に著者一部加筆)

[1]A. Alfonsi et al., "Dynamic Event Tree Analysis Through RAVEN," ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, September 2013.



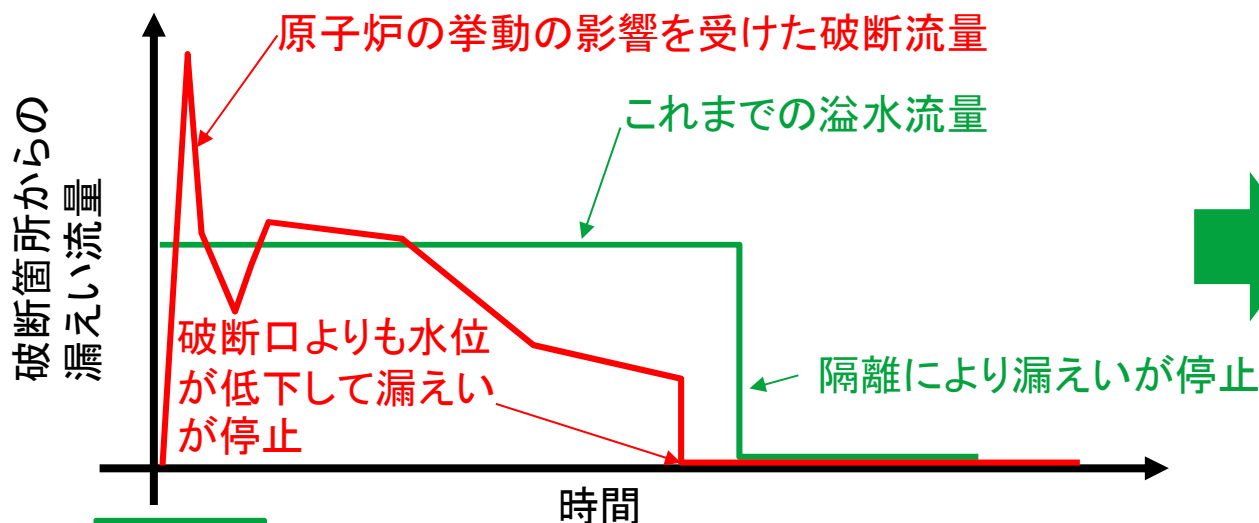
内部溢水PRA のための原子炉の挙動と溢水伝播の 連携解析



背景・目的

背景

- 原子炉建屋内で溢水が発生した場合のリスクを評価する内部溢水PRAでは、溢水の各部屋への伝播による機器の機能喪失のタイミング等が重要であり、これを現実的に評価することが必要である。
- 従来の溢水伝播解析では、溢水流量が一定として解析を実施していた。
- 配管破断の場合、破断箇所によっては、破断流量は原子炉の挙動の影響を受けるので、破断流量が一定とはならないことがある。



溢水により故障する機器、故障のタイミングが異なり、内部溢水PRAの結果に影響がある。

目的

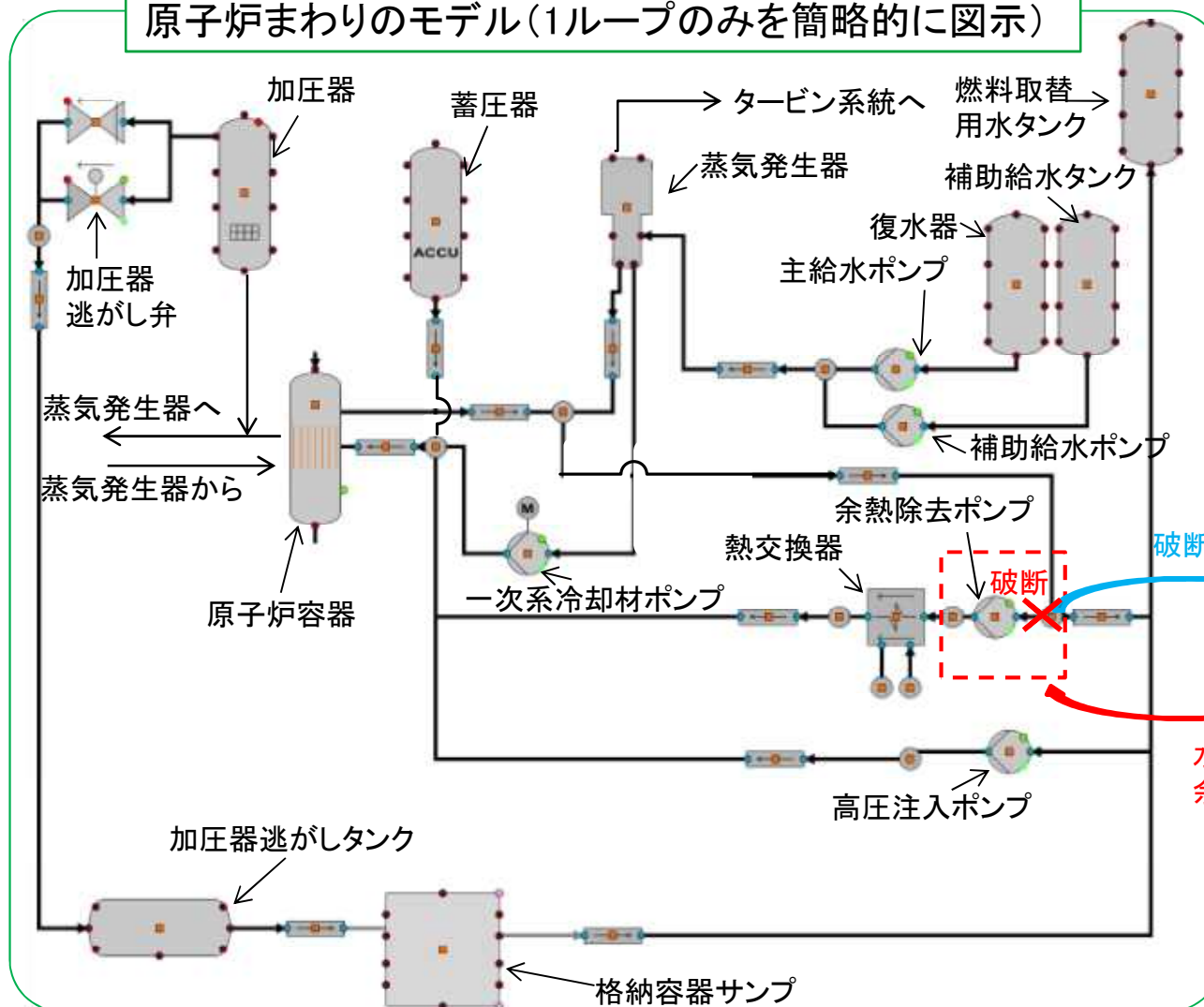
- 原子炉の挙動解析と溢水伝播解析をカップリングすることで、原子炉の挙動に応じた、より現実的な溢水伝播解析手法を開発する。



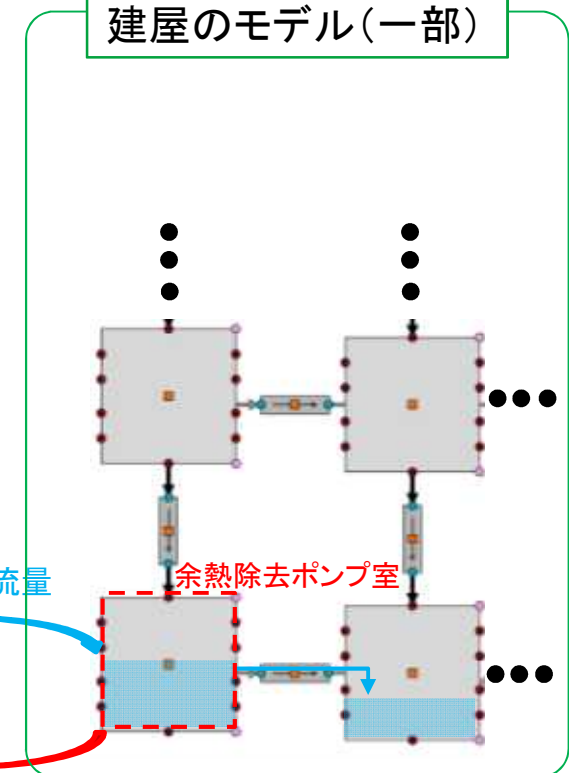
解析手法

原子炉プラントシステム解析コードApros[2]を用いて、原子炉まわりのモデルと建屋のモデルを作成し、原子炉の挙動と建屋内の溢水伝播の解析を同時に実施する。

原子炉まわりのモデル(1ループのみを簡略的に図示)



建屋のモデル(一部)



水位があるレベルに達したら、余熱除去ポンプが機能喪失する。

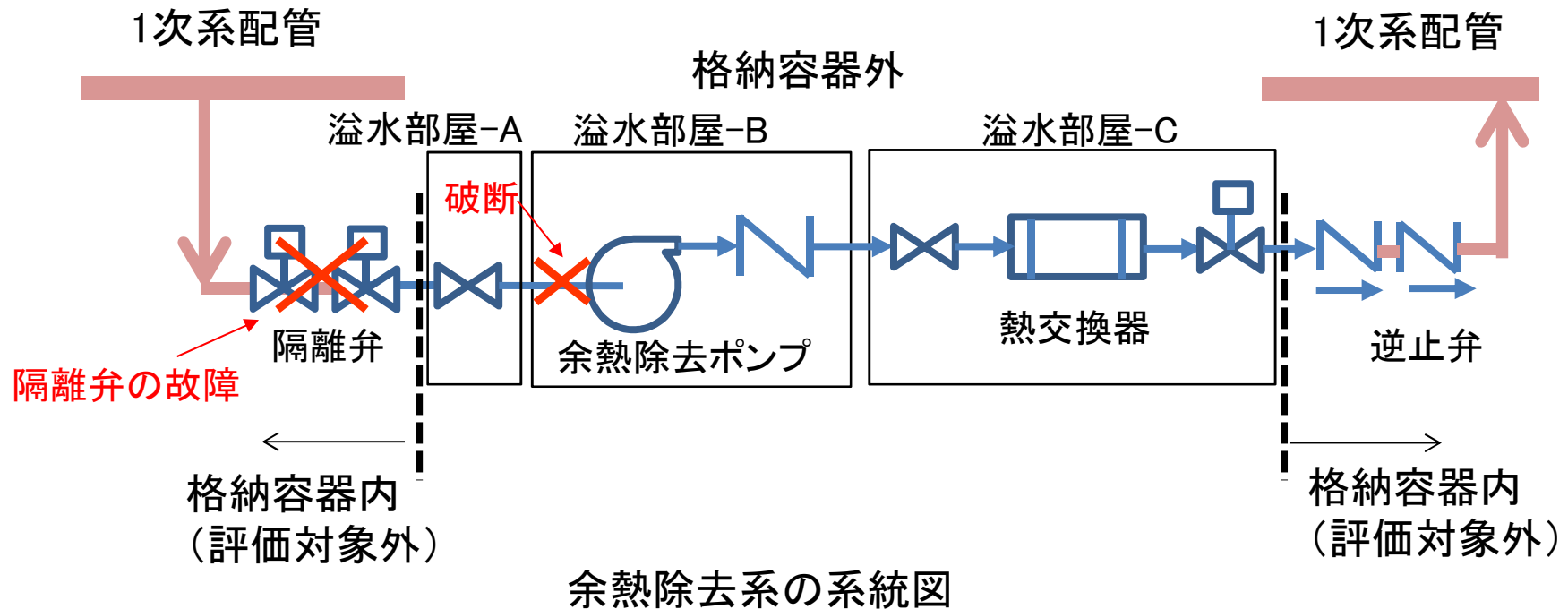
[2] fornum, VTT. 2021. Apros. Viewed 1 October 2021. Available from: <https://www.apros.fi/>



解析条件(1/2)

● 発生する起因事象

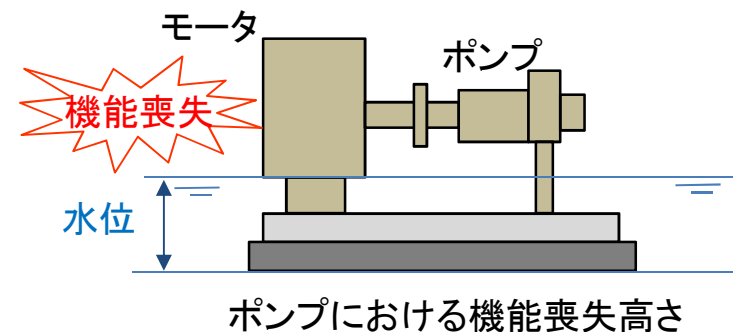
- ◆ 4ループPWRプラントを対象とした余熱除去系からの原子炉冷却材喪失事故 (ISLOCA) (4インチ破断を仮定)
- ◆ 余熱除去系の隔離弁の故障により、高圧の冷却材が低圧設計の余熱除去系に漏えいし、ポンプ吸い込み側の配管が破断することを想定





解析条件(2/2)

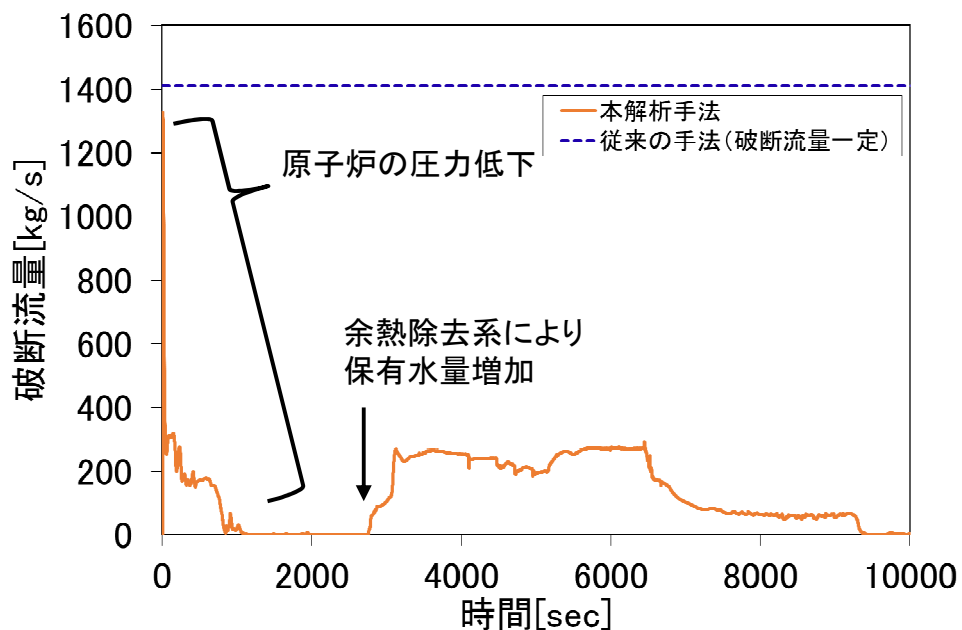
- 本解析例での各緩和対策の状態
 - ◆ 原子炉トリップにより、原子炉の運転は停止できる。
 - ◆ 2次系を使用した冷却により、減圧はできる。
 - ◆ 蓄圧注入系および余熱除去系(破断が発生していない系統)で原子炉に注水できる。
 - ◆ 高圧注入系は機能喪失していたと仮定し、高圧注入系を使用した注水はできない。
- 本解析例で用いた仮定
 - ◆ 建屋内のドアは全て開放している。
 - ◆ ポンプの場合、モーター下端まで水位が達したら機能喪失する。



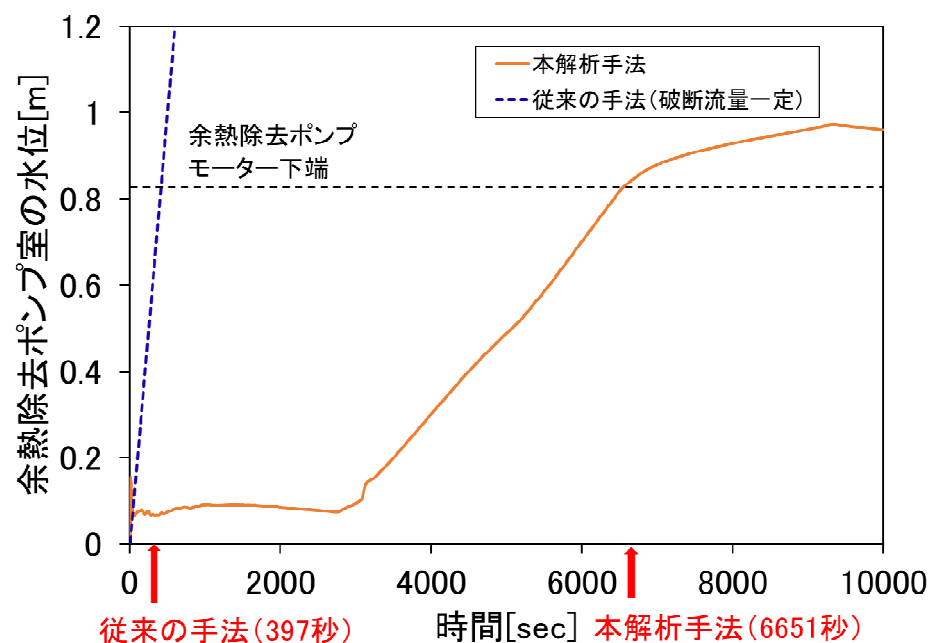


解析結果

破断流量の比較 (場所: 余熱除去ポンプ室)



没水のタイミングの比較 (場所: 余熱除去ポンプ室)



- 機器の没水までの時間が変化することで、機器の没水を防ぐための隔離操作に当てられる時間が変化し、操作の成功・失敗確率にも影響がある[3]。

[3] 城島ほか、ISLOCA時の原子炉の挙動と溢水伝播の連携解析及びPRA関連パラメータへの影響、日本原子力学会 2021年春の年会(オンライン)、2021年3月



結論

- Aprosを用いて、ISLOCA時の事故シナリオを対象に、原子炉の挙動と溢水伝播の連携解析を実施した。
- 本解析条件の場合、原子炉の挙動が破断流量及び機器の没水のタイミングに大きく影響していることがわかった。
- 本手法を用いることで、機器の没水を防ぐための隔離操作や没水した機器の代替となる機器の操作に当てられる時間を、より現実的に計算することができる。
- これにより、操作の成功・失敗確率を、より正確に求めることができ、内部溢水によるリスクをより精度良く評価することができる。