

CANDU-6 단계감발 운전시 과도상태 반응에 관한 연구

전용준 · 박지원 · 오세기 · 정근모
고등기술연구원

The Transient Responses of CANDU-6 Stepback Operaton

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 언어를 이용하여 CANDU-6 발전소 운전 모사 프로그램을 구성함으로써 핵심계통인 1차냉각재 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 비교해본 결과 서로 매우 근사한 값을 나타내었으며, 이는 과도상태 모사의 초기조건으로 합당한 것으로 판단된다. 본 연구에서 선택된 과도상태 모사시 DSNP 프로그램은 매우 안정된 '최종정상상태'를 얻음에 따라 원자로의 기계 물리학적 변화를 합리적으로 모사하고 있음을 알 수 있었다. CANDU-6 단계감발 운전시 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.

1. 서 론

상용 운전이 시작된 원자로의 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. CANDU 형 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 2 차측 '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 공칭라인과의 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 구성요소 모델과의 연계하에 각 노드에 대한 보존방정식의 동시 계산을 통해 PHTS 의 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 끝점에서의 유량 및 엔탈피는 선형 방정식을 계산함으로써 구할 수 있다. 압력 또한 압력 변화율과 유량 사이에 선형 관계를 가정함으로써 질량 보존 방정식으로 부터 ‘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 세개의 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 1차냉각재-튜브-2차냉각재의 열전달식에 의해 계산되고 이때 튜브의 온도는 평균값을 사용한다. 열전달계수는 2차측 조건에 따라 Dittus-Boelter 상관식과 Thom 상관식을 사용한다. 2 차측 제어체적은 Downcomer, Tube Region, Dryer-separator, Steam Dome 및 Saturated Liquid Region 의 5 개를 기본으로 하고 있으며, Tube Region 만은 다시 과냉 및 과열의 2 개 영역으로 구분하여 이들 각각의 제어체적에 대하여 질량 및 에너지 보존방정식을 적용한다.

가압기는 액상과 기상의 2 개 영역 모델을 사용하며 두 영역간 기화와 응축 현상만을 고려한다. 두 영역내 압력은 균일하다고 가정하고 각영역에 대해 질량 및 에너지 보존방정식을 적용한다. 가압기 모델과 함께 충수-배출 운전에 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 원자로심 (Reactor Core)

원자로심내 핵연료, 피복재 및 냉각재 온도는 과도상태시 발전소 안전성 및 반응도 궤환(reactivity feedback) 에 의해 노심출력에 영향을 준다. 시간에 따른 노심의 온도분포 계산을 위한 열전달모델은 핵연료봉, 피복재, 냉각재간의 열전달 관계식을 출력변화에 따라 계산한다(Fig. 1 참조).

• 열전도 방정식(Lumped Parameter Model)

$$C_1 \frac{dT_1}{dt} = q' - \frac{T_1 - T_2}{R_1}$$

$$C_2 \frac{dT_2}{dt} = \frac{T_1 - T_2}{R_1} - \frac{T_2 - T_c}{R_2}$$

여기서, T_1, T_2, T_c : 핵연료, 피복재, 냉각재 평균 온도

C_1, C_2 : 핵연료, 피복재 열용량

R_1, R_2 : 핵연료-피복재와 피복재-냉각재간 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 궤환(reactivity feedback) 입력으로 사용된다.

3. CANDU-6 PHTS Simplification

CANDU-6의 PHTS는 2개의 8자형 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 2 루프의 대칭성을 고려하여 하나의 루프만을 모사하고 있으며, Fig. 2는 월성 2호기 설계에 쓰여진 Flow Net 형태이다.

CANDU형 원자로는 노심을 통과하는 380개의 개별적인 냉각수 유로가 있는 바, 원자로심내에는 유로간 상호 작용이 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, 두곳이 주를 이루고 있으며, 이외에 파이프 및 구조물이 적은 량의 열을 방출하고 있다. 일반적으로, 핵반응열이 냉각재로 전달되는 원자로심과 발생된 열로서 증기를 생성시키는 증기 발생기에서의 열교환을 모델화하는 것이 중요하다.

Fig. 3은 본 연구에서 PHTS 해석을 위하여 DSNP 파이프 및 그외 기기 모델을 이용해서, PHTS를 노드화(Nodalization)한 결과이다. PHTS의 압력을 조절해주는 가압기에 대한 모델이 원자로 출구헤더에 부착되었으며, PHTS내의 체적을 제어해주는 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 열 제거 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 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 입력으로하여 원자로심 출력을 100% 전출력의 열출력(Thermal Power)으로 고정시켜 놓고 1000초동안 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 성능저하시에 대한 고려없이 0% 증기분율을 보이고 있으며 그에따른 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 결과로 생각된다. 다시말해, 증기발생기의 열제거 용량이 설계치보다 다소 크게 결과 되었고 그에따라 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 급감소 시킴으로서, 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 냉각재계의 1개 펌프 트립으로 인한 전형적인 부분 단계감발시 원자로 시스템 변수들을 Fig. 4 에 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 냉각재계 (PHTS)내 냉각재를 순간적으로 수축시킬 것이며, 그에따라 PHTS내 압력이 떨어진다. 이때 'PHTS 압력 및 체적 제어 프로그램 (P&IC)' 이 원자로 출구해터 압력을 적정 설정치인 9.89 MPa로 회복하기위해서 히터가열등의 일련의 조치를 취하게된다. DSNP 를 이용한 본 연구 결과에서는 이러한 과정을 적절히 보여주고 있는 반면, PSAR 의 경우는 중간과정인 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 PSAR 의 경우 보수적으로 상황을 고려하기위하여 계통에 대한 제어프로그램이 기능을 상실하여 작동하지 않은 것으로 가정한 결과로 판단된다.

PHTS 온도 감소에 의해 PHTS 에서 2차 계통으로의 열전도량이 급격히 감소하여 증기발생기내 비등이 억제됨에 따라 증기발생기 압력이 급감하는 결과를 초래한다.

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 DSNP 는 적절한 결과를 주었다. 다만, PSAR 과 비교할때 Undershoot 및 Overshoot 의 폭이 더 큰 경향을 보이는바, 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 조치에따라 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. 4 에 보여주는 것과 같이, DSNP 프로그램은 이를 적절히 모사하고 있다.

급수 유량은 증기발생기내 일시적 압력하락을 보충하기위해 일차 증가하였다가 감소된 새로운 수위 설정치에 부응하기 위하여 감소하여야 하는데, 적절한 결과를 보였다.

터빈으로의 증기유량 추이만은 PSAR 결과와 비교해 볼때 적절하지 못한 결과를 보였다. 단계감발 조치가 취해지는 과도 상태에서는 대체모드로 운전방식이 변경되어 결국은 터빈 출력이 원자로 출력을 추종하는 과정이 되어야하는데, 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 반영해주지 못한 결과로 판단되며, PSAR과의 차이는 각종 밸브 개도에 대한 경계 조건(boundary condition) 차이에 따른 결과로 판단된다.

5. 결 론

원자력 발전소 시뮬레이션 언어인 DSNP Language 로 CANDU-6 PHTS Flow Net 를 구성하여 이를 이용하여 CANDU-6 발전소의 정상 및 과도 운전 상태를 모사하였다. 이는 CANDU-6 구성 시스템의 운전중 거동을 미리 실제 상황과 유사하게 예측함으로써 발전소 실제 운전에도움을 줄 수 있게 할뿐 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 자료뿐 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 연계하여 최적화된 새로운 발전소 설계에 이용할 수 있는 수준까지 연구 개발이 가능할 것으로 판단된다.

6. 참고 문헌

1. John Pitre, "DSNP Users Guide : How to write a DSNP program from start to finish", The DSNP Group, University of New Brunswick, 1992.
2. Ji Zhang & 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 & M.S. Kazimi, "Nuclear System I : Thermal Hydraulic Fundamentals", Hemisphere Publishing Corporation, New York, 371-379, 1990.
5. T.E. Veziroglu & A.E. Bergles (Editors), "Multi-Phase Flow and Heat Transfer III", Elsevier, New York, P386, 1984.
6. J.M. Delhay, M. Giot, 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. Rene Girard, "Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics Application Lab. No.1; Pressurizer Modelling", Univ. of New Brunswick, 1986
9. Ali M.R., "Lumped Parameter, State Dynamic Models for U-Tube Recirculation Type Nuclear Steam Generators", Ph.D. Dissertation, The University of Tennessee, 1976

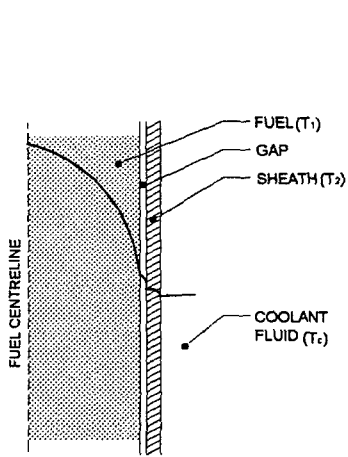


Fig. 1 원자로심 열전달 모델

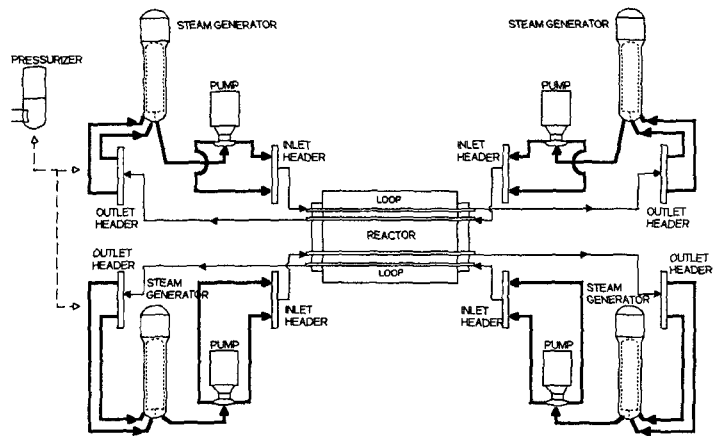


Fig. 2 CANDU-6 : 1차 냉각재 계통
(PHTS : Primary Heat Transport System)

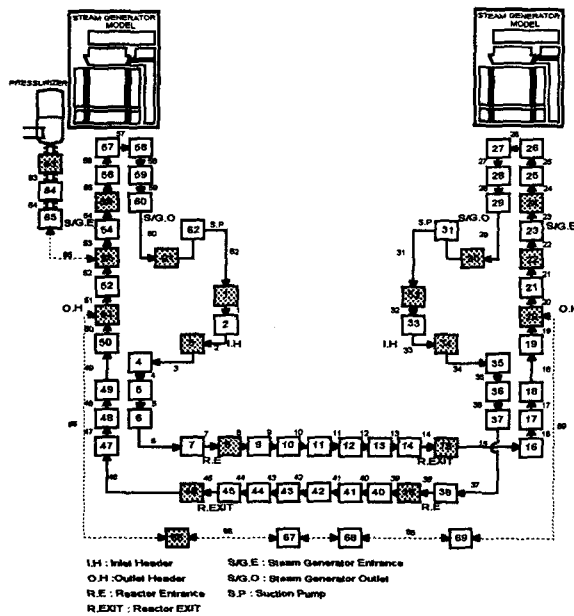


Fig. 3 DSNP 로 구성한 PHTS Flow Net

Table 1. 운전모수 비교 : CANDU-6 설계자료와 DSNP 결과

	CANDU-6 설계 자료	DSNP 결과
채널 평균 출력 (MWth)	5.43	5.4
냉각재 유량 (kg/s)	24	22.1
입구헤더 온도 (°C)	267	265
출구헤더 온도 (°C)	312	310
입구헤더 압력 (MPa)	11.20	11.204
출구헤더 압력 (MPa)	10.0	10.014
출구헤더 물성치 (Quality) (%)	0 ~ 4	0
노심 압력 하락 (MPa)	1.20	1.19
노심 엔탈피 상승 (kJ/kg)	238.2 ~ 293.8	245.3
증기발생기 압력 (MPa)	4.690	4.694
증기 유량 (Mg/s)	1.047	1.031
급수 유량 (Mg/s)	0.959	1.031
급수 입구 온도 (°C)	187	186.7

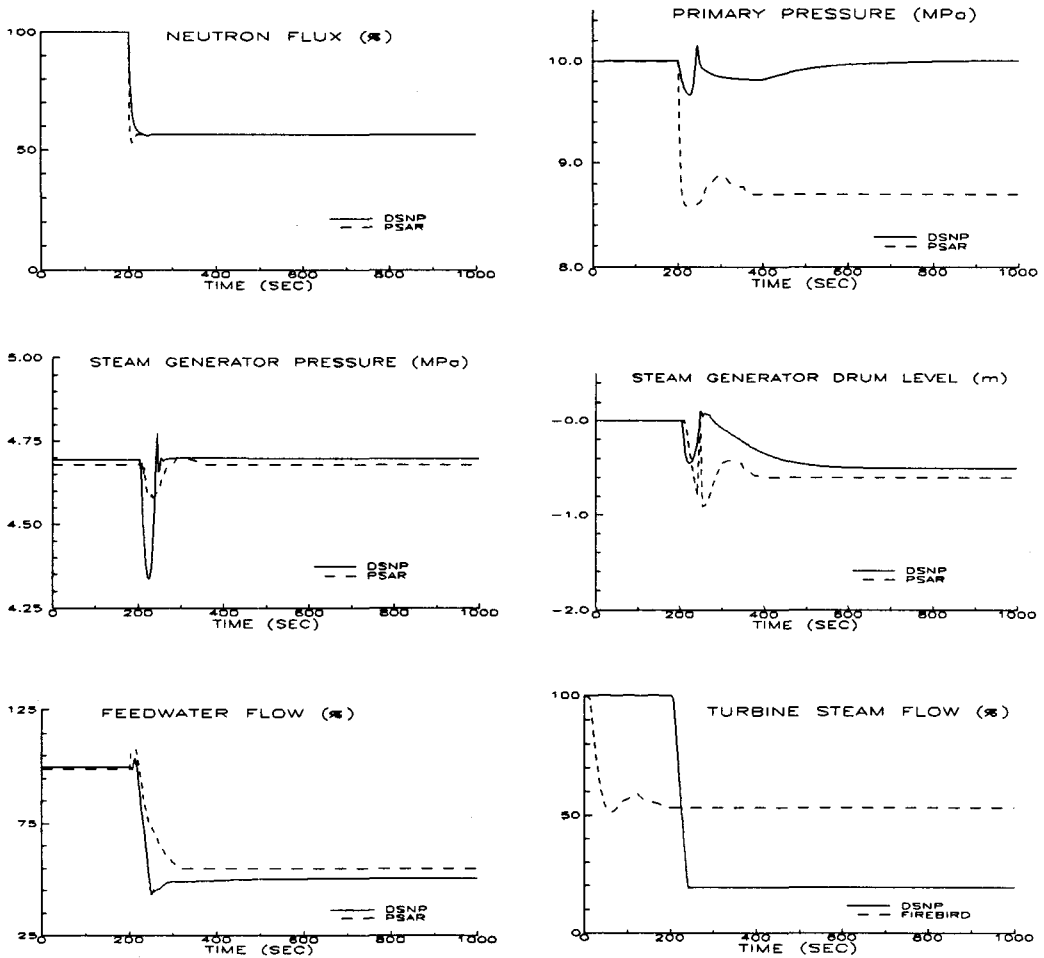


Fig. 4 부분 단계감발 (Partial Stepback)