

# 原子力災害時における1次冷却系 漏洩口径推定手法の基礎研究

## Basic Study on a Technique for Predicting Break Diameter from Primary Cooling System in a Nuclear Emergency

吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)\*<sup>1</sup> 建部 恭成 (Yasumasa Tatebe)\*<sup>2</sup>

**要約** 原子力災害時に放射性物質の放出量を推定するには、原子炉の1次冷却系統から冷却水が喪失し、炉心の冷却が悪化していくプロセスを模擬しなければならない。冷却水の流出量は、系の圧力、漏洩場所付近の密度および漏洩口径に比例する。炉心冷却の悪化を模擬するには、漏洩口径を特定する必要があるが、災害進展中においては寸法を測定することは勿論、漏洩場所を観察することも困難である。本研究では、加圧水型軽水炉を対象としてプラントコンピュータから伝送される原子炉圧力の1分毎の観測値を用い、1次冷却系漏洩口径を推定する方法を検討した。原子炉冷却系統の解析モデルを用いて原子炉圧力と1次冷却系漏洩口径の関係を整理した結果、1次冷却系漏洩口径は、原子炉圧力低下率の関数として表現でき、プラント毎にその係数を特定すれば、漏洩口径が拡大しない事象においては10%程度の誤差で、漏洩口径が拡大するような事象においては、20%程度の誤差で推定できると考えられる。

**キーワード** 原子力防災, 1次冷却系, 原子炉冷却材喪失, 漏洩口径推定, 加圧水型軽水炉

**Abstract** To predict the amount of radioactive material release during a nuclear emergency, it is necessary to simulate the process by which core cooling situation worsens. The amount of coolant leakage is proportional to the primary system pressure, primary system density around the break point and break diameter. Although it is necessary to specify the break diameter to simulate the degradation of reactor core cooling, when a disaster is progressing, it is difficult to measure the break diameter or to observe the break point. In this study, we examined a technique for predicting the break diameter of the primary cooling system by using the monitored value of reactor pressure transmitted every minute by the plant computer for the pressurized water reactor. By deriving the relation between reactor pressure and primary cooling system break diameter by using an analytical model of the nuclear reactor cooling system, the break diameter of the primary cooling system expressed as a function of the rate of decrease of reactor pressure. When those coefficients of the function were specified, it is thought that the break diameter of the primary cooling system can be predicted within about 10% error in an event in which the break diameter did not enlarge, and within about 20% error in an event in which the break diameter enlarged.

**Keywords** nuclear emergency preparedness, primary cooling system, loss of coolant accident, leakage size prediction, pressurized water reactor

## 1. 緒言

原子力災害時は、事態の進展を予測して適切な影響緩和操作を行うとともに、必要に応じて公衆の防護措置を実施<sup>(1)</sup>しなければならない。加圧水型軽水炉 (pressurized water reactor : PWR) では、1次冷却系統は閉ループとなっており、蒸気発生器で除熱が行われているが、1次冷却系統に開口部がある

場合は、冷却水が流出して炉心の冷却が維持できなくなる可能性がある。このため、非常用炉心冷却装置 (Emergency core cooling system : ECCS) により冷却水を補給して炉心の冷却が維持されるようになっている。原子力災害では、ECCSなどの安全設備が故障し、炉心冷却機能が喪失しているか、またはその恐れがある事態に至っており、炉心損傷時期や格納容器が最高使用圧力を超過する時期などの事

\* 1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

\* 2 (株)シー・エス・エー・ジャパン

態の進展を予測した結果から、環境へ放射性物質が放出された場合に予想される放出量を推定<sup>(2)~(4)</sup>する。事態の進展を予測するためには、炉心冷却機能が喪失し、冷却水が1次冷却系統から減少していくプロセスを模擬しなければならない。冷却水の流出量は、原子炉の圧力、漏洩箇所付近の密度、漏洩口径（面積を円形として評価したその直径）から計算することが可能である。原子炉の圧力と1次冷却水の密度は、計測値から評価することが可能であるが、漏洩口径は、災害進展中においては目視にて場所を特定することも、漏洩口径を計測することも困難である。また、漏洩口径は瞬時に一定の開口部ができるのではなく、一般的には微小口径から徐々に拡大していくと考えられ、その間に1次冷却系への追加の水補給操作など種々の対応操作の実施が想定される。最近ではニューラルネットワークを用いた手法の研究事例が報告されている<sup>(5)</sup>が、定格出力運転時の状態が起点となっており、現実的に起こりうる漏洩拡大事象やこれに伴う介入操作によって初期状態が変化した場合に対応できない。現状では、これらを踏まえて漏洩口径の感度解析を繰り返し実施し、プラント挙動が良く一致するものを探し出す方法を採っていたため、漏洩口径の特定に時間を要していた<sup>(4)</sup>。

そこで本研究では、原子力災害時において、プラントコンピュータから伝送される観測値から1次冷却系漏洩口径を速やかに推定することを目的として、原子炉圧力の低下率に着目し、1次冷却系漏洩口径を精度良く推定する手法の基礎的研究を実施した。

## 2. 1次冷却材喪失時の原子炉圧力挙動

PWRの1次冷却材喪失事故（Loss of coolant accident: LOCA）解析では、大破断LOCAと小破断LOCAが対象となっている。大破断LOCAでは、1次冷却水が急激に流出するため、原子炉圧力は急速に低下<sup>(6)</sup>しているが、小破断LOCAでは、流出流量が小さいため1次冷却水飽和温度付近でフラッシングにより原子炉圧力の低下が緩やか<sup>(7)</sup>になっている。MAAP4コードを用いて解析した初期型3ループプラントにおける5インチ破断LOCA時にECCSの起動に失敗した場合の原子炉圧力を図1に示す。

この図より、LOCA発生後原子炉圧力が飽和圧力となるまで急激に圧力が低下（フェーズⅠ）し、飽和圧力付近で冷却水の減圧沸騰により一旦圧力低下が

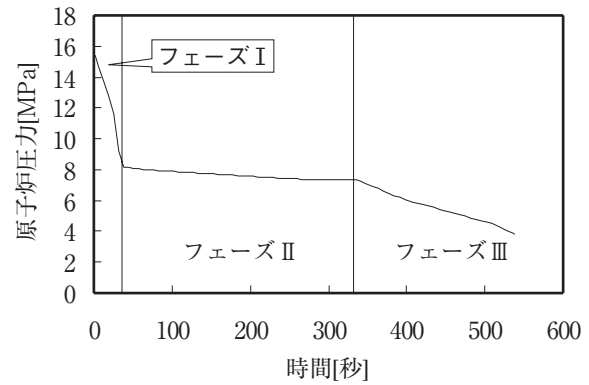


図1 5インチ口径LOCA時の原子炉圧力挙動

抑制（フェーズⅡ）、その後緩やかに低下（フェーズⅢ）して、蓄圧器の作動点に至ることがわかる。大破断LOCAも同様のプロセスを辿るが、漏洩口径が大きいため短時間で低圧状態に至る。

冷却材喪失事故時における圧力変化は、Ikedaら<sup>(8)~(10)</sup>によると、(1)式で計算され、この式の解も図1と同様の結果が得られることが示されている。但し、加圧器内に水位がある期間における圧力保持効果は考慮されていない。

$$\frac{dP}{dt} = \frac{\sum Q_{in}}{V} v \left( \frac{\partial P}{\partial q} \right)_v + \frac{\pi \phi^2 G_c}{4M} \left( - (h_{out} - q) \left( \frac{\partial P}{\partial q} \right)_v + v \left( \frac{\partial P}{\partial v} \right)_q \right) \quad (1)$$

但し、 $P$ ：原子炉圧力

$Q_{in}$ ：1次系への入熱

$V$ ：1次冷却系容積

$q$ ：単位質量あたりのエネルギー

$v$ ：比容積

$M$ ：1次冷却水質量

$\phi$ ：漏洩口径

$G_c$ ：臨界質量流束

$h_{out}$ ：流出1次冷却水のエンタルピー

### 2.1 原子炉圧力低下率と漏洩口径の関係

原子炉圧力の挙動から、原子炉圧力の低下開始を検知したポイントを「初期圧力： $P_1$ 」と定義し、原子炉圧力低下率を計算するため、原子炉圧力が初期圧力以下に低下した後で検知したポイントを「低下後圧力： $P_2$ 」と定義する。原子炉圧力低下率 $R_P$ は、(2)式により計算する。

$$R_P = \frac{P_1 - P_2}{t_2 - t_1} \quad (2)$$

但し、 $t$ ：検知時刻

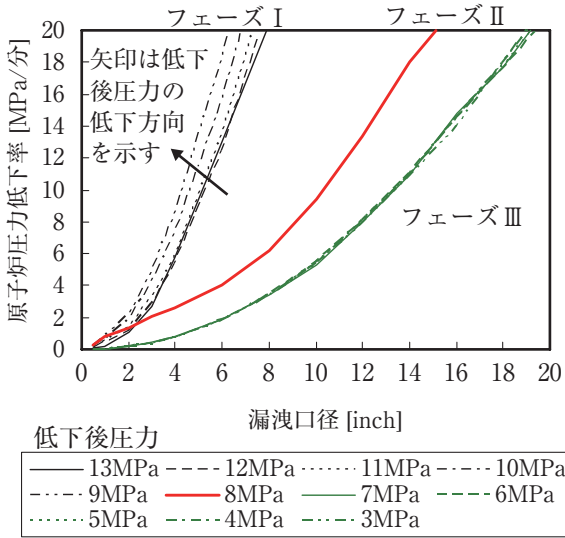


図2 原子炉圧力低下率と漏洩口径の関係

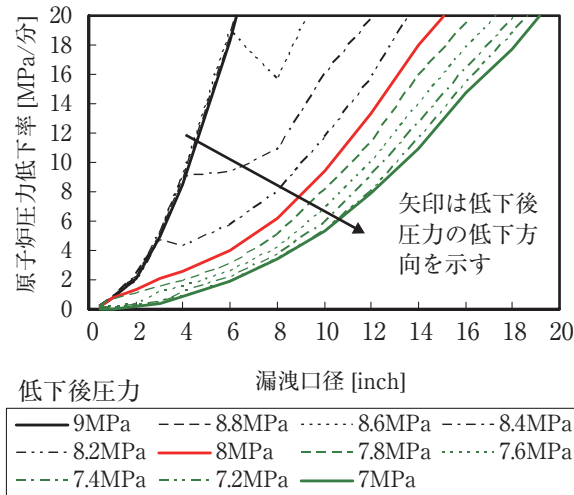


図3 フェーズIIの原子炉圧力低下率と漏洩口径の関係

高温側配管が損傷したと仮定して、1次系漏洩口径を0.5inch (1.27cm), 1inch (2.54cm), 2inch (5.08cm), 3inch (7.62cm), 4inch (10.16cm), 以降20inch (50.8cm)まで2inch (5.08cm)刻みに変化させ、初期圧力を14MPaとして、低下後圧力を13MPaから3MPaまで1MPa刻みで変化させた場合の原子炉圧力低下率と1次系漏洩口径の関係を求めた。結果を図2に示す。この図より、低下後圧力を各フェーズで分類した場合の曲線の傾きが異なるが、同一フェーズ内では傾向はほぼ一致している。但し、フェーズI領域では、低下後圧力が小さくなるに従って原子炉圧力低下率が大きくなる傾向が見られた。フェーズII領域の低下後圧力は非常に狭い範囲となっているため、低下後圧力を9MPaから7MPa

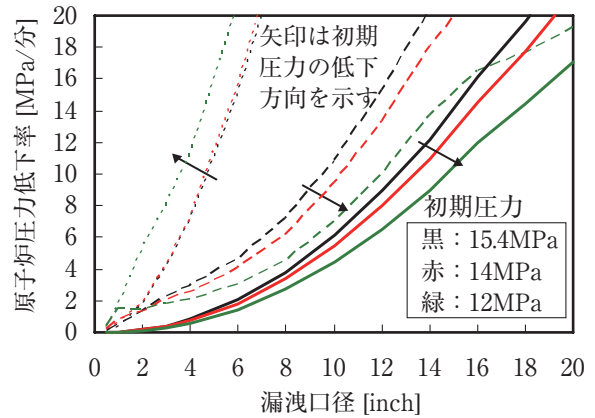


図4 初期圧力が変化した場合における原子炉圧力低下率への影響

まで0.2MPa刻みで変化させた場合の結果を図3に示す。この図より、フェーズIIは減圧沸騰によるフェーズIからフェーズIIIへの遷移領域で曲線の傾きが大きく変化しており、低下後圧力が小さくなるに従って原子炉圧力低下率が小さくなる傾向が見られた。

次に、初期圧力が変化した場合の影響を把握するため、初期圧力を15.4MPa, 14MPa, 12MPaとし、低下後圧力をフェーズI領域の10MPa, フェーズII領域の8MPa, フェーズIII領域の5MPaとした場合の関係を求めた。その結果、図4に示すように初期圧力が変化すると、低下後圧力が同一の場合は、フェーズI領域では初期圧力が低くなると原子炉圧力低下率が大きくなり、フェーズIIおよびフェーズIII領域ではその逆となる傾向を示した。

以上より、原子炉圧力低下率は、初期圧力に対して低下後圧力のフェーズ毎に相関関係があることがわかった。

## 2.2 ECCS 作動の有無による影響

次にECCSが作動した場合における圧力低下率の影響を把握するため、初期圧力を14MPaとし、低下後圧力を12, 10, 8, 5, 3MPaとしてECCSなしとECCSありの計算を実施した。図5に結果を示す。この結果から、ECCSの有無は、低下後圧力がフェーズII領域となる場合を除いて、原子炉圧力低下率に大きな影響を与えないことがわかった。フェーズII領域での影響は、ECCS水により冷却水温度が低下して飽和圧力に影響を与えたものと推察される。低下後圧力がフェーズIII領域となる場合で

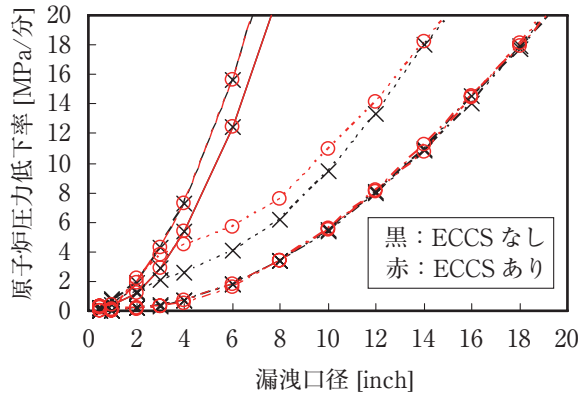


図5 ECCS 作動の有無による原子炉圧力低下率への影響

は、6 インチ以下の漏洩口径において、グラフ上では殆ど識別できないが、ECCS 作動時に原子炉圧力低下率が小さくなる傾向を示した。このことから、ECCS の流量より少ない充てん系による冷却水の補給は漏洩口径の推定にあたって殆ど影響を与えないものと推察される。

### 2.3 漏洩箇所の違いによる影響

これまでの検討は、高温側配管からの漏洩を仮定していたが、低温側配管、蒸気発生器と冷却材ポンプを接続する中間配管、原子炉容器ダウンカマ部で漏洩が発生した場合における原子炉圧力低下率への影響を把握した。原子炉圧力と漏洩口径、漏洩箇所からの流出流量は、Blevins<sup>(11)</sup>らのオリフィスモデルによると (3) 式で与えられる。すなわち、差圧と漏洩口径が一定であれば、流出流量は密度に依存し、差圧と流出流量を一定とすれば、漏洩口径に依存する。

$$W = C \frac{\pi \phi^2}{4} \sqrt{2g\rho\Delta P} \quad (3)$$

- 但し、 $W$ ：流出流量
- $\rho$ ：密度
- $\Delta P$ ：差圧
- $C$ ：定数

図6は、初期圧力14MPa、低下後圧力10、8、5MPaの結果を示す。この図より、(3)式から推察されるとおり、冷却水密度の低い高温側配管の漏洩のみ他の場所と傾向が顕著に異なることが確認できた。すなわち、漏洩箇所が特定困難な状況においては、炉心損傷時期や格納容器最高使用圧力超過時期

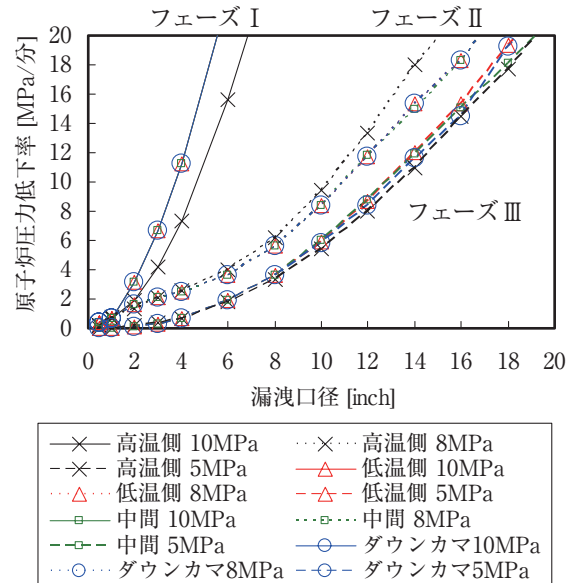


図6 漏洩箇所の違いによる原子炉圧力低下率への影響

の予測に影響をあたえる1次冷却系統からの漏洩水の流出流量は、高温側配管からの漏洩と仮定して原子炉圧力低下率から漏洩口径を推定しても、冷却水密度が反映されるため適切に推定可能であるものと考えられる。

### 2.4 精度向上のための課題

高温側配管漏洩時における各フェーズの原子炉圧力低下率曲線を二次関数で近似し、原子炉圧力低下率から1次系漏洩口径の推定を試みた。推定は、9プラントタイプ81ケースの解析結果の原子炉圧力を1分毎のデータに変換し、初期圧力15.4~14MPa付近、低下後圧力はフェーズI~フェーズIIIの範囲で取得可能なものを採取して実施した。表1に近似式の各フェーズにおいて、データが採取できた割合(取得割合)ならびに誤差の絶対値を平均した値(平均誤差)を示す。この表より、フェーズIおよびIIは、当該領域を1分未満で通過するケースが多く、取得割合が半分程度で平均誤差が大きいため実用性が低いことがわかった。

フェーズIII領域は、推定に利用できる可能性があ

表1 フェーズ別の1次系漏洩口径推定結果

フェーズ	取得割合	平均誤差
I	51.9%	32.9%
II	62.5%	18.6%
III	96.3%	8.7%

ることから、最大誤差が発生した2インチ破断 LOCA 時 ECCS および格納容器スプレイ再循環失敗 (以下、S2HF という) を対象にして、精度向上の課題を調査した。S2HF のフェーズⅢ領域での取得データと誤差の詳細を表2に示す。この表より、低下後圧力が中心付近から外れると誤差が大きくなることがわかった。上限付近での誤差拡大の要因は、1次冷却材温度の低下によって飽和圧力が低下し、フェーズⅡの領域に入ったものと考えられる。下限付近での誤差拡大の要因は、ECCS 注入水によって圧力低下が抑制されたものと考えられる。

表2 フェーズⅢ領域での S2HF の低下後圧力別誤差

	上限付近	中心付近	下限付近
平均誤差	101.8%	9.9%	18.8%

以上の結果から、低下後圧力がフェーズⅠおよびⅡ領域の場合は実用性が低く、フェーズⅢ領域の場合は、推定に利用できる可能性があることがわかった。但し、フェーズⅢ領域で1次冷却系漏洩口径を精度良く推定するためには、原子炉飽和圧力に影響を与える因子と ECCS 作動の有無を考慮する必要がある。

### 3. 漏洩口径推定方法の検討

1次冷却材喪失時の原子炉圧力挙動の検討結果を踏まえ、1次冷却系漏洩口径の推定方法を検討した。推定方法の検討にあたって、以下の条件を設定した。

- ① 漏洩箇所は高温側破断と仮定して漏洩口径を推定する
- ② ECCS 作動時の影響を考慮する
- ③ 原子炉飽和圧力に影響を与える因子を考慮する
- ④ 漏洩が徐々に拡大する場合でも漏洩口径を推定できるように配慮する

#### 3.1 原子炉圧力低下率と漏洩口径の相関

原子炉圧力低下率と漏洩口径の相関関係を調べるため、初期型3ループPWRプラントの定格出力運転中における ECCS 作動失敗事象を対象として、0.5インチ(1.27cm)から16インチ(40.64cm)まで、3インチ(7.62cm)までは0.5インチ毎に、それ以降は1インチ毎に漏洩口径を設定し、初期圧力15.4MPa および15MPa から9MPa までと低下後圧

力7MPa から4MPa までを1MPa 毎に組み合わせて原子炉圧力低下率を求めた。漏洩口径の最大値は、原子炉圧力が1分毎の検出間隔で検出できる可能性がある16インチとした。フェーズⅢ領域を対象とするため、初期圧力は原子炉飽和圧力以上とし、低下後圧力は飽和圧力未満で蓄圧器作動圧力以上とした。

低下後圧力4MPa の計算結果を両対数グラフに整理したものを図7に示す。この図より、原子炉圧力低下率と漏洩口径の間には線形対数相関があることがわかった。低下後圧力5MPa 以上についても同様であった。図7から線形性が認められない2インチ未満の漏洩口径および初期圧力から低下後圧力まで1分未満で低下するため検知不可能な11インチ以上の漏洩口径のデータを除外し、線形対数相関関係を(4)式で表した。(4)式の係数 $n$ と $\Omega$ を求め、初期圧力 $P_s$ で整理した結果を図8および図9に示す。これらの図より、係数 $n$ と $\Omega$ は初期圧力の線形関数として取り扱うことが可能であると考えられる。

$$\log R_P = n \log \phi + \Omega \tag{4}$$

但し、 $R_P$ ：原子炉圧力低下率

$\phi$ ：1次系漏洩口径

$n, \Omega$ ：係数

そこで、それぞれの係数を(5)および(6)式で表し、係数 $a_1 \sim a_4$ を求め、低下後圧力 $P_f$ で整理した。係数 $a_1$ の結果を図10に示す。この図より、係数 $a_1$ は(7)式を用いて低下後圧力の線形関数として取り扱うことが可能であると考えられる。他の係

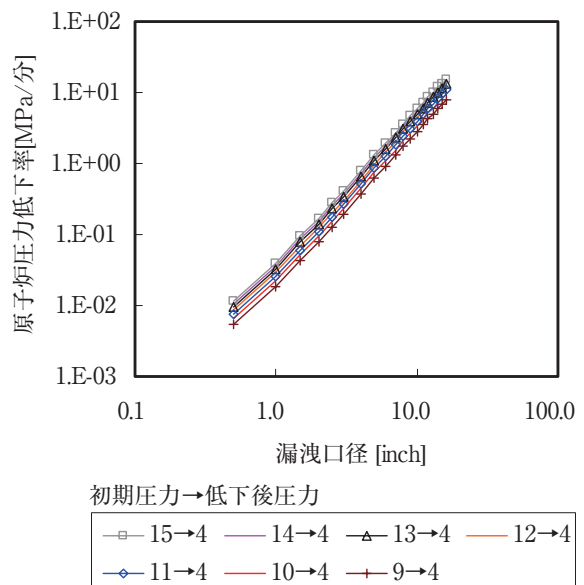


図7 定格出力運転中の ECCS 作動失敗事象における原子炉圧力低下率と漏洩口径の線形対数相関関係

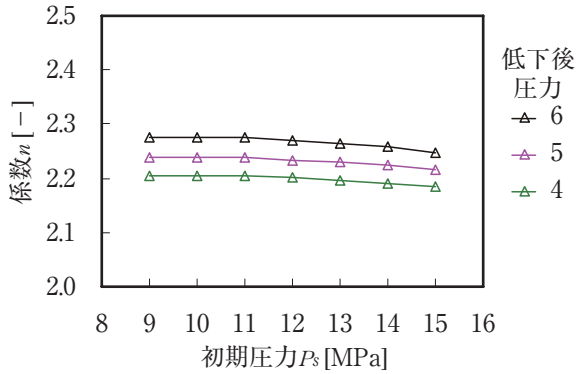


図8 定格出力運転中の ECCS 作動失敗事象における初期圧力に対する係数  $n$  の変化

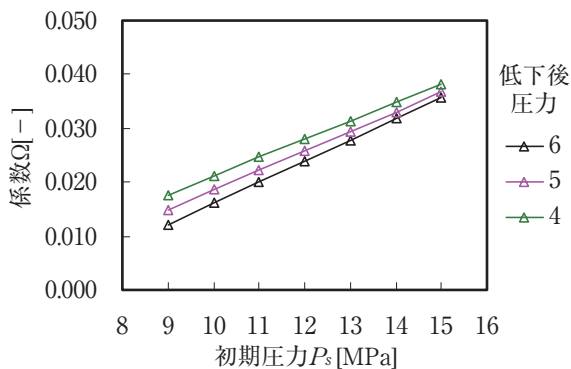


図9 定格出力運転中の ECCS 作動失敗事象における初期圧力に対する係数  $\Omega$  の変化

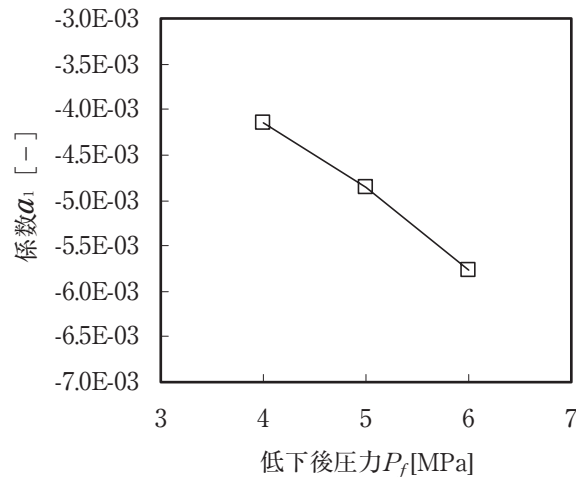


図10 定格出力運転中の ECCS 作動失敗事象における低下後圧力に対する係数  $a_1$  の変化

数  $a_2 \sim a_4$  についても同様であることがわかった。

$$n = a_1 P_s + a_2 \quad (5)$$

$$\Omega = a_3 P_s + a_4 \quad (6)$$

$$a_i = b_{i1} P_f + b_{i2} \quad i = 1 \sim 4 \quad (7)$$

$P_s$ : 初期圧力

$P_f$ : 低下後圧力

$a_i$ : 係数  $n$  および  $\Omega$  の係数

$b_{i1}$ : 係数  $a_i$  の 1 次係数

$b_{i2}$ : 係数  $a_i$  の 0 次係数

同様に ECCS 作動時についても計算した結果、係数  $n$  と  $\Omega$  は初期圧力の線形関数として取り扱うことが可能であり、係数  $a_1 \sim a_4$  については線形性が認められないことがわかった。このため、ECCS 作動時の係数  $a_1 \sim a_4$  は平均値 ( $b_{i1} = 0$ ) を使用することとした。

以上の結果から、定格出力運転中（原子炉飽和圧力に影響を与える 1 次冷却水温度や炉心崩壊熱などの因子に変化が無いとき）に漏洩が発生した場合における ECCS 作動失敗時と ECCS 作動時の 1 次冷却系漏洩口径推定式は、(4)～(7) 式で与えることとした。

### 3.2 原子炉飽和圧力影響因子等の考慮

1 次冷却水の漏洩が検知されると、1 次冷却系への冷却水の補給操作が実施され、1 次冷却水温度や加圧器水位が変化することが考えられる。さらに、出力降下や原子炉の手動停止操作によって炉心発生熱が減少し、1 次冷却水の保有エネルギーが変化することも想定される。1 次冷却水の温度や保有エネルギーの変化は原子炉飽和圧力に影響を与え、加圧器水位の初期値は加圧器内でのフラッシングによる圧力低下抑制能力に影響を与えることから、これらの変化による原子炉圧力低下率への影響を補正する必要がある。

そこで、3.1 章で示した方法を用いて①冷却水温度、②漏洩開始時の加圧器水位、③原子炉停止から漏洩開始までの時間を変化させた偏微分計算を行い、それぞれの単位変化量あたりの係数  $b_{i1}$ 、 $b_{i2}$  の変化量を求めて (8) 式により補正することとした。

$$b_{im} = \frac{\partial b_{imT}}{\partial T} \frac{\partial b_{imL}}{\partial L} \frac{\partial b_{imQ}}{\partial Q} b_{im0} \quad (8)$$

但し、 $i = 1 \sim 4$ ,  $m = 1, 2$

$T$ : 冷却水温度

$L$ : 加圧器水位

$Q$ : 原子炉停止から漏洩開始までの時間

$b_{im0}$ : 3.1 章で求めた  $b_{im}$

$\frac{\partial b_{imT}}{\partial T}$  冷却水温度を変化させた場合の定格出力運転時に対する倍率

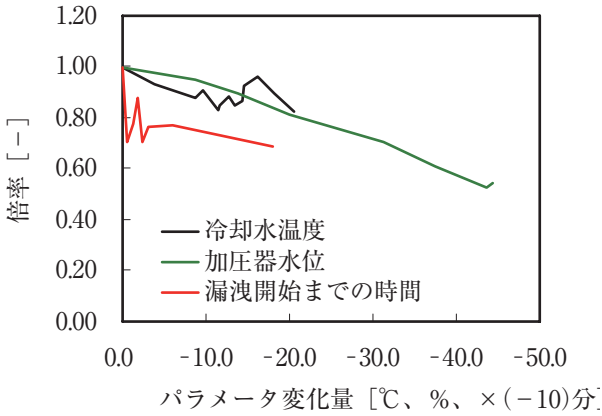


図 11 ECCS 作動失敗時の係数  $b_{11}$  に対する倍率の変化

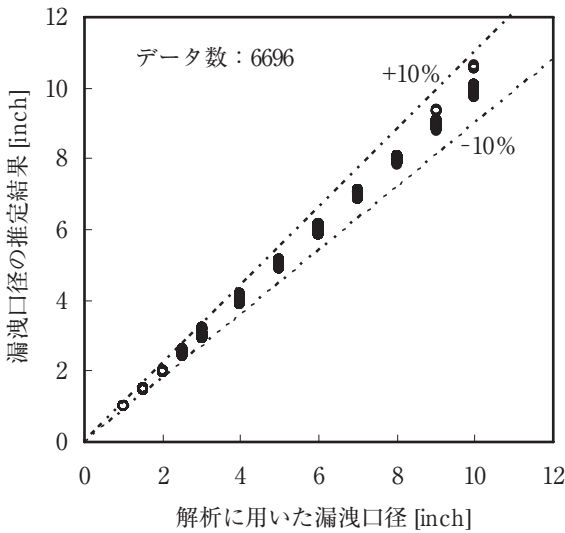


図 12 推定式を用いた漏洩口径の逆算結果

$\frac{\partial b_{imL}}{\partial L}$  加圧器水位を変化させた場合の定格出力運転時に対する倍率  
 $\frac{\partial b_{imQ}}{\partial Q}$  原子炉停止から漏洩開始までの時間を変化させた場合の定格出力運転時に対する倍率

冷却水温度、漏洩開始時の加圧器水位、原子炉停止から漏洩開始までの時間について、それぞれの偏微分量を特定するため、冷却水温度は、漏洩開始1時間前に原子炉を停止して加圧器水位を定格出力運転時と同じに調整した上で282~305℃の間で安定させた。加圧器水位は、定格出力運転状態で15%~60%付近に安定させた。原子炉停止から漏洩開始までの時間は、原子炉停止後の冷却水温度と加圧器水位を定格出力運転時と同じに調整した上で0~3時間後に漏洩を発生させた。以上により、加圧器水位と原子炉停止から漏洩開始までの時間の偏微分量は、

解析結果から直接得ることができる。冷却水温度の偏微分量は、解析結果を原子炉停止から漏洩開始までの時間による倍率を用いて原子炉停止1時間後に補正することにより得ることができる。ECCS 作動失敗時の係数  $b_{11}$  に対する倍率の変化を図 11 に示す。各パラメータの偏微分量から得られる倍率を定格出力運転中の  $b_{110}$  に乗算することにより、係数  $b_{11}$  が得られる。計算を単純化するため、全ての倍率を(9)式で線形近似し、補正係数  $c_{imX}$  および  $d_{imX}$  を算出した。

$$\frac{\partial b_{imX}}{\partial X} = c_{imX} \Delta X + d_{imX} \quad i = 1 \sim 4 \quad m = 1 \sim 2 \quad (9)$$

ここで、 $X$ : 冷却材温度  $T$ 、加圧器水位  $L$ 、原子炉停止から漏洩開始までの時間  $Q$  の3種類の偏微分方程式を表す。

作成した推定式を用いて、元のデータ6,696点の原子炉圧力低下率から1次系漏洩口径を逆算した結果を図 12 に示す。この図より、解析に用いた漏洩口径を±10%以内で再現できることを確認した。

#### 4. 精度評価

作成した漏洩口径推定式を用いて、原子炉圧力低下率から漏洩口径を推定した場合の精度を評価した。推定に用いるデータは、推定式を作成したデータとは別に解析を実施して、1分毎のデータに補間したものである。

漏洩場所は全て高温側配管とし、漏洩口径は、表 3 に示すとおり、漏洩発生時から拡大しない場合と徐々に漏洩が拡大する場合を想定し、ECCS 作動失敗時2ケースと ECCS 作動時1ケース、合計6ケースを作成した。

表 3 1次系漏洩口径の推定精度評価用のデータ

漏洩口径	ECCS	ケース番号	初期漏洩口径	拡大後漏洩口径
拡大しない	作動失敗	1	4.00	-
		2	2.70	-
	作動	3	6.40	-
拡大する	作動失敗	4	0.75	3.1
		5	0.50	4.0
	作動	6	0.40	6.0

### 4.1 漏洩口径が拡大しない場合

#### (1) ケース 1

定格出力運転中に直径 4 inch (10.16 cm) の漏洩が発生し、ECCS が作動失敗した場合を解析した。解析結果のパラメータ変化と漏洩口径を図 13 に示す。1 分毎のデータでは初期圧力 1 点、低下後圧力 5 点が観測できており、これらのデータから漏洩口径を推定した結果を図 14 に示す。4 inch の漏洩口径に対して推定結果の誤差は最大 4.6%、平均 1.5%であった。

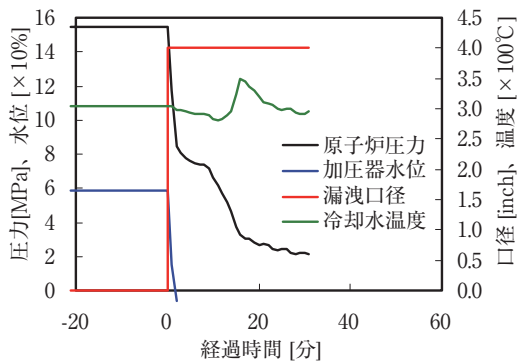


図 13 ケース 1 の解析結果と漏洩口径

#### (2) ケース 2

定格出力運転中に直径 2.7 inch (6.86 cm) の漏洩が発生し、ECCS が作動失敗した場合を解析した。解析結果のパラメータ変化と漏洩口径を図 15 に示す。1 分毎のデータでは初期圧力 2 点、低下後圧力 11 点が観測できており、これらのデータから漏洩口径を推定した結果を図 16 に示す。2.7 inch の漏洩口径に対して推定結果の誤差は最大 2.4%、平均 0.7%であった。

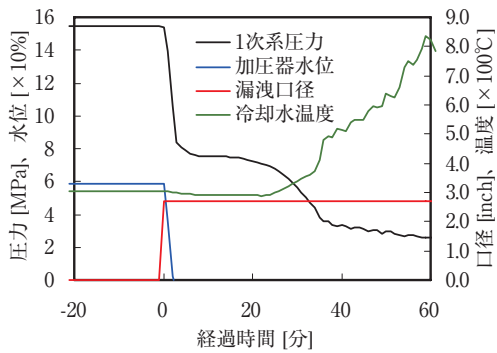


図 15 ケース 2 の解析結果と漏洩口径

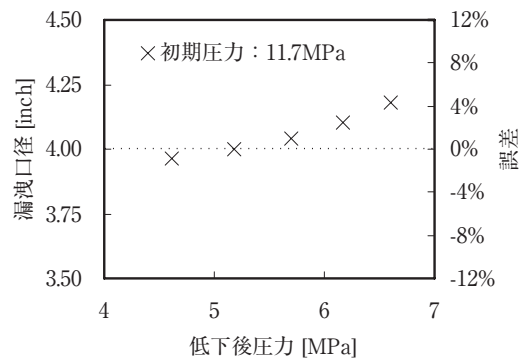


図 14 ケース 1 の漏洩口径推定結果

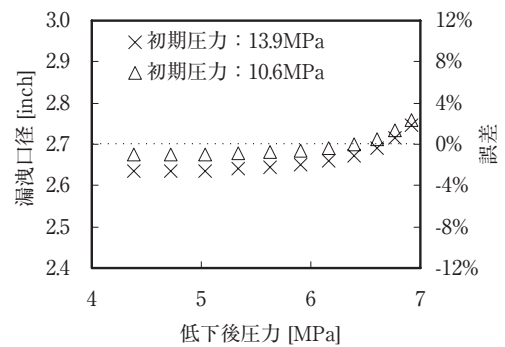


図 16 ケース 2 の漏洩口径推定結果

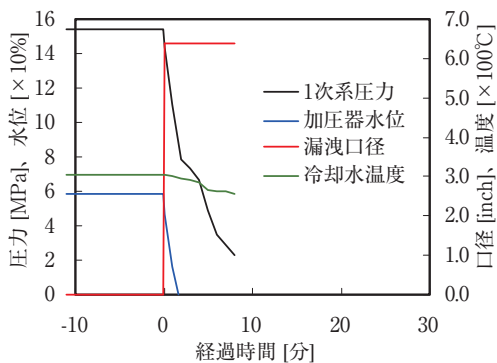


図 17 ケース 3 の解析結果と漏洩口径

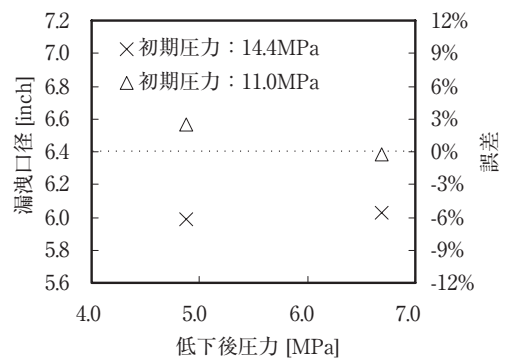


図 18 ケース 3 の漏洩口径推定結果



(3) ケース 3

定格出力運転中に直径 6.4 inch (16.26 cm) の漏洩が発生し、ECCS が作動した場合を解析した。解析結果のパラメータ変化と漏洩口径を図 17 に示す。1 分毎のデータでは初期圧力 2 点、低下後圧力 2 点が観測できており、これらのデータから漏洩口径を推定した結果を図 18 に示す。6.4 inch の漏洩口径に対して推定結果の誤差は最大 6.4%，平均 2.5% であった。

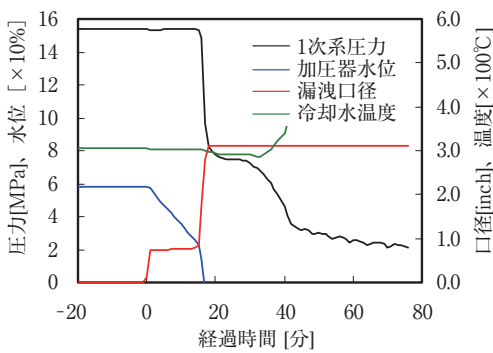


図 19 ケース 4 の解析結果と漏洩口径

4.2 漏洩口径が拡大する場合

(1) ケース 4

定格出力運転中に微小漏洩が発生し、加圧器水位が徐々に低下し、漏洩口径は 0.75 inch (1.91cm) でしばらく維持されるが、漏洩発生 10 分後から漏洩口径が徐々に拡大し、16 分後に原子炉圧力低により原子炉自動停止に至る。原子炉圧力の低下に伴い漏洩口径は 3.1 inch (7.87 cm) まで拡大したところで停止し、ECCS は作動失敗した事象を解析した。解析結果のパラメータ変化と漏洩口径を図 19 に示す。

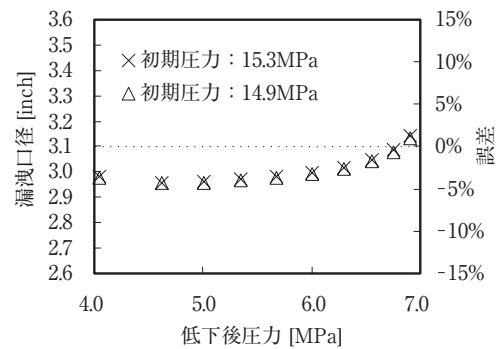


図 20 ケース 4 の漏洩口径推定結果

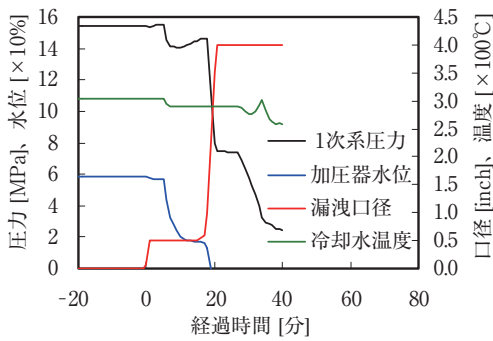


図 21 ケース 5 の解析結果と漏洩口径

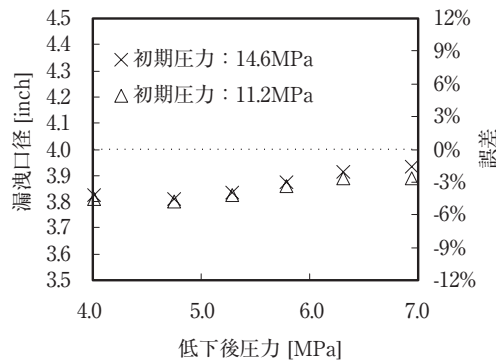


図 22 ケース 5 の漏洩口径推定結果

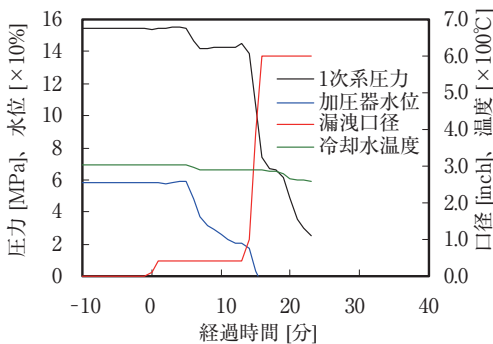


図 23 ケース 6 の解析結果と漏洩口径

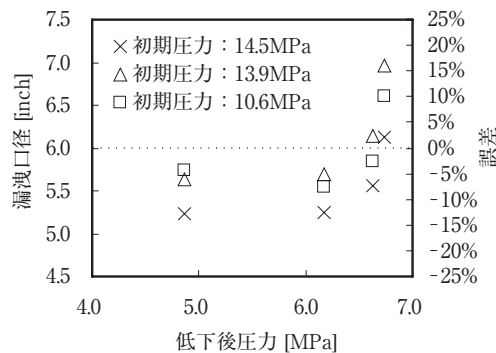


図 24 ケース 6 の漏洩口径推定結果

1分毎のデータでは初期圧力2点、低下後圧力10点が観測できており、これらのデータから漏洩口径を推定した結果を図20に示す。最終的に3.1inchに拡大した漏洩口径に対して推定結果の誤差は最大4.7%、平均1.3%であった。

#### (2) ケース5

定格出力運転中に微小漏洩が発生し、0.5inch (1.27cm) でしばらく維持されるが、漏洩発生5分後に原子炉を手動停止する。漏洩発生10分後から漏洩口径が0.5inchから徐々に拡大して、原子炉圧力の低下に伴い4inch (10.16cm) まで拡大したところで停止し、ECCSは作動失敗した事象を解析した。解析結果のパラメータ変化と漏洩口径を図21に示す。1分毎のデータでは初期圧力2点、低下後圧力6点が観測できており、これらのデータから漏洩口径を推定した結果を図22に示す。最終的に4inchに拡大した漏洩口径に対して推定結果の誤差は最大4.9%、平均3.6%であった。

#### (3) ケース6

定格出力運転中に微小漏洩が発生し、0.4inch (1.02cm) でしばらく維持されるが、漏洩発生5分後に原子炉を手動停止する。漏洩発生10分後から漏洩口径が0.4inchから徐々に拡大して、原子炉圧力の低下に伴い6inch (15.24cm) まで拡大したところで停止し、ECCSは自動作動した事象を解析した。解析結果のパラメータ変化と漏洩口径を図23に示す。1分毎のデータでは初期圧力3点、低下後圧力4点が観測できており、これらのデータから漏洩口径を推定した結果を図24に示す。最終的に6inchに拡大した漏洩口径に対して推定結果の誤差は最大16.1%、平均2.4%であった。

### 4.3 精度評価のまとめ

1次冷却系漏洩口径の推定式を用いて、漏洩が拡大しない場合のシナリオ3ケース、および漏洩が拡大する場合のシナリオ3ケースについて漏洩口径を推定した。漏洩が拡大しない場合は、漏洩口径の推定誤差は、最大で7%未満、平均で3%未満であった。微小漏洩から漏洩口径が徐々に拡大するケースでは、途中で原子炉を手動停止する場合も含めて、漏洩口径の推定誤差は、最大で17%未満、平均で4%未満であった。推定式の作成に用いたデータの再

現性を確認した結果では、最大誤差は10%未満であったことから、漏洩が拡大する場合においても誤差は20%未満で推定可能ではないかと考えられる。但し、原子炉圧力が原子炉飽和圧力以下に低下しても漏洩口径の拡大が継続するような場合は、推定式に含まれる初期圧力データによる相関式の精度が悪くなるため、推定結果の誤差はより大きくなる。

## 5. 結言

災害時における事態の進展を予測するため、プラントコンピュータから伝送される1分毎の観測値から1次冷却系漏洩口径を精度良く速やかに推定する手法の基礎的な研究を実施した。その結果、以下に示す知見が得られた。

- (1) 1次冷却材喪失時の原子炉圧力挙動は3つのフェーズに分類されるが、漏洩口径の推定には低下後圧力がフェーズⅢ（原子炉飽和圧力を下回る）領域を用いる必要がある。
- (2) 原子炉圧力低下率から1次冷却系漏洩口径を推定する際、冷却水温度変化による飽和圧力の変化を考慮する必要がある。
- (3) 原子炉飽和圧力の影響因子として、冷却水温度、漏洩開始時の加圧器水位、原子炉停止から漏洩開始までの時間を補正する方法を用いた結果、漏洩口径が拡大しない事象においては10%程度の誤差で、漏洩口径が拡大する事象（原子炉飽和圧力以下で拡大する場合を除く）においては20%程度の誤差で推定できると考えられる。

ECCS作動時は、漏洩口径が小さくなると1次冷却系への注水により原子炉圧力低下率に影響を及ぼすため、漏洩口径が5インチ以下の場合、明確な直線相関が認められなかった。今後、ECCS作動時における5インチ以下の漏洩口径を精度良く推定する方法の検討が必要である。

## 文献

- (1) 原子力安全委員会，“原子炉施設等の防災対策について，”原子力安全委員会安全審査指針集（2007）。
- (2) 恩田隆司，吉田至孝，“原子力防災訓練のシナリオ解析（1）－事象進展解析－，”日本原子力学会2003春の年会予稿集，I19（2003）。

- (3) 吉田至孝, 恩田隆司, “原子力防災訓練のシナリオ解析 (2) - 放出放射エネルギー解析 -,” 日本原子力学会 2003 春の年会予稿集, 120 (2003).
- (4) 吉田至孝, “原子力防災用放出放射エネルギー迅速予測技術の開発,” INSS JOURNAL, Vol. 14, p. 346 (2007).
- (5) Man Gyun Na, Sun Ho Shin, *et al.*, “Estimation of break location and size for loss of coolant accidents using neural networks,” Nuclear Engineering and Design, 232, pp. 289-300 (2004).
- (6) 三菱原子力工業, 三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法 (大破断時), MAPI-1035 (1986).
- (7) 三菱原子力工業, 三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法 (小破断時), MAPI-1041 (1986).
- (8) T. Ikeda, A Yamanouchi and I. Sumida, “Numerical Study of Depressurization Rate during Blowdown Based on Lumped Model Analysis,” Nuclear Science and Technology, 21 [12], pp.931-941 (1984).
- (9) T. Ikeda, A Yamanouchi et al., “Dimensionless Groups of Blowdown Experiments,” Nuclear Engineering and Design, 88, pp.49-57 (1986).
- (10) T. Ikeda, “Pressure and Coolant Mass Changes Diagrams for Vessel Blowdown,” Nuclear Science and Technology, 22 [12], pp. 1011-1022 (1985).
- (11) Blevins, Robert D., Applied Fluid Dynamics Handbook, Krieger Publishing Co., Florida U.S. (1984).