

## W/H형 원전 시뮬레이터용 핵 증기공급 계통 열수력모델 ARTS(Advanced Real-time Thermal Hydraulic Simulation)의 보조계산체계 개발

서재승 · 전규동\*

한국전력공사 전력연구원, \*한양대학교 시스템응용공학부

E-mail : jssuh@kepri.re.kr

## Development of Backup Calculation System for a Nuclear Steam Supply System Thermal-Hydraulic Model ARTS (Advanced Real-time Thermal Hydraulic Simulation) of the W/H Type NPP

Jae-Seung Suh and Gyoo-Dong Jeun\*

Korea Electric Power Research Institute

\*Division of Applied Systems, Hanyang University

### 요 약

국내에 설치 운영중인 원전 훈련용 시뮬레이터의 핵 증기공급 계통 열수력 프로그램은 1980년 전후에 외국 벤더들이 개발하여 공급한 것으로 이들 열수력 프로그램은 핵 증기공급 계통 열수력 현상을 실시간으로 모의하기 위해 과도하게 단순화된 모델을 채택하고 있다. 그결과 원자로 냉각계통에 복잡한 이상유동이 발생하는 사고를 모의하는 경우 정확도가 떨어질 수 있어 부정적인 훈련(Negative training)을 초래할 가능성이 있다. 이와같은 문제를 해결하기 위해 전력연구원에서는 RETRAN-3D 코드를 기본으로 시뮬레이터용 핵 증기공급 계통 열수력 프로그램 ARTS 코드를 개발하였다. RETRAN-3D 코드를 기본으로 하는 ARTS 코드는 거의 대부분의 사고를 실시간으로 모의할 수 있으며 계산의 건전성도 보장된다. 그러나, 대형냉각재 상실사고나 저압 저유속 상태의 장기 과도현상 등을 모의하는 경우에 발생하는 계산 실패나 실시간 계산 지체등의 가능성이 있다. 이 경우 이를 자동으로 대체 보완할 수 있는 보조계산체계를 개발했다. 특히, ARTS 코드의 실시간 계산 및 건전성 문제가 예상되는 대형냉각재 상실사고를 주 모의 대상으로 간주했다. 계산 결과는 코드의 정확도, 실시간 계산능력, 건전성 및 운전원 교육등에서 최종안정성평가보고서 및 ANSI/ANS-3.5-1998<sup>11</sup> 시뮬레이터 소프트웨어 기준을 만족하는 것으로 평가되었다.

**Abstract** — The NSSS (Nuclear Steam Supply System) thermal-hydraulic programs adopted in the domestic full-scope power plant simulators were provided in early 1980s by foreign vendors. Because of limited computational capability at that time, they usually used very simplified physical models for a real-time simulation of NSSS thermal-hydraulic transients, which entails inaccurate results and, thus, the possibility of so-called “negative training”, especially for complicated two-phase flows in the reactor coolant system. To resolve the problem, KEPRI developed a realistic NSSS T/H program ARTS which was based on the RETRAN-3D code for the improvement of the Nuclear Power Plant full-scope simulator. The ARTS (based on the RETRAN-3D code) guarantees the real-time calculations of almost all transients and ensures the robustness of simulations. However, there is some possibility of failing to calculate in the case of large break loss of coolant accident (LBLOCA) and low-pressure low-flow transient. In this case, the backup calculation system cover automatically the ARTS. The backup calculation system was expected to provide substantially more accurate predictions in the analysis of the system transients involving LBLOCA. The results were reasonable in terms of accuracy, real-time simulation, robustness and education of operators, complying with FSAR and the ANSI/ANS-3.5-1998 simulator software performance criteria.

### 1. 서 론

국내에 설치되어 있는 원전 시뮬레이터의 핵 증기공급 계통 열수력 프로그램은 주로 1980년 대에 해외에서 개발된 것을 도입하여 운용하고 있어 새로운 기술적 요구나 문제점이 발생하는 경우 신속히 대처하는데 한계가 있으며, 개발 당시 전산환경의 낙후성으로 인한 본질적인 한계를 갖고 있다. 실시간 계산과 건전성 요건을 만족시키기 위한 과도한 단순화 및 충분한 검증 부족으로 현실적으로 과도상태를 모의하는데 어려움이 있었다.

이러한 기존 시뮬레이터의 문제점이 전 세계적으로 인식되고 전산환경도 급속도로 발달함에 따라 1990년대 초반부터 선진국에서는 최적 계산코드를 시뮬레이터용 핵 증기공급 계통 열수력 프로그램으로 전환/개발하려는 움직임이 대두되기 시작했다. 국내에서는 고리 원자력교육원 시뮬레이터 2호기에 채용되는 핵 증기공급 계통 열수력 프로그램인 ARTS를 최적 계산코드인 RETRAN-3D를 기본으로 1998년에 전력연구원과 원자력연구소가 공동으로 개발하였다<sup>[2]</sup>. 이와 같이 최적코드를 시뮬레이터용으로 개발하여 장착하면, 기존의 단순화된 모델에

서 비롯되는 저 신뢰도 모의결과로 인한 부정적인 훈련의 기능성에서 탈피하여, 시뮬레이터를 최적환경에서 운전원의 훈련 및 평가에 활용할 수 있다.

ARTS 코드는 RETRAN-3D 입력모델(Fig. 1 참조)을 쓸 경우 거의 대부분의 사고를 실시간에 모의할 수 있으며 계산의 건전성도 보장된다. 그러나, RETRAN-3D 코드가 계산할 수 없는 대형냉각재 상실사고나 저압 저유속 상태의 장기 과도현상 등을 모의하는 경우에는 계산실패나 실시간 계산 지체 등의 기능성을 배제할 수는 없다. 지금까지 ARTS 코드의 평가결과에 따르면 실질적으로 이와 같은 기능성은 대형 냉각재 상실사고를 제외하면 아주 희박한 것으로 나타났다. 그렇지만, 최적 실시간 시뮬레이터용 핵 증기공급 계통 열수력 모델의 건전성을 높이기 위해 ARTS 코드에서 계산실패가 발생할 경우 자동으로 이를 대체 및 보완할 수 있는 보조계산체계(Backup calculation system)를 개발했다.

### 2. 보조계산체계 개발

보조계산체계는 ARTS 코드의 열수력 모델 부분을 대

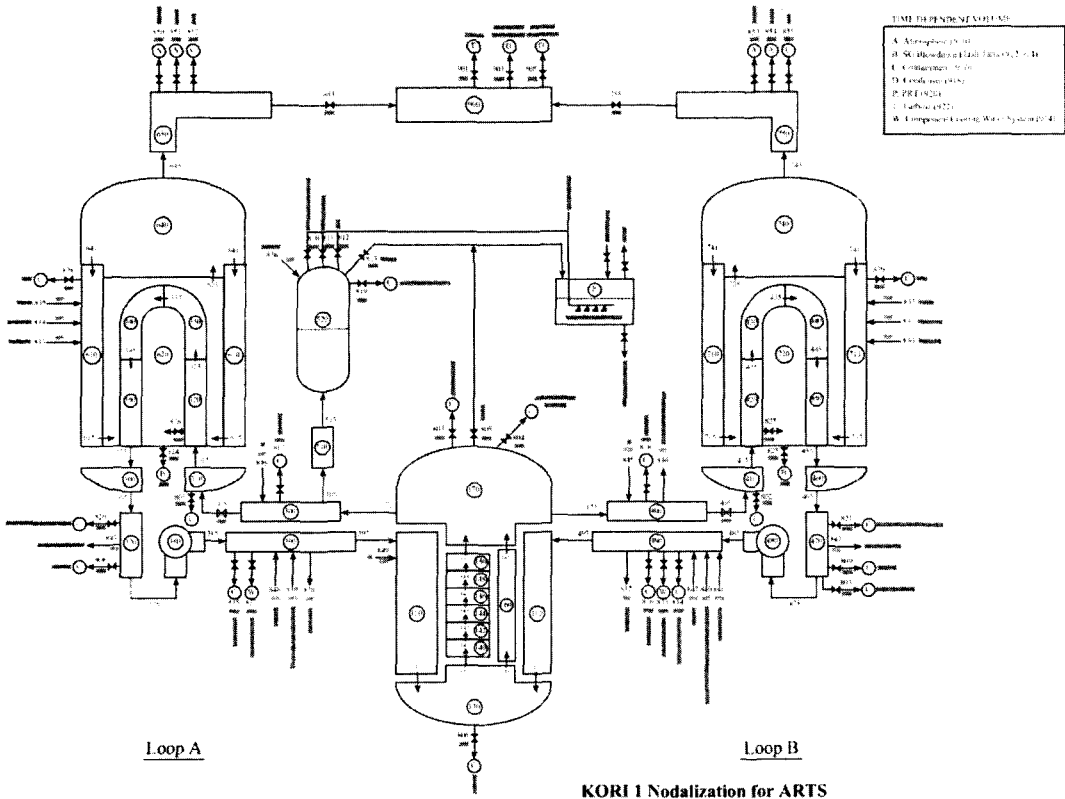


Fig. 1. ARTS nodalization for W/H type Kori unit 1 NPP.

체하기 위해 개발된다. 따라서 모의영역은 ARTS 코드의 열수력 모의영역과 동일하다. 다음 영역이 보조계산체계의 모의 영역에 포함된다:

- 원자로 및 일차냉각계통
- 가압기
- 원자로 냉각재 펌프
- 증기발생기 일/이차계통

상기 계통의 경계조건은 ARTS 코드의 경계조건과 동일하다.

보조계산체계는 ARTS 코드의 열수력 모델이 실시간 계산이 불가능하거나 계산실패가 발생한 경우에 사용된다. ARTS 코드에서 계산실패가 발생하기 전에 반드시 계산실패의 징후가 나타나는데 이 시점이 포착되면 보조계산체계를 초기화시키고 그 다음 시간간격부터는 보조계산체계를 써서 과도현상을 모의하도록 한다. 보조계산체계를 초기화할 때 두 모델 ARTS 와 보조계산체계의 연속성이 보장되도록 한다.

**2-1. 보조계산체계의 열수력 모델**

**2-1-1. 일차계통 압력 및 온도거동**

이 모델에서는 원자로냉각계통(Reactor coolant system) 전체를 제어체적 2개, 즉, 가압기와 일차계통으로 분리하여 원자로냉각계통 전체의 평균적인 거동을 먼저 계산하고 이를 바탕으로 상세한 유동분포를 계산한다. 편의상 가압기를 영역 1이라 하고, 나머지 1차계통 전체를 영역 2라 하며 그림 2에 간략하게 표현하였다.

각 영역의 질량 및 에너지 보존 방정식은 다음과 같다.

**질량보존방정식**

$$\frac{dM_1}{dt} = W_{sp} - W_{vlv} - W_{su} \tag{1}$$

$$\frac{dM_2}{dt} = -W_{sp} + W_{su} + \sum W_{in} - \sum W_{out} \tag{2}$$

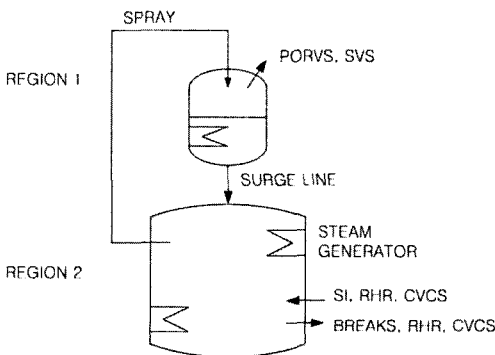


Fig. 2. Schematic of ARTS backup calculation system.

**에너지 보존방정식**

$$\frac{d(Mh)_1}{dt} = W_{sp}h_{sp} - W_{vlv}h_{vlv} - W_{su}h_{su} + Q_{HTR} + V_1 \frac{dP_1}{dt} \tag{3}$$

$$\begin{aligned} \frac{d(Mh)_2}{dt} = & -W_{sp}h_{sp} + W_{su}h_{su} + \sum (Wh)_{in} \\ & - \sum (Wh)_{out} + Q_{RX} + Q_{Pumps} - Q_{SGs} + V_2 \frac{dP_2}{dt} \end{aligned} \tag{4}$$

가압기 밀림관(Surge line)에서의 유량 를 풀기 위해 운동량 보존식을 다음과 같이 모델한다.

**운동량 보존식**

$$\frac{LdW_{su}}{A dt} = P_1 - P_2 + \frac{1}{2} \left( f \frac{L}{D} + K \right) \frac{W_{su}|W_{su}}{\rho_{su}A^2} + \rho g \Delta z \tag{5}$$

**상태방정식**

$$\rho = \rho(P, h) \tag{6}$$

첨자는 Fig. 2를 참조한다.

**2.1.2 보조계산체계 수치해법**

위의 식 (1)~(6)를 풀기 위해 유한차분법을 사용한다.

**운동량 보존 방정식**

$$\frac{L W_{su}^{n+1} - W_{su}^n}{A \Delta t} = (P_1 - P_2)^{n+1} + \frac{1}{2} \left( f \frac{L}{D} + K \right) \frac{W_{su}|W_{su}^{n+1}}{\rho_{su}A^2} + \rho g \Delta z \tag{7}$$

위 식에서 상부 첨자 n+1은 새로운 시간단계들을 의미한다. 상부첨자가 생략된 변수는 모두 이전 시간단계를 쓴다. 식 (7)은 다음과 같이 정리된다.

$$W_{su}^{n+1} = a_{su} + b_{su}(P_1 - P_2)^{n+1} \tag{8}$$

이때

$$\begin{aligned} a_{su} &= \frac{\left[ \frac{L W_{su}^n}{A \Delta t} + \rho^n g \Delta z \right]}{\left[ \frac{L}{A \Delta t} + \frac{1}{2} \left( f \frac{L}{D} + K \right) \frac{|W_{su}^n|}{\rho_{su}A^2} \right]} \\ b_{su} &= \frac{1}{\left[ \frac{L}{A \Delta t} + \frac{1}{2} \left( f \frac{L}{D} + K \right) \frac{|W_{su}^n|}{\rho_{su}A^2} \right]} \end{aligned} \text{이다.}$$

**질량 보존방정식**

식 (1)~(5)의 우변 항에서 밀림관 유량 및 압력에 관한 미분항은 음함수법(Implicit method), 기타 항은 모두 양함수법(Explicit method)으로 차분화 한다.

$$V_1 \frac{\rho_1^{n+1} - \rho_1^n}{\Delta t} = W_{sp} - W_{vlv} - W_{su}^{n+1} \tag{9}$$

$$V_2 \frac{\rho_2^{n+1} - \rho_2^n}{\Delta t} = -W_{sp} + W_{su}^{n+1} + \sum W_{in} - \sum W_{out} \quad (10)$$

에너지 보존방정식

$$V_1 \frac{(\rho h)_1^{n+1} - (\rho h)_1^n}{\Delta t} = W_{sp} h_{sp} - W_{vlv} h_{vlv} - W_{su}^{n+1} h_{su} + Q_{HTR} + V_1 \frac{P_1^{n+1} - P_1^n}{\Delta t} \quad (11)$$

$$V_2 \frac{(\rho h)_2^{n+1} - (\rho h)_2^n}{\Delta t} = -W_{sp} h_{sp} + W_{su}^{n+1} h_{su} - \sum (Wh)_{in} - \sum (Wh)_{out} + Q_{RX} + Q_{Pumps} - Q_{SGs} + V_2 \frac{P_2^{n+1} - P_2^n}{\Delta t} \quad (12)$$

식 (9)-(12)에 상태방정식 (6)을 대입하면 미지수 4개 ( $P_1, P_2, h_1, h_2$ )가 포함된 4차 비선형 연립방정식이 된다. 이 식을 뉴턴-랩슨 (Newton-Raphson) 법을 써서 해를 구한다.

$$F^k + \frac{\partial F}{\partial x} (x^{k+1} - x^k) \approx 0 \quad (13)$$

이때

$$x = \text{col}(P_1, h_1, P_2, h_2)$$

이며

$$F_1 = V_1 \frac{\rho_1^{n+1} - \rho_1^n}{\Delta t} - (W_{sp} - W_{vlv} - W_{su}^{n+1})$$

$$F_2 = V_1 \frac{(\rho h)_1^{n+1} - (\rho h)_1^n}{\Delta t} - (W_{sp} h_{sp} - W_{vlv} h_{vlv} - W_{su}^{n+1} h_{su}) - \left( Q_{HTR} + V_1 \frac{P_1^{n+1} - P_1^n}{\Delta t} \right)$$

$$F_3 = V_2 \frac{\rho_2^{n+1} - \rho_2^n}{\Delta t} - (-W_{sp} + W_{su}^{n+1}) - \left( \sum W_{in} - \sum W_{out} \right)$$

$$F_4 = V_2 \frac{(\rho h)_2^{n+1} - (\rho h)_2^n}{\Delta t} - (-W_{sp} h_{sp} + W_{su}^{n+1} h_{su})$$

$$-\left( \sum (Wh)_{in} - \sum (Wh)_{out} \right) - \left( Q_{RX} Q_{Pumps} - Q_{SGs} + V_2 \frac{P_2^{n+1} - P_2^n}{\Delta t} \right) \text{이다.}$$

식 (13)에서  $\partial F/\partial x$  항목을 각 미지수별로 표현하면 Table 1과 같다.

**2-2. 냉각재펌프 및 루프 운동량 모델링  
원자로냉각재펌프**

원자로냉각재펌프의 각운동량은 다음과 같다.

$$I \frac{dS}{dt} = T_m - T_{hy} - T_{fr} - T_w \quad (14)$$

식 (14)를 다음과 같이 무차원 형태로 나타낸다.

$$\frac{IS_0}{T_{hy,0}} \frac{ds}{dt} = \tau_m - \tau_{hy} - \tau_{fr} - \tau_w \quad (15)$$

여기에서  $s = S/S_0$ 이고  $\tau_i = T_i/T_{hy,0}$ 이다.

식 (15)의 우변항에서 펌프의 수력학적 토크는 무차원 펌프속도와 무차원 체적유량의 함수로 나타난다. 나머지 항은 펌프속도의 함수로 나타난다. 따라서 식 (15)를 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\frac{IS_0}{T_{hy,0}} \frac{ds}{dt} = \tau_m - \tau_{hy}(s, v) - \sum_{i=1}^2 c_i s^i \quad (16)$$

위 식을 유한차분화하면 다음과 같다.

$$\frac{IS_0 \Delta s}{T_{hy,0} \Delta t} = \tau_m - \tau_{hy}(s^{n+1}, v^{n+1}) - \sum_{i=1}^2 c_i (s^{n+1})^i$$

$$\approx \tau_m - \tau_{hy}(s^n, v^n) - \frac{\partial \tau}{\partial s} \Delta s - \frac{\partial \tau}{\partial v} \Delta v - c_1 (s + \Delta s) - c_2 (s^2 + 2s \Delta s) \quad (18)$$

펌프의 회전속도는 유량과 연계되어 있다. 위 식을 정리하여 다음과 같이 쓸 수 있다.

**Table 1. Properties of  $\partial F/\partial x$**

	$\partial F/\partial P_j$	$\partial F/\partial h_j$
i=1, j=1	$(V_1/\Delta t)(\partial \rho_1/\partial P_1) + b_{su}$	$(V_1/\Delta t)(\partial \rho_1/\partial h_1)$
i=1, j=2	$-b_{su}$	0
i=2, j=1	$(V_1/\Delta t)h_1^k(\partial \rho_1/\partial P_1) + b_{su}h_{su} - (V_1/\Delta t)$	$(V_1/\Delta t)(h_1^k(\partial \rho_1/\partial h_1) + \rho_1^k)$
i=2, j=2	$-b_{su}h_{su}$	0
i=3, j=1	$-b_{su}$	0
i=3, j=2	$(V_2/\Delta t)(\partial \rho_2/\partial P_2) + b_{su}$	$(V_2/\Delta t)(\partial \rho_2/\partial h_2)$
i=4, j=1	$-b_{su}h_{su}$	0
i=4, j=2	$(V_2/\Delta t)h_2^k(\partial \rho_2/\partial P_2) + b_{su}h_{su} - (V_2/\Delta t)$	$(V_2/\Delta t)(h_2^k(\partial \rho_2/\partial h_2) + \rho_2^k)$

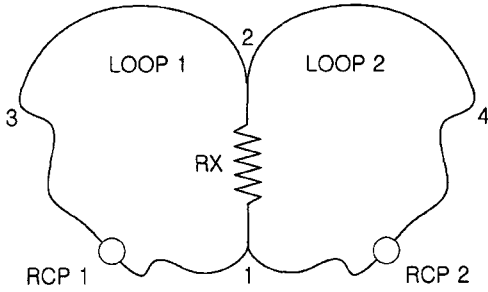


Fig. 3. Schematic of RCS flow path.

$$\Delta s = a_p \Delta v + b_p \tag{19}$$

여기에서

$$a_p = -\frac{\partial \tau}{\partial v} \left/ \left[ \frac{IS_0}{T_{hy,0} \Delta t} + \frac{\partial \tau}{\partial s} + c_1 + 2c_2 s \right] \right. \text{이고}$$

$$b_p = \frac{[c_m - \tau^n - c_1 s + c_2 s^2]}{\left[ \frac{IS_0}{T_{hy,0} \Delta t} + \frac{\partial \tau}{\partial s} + c_1 + 2c_2 s \right]} \text{이다.}$$

**루프 운동량 방정식**

Fig. 3은 일차냉각계통 루프 전체의 유로를 개념적으로 보여준다. 일차냉각계통 루프 전체의 유동이 비압축성 유동이라는 가정하에 각 루프의 운동량 보존식을 쓴다.

$$\frac{L}{A} \frac{dW_i}{dt} = -\frac{K_{Rx}}{2\rho A^2} \left( \sum_{i=1,2} W_i \right)^2 - \frac{K_{Loop}}{2\rho A^2} W_i^2 + \rho g H_{Pump,i} + \Delta \rho_i g \Delta z \tag{20}$$

여기에서 i=1, 2이며 각 루프를 뜻한다. 식 (20)에서 유량 대신 무차원 체적유량을 대입하면 다음 식을 얻는다.

$$\frac{L}{A} \rho_i \Psi_0 \frac{dv_i}{dt} = -\frac{K_{Rx} \rho_c \Psi_0^2}{2A^2} \left( \sum_{i=1,2} v_i \right)^2 - \frac{K_{Loop} \rho_i \Psi_0^2 v_i^2}{2A^2} + \rho g H_{Pump,i} + \Delta \rho_i g \Delta z \tag{21}$$

식 (21)을 다음과 같이 유한차분화한다.

$$\frac{L}{A} \rho_i \Psi_0 \frac{v_i^{n+1} - v_i^n}{\Delta t} = -\frac{K_{Rx} \rho_c \Psi_0^2}{2A^2} \sum_{i=1,2} v_i \sum_{i=1,2} v_i^{n+1} - \frac{K_{Loop} \rho_i \Psi_0^2 v_i^{n+1}}{2A^2} + \rho g H_{Pump,i} + \Delta \rho_i g \Delta z \tag{22}$$

위 식에서 절댓값을 쓰는 항은 유동방향이 바뀐 경우를 고려하기 위한 것이다. 식 (22)에서 펌프헤드는 다음과 같이 근사한다.

$$H_{Pump,i}^{n+1} = H_{Pump,0} h^{n+1} = H_{Pump,0} h(s^{n+1}, v^{n+1})$$

$$\approx H_{Pump,0} \left[ h^n + \frac{\partial h}{\partial s} \Delta s + \frac{\partial h}{\partial v} \Delta v \right] \tag{23}$$

식 (23)에 식(19)를 대입하면 펌프속도를 소거할 수 있다.

$$H_{Pump,i}^{n+1} = H_{Pump,0} \left[ h^n + \frac{\partial h}{\partial s} (a_p \Delta v + b_p) + \frac{\partial h}{\partial v} \Delta v \right] \\ = H_{Pump,0} \left[ h^n + \frac{\partial h}{\partial s} b_p + \left( \frac{\partial h}{\partial s} a_p + \frac{\partial h}{\partial v} \right) \Delta v \right] \tag{24}$$

식 (24)를 식 (22)에 대입하여 정리하면 무차원 체적유량만이 미지수로 남는 선형 연립방정식을 구할 수 있다.

$$\frac{L}{A} \rho_i \Psi_0 \frac{v_i^{n+1} - v_i^n}{\Delta t} = -\frac{K_{Rx} \rho_c \Psi_0^2}{2A^2} \sum_{i=1,2} v_i \sum_{i=1,2} v_i^{n+1} - \frac{K_{Loop} \rho_i \Psi_0^2 v_i^{n+1}}{2A^2} + \rho g H_{Pump,0} \left[ h^n + \frac{\partial h}{\partial s} b_p + \left( \frac{\partial h}{\partial s} a_p + \frac{\partial h}{\partial v} \right) \Delta v \right] + \Delta \rho_i g \Delta z \tag{25}$$

각각의 루프에 대한 운동량 방정식을 식 (25)와 같이 세운 다음, 연립 방정식을 풀어서 각 루프의 무차원 체적유량을 계산한다.

**2-3. 일차냉각계통 내부의 질량, 에너지 및 유량 계산**

ARTS에서는 복잡한 체적 및 정선을 쓰지만 보조계산체계에서는 아주 간단한 노드를 쓴다. 보조계산체계에서 구한 열수력 조건을 이용하여 ARTS 체적 및 정선의 열수력 조건을 유추해야 한다.

**유동분포**

보조계산체계에서 계산된 루프의 유량을 각 루프의 ARTS 정선에 동일하게 할당한다. 원자로 용기내부의 분기에서는 정상운전 상태의 분기비율에 따라 유량을 나누어준다. 일차계통이 단상(Single phase)인 경우에는 문제가 없으나, 이상(Two-phase)인 경우에는 다소 오차가 생기지만 유량 그 자체를 직접 다른 계산에 이용하지 않기 때문에 다른 문제점이 야기되지는 않는다.

증기발생기 이차측은 급수 유량을 기준으로 재순환율의 비율에 따라 유량을 할당한다. 기타, 밸브 등에서의 유량은 경계조건에서 주어진 값을 ARTS 정선에 정확하게 일대일로 할당한다.

**압력분포**

보조계산체계의 가압기 영역은 ARTS의 가압기 및 밀림관에 해당한다. 그래서 ARTS의 가압기 압력은 보조계산체계의 가압기 압력과 같은 것으로 두었으며, 밀림관 압력은 가압기 압력에 수두를 더해서 계산한다. 보조계산체계의 일차계통 영역 압력은 ARTS의 원자로용기 상부공동 (Reactor vessel upper plenum) 압력에 상응하는 것으로 간주했다. 이 압력을 기준으로 ARTS 체적의 압력을 다음과 같이 계산한다. 우선, 보조계산체계

에서 계산된 루프 유량을 이용하여 각 루프의 압력강하 및 펌프 수두를 계산하고 또한 원자로 용기 내부의 압력강하를 계산한다. 이 압력강하를 일정비율로 원자로 용기 상부공동에서 출발하여 정상유로를 따라가면서 ARTS 체적에 할당하여 압력을 계산한다.

증기발생기 2차측의 경우, 보조계산체계의 증기발생기 압력을 기준으로 수두차이를 고려하여 각 ARTS 체적의 압력을 산출한다.

**혼합체 엔탈피 및 기포분율 분포**

일차계통이 단상(Single phase)인 경우와 이상(Two phase)인 경우로 나누었다. 먼저 단상인 경우에는 정상 운전시 ARTS 하부공동 엔탈피( $h_{LP}$ )와 보조계산체계의 일차계통영역의 평균 엔탈피( $h_{RCS}$ )는 다음 관계가 있다<sup>[5]</sup>.

$$h_{LP} = h_{RCS} - 0.255 \times \frac{Q_c}{W_{core}} \quad (26)$$

이 관계를 이용하여 우선 ARTS 하부공동 엔탈피를 계산한 다음 노심의 엔탈피 상승분을 각 체적에 할당하여 원자로 용기내부 각 체적의 엔탈피를 계산한다. 이때 배분비율은 전출력 정상상태운전조건에 준하여 결정한다.

냉각루프의 경우, 유동방향이 정방향이면 상부공동을 기준으로 역방향이면 원자로용기 하향유로를 기준으로 하여 유동방향을 따라 증기발생기의 엔탈피 감소분 및 냉각펌프의 열을 고려하여 각 체적의 엔탈피를 계산한다.

일차계통이 이상(Two phase)인 경우에는 대부분 펌프가 정지되어 있으므로 상분리가 완전하게 이루어진다고 가정한다. 이렇게 가정하면, 일차계통 전체의 평균 기포율(혹은 액상체적율)을 알면 각 ARTS 체적의 기포율을 구할 수 있다. 즉, ARTS 체적 전체에 대하여 일차냉각계통 수위 대비 체적율을 도표화하여, 전체 액상체적율을 입력하면 각각의 ARTS 체적의 기포율을 구할 수 있게 했다. 그 다음, 기포율을 건도(Quality)로 환산하고 최종적으로 혼합체 엔탈피(Mixture enthalpy)를 구한다.

이차계통은 일차계통과 마찬가지로 상분리가 완전하게 이루어진다고 가정한다. 이렇게 가정하면, 이차계통 전체의 평균 기포율(혹은 액상체적율)을 알면 각 ARTS 체적의 기포율을 구할 수 있다. 각 ARTS 체적의 기포율을 구한 다음, 기포율을 건도(Quality)로 환산하고 최종적으로 엔탈피를 구한다.

**2-4. 증기발생기 이차측 모델**

증기발생기 이차측 전체를 하나의 제어체적으로 두고 질량 및 운동량 보존식을 세운다.

**질량보존방정식**

$$V_{SG} \frac{\rho_i^{n+1} - \rho_i^n}{\Delta t} = (W_{FW} + W_{Aux} + W_{SGTR} - W_{BD} - W_{st} - W_{FLB} - W_{SLB})_i \quad (27)$$

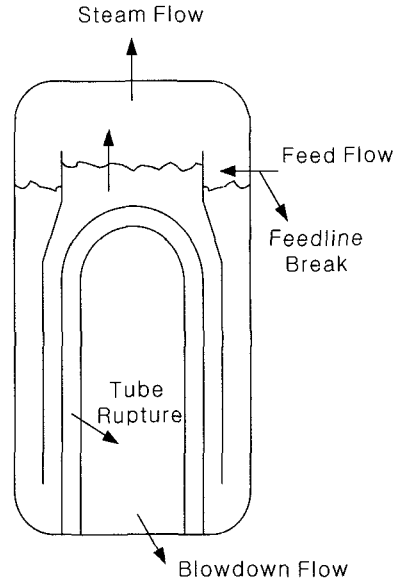


Fig. 4. Schematic of SG secondary side.

$$-W_{BD} - W_{st} - W_{FLB} - W_{SLB})_i \quad (27)$$

여기에서  $i=1, 2$ 이며 각 증기발생기를 뜻한다.

**에너지보존방정식**

$$V_{SG} \frac{(\rho h)_i^{n+1} - (\rho h)_i^n}{\Delta t} = (W_{FW} h_{FW} + W_{Aux} h_{Aux} + W_{SGTR} h_{SGTR} - W_{BD} h_{BD} - W_{st} h_{st} - W_{FLB} h_{FLB} - W_{SLB} h_{SLB})_i + Q_{SG,i} + V_{SG} \frac{P_i^{n+1} - P_i^n}{\Delta t} \quad (28)$$

식 (27)과 (28)의 우변의 유량은 모두 이전 시간단계의 값을 쓴다. 이와 같은 방식은 수치해석상의 불안정성을 야기할 수 있다. 이완법(Relaxation method)을 사용하여 증기유량을 계산하면 이 문제를 피할 수 있다. 이 방식은 원자로냉각계통 모델과 보조설비계통 모델의 경계를 증기발생기 출구에 있는 유량제한기로 결정함에 따라 비롯된 것이다. 따라서 각각의 증기발생기는 수치해석상 서로 독립된 것이므로, 식 (6)의 상태방정식을 이용하여 식 (27)과 (28)을 각 증기발생기에 대해 독립적으로 뉴턴-랩슨(Newton-Raphson) 방법을 써서 풀 수 있다. 이때 독립변수는 압력과 평균엔탈피이다. 기본식은 식 (13)과 같으며 증기발생기에서는 다음과 같이 표현한다.

$$F_{SG}^k + \frac{\partial F_{SG}}{\partial x} (x^{k+1} - x^k) = 0 \quad (29)$$

이때

**Table 2. Comparison of initial steady state variables with full power normal operation data.**

RCS Properties	Default values	Calculated values	Error (%)
Reactor power (MWt)	1723.5	1717.11	0.37
PRZ pressure (psia)	2250.0	2247.51	0.11
PRZ water level (%)	55.0	54.52	0.87
Coolant flow rate (lb/sec)	9440.12	9439.5	0.01
Hot leg temperature (°F)	606.9	606.01	0.15
Cold leg temperature (°F)	541.2	541.72	-0.10
Coolant average temp. (°F)	574.0	573.87	0.02
Steam line pressure (psia)	841.0	840.55	0.05
SG water level (Narrow) (%)	56.2	56.24	-0.07
Feedwater flow rate (lb/sec)	1044.44	1055.53	-1.06
SG steam flow rate (lb/sec)	1044.44	1055.57	-1.07

$$\begin{aligned}
 x &= \text{col}(P_i, h_i), \\
 F_1 &= V_{SG} \frac{P_1^{n+1} - P_1^n}{\Delta t} - (W_{FW} + W_{Aux} + W_{SGTR} - W_{BD} - W_{st})_i, \\
 F_2 &= V_{SG} \frac{(\rho h)_i^{n+1} - (\rho h)_i^n}{\Delta t} - (W_{FW} h_{FW} + W_{Aux} h_{Aux} \\
 &\quad + W_{SGTR} h_{SGTR} + W_{BD} h_{BD} + W_{st} h_{st})_i \\
 &\quad - Q_{SG,i} - V_{SG} \frac{P_1^{n+1} - P_1^n}{\Delta t}, \\
 \frac{\partial F_1}{\partial P} &= \frac{V_{SG} \partial \rho}{\Delta t \partial P}, \quad \frac{\partial F_1}{\partial h} = \frac{V_{SG} \partial \rho}{\Delta t \partial h}, \\
 \frac{\partial F_2}{\partial P} &= \frac{V_{SG,i} h^k \partial \rho}{\Delta t \partial P} - \frac{V_{SG}}{\Delta t}, \quad \frac{\partial F_2}{\partial h} = \frac{V_{SG}}{\Delta t} \left( h^k \frac{\partial \rho}{\partial h} + \rho^k \right).
 \end{aligned}$$

증기유량  $W_{st}$ 는 증기발생기와 증기관 사이의 압력차의 함수로 결정된다.

$$W_{st,i} = A_{FR} \sqrt{2\rho(P_{SG,i} - P_{SL}) / K_{SGL}} \quad (30)$$

증기관 파단사고가 발생하면 증기발생기출구노즐에서 입계유동이 형성될 수 있다. 그러므로 증기유량은 이를 고려하여 실제로는 다음과 같이 계산한다.

$$W_{st,i} = A_{FR} \times \min \left\{ \frac{2\rho(P_{SG,i} - P_{SL})}{K_{SGL}}, G_{crit}(P_{SG,i}, h) \right\} \quad (31)$$

### 3. 해석결과 및 고찰

ARTS 코드와 보조계산체계 코드를 이용하여 W/H형 원전인 고리1호기의 정상 및 사고운전 상황을 모의하고 그 결과를 평가했다.

#### 3-1. 정상운전

W/H형 고리1호기 원전의 100% 정상상태 운전조건은 최종안전성분석보고서 및 발전소 운전원 로그시트를 기

준으로 설정하였다<sup>[6]</sup>. 설정된 정상운전 조건을 바탕으로 하여 1800초간의 ARTS 코드를 실행하여 최종적인 정상상태 운전조건을 얻었다.

ARTS 코드의 계산초기에는 주급수유량, 증기유량, 기압기 수위등이 다소 변하지만 정상상태 조건의 제어논리에 의해 약 50초 후에는 계통이 안정되며 이후 1800초까지의 전반적인 계통추이는 100% 정상상태를 유지하였다. 1800초 동안의 ARTS 코드의 100% 정상상태 계산결과는 Table 2에 나타나 있으며, 주요 원자로 계통 변수들이 1%의 오차 범위내에 들고 있음을 알 수 있다.

#### 3-2. 과도상태 모의

ARTS 코드의 과도상태 및 고장인가 시험은 W/H형 원전 시뮬레이터의 최종인수시험 절차서<sup>[5]</sup>에 준하여 시행되었다. 본 연구에서는 시험 내용중 보조계산체계의 특성을 알아볼 수 있는 냉각재 상실사고를 중점으로 시험 하였으며 중요한 항목의 결과를 논의하였다.

냉각재 상실사고는 원자로 냉각재 계통 압력경계의 배관파열로 인해 발생된다. 파단면적이 1ft<sup>2</sup> 이상인 경우에는 대형냉각재상실사고로 정의된다. 파단면적이 1ft<sup>2</sup> 이하인 경우에는 일반적으로 소형냉각재상실사고라 불리운다.

대형냉각재 상실사고는 ANS 상태 IV 사고로 분류되며 발전소 수명기간동안 발생되지 않은 것으로 기대되지만 보수성을 갖춘 설계를 하기 위해서 사고를 모의한다. 소형냉각재 상실사고는 정상 동작되는 충전유량이 가압기 수위와 압력을 유지하기에 충분하지 않은 냉각재 상실사고로 발전소 수명기간내에 아주 드물게 발생할 수 있는 사고로 ANS 상태 III 사고로 간주된다.

Fig. 5는 ARTS 코드의 소형냉각재상실사고 결과를 보여주고 있다. 소형냉각재상실사고시에는 RETRAN-3D를 기반으로 만든 ARTS 코드 및 RETRAN 코드는 계산실패 없이 실시간으로 계산을 하고 있다. 총계산 시간은

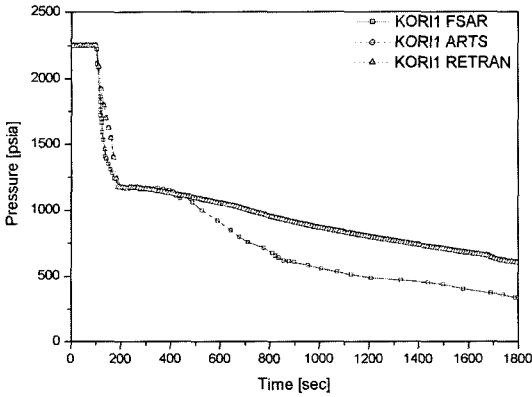


Fig. 5. PRZ pressure of SBLOCA.

1800초이며 일차측 저온관 3인치 파단사고를 100초에 발생시켰다. 초기 500초까지는 같은 경향을 보이다가 그 이후에는 최종안전성분석보고서 결과가 좀더 보수적인 안전주입의 결과로 낮은 압력을 유지하고 있다.

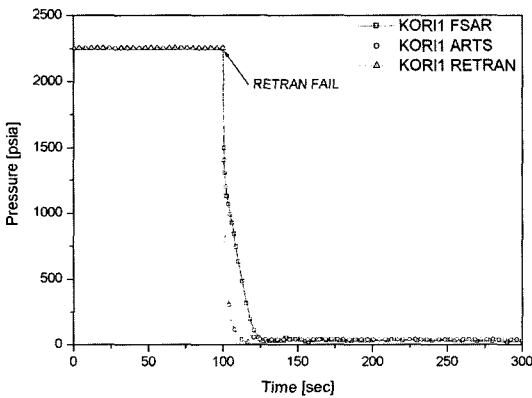


Fig. 6. PRZ pressure of LBLOCA.

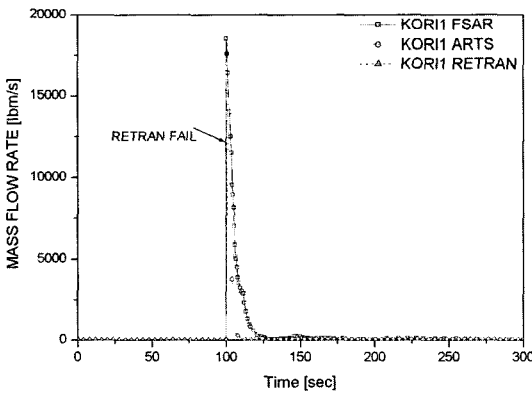


Fig. 7. Break flow of LBLOCA.

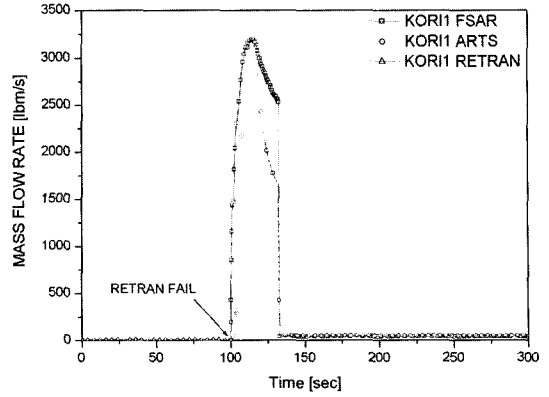


Fig. 8. SI flow of LBLOCA.

Fig. 6, 7, 8은 ARTS 코드의 대형냉각재상실사고 결과를 보여주고 있다. 총 계산시간은 최종안전성분석보고서의 결과와 비교하기 위해서 300초를 계산했으며, 일차측 저온관 100% 파단사고를 100초에 발생시켰다. RETRAN 코드는 냉각재 상실사고가 발생함과 동시에 계산실패를 보여주고 있다. 보조계산체계를 동반한 ARTS 코드에서는 계산실패 없이 계산을 하고 있으며, ARTS 코드의 대형냉각재상실사고 전체경향은 WCOBRA/TRAC을 사용한 최종안전성분석보고서<sup>14)</sup> 결과와 유사하게 나타났다.

냉각재상실사고의 주요 결과는 파단직후에 원자로가 정지되며 일차냉각계통의 압력은 거의 대기압에 가깝게 떨어지는 것으로 계산된다.

#### 4. 결 론

최적 계산코드인 RETRAN-3D를 기반으로 만든 ARTS는 정상상태 및 비정상상태의 모의를 충실히 수행할 수 있다. 그러나 RETRAN-3D 코드의 적용범위는 원래 소형파단사고로 제한되어 있어 대형냉각재 상실사고나 실시간 계산을 위해 후 발생할 수도 있는 ARTS 계산실패를 위해 보조계산체계를 만들었다. 보조계산체계는 다양한 사상을 평가한 결과, 건전성에 문제가 없는 것으로 나타났다. 보조계산체계의 정확도는 일차냉각계통이 단상에 머무르는 사고인 경우에는 ARTS 코드와 거의 동일한 결과를 보였으며, 대형 냉각재 상실사고 경우에도 최종안전성분석보고서와 거의 동일한 결과를 보였다. 그렇지만, 일차냉각계통에 이상유동이 발생하는 사고인 경우에는 일차계통의 상분리가 완전하게 이루어진다는 가정에 의한 혼합체 엔탈피 및 기포분율 분포 계산을 함으로서 그 정확도가 떨어졌으며 이는 향후 보조계산체계의 보완점으로 남는다.



## 감 사

본 연구는 “고리 1호기 VR 시뮬레이터 개발”의 세부 과제로 수행 하였으며 연구비 지원을 해준 전력연구원에 감사드립니다.

## 사용기호

A	: Area [ft <sup>2</sup> ]
D	: Diameter [ft]
f	: Friction factor [-]
H	: Dimensionless pump head
h	: Enthalpy [Btu/lbm]
I	: Rotational inertia [ft <sup>-1</sup> ]
K	: Form loss [-]
L	: Length [ft]
M	: Mass [lbm]
P	: Pressure [psia]
Q	: Heat transfer rate [Btu/hr]
S	: Pump speed [%]
T	: Torque [ft · lbf]
V	: Control volume [ft <sup>3</sup> ]
W	: Mass flow rate [lbm/s]

## 그리스문자

$\Psi$	: 정격 체적유량 [lbm]
$\rho$	: Density [lbm/ft <sup>3</sup> ]

## 첨자

fr	: Friction
----	------------

hy	: Hydraulic
HTR	: Heater
m	: Motor
Rx	: Reactor
sp	: Spray
su	: Surge line
vlv	: Valve
w	: Windage

## 참고문헌

1. NRC: “ANSI/ANS 3.5 Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training and License Examination” (1998).
2. Kim, K.D., *et al.*: “Development of a GUI Based RETRAN Running Environment for Kori NPP Unit 1 & 2”, KAERI/TR-1644/2000, KAERI (2000).
3. Kim, K.D., *et al.*: “Development of NSSS T/H Driver for KNPEC-2 Simulator Using the Best-Estimate Code, RETRAN-3D”, 10th International RETRAN Meeting (2001).
4. KHNP, “Kori Units 1, Final Safety Analysis Reports” (1989).
5. Suh, J.S., *et al.*: “The Development of Virtual Simulator for Kori #1 Power Plant”, KEPRI (2002).
6. Suh, J.S. and Jeun, Q.D.: “The Development & Application of New-generation Full-scope Simulator for Kori Unit 1 NPP”, 10th NURETH (2003).