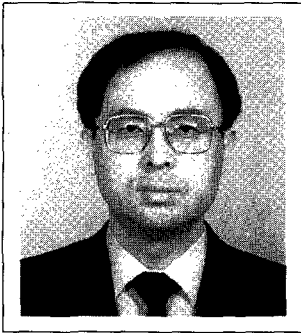


CANDU형 원자력발전소 제어모사해석기의 개발

Plant-control Simulation Analyzer

김 성 배

고등기술연구원 전력에너지연구실 수석연구원



시뮬레이터를 기반으로 하는 CANDU 설계분석시스템 구축을 장기목표로 한 플랜트-제어모사해석기는, 단기적으로는 플랜트의 동적 성능 분석에 의한 원자력 엔지니어들의 개념교육, 발전소 운전원들에 대한 현상학적 발전소 거동이해, 종합적 엔지니어링 시뮬레이터 개발을 위한 R&D 도구로서의 역할이 기대되며, 장기적으로는 엔지니어링 데이터베이스의 공유를 통한 CADD, 시뮬레이터를 이용한 플랜트설계분석시스템의 통합을 이룰 수 있는 기반기술로 자리잡게 될 것이다. 특히 가상현실이라는 개념을 도입해 값비싼 실제 플랜트시설 없이 다양한 운전상황하에서의 플랜트의 성능과 상태를 현장감 있는 환경을 구성해서 모니터링하고 예측할 수 있는 기술의 개발에 활용될 것이다.

의견

자력발전 기술의 주요 개발 목표는 첫째, 사업기간, 특히 건설공기의 효과적 단축으로 인한 건설사업비의 절감, 둘째, 안전성 및 신뢰도 제고에 의한 운전효율 향상과 방사능피폭 위험부담 제거, 셋째, 플랜트 수명연장으로 경제적 이득은 물론 부지문제 등 사회적 부정요인으로 인한 불확실성을 예방함에 있다.

국내 원자력산업계에서는 이러한 목표를 달성하기 위하여 지금까지 많

은 기술개발 노력을 기울여 왔으며, 그 동안 기술분야별로 상당한 성과를 거둔 바 있다.

현재 원자력발전 기술의 국산화 단계를 거쳐 기술의 고도화를 지향하는 우리나라로서는 원자력발전 기술개발 목표를 보다 효율적으로 달성하기 위해서, 분야별 기술개발과 함께 플랜트 전체를 대상으로 시스템공학(Systems Engineering)을 이용한 기술의 종합적·유기적 개발을 추진하는 것

이 필요하다.

시스템공학이란 설계시에 건설·제작·구매·운전·보수·폐기와 관련하여 발생될 수 있는 문제점은 물론, 시설 소유자의 특수 요구사항들을 함께 고려하여 설계에 반영하는 새로운 종합설계방법으로서, 고도의 컴퓨터 기술발달과 충분한 경험자료를 바탕으로 엔지니어링의 의사결정과정(Decision Making Process)을 보다 완벽하게 이룰 수 있는 엔지니어링 설

계수단이다.

현재 원자력발전 기술과 관련하여 이러한 시스템 엔지니어링 방법이 어느 정도 적용될 수 있는 분야로서, 시뮬레이터 기술개발을 고려할 수 있다.

특히 79년 미국의 TMI-2 원전사고와 86년 옛소련의 체르노빌 원전사고 등 노심용융 및 그와 가까운 10전 이상의 원전사고 대부분이, 1차적으로는 운전원의 과실과 운전에 따른 플랜트 반응에 대한 예측미비, 사고시의 대처능력 부족 등으로 판명됨에 따라, 시뮬레이터를 이용한 플랜트의 운전과 반응예측에 따른 교육의 필요성이 크게 부각되었으며, 당시 시뮬레이터도 여러 상황에서의 플랜트 상태를 모사하는 기능을 갖추지 못하고 있어서 이에 대한 개선이 요구되어 왔다.

이에 부응하여 운전원 훈련용 시뮬레이터 기술은 그 동안 컴퓨터기술의 발전에 따라 시뮬레이션의 기능 및 범위가 계속 확장되어 왔으며, 특히 발전소의 거동을 보다 현상학적으로 예측하는 소프트웨어 개발과 그래픽 정보표시 도구(Graphic Display Tool)의 적용을 추구하여 왔다.

한편 최근에는 운전원 훈련용 시뮬레이터 분야 외에도 시뮬레이션 기술을 원자력발전소 설계 및 분석에 응용하려는 노력이 전세계적으로 진행되고 있다.

즉 발전소 기기·부품·계통의 거동특성과 안전성 파라미터의 변이 등 운전성과 성능보장에 필요한 정보를

별도의 시뮬레이션을 거쳐 확인함으로써, 설계자의 의사결정과정에 필요한 자료를 제공하여 설계의 효율화를 추구하고 있다.

뿐만 아니라 원자력발전소 설계의 전산화·자동화에 관한 연구개발 동향은, 이력자료 관리를 목적으로 설계에서부터 운전·보수에 이르는 모든 데이터를 수집·처리·종합관리하는 Configuration Management System 개발과 더불어, 설계해석조직을 통합하고 기기·부품의 특성 데이터 베이스를 이용하여 엔지니어링을 자동화하는 컴퓨터 이용 엔지니어링 시스템(Computer Aided Engineering System) 개발로 대별된다.

그러나 이러한 도구들이 효과적으로 사용되기 위해서는 설계된 각각의 기기 또는 시스템들이 통합된 모델링에 의해 모사됨으로써 설계오류를 제거하고 계통설계를 최적화할 수 있는 시뮬레이션의 도구, 즉 엔지니어링 시뮬레이터의 개발이 필요한 상황이다.

개발목표 및 내용

본 연구과제에서 개발하려는 모사해석기는 각각의 설계가 전체 계통에 미치는 영향을 동적인 정량화(Dynamic Quantification)를 통해 파악하고, 장치 비용을 고려한 계통 최적화(Systems Optimization) 프로그램과 연계할 때, 원자력발전소 설계의 최적화에 응용할 수 있는 기반기술로

자리잡게 된다.

이 기술은 지속적 개발을 통해 설계뿐만 아니라, 원자력발전소 운전·보수성 향상과 사고시 계통의 시간거동을 실시간 및 부기기(Real-time and Sub-equipment) 수준으로 파악할 수 있으므로, 새로운 설계개념의 검증이나 운전상태의 종합진단에 신속히 대처할 수 있고, 운전원 훈련용 시뮬레이터의 개량·보수 및 유지 등 원자력발전소 건설 및 운영의 전문분야에 걸쳐 활용성이 기대되며, 향후 원자력발전 기술의 발전방향, 즉 컴퓨터이용 통합설계시스템 개발을 고려할 때, 시뮬레이션을 통한 최적설계기술 개발의 기본구조를 완성하게 된다.

특히 그 동안 꾸준한 기술자립 노력을 통해 전반적인 기술체계가 갖추어진 국내 가압경수로 기술에 비해, 주로 상세설계와 관련된 국부기술 및 경험들이 분산되어 있는 CANDU형 원자력발전소 설계기술은, 이러한 설계전산화 및 자동화 방향으로 기술개발을 수행함으로써 보다 효율적인 기술체계를 구축할 수 있으리라고 판단된다.

본 과제에서는 이러한 필요조건을 만족시키기 위하여 다음과 같은 목표를 설정하여 연구를 수행하였다.

1. DSNP 소프트웨어

미국 ANL이 보유한 액체금속로(LMFBR) 모사해석용 프로그램인 DSNP(Dynamic Simulator for Nuclear Power Plant)를 월성원자

력발전소와 같은 노형인 CANDU 6의 모사해석용으로 전환하고, 노심모델·열수송계통모델 등 CANDU 운전 전에 필요한 주요 시스템의 정상 및 과도상태모델들을 개발·연계하여 플랜트 운전상황시의 정적·동적상태를 분석·평가한다.

2. Control System

CANDU 플랜트운전과 관련하여 원자로·열수송계통·BOP(Balance of Plant)를 통제하는 발전소 전체어논리(Overall Plant Control Logic)와 정상운전절차를 포함하는 플랜트 감시 및 제어논리시스템을 구성하여, DSNP를 기초로 하는 CANDU 플랜트 시스템 모사 패키지와 연계·통합한다.

3. Operator-Plant Interface

모사된 CANDU 소프트웨어 플랜트의 상태를 감시·제어할 목적으로, 범용 SCADA 개념에 의한 데이터 표시용 도구를 사용하여, 인간-기계 연계(Man-Machine Interface)가 용이하도록 플랜트와 운전원의 정보교환을 위한 Interface를 개발해서, 플랜트 주요 시스템의 운전상태와 운전변수들을 감시·제어·교육하는 기능을 갖춘다.

특히 플랜트의 여러 계통을 동시에 감시할 수 있는 동기화된(Synchronized) 정보표시 및 제어(Display and Control) 방식을 도입하여, 실제

적인 주제어실 패널(Main Control Room Panel)에 대한 시뮬레이션을 도모한다.

4. BP based Display Unit

하드웨어 패널 중심의 현 제어실 Display가 아닌 Back Projection을 사용하는 컴퓨터-제어 대형 스크린 다중정보 표시 시스템(Computer Controlled Large Screen Multi-display System)을 구성하여, 가상(Imaginary) 패널이 갖는 변경의 융통성을 최대한으로 높이고, 차세대 제어실의 레이아웃 및 정보표시방식에 있어서 Man-Machine Interface 문제점을 연구할 수 있는 하드웨어를 제공한다.

CANDU Process Simulation 모델

CANDU 발전소의 핵심계통인 1차 열수송 계통(Primary Heat Transport System, PHTS)과 증기공급계통(Steam Supply System)을 대상으로 과도상태 열수력해석모델을 개발하였다.

즉 원자로심·HTS 펌프·가압기를 포함하는 PHTS와 증기발생기·터빈 등으로 구성된 증기공급계통에 대해 단순화된 과도상태 해석모델을 적용함으로써, 발전소 운전상태에 따른 계통의 열수력학적 거동을 실시간으로(Real Time Basis) 예측할 수 있는 전산 프로그램을 구축하였다.

1. 열수력모델 및 보존방정식

CANDU형 원자로의 노심을 통과하는 380개의 개별적인 냉각재 유로가 있으며 유로간 상호작용이 없다.

각 유로가 원자로 입구모관에서 분류되어 원자로심을 통과한 후 원자로 출구모관에 모이게 된다.

따라서 출력 등의 변화시에 냉각재의 열수력학적 거동을 정확히 예측하기 위해서는 모든 냉각수 유로를 모델링하여 유동막(Flow Net)에 포함시켜야 하나, 이는 너무나 많은 양의 계산시간이 소요되어 커다란 의미가 없다.

이러한 이유로 원자로 설계·계산시 원자로심을 통과하는 양 방향의 냉각재 유로를 방향별로 그룹화하여, 각 루프당 2개의 서로 반대방향의 유로로 대표하여, 유동망의 모양은 8자의 형태를 갖게 된다.

CANDU PHTS에서 열교환작용이 있는 곳은 원자로와 증기발생기가 주를 이루고 있으므로 이 계통들의 적절한 모사는 매우 중요하다.

본 연구에서는 PHTS의 해석을 위하여 DSNP 파이프 및 그 외의 기기 모델을 이용하여 PHTS를 노드화(Nodalization) 하였다.

PHTS의 압력을 조절해주는 가압기에 대한 모델이 원자로 출구모관에 연결되었으며, PHTS내의 체적을 제어해주는 급수 및 취수계통모델도 연결되어 있다.

압력의 경계(Pressure Boundary)

로는 1개의 가압기가 2개의 폐쇄루프에 공유되고 있으며, 열경계(Thermal Boundary)가 되는 것은 원자로심과 증기발생기이다.

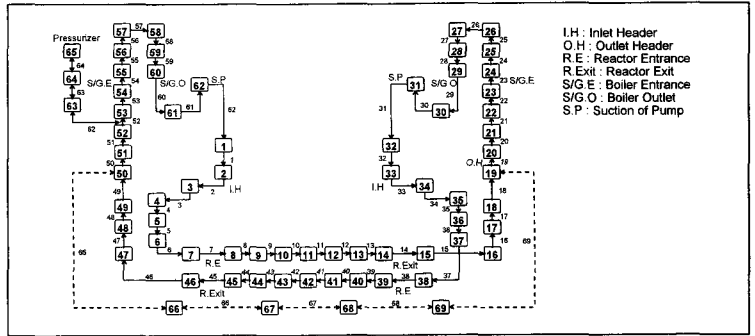
CANDU PHTS를 구성하는 2개의 대칭형 폐쇄루프 중 하나에 대한 해석 모델을 구축하기 위해서 DSNP 언어를 이용하여, 69개의 노드와 경계 기기모델(Boundary Equipment Model)로 구성된 열수력계산 유동망을 구성하였다(그림 1).

그 외 CANDU 원자력발전소 각 구성요소는 Library Module로 표현하며, 다수의 보조함수와 더불어 적절한 논리연결로써 모사에 필요한 구성요소를 갖추었다.

DSNP의 핵심이 되는 유동망계산에 사용된 지배방정식은 혼합이상류에 대한 1차원 균질모델(One-dimensional Homogeneous Model)을 이용하였으며, 냉각재의 상태방정식을 추가적으로 사용하였다.

위의 지배방정식 중 에너지보존식의 열속(Q)을 계산하기 위하여, 원자로심 및 증기발생기의 1차측에서의 열전달 계산시 단상류 열전달에 대하여는 Rosenow-Choi($Re < 2000$)와 Dittus-Boelter($Re > 2000$), 그리고 이상류 열전달에 대하여는 Thom의 모델을 사용하였다.

지배방정식은 각 노드별로 차별화되어 유동망 전체에 대하여 표현되며, 이 과정에서 운동량의 노드는 질량 및 에너지 노드와 일치하지 않는 Staggered



(그림 1) CANDU PHTS의 대칭형 폐쇄루프 해석모델

red Mesh를 사용하며, 대류항의 취급 시 Upstream 노드의 물성치를 이용하는 Donor Cell Technique을 적용하였다.

계산의 시작은 초기조건 및 계통의 기하학적 형태에 대한 데이터를 이용, 반복계산을 수행하여 열수력 변수 및 출력을 100% 출력 정상상태의 값에 수렴시킨다.

그리고 다시 이를 초기조건으로 하여 과도상태 계산을 시작한다.

과도상태 계산시, 물리적 변수의 시간에 따른 진행은 Runge-Kutta 적분방식을 적용하며, 각 시간 구간내에서 차별화된 운동량 및 에너지보존식을 직접 역행렬변환(Direct Matrix Inversion) 방법으로 열수력 시스템의 해를 구한다.

2. 노심열전달 모델

CANDU 원자력발전소의 원자로심은 감속재가 채워져 있는 칼란드리아 내에 380개의 독립된 수평방향의 핵

연료 채널(Pressure Tube)로 구성되어 있고, 각 채널은 37개의 핵연료봉으로 구성된 핵연료 집합체들로 이루어지며, 채널 내부에 냉각재가 흘러 발생열을 수송한다.

또한 각 핵연료 채널의 인접한 채널 별로 서로 반대방향(Bidirectional Flow)으로 냉각재 유동이 이루어진다.

따라서 원자로심의 열수력모델은, 경수로의 경우와는 달리 노심을 하나의 핵연료 채널을 대표시키는 단일 핵연료 채널 모델(Single Channel Model)을 적용할 경우, CANDU 노심은 서로 다른 유동방향의 핵연료 채널들을 대표시키는 2개의 채널로 대표된다.

한편 본 시뮬레이터는 발전소의 운전과도상태를 모사대상으로 Control Device에 의한 노심의 3차원적 출력 분포의 동특성 모사기능을 갖추고 있으므로 이러한 3차원 모델을 원자로 계통 모델과 연계하기 위한 고려도 포

합하였다.

가. 단일 핵연료 채널모델

현재의 원자로냉각재 계통의 기하학적 모델은, 2개의 냉각회로(Loop)로 구성된 원자로냉각재 계통을 각 회로의 과도상태 거동특성이 대칭이라고 가정하여 하나의 회로만으로 모사하고 있다.

따라서 노심의 열수력 특성 모사도 190개 채널을 취급하여, 노심을 대표적인 서로 다른 냉각재 유동을 가진 핵연료 채널(각각 95개 채널을 대표)로 대표시켜 모사한다.

각 대표 핵연료 채널은 하나의 핵연료봉과 피복재, 그리고 관련 냉각재로 모의하여 열전달 관계식을 적용한다.

계산의 단순화를 위하여 열전달모델은 Lumped Parameter Approach를 사용하여, 핵연료의 온도분포는 핵연료 중심온도와 핵연료 및 피복재 평균온도만을 계산하였다.

나. 3차원 노심 열수력모델

제어봉 등 반응도 제어장치에 의한 노심출력 및 출력분포의 시간적 변화가 원자로냉각재 계통을 포함한 발전소 전 계통에 미치는 영향을 모사하고, 원자로냉각재의 열수력 파라미터의 변화에 따른 노심 동특성에 미치는 반응도 궤환효과(Reactivity Feedback)를 모사하기 위해서, 과도상태시 노심의 열수력 거동을 예측할 수 있는 모델을 적용한다.

3차원 노심 열수력모델은 단일 핵연료 채널모델의 보조모델로서, 실시

간 모사시에는 일점 동역학에 의한 단일 핵연료 채널 모델을 사용하고, 상세한 노심제어 영향분석시에는 3차원 모델을 사용하여 시뮬레이터의 적용 범위의 유연성을 확보하였다.

노심의 기하학적 모델은 <그림 2>에 도시되어 있는 바와 같이, 중성자 출력 제어영역에 따른 3차원 노심 동특성 모델에 맞춰, 수직방향으로 7개 영역과 축방향으로는 원자로냉각재 계통의 노드에 따라 6개의 영역으로 노드화하였다.

수직방향의 각 영역의 핵연료 채널들은 균일한 열수력 거동특성을 나타낸다고 가정하여, 각 영역을 대표하는 하나의 핵연료 채널(Equivalent Fuel Channel)에 대해 열전달 계산을 수행하였다.

노심내 인접한 핵연료 채널들의 냉각재 유동은 서로 반대방향이므로, 영역을 대표하는 채널도 각 방향에

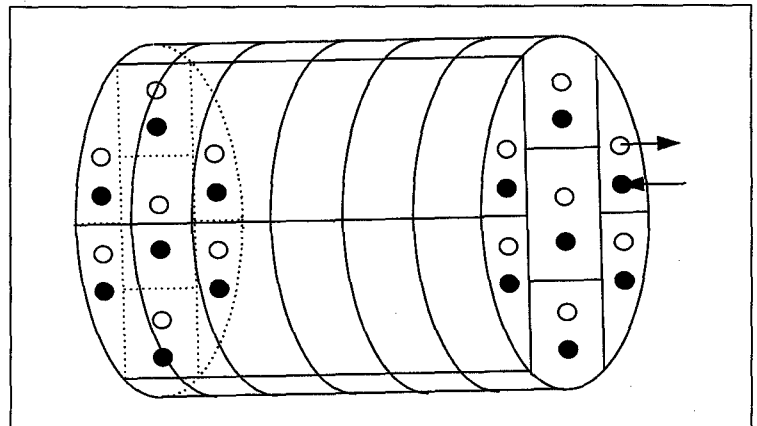
대해 각각 하나씩의 대표채널을 설정하였다.

3. 가압기 모델

CANDU 발전소의 가압기는 경수로에서와 같이 운전중 원자로냉각재 계통의 압력조절과 냉각재량을 조절하는 기능을 수행하며, 2개의 독립적인 원자로냉각재 Loop가 공유하고 있다.

냉각재계통의 가압시 가압기 가열기를 사용하나, 냉각재계통 감압시에는 살수노즐을 통한 가압기 살수를 사용하는 경수로와는 달리, 증기방출밸브(Steam Bleed Valve)를 통해 증기를 가압기 외부로 방출시킴으로써 가압기 압력을 낮춘다.

과도상태시 가압기의 열수력 거동 모사에는 다양한 방법들이 적용될 수 있으나, 본 모델에서는 간단한 계산을 통해 어느 정도의 정확성을 확보할 수 있는 단순 모델을 적용하였다.



<그림 2> CANDU 3차원 노심 열수력 Geometrical 모델

가압기 내의 압력(액상 및 기상 압력)은 균일하고, 가압기 외벽을 통한 외부로의 열전달은 무시하며, 플래싱(Flashing)에 의한 증기의 생성과 증기응축(Condensing) 외의 액상과 기상간의 상호작용은 없는 것으로 가정한다(그림 3).

원자로냉각재 계통의 운전에 따른 가압기의 과도상태시 거동은 5가지 상태(State)로 구분할 수 있다.

즉 가압기의 냉각재가 원자로냉각재 계통으로 방출(Outsurge)될 때 예상되는 가압기 내의 4가지 열수력상태와, 가압기 내로 냉각재 유입(Insurge)이 일어날 때의 가압기 내 열수력 상태로 구분하여, Mass-Energy 보존방정식을 적용한다.

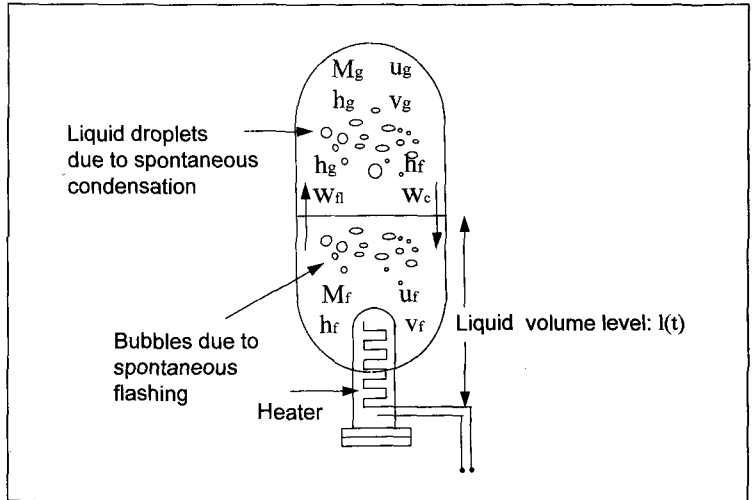
가압기모델과 관련하여 추가로 고려해야 할 항목으로서, 원자로 1차냉각재량 제어모델이 있다.

이 모델은 원자로냉각재 계통의 운전과도상태 거동해석의 경계조건으로서 계통 외부로부터의 냉각재의 유입 및 외부로의 유출량을 가압기 수위측정 결과를 토대로 고유의 제어논리에 따라 계산한다.

4. 증기발생기 모델

CANDU형 원자력발전소의 증기발생기는 U-튜브형으로서, 원자로냉각재가 입구공동(Inlet Plenum), U-튜브, 출구공동(Outlet Plenum)을 거치면서 2차측으로 열을 전달한다.

2차측 급수는 튜브 집합체(Tube



(그림 3) CANDU 가압기 Schematic Diagram

Bundle) 상단의 급수 J-ring을 사용하는 경수로와는 달리, 증기발생기 하단부를 통해 직접 유입되어 하향로(Downcomer)를 통과하는 재순환수와 함께 튜브 집합체 영역으로 유입된다.

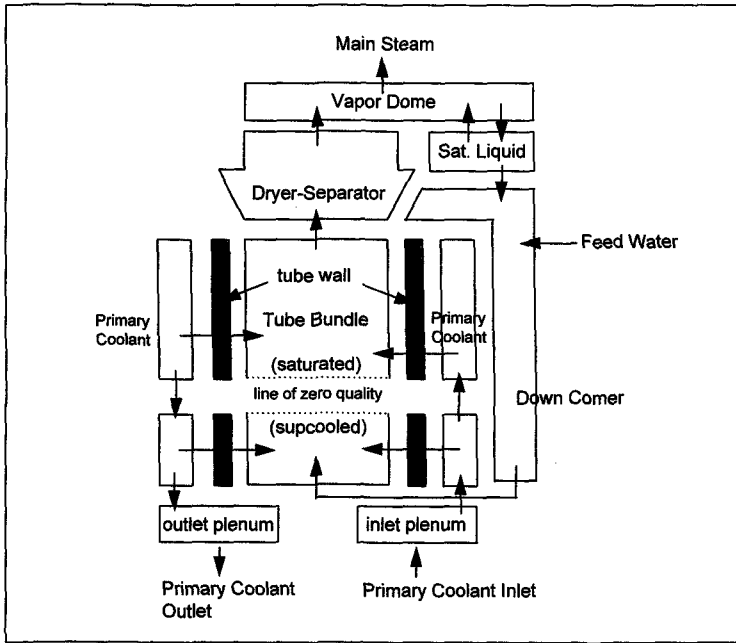
또한 하향로에서 내려오는 재순환수는, 튜브 집합체 영역에 위치한 전열기(Preheater)를 통해 예열되어 증기발생기의 열전달 효율을 향상시킨다.

U-튜브 하단에서의 냉각수는 과냉각상태(Subcooled)이며, 튜브 집합체를 통해 가열되면서 비등에 의해 습증기 혼합물(Steam Water Mixture)이 되고, 이 습증기는 건조기 및 습분분리기(Dryer/Separator)에 의해 포화액상과 증기가 분리되어, 포화액상은 하향로로 재순환되고 증기는 증기드럼을 통하여 주증기관으로 빠져나

간다.

증기발생기 2차측의 복잡한 물리적 현상의 모사는, 2차측을 1개의 체적으로 모의하여 에너지 경계조건으로 취급하는 간단한 방법과, 2차측의 각 영역별로 제어체적(Control Volume)을 설정하여 유동 및 에너지보존방정식을 적용하는 방법 등이 사용되고 있다.

본 과제에서는 관련계통들의 운전 특성 모사를 포함하는 시뮬레이터로서의 기능과 실시간 모사능력을 확보하기 위하여, (그림 4)와 같이 증기발생기 2차측을 하향로영역(Downcomer Region), 과냉튜브영역(Subcooled Tube Bundle Region), 포화튜브영역(Saturated Tube Bundle Region), 습분분리영역(Dryer/Separator Region), 증기드럼(Vapor Drum



〈그림 4〉 증기발생기 2차측 Schematic Diagram

Region), 포화액상영역(Saturated Liquid Region)의 6개 제어체적으로 나누어 해석한다.

포화액상영역은 하향로영역과 혼합되는 재순환수(포화액상)가 차지하는 영역을 나타내며, 하향로영역은 시간에 따라 체적크기가 변화하는(가변 제어체적) 영역으로서 포화액상영역과 함께 증기발생기의 수위를 결정한다.

한편 튜브영역의 과냉영역과 포화영역도 운전상태에 따라 각 체적의 크기가 변화하나, 전체 튜브영역 체적의 크기는 항상 일정하다.

5. 주증기관 모델

증기발생기의 열수력거동은 발전소

운전상태에 따라 증기발생기 압력제어·수위제어 등을 포함한 발전소 제어논리에 의해 조정된다.

즉 증기발생기 제어논리에 따라 2차측 급수의 조절과 주증기관을 통한 증기유량 조절을 통하여 증기발생기 운전을 제어한다.

특히 발전소 운전모드에 따른 주증기관의 압력변화는, 증기발생기 2차측의 과도상태 열수력거동에 중요한 변수로 작용하여 증기발생기에서 나오는 증기유량을 결정한다.

본 모델에서는 주증기관의 열수력거동을 적절히 모의하여 증기발생기 모델에 입력으로 사용되는 증기발생기 출구에서의 증기유량을 계산하였다.

증기발생기에서 생성된 증기는 증기발생기 출구 및 주증기관을 거쳐 터빈을 통해 발전기를 가동시킨다.

CANDU 발전소의 증기발생기는 각 원자로냉각재 계통당 2대씩 4대가 있으며, 각 증기발생기 출구를 빠져나온 증기는 주증기모관(Main Steam Header)에 모인 후 터빈으로 향하게 된다.

주증기관에는 계통의 과압을 방지하기 위한 MSSV(Main Steam Safety Valve)와 발전소 운전상태에 따라 계통내 증기를 조절하기 위한 ASDV(Atmospheric Steam Discharge Valve) 및 CSDV(Condenser Steam Discharge Valve)가 설치되어 있다.

주증기관은 4대의 증기발생기 각 출구에서 주증기모관에 이르는 배관과, 주증기모관 및 터빈 가버너 밸브에 이르는 배관으로 구성되나, 본 모델에서는 계산상 전체를 하나의 체적으로 취급하여 관련 보존방정식을 적용하였다.

현재의 CANDU 발전소 시뮬레이션은 원자로냉각재 계통의 하나의 Loop만을 다루고 있으므로 증기발생기도 2대만을 모의한다.

따라서 계산에 사용되는 주증기관의 크기 등도 이를 고려하여 상응하는 값을 사용한다.

또한 본 모델은 운전 과도상태만을 취급하기 때문에, 주증기관 파열사고시에 고려되는 파손부위를 통한 외부

로의 증기방출(Break Flow)은 고려하지 않았다.

6. 터빈 및 기타 계통모델

터빈·콘덴서·히터·펌프 등으로 구성된 2차계통의 모사는 증기발생기 운전의 경계조건을 구하기 위한 것으로서 구체적인 열수력해석을 수행하지 않고 CANDU 발전소의 운전자료를 토대로 단순화한 선형모델이나 점 모델을 사용하였다.

3차원 CANDU 물리동특성 모델

1. CANDU 노심구조

CANDU-6의 원자로는 칼란드리라 불리는 대형 수평 원통형 탱크로서, 내부에 저온저압의 중수 감속재와 고온고압의 380개 압력관으로 이루어져 있다.

압력관의 구조는 수평 이중관 내부에 각각 12다발의 천연우라늄(UO₂) 핵연료집합체가 직렬로 장전되어 있고, 이를 통해 고온고압의 중수 냉각재가 강제대류하는 구조로 되어 있다.

원자로출력 제어는 경수영역 제어기(Light Water Liquid Zone Controller)·조절봉(Adjuster Rod)·흡수봉(Mechanical Control Absorber)·정지봉(Shutoff Rod)과 같은 중성자 흡수체를 노심에 수직방향으로 삽입 또는 인출하면서 노심내 총 핵분열량을 조절하여 이루어진다.

CANDU 원자로는 천연우라늄 핵

연료를 사용하므로 낮은 잉여반응도를 가지며, 핵연료 연소로 감소되는 반응도를 지속적으로 공급하기 위해 매일 2~3개 채널에서 운전중 연료교체를 수행한다.

CANDU 원자로에서는 감속비가 좋은 중수를 사용하여 고속중성자를 열중성자화시키는데, 이때 고속중성자와 감속재의 충돌시 고속중성자가 잃는 운동에너지가 감속재에 축적된다.

감속계통은 이와 같은 반응으로 증가된 감속재 온도를, 열중성자화 효율을 지속적으로 저온으로 유지하기 위한 냉각·정화 및 필요시 반응도 조절용 용해성 독극물의 투입기능을 갖도록 설계되어 있다.

운전정지기능은 28개의 정지봉으로 구성된 제1 운전정지계통(SDS1)과, 용해성 독극물을 중수 감속재 탱크 내로 주입하는 제2 운전정지계통(SDS2)으로 독립적으로 나누어져 있다.

2. 노심해석모델

시뮬레이터에서는 적절한 오차범위 내에서 빠른 시간에 운전특성을 모사해야 한다.

특히 CANDU 원자로에서는 그 구조의 특수성 때문에 운전과정에서 발생하는 국부섭동을 모사할 수 있으면서, 정확도와 계산시간 면에서 효율적인 3차원 해석모델이 필요하다.

시간 및 공간 종속 3차원 중성자 확산 방정식을 풀기 위하여, 정확도와

계산시간이 최적화된 효율적인 연계 원자로 동특성 모델을 이용하여 해석 모델을 개발하였다.

또한 국부섭동이 없고, Slow Time Scale에서 친이하는 운전특성을 가진 문제를 효과적으로 해석하기 위하여, 일점 근사 중성자 동특성 방정식을 Xe 동특성 방정식과 함께 적절한 수치해법을 이용하여 선택적으로 푸는 시스템을 삽입하였고, 시간 종속 연계 계수 및 동특성 계수를 사용하여, 노심의 출력천이를 해석할 수 있는 모델을 개발하였다.

또한 노심내의 중성자분포는 열수력학적 특성을 갖는다.

노심온도 및 냉각재기포 발생량의 변화는 중성자 분포, 즉 출력분포의 제한효과를 야기시킨다.

이를 해석하기 위해 계통 열수력학 모델링에서 계산된 온도변화를 입력시켜 공간 종속 열수력 제한효과를 고려하도록 하였다.

3. 연료/냉각재 동특성 모델

중성자 동특성에서 출력변화에 따른 온도변화는 U-238에서 공명흡수율의 변화, 중성자 스펙트럼의 추이, 냉각재와 감속재의 밀도 및 압력변화, 기포량의 변화 등을 야기시키는데, 이러한 변화에 의한 제한효과는 출력분포에 영향을 준다.

그러므로 실제 원자로의 출력변화 추이를 모사하기 위해서는 온도제한에 대한 수리적 해석 모델링이 필요하다.

연료의 반응도계수는 초기노심이나 평형노심에서 음의 부호를 가진다.

이는 연료온도가 증가할 때는 도플러효과의 확장으로 인해 공명이탈확률이 감소하여 U-238의 공명흡수를 증가시키며, 연료온도가 감소할 때는 그 반대현상을 일으켜 중성자 스펙트럼의 변화로 인한 중성자 흡수율의 변화로 인한 현상이다.

냉각재 온도의 변화는 냉각재 밀도와 중성자 스펙트럼에 영향을 미친다.

즉 냉각재 온도가 감소할 때는 냉각재 밀도가 증가하여 중성자 흡수를 촉진시키거나, 중성자 스펙트럼의 변화로 중성자 흡수를 증가시키거나 감소시킨다.

이러한 물리적 현상으로 CANDU에서 냉각재 반응도계수는 양의 부호 혹은 음의 부호를 가진다.

동특성 계산시 온도변화에 따른 반응도 변화에 대응하는 핵단면적 변화율을 계산할 필요가 있다.

이에 따라 정상상태 임계시를 기준으로 흡수단면적을 변화시켜 반응도의 변화량을 구한 후, 월성 설계자료에 나타난 반응도와 온도간의 관계를 이용하여 온도변화와 흡수단면적 변화간의 관계를 얻었다.

4. 반응도제어장치 동특성 모델

노심내의 제어장치들로는 14개의 LZC와 21개의 조절봉, 4개의 MCA와 28개의 SOR이 있으며 노심정지체계 2단계로서 독물질 분사장치가 있다.

가. 경수영역 제어기

경수영역 제어기(LZC, Liquid Zone Controller)는 2가지의 주요기능을 가지고 있다.

첫째로는, 노심 총출력을 제어하는 것인데, 이는 LZC가 정상운전시 요구출력을 유지하기 위한 짧은 시간내의 반응도 제어의 역할을 하기 때문이다.

둘째로는, 노심내의 중성자속 공간분포나 출력의 공간분포를 제어하는 것으로, LZC가 어떠한 반응도 삽입에 따른 출력진동이나 Zone간의 출력편차를 보상하는 역할을 하며, 연료재장전, 출력준위 변화, 열수송 체계조건의 변화, 조절봉의 거동, SOR 삽입 등으로 인한 소규모 출력편차를 제어한다.

나. 조절봉

21개의 조절봉(Adjuster Rod)은 노심이 짧은 시간 동안 정지한 후 Xe Override 시간 전에 재운전할 때, Xe의 반응도 부하를 극복하거나 출력증가나 감소시 출력을 요구출력에 맞출 때 사용되며, 또한 연료장전에 문제가 생기거나 적절한 노심출력과 연료연소를 이루기 위해서 중성자속 분포를 조절할 때도 사용된다.

21개의 조절봉은 적절한 운전을 위해, 노심에서 반응도 값에 따라 7개의 뱅크로 묶여져 거동한다.

다. 흡수봉

4개의 흡수봉(MCA, Mechanical Control Absorber)은 2가지의 주요 제어기능을 가지는데, 첫째 운전시 요

구되는 급격한 출력감소를 시작할 때이며, 둘째로는 출력감소시 음의 연료온도계수에 따른 출력증가를 보상하기 위해 사용된다.

이는 반응도증가가 심하거나 급상승할 때, 노심 반응도 값이 낮은 Zone 제어장치로는 보상할 수 없기 때문에 사용된다.

4개의 MCA는 2개의 뱅크로 묶여져 거동한다.

라. 정지봉

정지봉(SOR, Shut-off Rod)은 노심 운전한계를 벗어나는 경우 노심운전을 정지해야 될 경우 사용된다.

예를 들면 냉각재 누출사고나 총출력이 너무 커질 때 사용된다.

또한 원자로를 정지해야 할 필요가 있을 경우 28개의 SOR이 일시에 떨어진다.

현 모델은 외부 반응도 삽입에 따른 동특성 계산시 유효 흡수단면적 변화를 고려한다.

즉 제어장치 거동에 따른 노심내의 위치에 따라 각 Mesh에서의 흡수단면적 증감분이 계산되어, 사용자가 정의한 각 영역별 연계계수를 결정한다.

제어계통과의 연계에 있어서는, 14개의 LZC와 7개의 조절봉 뱅크, 2개의 MCA 뱅크, 28개의 SOR 각각의 거동에 따른 노심내 위치를 노심계산의 입력으로 들어가서 각 제어장치의 위치에 따른 흡수단면적의 변화로써 출력의 변화를 계산하게 되며, 이 계

산의 결과는 총출력과 각 Zone별 출력으로 나타나는데, 이를 제어계통으로 보낸다.

제어계통에서는 이 결과를 받아 다시 노심을 제어하기 위한 신호를, 즉 제어장치들의 위치를 노심계산의 입력으로 보낸다.

이러한 연속적인 궤환으로 노심의 제어는 이루어진다.

플랜트 제어모델

CANDU 원자력발전소의 제어계통은 크게 안전 및 비안전계통에 대한 제어로 대별이 되나, 본 연구에서는 우선 비안전계통에 대한 제어만을 다루게 된다.

이러한 비안전 제어계통들은 발전소의 기동, 정상 및 대체 모드 운전, 원자로출력의 과도상태(Setback, Stepback), 원자로정지 및 터빈정지 등의 모든 정상운전 조건하에서 원자로가 안전한 상태로 유지되도록 하는 것이 그 목적이다.

이를 위한 2가지의 운전모드(정상·대체)를 포함한 Digital Automatic Computer Control이 가능하도록 각종 제어 프로그램 및 운전 알고리즘에 대한 비교적 단순화된 모사 프로그램을 작성하였다.

이들은 원자로계통, 감속재계통, 1차 열수송계통, 2차 열수송계통, 터빈/발전기계통의 5가지 계통에 대한 제어 프로그램으로 대분류된다(표 1).

1. 원자로 제어

정상 및 대체모드의 출력방식을 모두 가능하도록 한다.

대체 모드시에는 운전원이 설정한 최종출력 및 출력변화율에 따라, 정상 모드시에는 BPC(증기발생기 압력제어 프로그램)가 발생시킨 최종출력과 자동설정된 출력변화율에 따라 출력 설정치를 계산하는 요구출력 루틴(Demand Power Routine)을 작성하였다.

원자로 출력 제어장치인 조절봉 및 흡수봉과 경수영역 제어기의 제어논리를 프로그래밍하였다.

필요한 벌크출력 제어장치에 대한 구동신호는 유효출력오차 및 경수영역 제어기의 수위를 이용하여 계산하였다.

반응도 제어장치에 대한 구동신호가 되는 유효출력 오차계산에는 비선형의 이산 비례미분제어를 이용하였다.

경수구역 제어기로서는 2개의 제어루프를 설정하였다.

이 중 고속제어루프는 벌크 증성자속의 제어를 주관하며 0.5초마다 14개의 경수영역 제어밸브에 대한 신호를 제공하도록 하며, 반면 저속제어루프는 2초마다 미분제어신호를 제공하며 증성자속의 Tilt 제어를 수행하게 된다.

2. 증기발생기 제어

가. 수위제어

증기발생기내의 총질량을 유지하기 위해 수위오차에 의한 제어신호에 2가지 종류의 보상을 해주도록 하였다(20~25% 이상의 출력운전시).

첫째로는, 질량의 평형(Mass Balance)을 유지시킨다.

따라서 증기발생기로 유입되는 급수유량과 유출되는 증기유량의 차이를 주제어함수로 하여 수위가 일정한 값(설정치를 의미하지는 않음)에 유

(표 1) CANDU 발전소 제어 프로그램의 구성

| 제어 대상 계통 | 제어 계통 | 제어 프로그램 |
|-----------|----------------------|--|
| 원자로 계통 | 원자로 제어계통 | RRS(Reactor Regulating Slow Program) RRF(Reactor Regulating Fast Program) STP(STeP Back Program) |
| 감속재 계통 | 감속재 온도 제어계통 | MTC(Moderator Temperature Control Program) |
| 1차 열수송 계통 | 열수송계통 압력 및 냉각재량 제어계통 | HTC(Heat Transport System Control Program) |
| 2차 열수송 계통 | 증기발생기 수위 제어계통 | BLC(Boiler Level Control Program) |
| | 증기발생기 압력 제어계통 | BPC(Boiler Pressure Control Program) |
| 터빈/발전기계통 | 발전소 출력 제어계통 | UPR(Unit Power Regulation Program) |

지되도록 한다.

둘째로는, 온도변화(원자로출력의 변화)로 인한 2차 냉각수의 팽창 및 수축이 수위에 미치는 영향을 보상하도록 한다.

이러한 목적의 달성을 위해 최종 Offset을 없애기 위한 Feedback 제어 프로그램과 팽창 및 수축효과의 보상을 위한 Feedforward 제어 프로그램을 작성하였다.

나. 압력제어

대체모드나 자동감발조건에 있을 때 가버너밸브와 증기방출밸브의 개방량을 조절, 압력을 제어하도록 하였다.

정상모드의 운전, 즉 원자로출력과 터빈출력을 계산한 후 원자로출력 설정치를 계산하며 이를 RCS에 전송하여 원자로출력을 조절함으로써 증기발생기 압력을 설정치로 유지하는 운전방식도 가능하도록 하였다.

증기방출밸브의 개방함이 전출력치의 5%보다 작을 때는 터빈 Speeder의 속도를 계산하여 터빈출력을 조절하도록 하였다.

증기방출밸브에 대한 제어신호는 증기압력오차에 대한 Feedback 신호와 출력차(출력 설정치와 실제 출력차)에 대한 Feedforward 제어신호로 구성하며, 이 Feedback 신호는 심각한 외란을 극복하도록 여과기를 거치도록 하였다.

3. 터빈제어

UPR은 BPC가 증기발생기의 압력

조절을 위해 원자로출력 제어신호를 발생하고 있는 동안 터빈출력을 설정치로 정확히 유지하고 Grid의 주파수를 제어하기 위해 제어신호를 발생시키는 기능을 가진다.

UPR은 터빈출력 조절이 그 목적이므로 단지 터빈출력 설정치와 실제 출력간의 오차와 주파수 오차의 합만을 제어신호로 이용하게 된다.

그러나 BPC의 원자로출력 설정치 제어가 불가능할 때(대체모드시)에는 BPC가 터빈출력을 제어할 수 있도록 하였다.

출력제어와 증기발생기 압력제어의 2가지 목적이 모두 달성되기 어려운 상황에서는, 터빈출력 제어는 UPR이 담당하고 증기발생기 압력조절을 위해서는 단지 증기방출밸브만을 조절하는 경우를 포함하여 몇가지 예외적인 제어방식에 대한 제어가 모두 가능하도록 제어논리를 프로그래밍하였다.

Simulator Display & Control Sys.

원자력발전소 모사 해석 프로그램인 DSNP를 CANDU형 발전소에 적용하여 해석된 결과를, 그래프 및 그래픽 오브젝트(Graphic Object)를 이용하여 모니터에 디스플레이하며, GUI(Graphic User Interface) 개념의 아이콘(Icon)을 이용한 사용자와 시뮬레이터 사이의 실시간 상호 정보교환을 위한 인터페이스 프로그램을, X-윈도우 환경에 기초를 두고 있는

SCADA 개념의 그래픽 정보표시도구를 이용하여 개발하였다.

이것과 AECL사로부터 도입한 월성 1호기의 DCC Emulator를 이용하여, 발전소 주요시스템의 운전상태와 운전변수들의 감시 및 제어기능을 담당할 수 있도록 설계하였다.

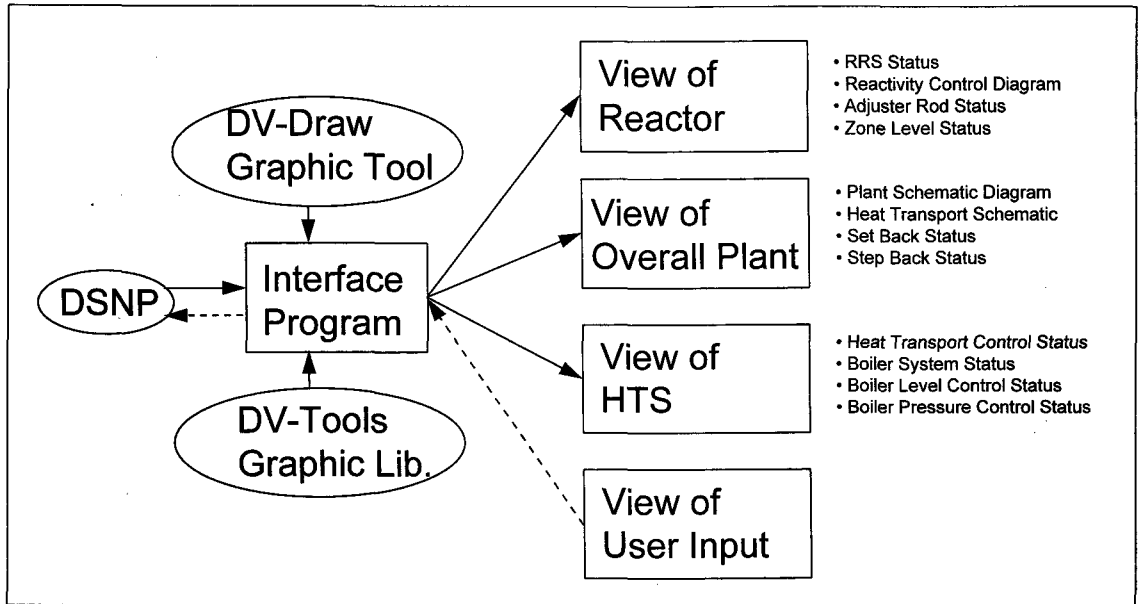
시뮬레이터 디스플레이 시스템(Simulator Display System)은 X-윈도우 시스템의 그래픽 라이브러리에서 제공하는 각종 그래프 및 그래픽 객체를 이용하여 사용자에게 모사결과의 정보를 전달하는 계통으로서, 단지 결과를 보는 것에 비하여 제어입력 시스템(Control Input System)을 이용하여 사용자의 제어값을 입력하여 모사를 할 수 있도록 기계와 사용자 사이의 인터페이스를 설계하였다.

시뮬레이터 디스플레이 시스템과 제어입력 시스템은 LAN을 통한 하나의 동일한 네트워크 환경에 설치하였으며, 각 시스템은 크게 하드웨어와 소프트웨어로 구성된다.

<그림 5>와 <그림 6>은 각각 BP CRT Display System을 포함하는 시뮬레이터 디스플레이 시스템과 제어입력 시스템의 하드웨어와 소프트웨어 구성도를 나타내고 있다.

그래픽 개발도구로는 실시간 Network SCADA 기능을 갖는 Data Views를 이용하여 View 도면을 구성하였다.

DataViews의 View 도면을 중심으로 View 도면을 디스플레이할 수 있



〈그림 5〉 모사기 디스플레이 시스템 S/W 구성도

는 디스플레이 장치 및 X-윈도우 환경의 윈도우와 View 도면에 정의된 그래픽 오브젝트들과 각 오브젝트에 데이터를 전달하는 데이터 Source 등으로 구성되어 있다.

특히 그래픽 오브젝트와 데이터들 사이에는 다이내믹한 연결을 구성할 수 있는데, 이는 View 도면에서 데이터의 Update시 각 그래픽 오브젝트도 다이내믹하게 Update될 수 있는 기능을 제공한다.

디스플레이 시스템을 구성하는 것은 사용자가 DV-draw를 이용하여 그래프 및 그래픽 오브젝트를 포함한 View 도면, View 도면에서 디스플레이할 데이터를 생성하는 응용 프로그

램과, 응용 프로그램에서 데이터를 받아서 View 도면에 디스플레이하는 인터페이스 프로그램으로 나눌 수 있다.

응용프로그램이 FORTRAN으로 작성된 DSNP와 C로 작성된 DV-tools 프로그램 사이에 데이터 공유를 위한 인터페이스 프로그램이 필요하며, 공유 메모리(Shared Memory) 기법을 이용하였다.

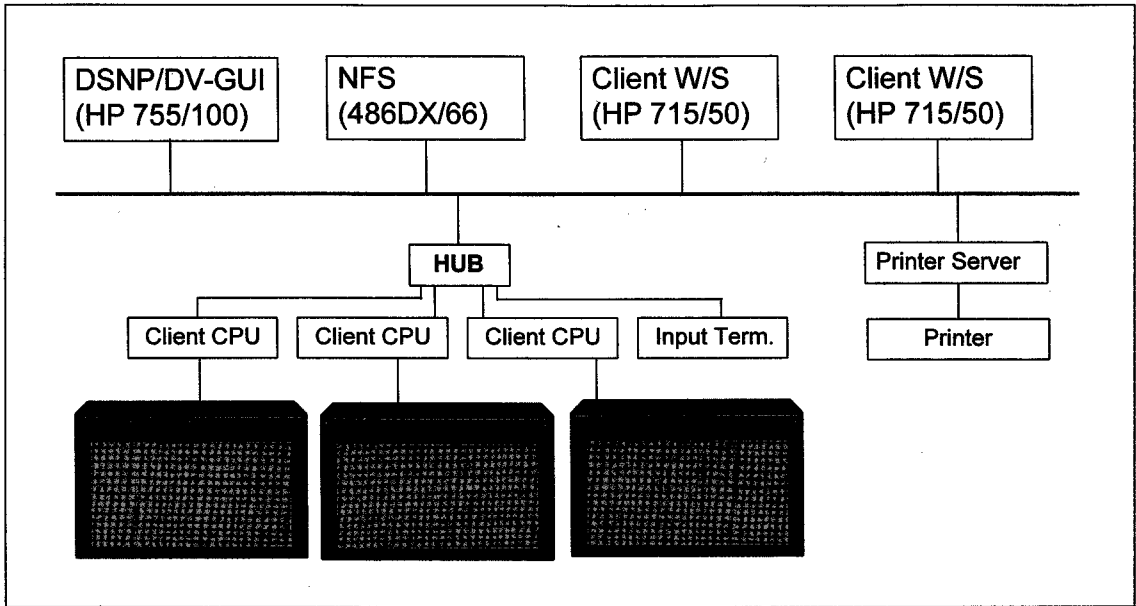
열수력모델의 검증

CANDU 원자력발전소에 대한 본 열수력모델은 기본적으로 그 해석 Solver가 이론적으로 적정하여 모델

링으로 기인하는 인위적인 불안정성이 없음이 확인되었다.

즉 1차계통 유동망·가압기·증기발생기·터빈 등의 모델이 제어입력 등의 변화에 대하여 안정한 해를 구할 수 있어, CANDU 원자력발전소의 안정된 모사에 적절하며, 매우 빠른 해법기능을 확보함으로써 실시간 모사에 적합한 것으로 사료된다.

개발된 모델의 그 검증을 위해서 대표적인 운전형태인 원자로출력 연속감발 및 원자로 정지의 2가지 경우에 대한 본 열수력 코드에 의한 결과를 AECL사의 원자로 설계해석코드인 SOPHT의 결과와 비교하여 볼 때, 정상상태 수렴을 위한 계산시간은 1분



〈그림 6〉 모사기 디스플레이 시스템 H/W 구성도

이내로서 매우 빠르며, 정상상태 결과는 〈표 2〉에서와 같이 원자로냉각재 유량을 제외하면 1% 이내의 오차를 가지는 매우 정확한 계산이 가능하다.

원자로출력 변화에 의한 과도상태 모의계산 결과, 증기발생기 수위를 제외하고는 원자로계통·가압기·증기발생기·급수 및 증기계통의 주요 열수력변수가 CANDU 원자력발전소의 물리적 현상을 잘 예측하고 있음을 확인하였다.

원자로출력 연속감발 및 원자로 정지시 가압기의 압력·온도 및 수위는 매우 정확하게 예측되고 있음을 확인함으로써 그 모델의 적정성을 확인하였다.

그러나 가압기에서 증기의 응축과 액상의 기화가 순간적으로 일어난다는 가정은, 곧 Surge Line 유량의 변동이 좀 빠르게 일어나게 하는 원인이 되고 있으므로, 이에 대한 개선도 필요한 것으로 나타났다.

과도상태 계산시 증기발생기의 수위 감소량이 모두 작게 예측되고 있다.

이는 본 연구에서 사용하고 있는 증기발생기 모델이 2차 냉각수의 수위 수축(Shrink) 현상을 적절히 모사하고 있지 못하기 때문이다.

또한 증기발생기의 수위는 하향로(Downcomer)의 유량계산을 위한 압력강하 모델과 밀접한 관계가 있으며

로, 하향로 압력강하 계산식도 개선의 대상이 된다고 생각된다.

원자로출력 제어기의 성능은 CAE의 연구결과와의 비교를 통해, ROH 압력 및 냉각재량 제어는 가압기의 압력 및 수위 과도상태 거동으로써 그 적정성을 확인하였다.

증기발생기 압력 제어기의 경우, CSDV 유량 및 ASDV 유량이 비교적 제대로 예측되고 있음을 볼 때 그 작동은 적절한 것으로 생각되나, 열수력 모델의 개선과 함께 각 제어기의 이득치에 대한 Fine Tuning 작업도 추후에 수행되어야 한다.

개발된 다점 동특성 방정식에 의한 노심해석모델은 〈그림 7〉에서와 같이

(표 2) 정상상태시 DSNP와 SOPHT의 주요변수 비교

| 변 수 | DSNP | | SOPHT | | 오차(%) | |
|---------------|---------|---------|--------|--------|--------|--------|
| | Loop 1‡ | Loop 2※ | Loop 1 | Loop 2 | Loop 1 | Loop 2 |
| 원자로 출력(fr.) | 1.0 | | 1.0 | | 0.00 | |
| 가압기 압력(kPa) | 9904.5 | | 9890.2 | | 0.15 | |
| 가압기 온도(℃) | 310.2 | | 309.2 | | 0.32 | |
| 가압기 수위(m) | 12.12 | | 12.48 | | -2.88 | |
| PHT 유량(kg/s) | 1814.0 | 1815.0 | 1911.0 | 1911.0 | -5.10 | -5.00 |
| ROH 압력(kPa) | 10017.0 | 10032.0 | 9987.0 | 9984.0 | 0.30 | 0.48 |
| ROH 온도(℃) | 311.2 | 311.3 | 309.9 | 310.0 | 0.42 | 0.42 |
| ROH 건도(fr.) | 3.9 | 3.9 | 3.9 | 3.9 | 0.00 | 0.00 |
| 증기발생기 압력(kPa) | 4694.5 | 4695.5 | 4700.0 | 4696.0 | -0.11 | -0.01 |
| 증기발생기 수위(m) | 2.51 | 2.51 | 2.50 | 2.50 | 0.40 | 0.40 |
| 증기 유량(kg/s) | 257.8 | 257.8 | 258.3 | 258.3 | -0.19 | -0.19 |
| 급수 유량(kg/s) | 257.8 | 257.8 | 258.3 | 258.3 | -0.19 | -0.19 |

‡ : (DSNP-SOPHT)/SOPHT × 100(%)
 † : opposite pzt
 ※ : adjacent pzt

일점근사에 의한 결과에 비해 훨씬 정
 확한 값을 예측하고 있으며, 다른 3차
 원 노심해석 코드에 비해 계산속도가
 매우 빠른 결과를 얻었다.

다만 노심출력의 급격한 천이상태,
 즉 제어봉 삽입 및 냉각재 유출 등으
 로 인한 비대칭성으로 중성자속 분포
 의 뒤틀림 정도가 매우 클 때에는, 출
 령의 천이가 진행되는 동안 적절한 시
 점에서 노심내 중성자속의 분포변화
 에 따른 시간종속 연계계수 및 동적
 파라미터값을 고려해 주어야 함을 알
 수 있었다.

반면 섭동이 비교적 작고 느린 경
 우에 다른 3차원 동특성 해석코드와
 비교해 볼 때 아주 좋은 결과를 얻었
 다.

CANDU 원자로 출력 연속감발,
 단계감발, 그리고 재운전 등에서의 제
 어계통과 연계를 통한 노심출력 천이
 와 제어장치의 거동에 대한 모사는,
 요구출력 변화율에 따라 비교적 요구
 출력을 잘 맞춰감을 알 수 있었다(그
 림 8).

그러나 각 Zone 수위 및 조절봉·
 흡수봉·정지봉 등의 위치는 정성적
 타당성만을 파악할 수 밖에 없었다.

그리고 실제 원자로 운전시와 같이
 자동조절제어기능에 의한 출력증감
 및 운전정지를 할 수 있음을 본 개발
 모델은 입증하였다.

본 모델은 또한 설계코드 CHEBY,
 CERBERUS, POINTISM 및
 XENKIN의 복합기능을 하며 RFSP

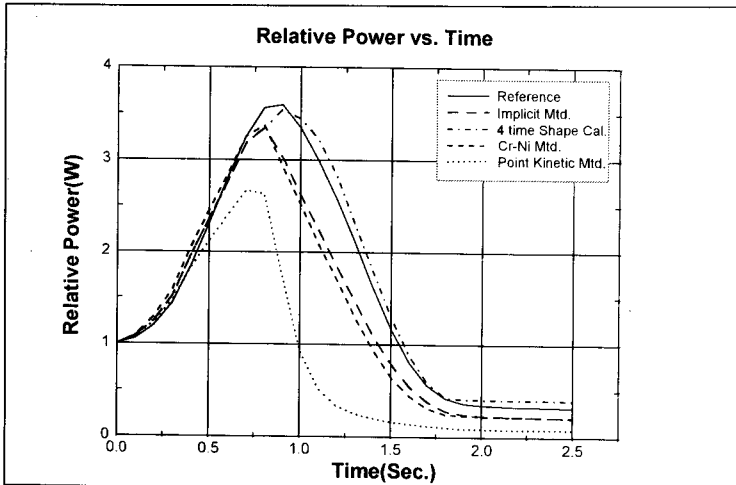
노심관리코드에서 출력제어의 사용자
 입력에 의한 수동적인 기능을 본 모델
 에서는 자동적으로 할 수 있다는 것을
 입증하였다.

모사기 디스플레이 시스템(SDS)은
 LAN을 기반으로 하는 서버-클라이언
 트 방식의 네트워크를 구성하여, 서버
 인 워크스테이션에서는 DSNP 및
 GUI 프로그램을 공유메모리기법을
 이용하여 DSNP의 결과를 GUI에 전
 달하는 방법으로 실행하며, DSNP 프
 로그램의 결과를 클라이언트인 PC에
 서 디스플레이하고 모니터링 및 제어
 할 수 있도록 X-터미널 환경을 클라
 이언트에서 사용하였다.

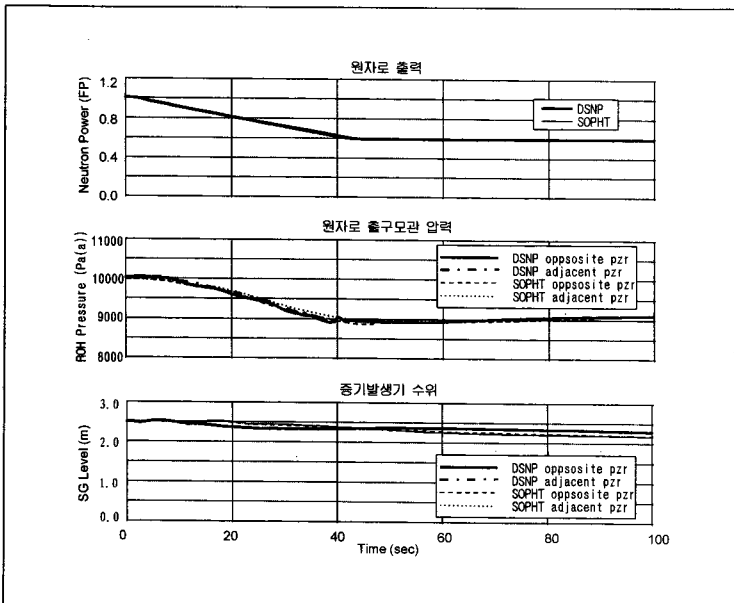
공유메모리기법을 사용함으로써
 SDS는 실시간의 시뮬레이션을 어느
 프로세서에서든지 같은 시간대의 결
 과를 디스플레이할 수 있게 되었으며,
 특히 네트워크를 통하여 디스플레이
 되는 각 시스템의 도면에서 변수값의
 일률적인 Update가 가능한 장점이
 있음을 확인하였다.

SDS의 전체적인 구성은 서버와 클
 라이언트가 서로 다른 독립된 운영체
 계를 사용하며, 단지 LAN을 이용하
 는 네트워크 운영체계를 통하여 상호
 데이터를 교환하고 있다.

즉 클라이언트는 서버의 터미널
 형태로 존재함으로써 서버의 모든 기
 능을 동시에 클라이언트에서 실행할
 수 있는 장점이 있지만 서버의 연산
 처리에 과중한 부하를 줄 수가 있으
 며, 이는 앞으로 클라이언트가 서버



〈그림 7〉 Trip시 시간에 따른 상대출력 변화



〈그림 8〉 Setback시 모사결과.의 예

의 터미널 개념이 아닌 독립된 하나의 서버의 기능을 수행할 수 있는 개방형 시스템을 구성하여 각 프로세서

를 분산시키는 소위 분산형 컴퓨터망을 구축함으로써 해결할 수 있을 것이다.

기대효과 및 활용방안

시뮬레이터를 기반으로 하는 CANDU 설계분석 시스템 구축을 장기 목표로 한 본 과제는 단기적으로는 플랜트의 동적성능 분석에 의한 원자력 엔지니어들의 개념교육, 발전소 운전원들에 대한 현상학적 발전소 거동 이해, 그리고 종합적 엔지니어링 시뮬레이터 개발을 위한 R&D 도구로서의 역할이 기대되고 있다.

장기적으로는 현재 타 기술분야에서 급속히 개발되고 있는 컴퓨터 이용 종합 엔지니어링 시스템의 일환으로 엔지니어링 데이터베이스의 공유를 통한 CADD, 그리고 시뮬레이터를 이용한 플랜트 설계분석 시스템의 통합을 이룰 수 있는 기반기술로 자리잡게 될 것이다.

특히 90년 이후의 기술은 지속적인 컴퓨터의 개발과 이것을 이용한 그래픽 디자인 기술과 영상신호처리 기술의 개발로 인해, 이미 시도되고 있는 가상현실이라는 개념을 도입, 「Numerical Power Plant」 개념과 3차원 그래픽 시뮬레이션과 결합하여, 값비싼 실제 플랜트시설 없이 플랜트설계자·엔지니어·운전원·연구원 등 원전 관련자들이 다양한 운전상황하에서의 플랜트의 성능과 상태를 멀티미디어를 이용한 가상현실을 통하여, 현장감 있는 환경을 구성해서 모니터하고 예측할 수 있는 기술의 개발에 활용될 것이다.