

DSNP Language를 이용한 CANDU-6 PHTS 과도상태 반응에 관한 연구

전용준 · 박지원 · 오세기 · 정근모

고동기술연구원

An Investigation of Transient Responses of CANDU-6 PHTS Using DSNP

Yong Joon Jeon, Jee Won Park, Se Ki Oh and Kun Mo Chung

Institute for Advanced Engineering, C.P.O. Box 2849, Seoul, Korea

요 약

본 연구는 원자력발전소용 시뮬레이션 언어인 DSNP(Dynamic Simulator for Nuclear Power-plants) 언어를 이용하여 CANDU-6 발전소 운전 모사 프로그램을 구성함으로써 핵심계통인 1차 냉각재 계통(PHTS)과 2차 계통 일부가 정상 및 과도조건에서 보일 수 있는 운전 상태를 연구하였다. DSNP 프로그램은 원자로심과 증기발생기에서의 열전달 모델, 열수송계통 펌프 모델 및 가압기 열수력 모델을 포함하고 있으며, 파이프(pipe)라는 단위 구성체를 이용하여 1차 냉각재계통을 노드화하여 계통 모사가 실현된다. 정상상태 100% 전출력 운전시 대표적인 운전변수를 기준으로 DSNP 결과와 CANDU-6 발전소 설계치를 비교해 본 결과 서로 매우 근사한 값을 나타내었으며, 이는 과도상태 모사의 초기 조건으로 합당한 것으로 판단된다. 본 연구에서 선택된 과도상태 모사시 DSNP 프로그램은 매우 안정된 최종정상상태를 얻음에 따라 원자로의 기계 물리학적 변화를 합리적으로 모사하고 있음을 알 수 있었다. 최종 정상상태 회귀 이전의 동적 거동을 원자로 설계자료인 예비 안전성 평가 보고서(PSAR)와 비교한 결과 단기적 거동은 PSAR 결과와 다소 다른 점이 있었으나 전체적으로 합리적인 운전변수 값을 얻을 수 있었다. 단기적 거동에 대한 입증은 원자로 운전 자료를 통하여 가능할 것으로 사료된다. 이상과 같이 본 연구를 통해 구성한 DSNP 프로그램은 보완 및 개선의 여지가 있으나 현재의 수준으로도 CANDU-6 발전소의 일부 과도상태 모사가 가능한 것으로 판단된다.

Abstract—The purpose of this study is to simulate the steady and the transient behaviors of Primary Heat Transport System (PHTS) and the auxiliary systems of CANDU-6 plant by using DSNP language. DSNP program consists of the heat transport model for the reactor core, the U-tube steam generator, HTS pump model and the pressurizer. The PHTS was configured as a flow net by using the pipe, which is a unit process module of DSNP. The output of DSNP and the CANDU-6 plant design values are very close to each other for 100% reactor power in the steady state, which are considered as a reasonable initial conditions for the transient state simulation. During the simulation for the transient states which were selected in this study, DSNP program has obtained the final steady state, which indicates that the mechanical and physical variations of the reactor core were reasonably simulated. The comparison between the simulated dynamic behaviors during the transients and the Preliminary Safety Analysis Report (PSAR) values showed a good agreement except the short term behaviors. It should be noted that comparisons against the reactor operation data is necessary in order to prove the short term behaviors. It is concluded that DSNP program can be used to simulate transient behaviors of CANDU-6 plant. Further improvement/modification of the presented program could lead to a very nice CANDU-6 plant simulator.

1. 서 론

상용 운전이 시작된 원자로는 설계시 부여된 원자로 운전 변수의 한계내에서 매우 복잡한 시스템 거동을 보이게 된다. 이에 대한 이해는 안전 운전적 목적 뿐 아니라 경제적 운전이라는 측면에서도 매우 중요하다. CANDU형 원자로의 계통 모사 프로그램은 원자로 설계 목적으로 캐나다 원자력 공사(AECL)에서 개발된 것이 있으나 이는 매우 보수적이며 다양한 운전 상태를 모사할 수 있는 기능을 갖고 있지 않다. 따라서, 실제 운전시 나타날 수 있는 현상을 보다 자세히 예측하여 운전 및 발전소 해석에 도움이 될 수 있는 모사 수단이 필요하다.

본 연구에서의 시뮬레이션 대상은 CANDU-6 발전소의 핵심 계통인 1차 냉각재 계통(PHTS: Primary Heat Transport System)과 2차측 증기 및 급수 계통(Steam and Feedwater System)이다. 이러한 계통의 운전시 과도상태 반응에 관한 연구는 계통 각 부분에서의 시간에 따른 원자력 발전소 계통변수, 예를들면, 밀도, 유량, 엔탈피, 압력 등을 파악하는 것으로서 선정된 시스템에 대하여 질량, 운동량, 에너지에 대한 보존방정식을 적용한다.

발전소 계통에 보존방정식을 적용하기 위해서는 계통의 노드화(Nodalization)가 요구되는데, 1차 냉각재 계통(PHTS)을 노드 및 링크로 모형화해서 노드내에서는 압력, 밀도 및 엔탈피를 정의하고, 노드를 연결하는 링크에서는 유량을 정의한다. 노드는 계통내 세그먼트 표현 및 여타 공정라인과의 연계를 효과적으로 나타내기 위하여 파이프 세그먼트로 그룹화된다. 이는 계통을 여러개의 제어체적(Control Volume)으로 나눈 후 각각의 제어체적에 대하여 이산형(discretized) 보존방정식을 적용한다.

본 연구에서 사용하고 있는 DSNP 언어 프로그램은 PHTS 전체의 과도 현상 해석이 가능한데, CANDU-6 발전소의 열수력학적 균형을 위해 존재하는 원자로심과 증기발생기에서의 열전달 모델, HTS 펌프모델 및 가압기 열수력 모델을 포함하고 있으며, 이와같은 구성 요소 모델과의 연계하에 각 노드에 대한 보존방정식의 동시 계산을 통해 PHTS의 모사가 실현된다.

2. DSNP 내장모델

2-1. 모델 개요(Models General)

밀도 변화율이 개별 시간 구간에서 압력 및 엔탈피 변화율에 관하여 선형화되는데 이는 보존방정식 계산을 빠르고 안정되게 한다. 한편, 계산에 필요한 증기표

(Steam Table)는 빠른 시간내에 구할 수 있도록 다항식으로 근사화되어 있다.

정상상태하에서, 압력과 엔탈피는 일정한 유량에 기초하는 운동량 및 에너지 방정식으로부터 각 노드에 대하여 계산된다. 유체의 증기분율(quality)은 현재의 압력 및 엔탈피를 사용하여 결정되는데, 계산은 파이프내의 총 질량 변화가 특정 기준보다 더 크면 지정된 시간 구간내에서 반복 계산을 수행한다.

천이 상태에 대해서 밀도 변화율이 작은 시간 구간에서 압력과 엔탈피 변화율 둘 모두와 선형관계를 갖음이 가정된다. 따라서 각 시간 단계의 끝에서의 유량 및 엔탈피는 선형 방정식을 계산함으로써 구할 수 있다. 압력 또한 압력 변화율과 유량 사이에 선형관계를 가정함으로써 질량 보존 방정식으로부터 새로운 값(next time step value)을 구할 수 있다.

원자로심 온도분포 계산에 사용되는 열전달 모델은 핵연료다발(fuel bundle)을 대표하는 단일 핵연료봉 채널에 대한 열전달 관계식을 사용한다. Lumped Parameter 방법을 사용하여 반경방향으로 핵연료봉, 갭, 피복재, 냉각재 등 세 개의 영역으로 구분하여 열전달식을 적용하고 이를 이용하여 핵연료중심, 핵연료표면, 피복재표면 및 냉각재 온도를 시간에 따라 구한다. 이때 냉각재의 축방향온도는 1차 냉각재계통의 열수력 계산에서 구해진다.

증기발생기 1차측 열수력 계산은 1차 냉각재 계통의 열수력 계산과 증기발생기 튜브를 통한 열전달 계산에 의해 구해진다. 열전달 계산은 1차 냉각재-튜브-2차 냉각재의 열전달식에 의해 계산되고 이때 튜브의 온도는 평균값을 사용한다. 열전달계수는 2차측 조건에 따라 Dittus-Boelter 상관식과 Thom 상관식을 사용한다. 2차측 제어체적은 Downcomer, Tube Region, Dryer-separator, Steam Dome 및 Saturated Liquid Region의 5개를 기본으로 하고 있으며, Tube Region만은 다시 과냉 및 과열의 2개 영역으로 구분하여 이들 각각의 제어체적에 대하여 질량 및 에너지 보존방정식을 적용한다.

가압기는 액상과 기상의 2개 영역 모델을 사용하며 두 영역간 기화와 응축 현상만을 고려한다. 두 영역내 압력은 균일하다고 가정하고 각 영역에 대해 질량 및 에너지 보존방정식을 적용한다. 가압기 모델과 함께 총수배출 운전예에 의한 1차 냉각재 계통 영향도 고려하고 있다.

1차 냉각재 펌프의 시간에 따른 수두 변화량은 CANDU 발전소의 펌프운전 특성자료를 토대로 적정 곡선으로 근사화한다.

기타 터빈, 복수기, 급수히터, 펌프 등은 발전소 설계

및 운전자료를 토대로 단순화한 선형 모델이나 점모델로 근사화된다.

2-2. DSNP Flow Net Solver²⁾

세 가지 보존 방정식 모형이 사용되는데, 편미분 방정식상에 나타나는 모든 변수들은 2상류 혼합에 대한 것이다.

혼합 보존 방정식은 아래와 같다.:

질량보존 방정식:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial(\rho u)}{\partial z} + \frac{\partial(\rho v)}{\partial y} = 0 \quad (1)$$

운동량 보존 방정식:

$$\frac{\partial(\rho u)}{\partial t} - 2u \frac{\partial \rho}{\partial t} - uu \frac{\partial \rho}{\partial z} + \frac{\partial P}{\partial z} + R_f + \rho g \cos \theta = 0 \quad (2)$$

에너지 보존 방정식:

$$\frac{\partial(\rho h)}{\partial t} - \frac{\partial P}{\partial t} + \frac{\partial(\rho u h)}{\partial z} + \frac{\partial(\rho v h)}{\partial y} = Q \quad (3)$$

여기서, ρ 는 밀도이고, u 는 관에서의 z 방향 유속이며, v 는 y 방향 유속이다. P 는 압력, h 는 엔탈피이며, Q 는 단위 체적당 관벽으로부터 전달되는 에너지이다. 식 (2)의 마지막 두 항은 각각 관 단위 길이내의 저항과 중력에 의한 운동량 손실을 표현한다. 필요한 마지막 식은 아래와 같은 밀도에 관한 상태 방정식이다.:

$$\rho = \rho(P, h) \quad (4)$$

2-2-1. 이산형 보존방정식(Discrete Form of Conservation Equations)

상태 방정식 $\rho = \rho(P, h)$ 로부터 다음과 같은 식을 구할 수 있다.

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} = \left(\frac{\partial \rho}{\partial P}\right)_h \frac{\partial P}{\partial t} + \left(\frac{\partial \rho}{\partial h}\right)_P \frac{\partial h}{\partial t} \quad (5)$$

Flow Net의 노드/링크(node/link) 네트워크는 Fig. 1과 같이 나타낼 수 있다.

DSNP Flow Net 노드/링크 네트워크 제어체적에 대하여 2상류의 균일한 분포를 가정하면, 이산형 보존 방정식을 아래와 같이 쓸 수 있다.

질량보존 방정식:

$$\left[\left(\frac{\partial \rho}{\partial P}\right)_h \frac{\partial P}{\partial t} + \left(\frac{\partial \rho}{\partial h}\right)_P \frac{\partial h}{\partial t} \right]_i = \frac{W_{k-1} - W_k + W_{in}}{\Delta V_i} \quad (6)$$

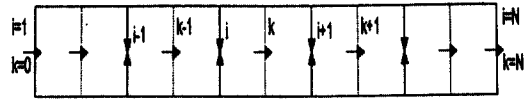


Fig. 1. Nodes and links of DSNP flow net.

운동량 보존 방정식:

$$B_{0k}^{i0} + B_{1k}^{i0} W_k^i = P_i^i - P_{i-1}^i \quad (7a)$$

$$B_{0k}^{i0} = g(\rho \Delta H)_k - \frac{\delta z}{A \delta t} W_k^{i0} \quad (7b)$$

$$B_{1k}^{i0} = \frac{\delta z}{A \delta t} - \frac{2\delta z}{A \rho_k^{i0}} \frac{\partial \rho^{i0}}{\partial t_i} + \frac{1}{A^2 \rho_k^{i0}} \left[\frac{\rho_i^{i0} - \rho_{i-1}^{i0}}{\rho_k^{i0}} + \left(\frac{\delta z C_f}{D_e} + K \right) / 2 \right] \left| W_k^{i0} \right| \quad (7c)$$

에너지 보존 방정식:

$$A_w h_{i-1}^i + A_p h_i^i + A_e h_{i+1}^i = R_i \quad (8a)$$

$$A_w = -\max(0, W_{k-1}^i) \quad (8b)$$

$$A_e = -\max(0, W_k^i) \quad (8c)$$

$$A_p = \Delta V_i \frac{\rho_i^{i0}}{\delta t} - A_w - A_e \quad (8d)$$

$$R_i = \Delta V_i \left(\frac{\rho_i^{i0}}{\delta t} h_i^{i0} - \frac{\partial P^{i0}}{\partial t_i} \right) + Q_i \quad (8e)$$

위의 이산형 방정식에서 W_k 는 k^{th} 링크에서의 z 방향 유량이고, W_{in} 은 z 방향의 법선 유량이다. δt 는 시간 구간, δz 는 링크의 길이, A 는 관의 단면적, ΔV_i 는 i^{th} 제어 체적, C_f 는 마찰계수, D_e 는 wetted perimeter, K 는 굴부 형태 저항 계수, ΔH 는 고도 차이, Q_i 는 관 벽면으로부터 i^{th} 노드로의 에너지 전달이다. 위첨자 t_0 는 이전 시간 구간의 끝점에서의 시간 값이며, t 는 현재 시간 구간 끝에서의 값이다.

2-2-2. 정상상태 방정식

정상상태에서 유량은 질량보존방정식 (1)에 의해 일정한 값을 유지한다. 따라서, 간단한 반복 절차가 수렴 해를 구하기 위해 수행된다: $(j+1)^{\text{th}}$ 반복에 대하여,

(a) 각 노드에서의 압력은 (식 (7))로부터,

$$P_i^{j+1} = P_{i-1}^{j+1} + B_{0k}^{i0} + B_{1k}^{i0} W_k \quad (9)$$

(b) 각 노드에서의 엔탈피는 (식 (8))로부터,

$$h_i^{j+1} = (R_i - A_w h_{i-1}^{j+1}) / A_p \quad (10)$$

h_{i+1} 항은 up-wind difference 근사로서 소거된다.

(c) 반복계산의 수렴은 관 전체내의 총질량 M 에 대해

$$\left| \frac{M^{j+1} - M^j}{M^{j+1}} \right| \leq \epsilon,$$

수렴 조건을 만족할 때까지 수행된다.

2-2-3. 천이상태 방정식

천이상태의 모사해석은 $(\partial\rho/\partial P)_k$ 와 $(\partial\rho/\partial h)_P$ 가 짧은 시간 구간에서 근사적으로 일정하며, 입력 변화는 다음과 같은 선형 근사를 가정하였다.

$$P'_i = P_i^0 + \frac{\partial P}{\partial t} \delta t \quad (11)$$

이산형 질량보전방정식 (6)과 가정

$$\left(\rho \frac{\partial h}{\partial t} - \frac{\partial P}{\partial t} \right)' \cong \left(\rho \frac{\partial h}{\partial t} - \frac{\partial P}{\partial t} \right)^0 \quad (12)$$

에 의해 작은 구간에 대하여, 아래와 같은 식으로 표현된다.

$$\frac{\partial P}{\partial t}_i = (W_{k-1} - W_k) PBC - PBB \quad (13a)$$

여기서, $PBC = 1 \left[\Delta V \left(\left(\frac{\partial \rho}{\partial P} \right)_k + \left(\frac{\partial \rho}{\partial h} \right)_P / \rho \right) \right]_i$ (13b)

$$PBB = \left[\Delta V \left(\frac{\partial \rho}{\partial h} \right)_k \left(\frac{\partial h}{\partial t} - \frac{\partial P}{\partial t} / \rho \right)^0 - W_{in} \right]_i \quad (13c)$$

따라서, 이산형 운동량 방정식 (7)내의 압력은 소거되고, N 개 연계점상에서 유량 W_k 를 계산하기 위한 연립 선형 방정식으로 정의된다.

$$C_W W'_{k-1} + C_P W'_k + C_E W'_{k+1} = S_k, \quad k=1, 2, \dots, N \quad (14a)$$

여기서,

$$C_W = - \left(\Delta V \frac{\partial \rho}{\partial P} \right)^{-1}_i \quad (14b)$$

$$C_E = - \left(\Delta V \frac{\partial \rho}{\partial P} \right)^{-1}_{i+1} \quad (14c)$$

$$C_P = \frac{B'_{1k}}{\delta t} - C_W - C_E \quad (14d)$$

$$S_k = \frac{P_i^0 - P_{i+1}^0 - B'_{0k}}{\delta t} - PBB_k + PBB_{k+1} \quad (14e)$$

식 (14) 및 (8)의 해는 관방향의 유량 및 엔탈피의 분포이며, 이에 따라 대응하는 압력은 식 (13)과 식 (11)

로부터 계산된다.

질량 보존 방정식에서 i^{th} 노드에서의 밀도와 밀도 변화율은 현시간 t 에서의 압력 및 엔탈피로부터 계산된다.

식 (14)에서 계수 행렬 L 이 대각선 대칭임을 볼 수 있다. $k=0$ 에서 유량 W_0 , $i=1$ 에서 엔탈피 h_1 및 $i=N$ 에서 압력 P_N 이 경계조건으로 주어진 개방유로(open flow path)에 대하여, 행렬 식 (14)는 3중 대각선 행렬로, 입구에서의 변수들이 출구변수들과 동일해야만 하는 폐쇄형 유로(close flow path)에 대하여, 계수 행렬 L 은 아래와 같이 간단한 형태를 갖는다.

$$L = \begin{bmatrix} C_{P1} & C_{E1} & 0 & 0 & C_{W1} \\ C_{W2} & C_{P2} & C_{E2} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & \dots & 0 & 0 \\ 0 & 0 & C_{WN-1} & C_{PN-1} & C_{EN-1} \\ C_{WN} & 0 & 0 & C_{WN} & C_{PN} \end{bmatrix}$$

여기서, $C_{Ei} = C_{W_{i+1}}$ 이고 $C_{EN} = C_{W1}$ 이다.

2-2-4. 모수결정(Determination of Parameters)

압력 및 엔탈피 값이 주어지면, 유체의 물성과 단일 상의 경우에 $(\partial\rho/\partial P)_k$ 및 $(\partial\rho/\partial h)_P$ 는 증기분율 서브루틴에서 계산한다.

증기분율 x 는

$$x = \frac{h - h_l}{h_g - h_l} \quad (15)$$

여기서 아래첨자 g 는 포화 증기 상태를 나타내고 l 은 포화 액체 상태를 나타낸다.

밀도 ρ 는

$$\frac{1}{\rho} = \frac{(1-x)}{\rho_l} + \frac{x}{\rho_g} \quad (16)$$

과 같으며, 반면 점도 μ 는 아담즈(Adams) 근사화를 이용하여 구할 수 있다³⁾.

$$\frac{1}{\mu} = \frac{(1-x)}{\mu_l} + \frac{x}{\mu_g} \quad (17)$$

마찰계수 C_f 는 관부에서는 smooth pipe 상관식⁴⁾

$$C_f = \begin{cases} 64/Re & Re \leq 2300 \\ .316Re^{-1/4} & 2300 \leq Re \leq 30,000 \\ .184R^{-1/5} & 30,000 \leq Re \leq 1,000,000 \end{cases} \quad (18)$$

연료 장전 채널에 대하여⁵⁾,

$$C_f = 0.05052Re^{-0.05719} \quad (19)$$

를 사용하였으며, 여기서 Re 는 Reynolds Number로서

$Re = \rho u D_s / \mu$ 이다.

2상내의 $(\partial \rho / \partial P)_h$ 는 질량당 체적 v 와

$$\left(\frac{\partial \rho}{\partial P} \right)_h = -\rho^2 \left(\frac{\partial v}{\partial P} \right)_h \quad (20)$$

2상 질량당 체적

$$v = v_1 + x(v_g - v_l) \quad (21)$$

로부터

$$\left(\frac{\partial v}{\partial P} \right)_h = (v_g - v_l) \left(\frac{\partial x}{\partial P} \right)_h + \frac{\partial v_l}{\partial P} + x \left(\frac{\partial v_g}{\partial P} - \frac{\partial v_l}{\partial P} \right) \quad (22a)$$

와 같이 얻어지며, 여기서 $\left(\frac{\partial x}{\partial P} \right)_h$ 는

$$\left(\frac{\partial x}{\partial P} \right)_h = \frac{1}{h_g - h_l} \left[\frac{\partial h_l}{\partial P} + x \left(\frac{\partial h_g}{\partial P} - \frac{\partial h_l}{\partial P} \right) \right] \quad (22b)$$

따라서, 2상 유동내의 $(\partial \rho / \partial P)_h$ 가 구해지고 $(\partial \rho / \partial h)_p$ 도 유사한 방법에 의해 얻을 수 있다.

단위 면적을 통한 벽과 유체간의 열전달은

$$q_w = \alpha (T_w - T) \quad (23)$$

여기서 α 는 열전달 계수, T_w 는 벽온도, T 는 유체의 온도이다.

일단의 공식들이 열전달 계수를 계산하기 위해 모델내에서 사용된다. 1개 상 유동에 대하여, 만약 $Re \leq 2000$ 라면, Rohsenow-Choi 방정식은 다음 관계를 보여준다.

$$Nu = 4 \quad (24)$$

한편, Dittus-Boelter 방정식을 사용하면, 다음과 같아진다⁶⁾.

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4} \quad (25)$$

여기서, $Nu = D_s \alpha / k$ 는 Nusselt 수치이고, $Pr = C_p \mu / k$ 는 Prandtl 수치이다.

2상 유동 상황에 대하여, Thom 상관식을 적용한다⁷⁾.

$$\alpha = 1.97 \times 10^3 (T_w - T)^{0.23P} \quad (26)$$

여기서 압력 P 는 megapascal 단위가 사용된다.

2-3. 기기 모델(Equipment Models)

2-3-1. 가압기(Pressurizer)⁸⁾

가압기는 내부 증수가 응축 혹은 비등에 의해서만 열적 교류없이 두 가지의 일정한 상으로 존재함이 가정된다. 두 영역이 열적 평형상태임이 가정되지는 않

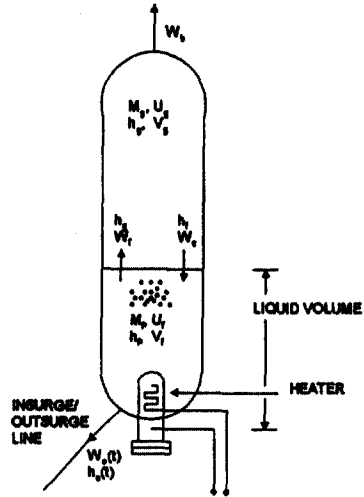


Fig. 2. Pressurizer model.

으며, 가압기가 완전히 열적으로 차단됨이 가정된다. 단일 압력이 가압기내 증기와 물의 상태 모두에 적용된다(Fig. 2 참조).

운전모드는 5개의 영역을 포함하는데, insurge 경우의 하나와 outsurge 경우의 네 가지로서 이들은 액체 및 증기 상태에 의해 결정된다. 만약 포화 상태에서 액체 단위 질량 압력이 하락되면, 얼마간의 액체가 포화 증기로 발산될 것이며, 이와 유사하게 압력 하락시 포화 상태에서 증기의 단위 질량이 부분적으로 응축될 것이다. 압력 하락이 일어날 때 초기에 과냉 액체 혹은 과열 증기가 각각에 대응하여 비등 혹은 응축되기 이전에 포화선(saturation line)에 우선 도달해야만 한다. 한편, 가압기에는 비등 혹은 응축이 초기 상태에 무관하게 억제되어진다. 이러한 현상은 자발적인 상태 변화로 불리우고 상태도를 이용하면 쉽게 이해될 수 있다. 자발적 상태 변화는 사용되고 있는 증기표 루틴을 통해 일관적으로 모형화 될수 있다.

그 대표적인 outsurge 경우에 대한 질량 및 에너지 밸런스는 다음과 같다.:

$$\frac{dM_f}{dt} = -W_o + W_c - W_f \quad (27a)$$

$$\frac{dM_g}{dt} = -W_b - W_c + W_f \quad (27b)$$

$$\frac{d}{dt} (M_f U_f) = -W_o h_f + W_c h_f - W_f h_g - P \frac{d}{dt} (M_f V_f) + Q \quad (27c)$$

$$\frac{d}{dt} (M_g U_g) = -W_b h_g - W_c h_f + W_f h_g - P \frac{d}{dt} (M_g V_g) \quad (27d)$$

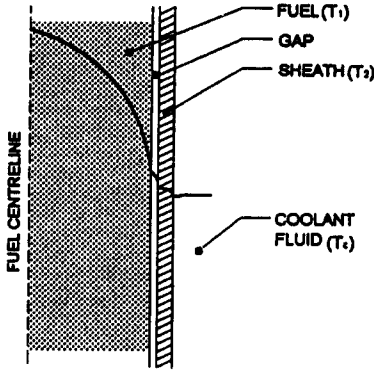


Fig. 3. Reactor core heat transfer model.

가압기의 전체 체적이 고정되어 있으므로 다음식이 성립한다. :

$$\frac{d}{dt}(M_l V_l + M_v V_v) = 0 \quad (28)$$

이상에서 M, h, W, V 및 Q 는 각각 각상의 질량, 엔탈피, 유량, 비체적 및 히터로부터 발생되는 열량을 의미하고, 아래첨자 f, g, l, v 는 각각 포화액체, 포화증기, 과냉액체 및 과열증기를 나타낸다.

2-3-2. 원자로심(Reactor Core)

원자로심내 핵연료, 피복재 및 냉각재 온도는 과도상태시 발전소 안전성 및 반응도 케환(reactivity feedback)에 의해 노심출력에 영향을 준다. 시간에 따른 노심의 온도분포 계산을 위한 열전달모델은 핵연료봉, 피복재, 냉각재간의 열전달 관계식을 출력변화에 따라 계산한다(Fig. 3 참조).

• 열전도 방정식(Lumped Parameter Model)

$$C_1 \frac{dT_1}{dt} = q' - \frac{T_1 - T_2}{R_1} \quad (29a)$$

$$C_2 \frac{dT_2}{dt} = \frac{T_1 - T_2}{R_1} - \frac{T_2 - T_c}{R_2} \quad (29b)$$

여기서, T_1, T_2, T_c : 핵연료, 피복재, 냉각재 평균 온도
 C_1, C_2 : 핵연료, 피복재 열용량
 R_1, R_2 : 핵연료피복재와 피복재냉각재간 유효 열저항

원자로심은 많은 핵연료봉으로 구성된 복잡한 구조를 이루고 있으나 대표적인 핵연료 채널에 대하여 상세 계산을 수행함으로써 시간에 따른 핵연료, 피복재의 온도변화를 파악한다. 한편, 계산된 노심의 온도는 노심 핵계산을 위한 반응도 케환(reactivity feedback) 입력으로 사용된다.

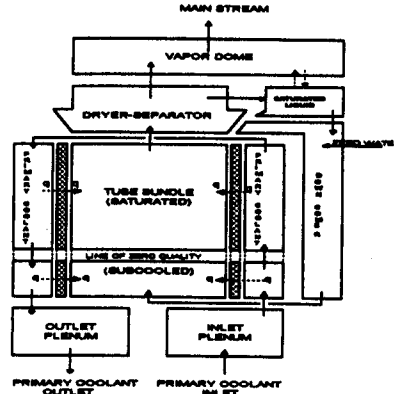


Fig. 4. Steam generator model.

2-3-3. PHTS 펌프

원자로 냉각재 펌프는 과도상태에 의한 작동 정지시 전원이 상실되더라도 플라이휠의 관성에 의한 펌프수두가 coast down된다. 시간에 따른 펌프의 거동은 펌프 제작자가 제공하는 펌프 특성곡선에 따른 Homologous curve를 사용하여 다음과 같은 선형 운동량 보존방정식을 적용함으로써 구할 수 있다.

• 선형 운동량 보존방정식

$$\frac{L}{A} \frac{dW}{dt} = \Delta P_{pump} - \Delta P_f - \Delta P_{acc} - \Delta P_g \quad (30)$$

펌프의 회전속도 변화에 따라 펌프의 속도가 변화되며, 펌프에 의한 압력 증가분을 운동량 보존 방정식에 고려함으로써 유량을 계산한다.

2-3-4. 증기 발생기(Steam Generator)⁹⁾

원자로 증기발생기는 원자로심에서 생산된 열을 증기로 변환시켜 터빈으로 보냄으로써, 열에너지를 기계적 에너지로 바꾸는 중요한 역할을 한다. 또한, 원자로 안전성의 관점에서, 증기발생기는 유사시 1차 계통의 열을 제거하는 유일한 수단이다. 따라서, 증기발생기의 상태는 원자로 운전중 항상 세밀히 관찰되어야 한다.

CANDU형 원자로의 증기발생기는 U-tube형으로, DSNP에 내장되어 있는 모델(UFSTG1)은 Fig. 4와 같이 노드화되어 있다.

UFSTG1은 Fig. 4에 보여진 바와 같은 제어체적(Control Volume) 상에서의 거시적 해석에 기초하고 있다. 지적된 바와 같이 1차 계통, 튜브벽 및 2차 계통은 단지 열전달에 의해서만 관계되며, 이러한 1차 계통, 튜브벽 및 2차 계통은 튜브다발 영역내의 과냉 혹은 포화 상태를 개별적으로 고려하고, 서로 다른 열역학적 상태의 유체 영역을 다루어 보기 위한 목적에서 세분화된다.

UFSTG1에서는 2차 계통이 5개의 제어체적으로 나뉘어 있는데, 즉 downcomer, 튜브 다발영역, 건조기 및 분류기 영역, dome 형태의 증기영역, 포화액체 영역으로 분리된다. 튜브다발영역은 과냉 영역과 포화 영역으로 분화되는데, 이는 자기 다른 열전달 모델을 적용하기 위함이다. 포화 액체 영역은 downcomer 상부로 되돌아 오는 포화 액체를 고려하기 위한 영역이다. Downcomer는 그 체적이 변하는 영역으로서, 증기발생기 수위는 downcomer로부터 튜브다발 영역, 건조기 및 분류기 영역 및 포화 액체 영역으로 이루어지는 루프(loop)에 대한 운동량 보존을 고려함으로 얻어진다. 따라서, 결정된 증기발생기 수위는 downcomer와 액체 영역의 연결 높이가 된다.

증기발생기 모델(UFSTG1)에 사용된 가정들은 열역학적 평형, 동일 압력, 동질 유동, 튜브 다발 영역내에서의 선형 증기분율(quality) 변화, 튜브다발 영역내의 과냉부분과 downcomer내 증기 생산 무시, 그리고 건조기 및 분류기에 의한 완전한 증기/액체의 분류 등이다. 이러한 가정들 하에서, 각 제어체적에 대하여 거시적 개념의 질량 및 에너지 밸런스를 적용한다. 한편, 거시적 운동량 밸런스는 튜브다발 영역내로 유입되는 과냉액체의 유량 계산에 사용된다.

1차 계통은 6개의 제어체적으로 나뉘는데, U자형 튜브내의 4개 영역과 1차 계통 냉각재의 입구 및 출구 plenum을 포함하게 된다. plenum내의 열전달은 무시되며, 따라서 단순히 어느 정도의 시간지연을 유발하는 역할을 한다. U자형 튜브내 4개의 1차 계통 냉각재 제어체적은 4개의 튜브벽 제어체적에 대응한다. 1차 계통 냉각재와 튜브벽 둘 모두에 있어서는 2개의 제어체적이 과냉 액체에 대응하고, 나머지 2개가 포화

(전체 비등) 액체에 대응한다.

결국 증기발생기내의 열수력 계산을 위해서는 적절한 노드화에 따른 다음의 보존 방정식 계산이 수행된다.

- 질량 보존

$$\frac{dM_k}{dt} = \rho_k \frac{dV_k}{dt} + V_k \frac{d\rho_k}{dt} = \sum W_i - \sum W_j \quad (31a)$$

- 에너지 보존

$$\rho_k V_k dh_k = q_k + \sum W_i (h_i - h_k) - \sum W_j (h_j - h_k) + V_k \frac{d\rho_k}{dt} \quad (31b)$$

- 열전달

$$\text{primary-tube: } q_{PW,k} = h_{P,k} A_{in,k} (T_{P,k} - T_{W,k}) \quad (32a)$$

$$\text{tube-secondary: } q_{WS,k} = h_{S,k} A_{out,k} (T_{W,k} - T_{S,k}) \quad (32b)$$

여기서 첨자 i 와 j 는 각각 입구측 노드와 출구측 노드를 나타내고 첨자 k 는 대상 노드를 나타낸다. 열전달 관계식은 2차측 열수력 조건에 따라 과냉영역과 포화영역으로 구분하여 계산된다.

3. CANDU-6 PHTS Simplification

CANDU-6의 PHTS는 2개의 8차형 냉각수 계통(2 loop)이 존재하며, 각 루프는 2개의 증기발생기와 2개의 펌프를 포함하고 있는 대칭형 구조이다. 2개의 루프는 1개의 가압기를 공유하고 있다. 원자로 설계시 종종 이러한 2루프의 대칭성을 고려하여 하나의 루프만을 모사하고 있으며, Fig.5는 월성 2호기 설계에 쓰여진 Flow Net 형태이다.

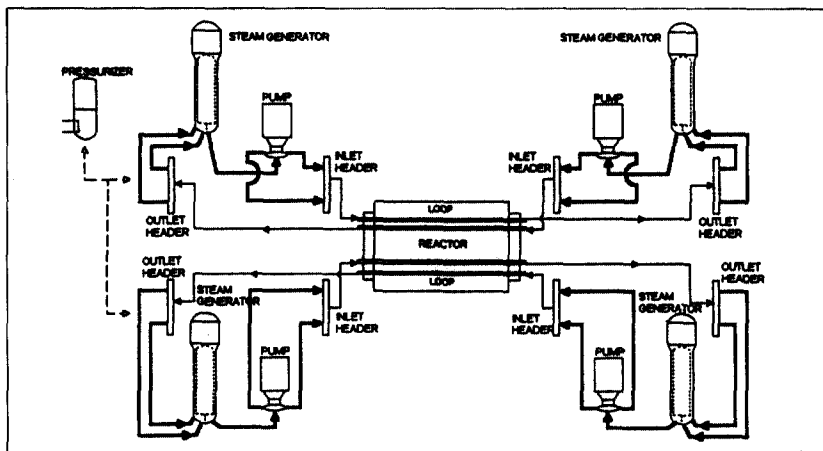


Fig. 5. Primary heat transport system of CANDU-6.

CANDU형 원자로는 노심을 통과하는 380개의 개별적인 냉각수 유로가 있는 바, 원자로심내에는 유로간 상호작용이 없다. 각개의 유로가 원자로 입구측 헤더(Inlet Header)에서 분류가 되어 원자로심을 통과한 후 출구측 헤더(Outlet Header)에 모이게 된다. 이에 따라, 냉각재의 거동을 정확히 예측하기 위해서는 각개의 냉각수 유로가 Flow Net에 포함되어야 하겠으나, 이는 엄청난 양의 계산 시간이 필요하게 될 뿐만 아니라, 과도 상태시 각개의 냉각재 유로의 열수력학적 거동을 고려한다는 것이 커다란 의미가 없다. 이러한 이유로 원자로 설계 계산시에 원자로심을 통과하는 양방향의 냉각재 유로를 방향별로 그룹화하여 1루프 모사시에 원자로심을 2개의 서로 반대 방향의 유로로 대표한다. 따라서, 전체 Flow Net의 모양은 8자 모양이 되며, CANDU형 원자로의 설계 경험으로 이와 같은 단순화가 적합하다는 것을 알려주고 있다.

CANDU PHTS에서 열교환 작용이 있는 곳은 원자로와 증기 발생기, 두 곳이 주를 이루고 있으며, 그 외에 파이프 및 구조물이 적은 량의 열을 방출하고 있다. 일반적으로, 핵반응열이 냉각재로 전달되는 원자로심과 발생된 열로서 증기를 생성시키는 증기 발생기에서의 열교환을 모델화하는 것이 중요하다.

Fig. 7은 본 연구에서 PHTS 해석을 위하여 DSNP

파이프 및 그 외 기기 모델을 이용해서, PHTS를 노드화(Nodalization)한 결과이다. PHTS의 압력을 조절해주는 가압기에 대한 모델이 원자로 출구헤더에 부착되었으며, PHTS내의 체적을 제어해 주는 계통 모델도 포함되어 있다.

이론적으로 가압기는 PHTS의 압력 경계(pressure boundary)로서 매우 중요할 뿐 아니라 시스템의 거동에 민감하게 작동한다. 한편, 1차 계통의 열은 원자로심으로부터 발생된 열재거 기능을 갖는 증기발생기 모델을 통하여 2차 계통으로 전달된다.

이상과 같이 구성한 CANDU-6 PHTS Flow Net는 일련의 DSNP 매크로로서 표현된다.

4. 전산모사 결과 및 비교분석

CANDU-6 PHTS 과도 상태 모사에 앞서 그 초기 상태로 사용될 원자로 정상상태 100% 전출력 운전시 PHTS 및 2차 계통의 관련 변수값들을 DSNP 프로그램을 통하여 계산, 기존의 CANDU-6 설계 자료와 비교해 보았다.

PHTS 과도상태 모사 및 비교를 위해서는 100% 전출력으로 운전중인 원자로 출력을 60% 전출력으로 단계감발하는 경우와 50% 전출력으로 운전중인 원자로

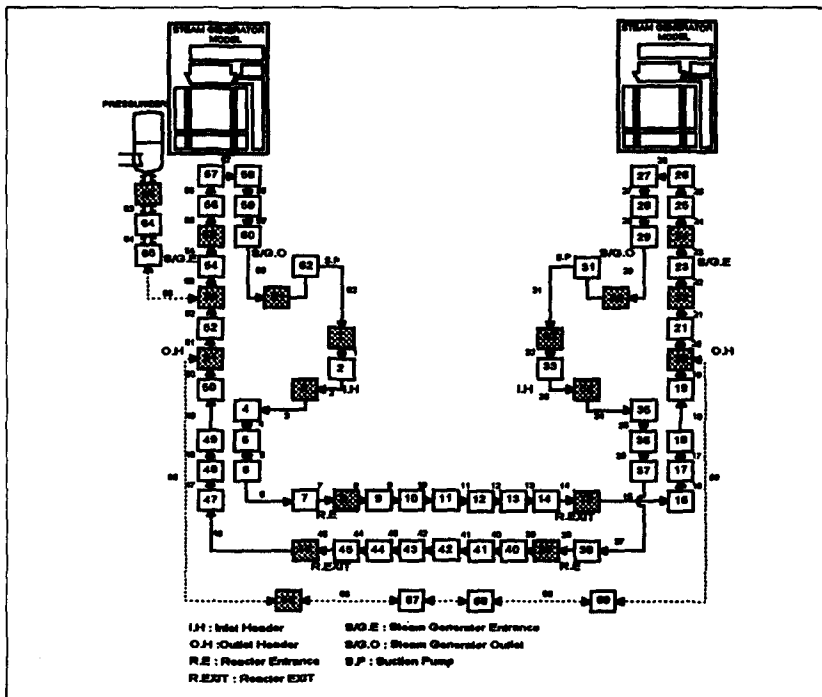


Fig. 6. PHTS flow net constructed by DSNP.

Table 1. Comparison of 100% FP operating parameters: DSNP calculation vs. the CANDU-6 design values

	CANDU design values	DSNP calculation
Average channel power (MWth)	5.43	5.4
Coolant flow rate (kg/s)	24	22.1
RIH temperature (°C)	267	265
ROH temperature (°C)	312	310
RIH pressure (MPa)	11.20	11.204
RIH pressure (MPa)	10.0	10.014
Exit quality (%)	0~4	0
Core pressure drop (MPa)	1.20	1.19
Core enthalpy rise (kJ/kg)	238.2~293.8	245.3
S/G pressure (MPa)	4.690	4.694
Steam flow rate (kg/s)	1.047	1.031
Feedwater flow rate (kg/s)	0.959	1.031
Feedwater inlet temperature (°C)	187	186.7

출력을 1%/sec로 10% 전출력까지 연속감발하는 경우를 선정하였으며, 계산 결과는 월성 1호기의 예비 안전성 평가 보고서(PSAR : Preliminary Safety Analysis Report) 자료와 비교하였다.

4-1. 원자로 100% 전출력시 운전변수 비교

원자로 100% 전출력시 운전변수 각각에 대한 CANDU-6 설계자료와 DSNP 결과 비교는 Table 1과 같다.

100% 전출력시 DSNP 계산 결과는 초기 추측값을 입력으로 하여 원자로심 출력을 100% 전출력의 열출력(Thermal Power)으로 고정시켜 놓고 1000초 동안 계산하여 정상상태임을 확인하여 얻은 값이며, 비교값으로는 CANDU-6 설계 자료를 참조하였다.

결과 전체적으로는 설계 자료와 비교하여 DSNP 결과가 대부분의 운전변수에 있어 매우 비슷하였다. 출구헤더 증기분율(Quality)의 설계값 0~4%는 열전달계통의 노화로 인한 성능저하를 가정하여 최대 허용 한계를 나타내는 것으로 본 DSNP 결과는 성능저하에 대한 고려없이 0% 증기분율을 보이고 있으며 그에 따른 노심내 엔탈피 상승이 245.3 kJ/kg을 나타내고 있어 설계의 허용 범위안에 있음을 알 수 있다.

입, 출구 헤더의 온도는 DSNP 결과가 PSAR 결과보다 다소 낮음을 보이고 있는데, 이는 원자로심에서 발생된 열이 매우 효율적으로 2차 계통에 전달된 결

과로 생각된다. 다시말해, 증기발생기의 열제거 용량이 설계치보다 다소 크게 결과되었고 그에 따라 1차 냉각재계통 엔탈피가 설계치보다 약간 낮은 결과를 초래하였다.

한편, 본 연구에 있어 주로 다루고자 하는 운전변수인 출구헤더 압력, 증기발생기 압력, 증기 유량 및 급수 유량에 있어 거의 유사한 결과를 보이는 바, 과도 상태에 대해 DSNP 프로그램을 적용하기 위한 초기 조건으로서 합당한 것으로 판단되었다.

4-2. 과도 상태 1 : 원자로 출력 단계감발(Reactor Power Stepback)

단계감발은 4개의 흡수봉을 전부 혹은 부분적으로 삽입함에 의해 원자로 출력을 급감시키므로써, 불필요한 원자로 트립이나 발전소 설비 충격을 피하기 위해 수행된다. 상대적으로 높은 출력에서 종결하는 단계감발의 경우에는 흡수봉의 부분 삽입만으로도 가능하게 된다. 예를들면, 2중 컴퓨터 고장이 단계감발을 일으키게 되는데, 이는 컴퓨터 감시장치가 고장시 안전방식(Fail Safe)을 위해서 원자로내로 흡수봉을 떨어뜨리게 하기 때문이다.

1차 냉각재계통의 1개 펌프 트립으로 인한 전형적인 부분 단계감발시 원자로 시스템 변수들을 Fig.7에 보여주고 있다.

앞서 언급한 바와 같이, 단계감발상에서 제어모드는 대체모드로 변경된다. 즉, 터빈 부하가 출력 변화에 따라 증기발생기 압력제어 프로그램내 알고리즘에 의해 제어된다.

원자로 단계감발의 경우 갑작스러운 출력 감소는 1차 냉각재계통(PHTS)내 냉각재를 순간적으로 수축시킬 것이며, 그에 따라 PHTS내 압력이 떨어진다. 이때 PHTS 압력 및 체적 제어 프로그램(P&IC)이 원자로 출구헤더 압력을 적정 설정치인 9.89 MPa로 회복하기 위해서 히터가열등의 일련의 조치를 취하게된다. DSNP를 이용한 본 연구 결과에서는 이러한 과정을 적절히 보여주고 있는 반면, PSAR의 경우는 중간과 정인 동력학적 거동(dynamic behavior)은 별 차이가 없으나, 최종 정상상태 압력 설정치가 적정 기준치인 9.89 Mpa 로 회귀하지 못하는 결과를 보였다. 이는 예시한 문제에 대해 PSAR의 경우 보수적으로 상황을 고려하기 위하여 계통에 대한 제어프로그램이 기능을 상실하여 작동하지 않은 것으로 가정한 결과로 판단된다.

PHTS 온도 감소에 의해 PHTS에서 2차 계통으로의 열전도량이 급격히 감소하여 증기발생기내 비등이 억제됨에 따라 증기발생기 압력이 급감하는 결과를 초

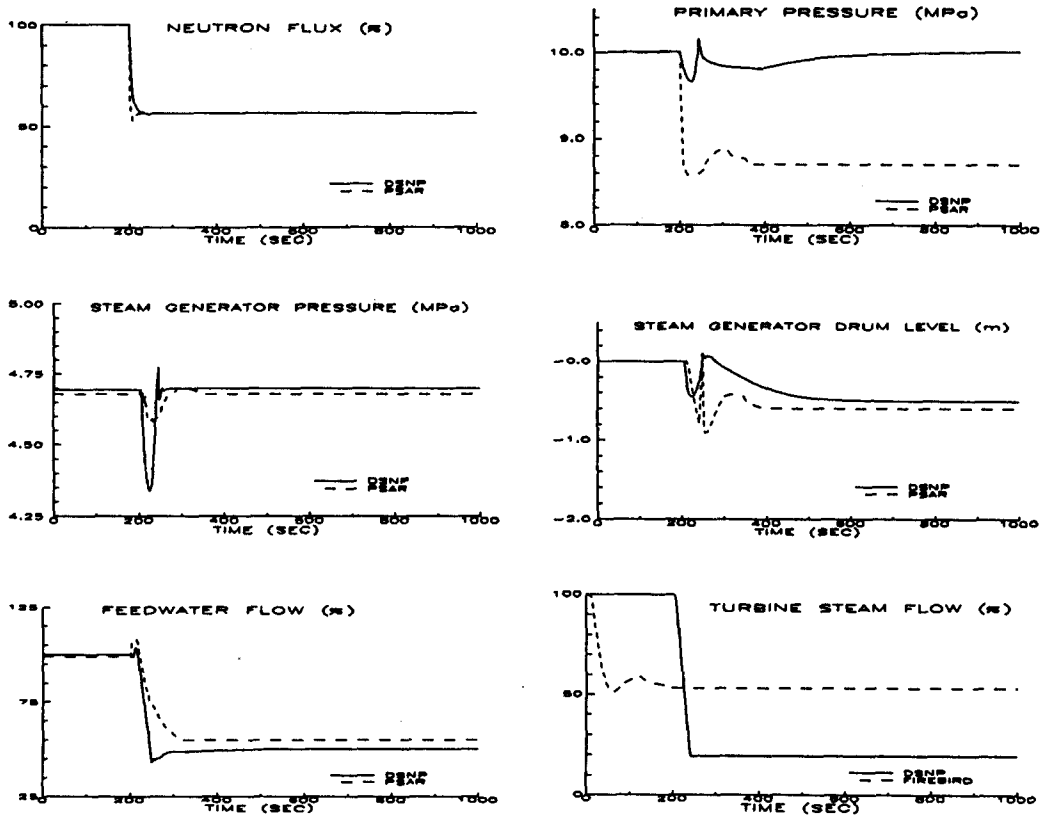


Fig. 7. Partial stepback operation.

래한다.

증기발생기 압력 또한 1차 냉각재 계통 압력 및 온도 하락에 따라 비슷한 시간 구간에서 하락하였으며, 발전소 운전 기본 개념인 증기발생기내 일정 압력 유지를 위하여 기존의 설정치로 회귀하는 문제에 대해서도 본 연구에서 사용된 DSNP는 적절한 결과를 주었다. 다만, PSAR과 비교할 때 Undershoot 및 Overshoot의 폭이 더 큰 경향을 보이는 바, 이의 적절성 여부는 실제 CANDU-6 운전 데이터를 통한 비교에 의해 확인될 수 있다.

증기발생기 수위는 출력감소에 따른 제어 컴퓨터상에서의 수위 설정치 변동과 증기발생기내 일정압력 유지를 위한 조치에 따라 변동되는데, 최초 증기발생기내 수축 및 압력 하락에 따라 떨어졌던 수위가 일정 압력 유지를 위해 다시 보상되고 최종적으로는 60% 전출력에 해당하는 새로운 설정치로 수렴하는 과정을 따라야 할 것이다. Fig. 7에 보여주는 것과 같이, DSNP 프로그램은 이를 적절히 모사하고 있다.

급수 유량은 증기발생기내 일시적 압력하락을 보충

하기 위해 일차 증가하였다가 감소된 새로운 수위 설정치에 부응하기 위하여 감소하여야 하는데, 적절한 결과를 보였다.

터빈으로의 증기유량 추이만은 PSAR 결과와 비교해 볼 때 적절하지 못한 결과를 보였다. 단계감발 조치가 취해지는 과도 상태에서는 대체모드로 운전방식이 변경되어 결국은 터빈 출력이 원자로 출력을 추종하는 과정이 되어야 하는데, 본 연구의 프로그램 결과는 만족스러운 결과를 보여주지 못하였다. 이는 대기 증기 방출 밸브(ASDV) 및 복수기 증기 방출 밸브(CSDV)의 개도 모델이 불완전하여 이를 적절히 반영해 주지 못한 결과로 판단되며, PSAR과의 차이는 각종 밸브 개도에 대한 경계 조건(boundary condition) 차이에 따른 결과로 판단된다.

4-3. 과도 상태 2 : 원자로 연속감발(Reactor Power Setback)

연속감발 동안 연속감발루틴은 감소되어야할 원자로 출력 감소 비율에 따라 요구출력루틴화 한다. 한편 설

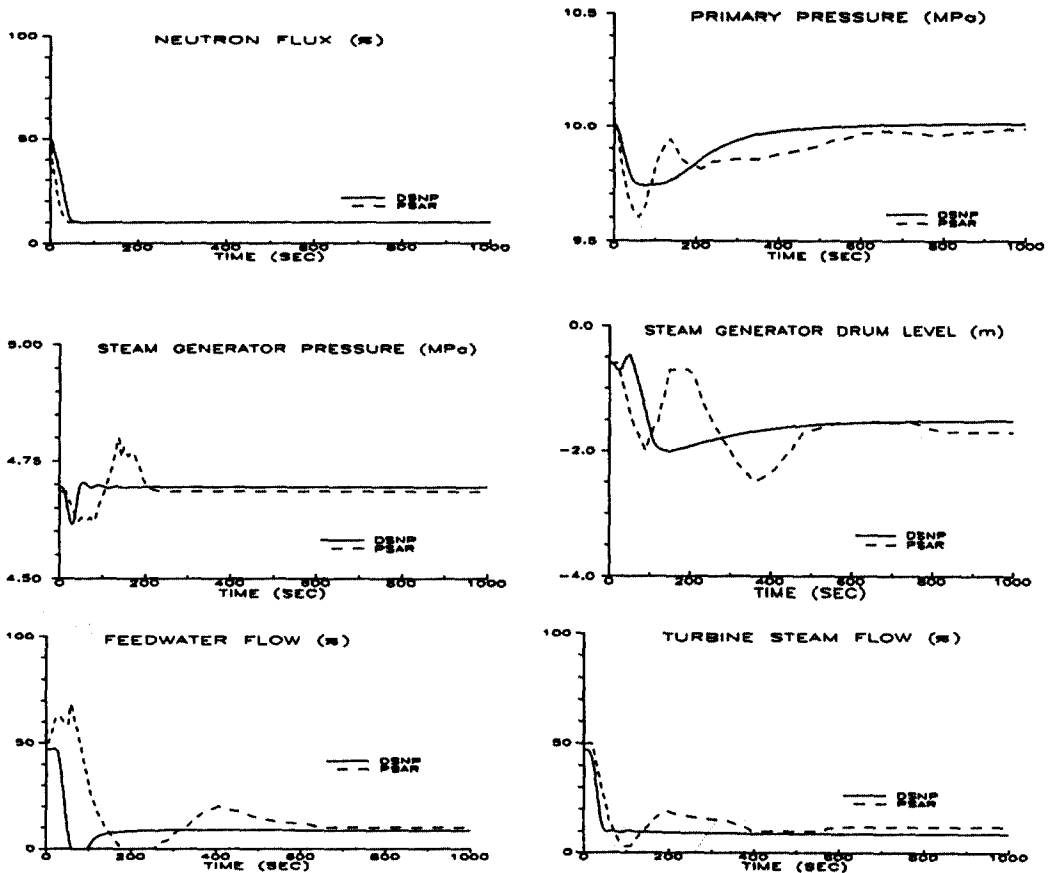


Fig. 8. Reactor power reduction from 50% FP to 10% FP with the rate of 1% FP/s.

정치가 이미 더 큰 비율로 감소 중이라면, 연속감발은 무시된다.

연속감발 종결치에 도달되기전에 연속감발 요구 원인이 제거되거나 연속감발이 완결되면 발전소는 운전자 제어하에서 대체모드로 설정치가 유지된다.

연속감발의 시뮬레이션 결과는 Fig. 8과 같았다.

원자로 출력 감소 비율은 1%/sec로 하였으며, 최초 출력을 50% 전출력으로, 최종출력을 10% 전출력까지로 하였다.

1차측 압력은 앞서의 단계감발 경우와 유사하게 원자로 출력 연속감발에 따라 일시적으로 하락하고 이후로 적정 설정치인 9.89 Mpa로 회귀하는 거동(behavior)을 보여야 하는데, 본 연구에서는 이를 적절히 설명해 주는 결과를 얻을 수 있었다. 연속 감발시에는 단계감발의 경우보다 증기발생기 압력 Undershoot의 폭이 크지가 않았는데, 이는 발전소 제어컴퓨터내 증기발생기 압력 제어 프로그램(BPC)의 과도상태 유형

및 조건에 따른 제어 논리를 적절히 반영하고 있다 하겠다.

증기발생기 수위 변화 추이에 있어서는 과도상태에 대처할 시간적 여유가 단계감발의 경우보다 큼을 감안할 때 출력 변화에 따른 새로운 수위 설정치로 수렴해가는 시간과 변화의 폭이 커져야 하는데, PSAR과 비교해 볼 때 서로 다른 동적 거동을 보여주고 있다. 최종 수위 설정치가 최종 출력 60% 전출력보다 내려가 있음도 확인할 수 있다.

급수 유량 변화는 DSNP 결과가 PSAR의 결과보다 훨씬 단시간내에 설정치로 수렴하는 결과를 보여준다.

터빈으로의 증기 유량은 DSNP와 PSAR이 유사한 결과를 보였으며, DSNP 결과만을 앞서의 단계감발 경우와 비교해 볼 때, 출력 감발이 다소 완만한 연속 감발의 경우 원자로 출력 감소를 터빈 출력이 제대로 추종해 가는 결과를 보였다.

5. 결 론

원자력 발전소 시뮬레이션 언어인 DSNP Language로 CANDU-6 PHTS Flow Net를 구성하여 이를 이용하여 CANDU-6 발전소의 정상 및 과도 운전 상태를 모사하였다. 이는 CANDU-6 구성 시스템의 운전 중 거동을 미리 실제 상황과 유사하게 예측함으로써 발전소 실제 운전에 도움을 줄 수 있게 할 뿐 아니라 발전소 특성을 정확히 이해하여 설계 개선에 반영할 수 있게 하기 위함이다.

정상 상태에 있어서는 100% 전출력 운전시 CANDU-6 발전소 설계자료와 DSNP 계산 결과가 서로 매우 근접한 값을 나타냈다. 따라서, 과도 상태 모사에 시발점으로 쓰여진 100% 전출력 조건이 발전소 설계치, 즉 실제 운전 상태와 매우 유사한 상태에서 과도 상태 모사를 시작할 수 있었다. 또한, 본 연구에서 선택된 모든 과도 상태 모사시 매우 안정된 최종 정상상태(final steady state)를 얻을 수 있어 본 연구에 사용된 프로그램이 원자로의 기계물리학적 변화를 합리적으로 모사하고 있음을 알 수 있었다.

최종 정상상태 회귀 이전의 동적거동은 원자로 설계 자료인 월성 1호기 예비 안전성 평가 보고서(PSAR)와 비교한 결과 본 연구에서 사용된 DSNP 프로그램이 PHTS 변화를 설계치에 크게 벗어나지 않게 모사함이 확인되었다. 그러나 단기적인 과도 상태 변화를 입증하여 보다 실제운전에 가까운 결과를 모사하기 위해서는 설계 자료 뿐 아니라 실제 운전 자료를 이용한 보다 엄격한 프로그램의 검증이 필요하다. 그러므로 본 연구에서 구성한 DSNP 프로그램은 보완 및 개선의 여지가 있으나 현재의 수준으로 CANDU-6 발전소의 일부 과도 상태 모사가 가능한 것으로 판단된다.

마지막으로, 본 DSNP 프로그램을 계속 발전시키면 체계적인 운전 지침을 개선하는데 이용할 수 있을 뿐

아니라 궁극적으로는 여타의 설계/해석 시스템과의 연계에 최적화된 새로운 발전소 설계에 이용할 수 있는 수준까지 연구 개발이 가능할 것으로 판단된다.

참고문헌

1. J. Pitre: "DSNP Users Guide: How to write a DSNP program from start to finish", The DSNP Group, University of New Brunswick, 1992.
2. J. Z. and D. A. Meneley: "A Simulation Model for One-Dimensional Two-phase Flow", 16th Annual Simulation Symposium, Canada Nuclear Society, 1991.
3. G. B. Wallis: "One-Dimensional Two-Phase Flow", McGraw-Hill, New York, 1969.
4. N. E. Todreas and M. S. Kazimi: "Nuclear System I: Thermal Hydraulic Fundamentals", Hemisphere Publishing Corporation, New York, 371-379, 1990.
5. T. E. Veziroglu and A. E. Bergles: "Multi-Phase Flow and Heat Transfer III", (Ed.), Elsevier, New York, p. 386, 1984.
6. J. M. Delhay, M. Giot and M. L. Riethmuller: "Thermohydraulics of Two-Phase Systems for Industrial Design and Nuclear Engineering", Hemisphere Publishing Corporation, New York, 1981.
7. J. S. Pitre and D. A. Meneley: "An Improved Dynamic Simulation of CANDU Pressurizer", 1990.
8. R. Girard: "Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics Application Lab. No.1; Pressurizer Modelling", Univ. of New Brunswick, 1986.
9. M. R. Ali: "Lumped Parameter, State Dynamic Models for U-Tube Recirculation Type Nuclear Steam Generators", Ph.D. Dissertation, The University of Tennessee (1976).