

최적 계통분석 코드를 이용한 웨스팅하우스형 원자력발전소 시뮬레이터용 핵 증기 공급 계통 열수력 프로그램 독자평가 및 시험

서인용*, 이명수*, 이용관*, 서재승**, 권순일***

Non-Integrated Standalone Test of An Nuclear Steam
Supply System Thermal-Hydraulic Program for the Westinghouse
Type Nuclear Power Plant Simulator Using A Best-Estimate Code

I.Y. Seo, M.S. Lee, Y.K. Lee, J.S. Suh, S.I. Kwon

Abstract

KEPRI has developed an Nuclear Steam Supply System(NSSS) thermal-hydraulics simulation program (called ARTS-KORI), based on the best-estimate system code, RETRAN, as a part of the development project for the KORI unit 1 Nuclear Power Plant Simulator. A number of code modifications, such as simplifications and removing of discontinuities of the physical correlations, were made in order to change the RETRAN code as an nuclear Steam Supply System thermal-hydraulics engine in the simulator. Some simplified models and a backup system were also developed. This paper briefly presents the results of non-integrated standalone test of ARTS-KORI.

Key Words: 최적계통코드, RETRAN, ARTS, NIST

* 한국전력공사 전력연구원, ** (주) 미래와 도전,
*** 고리원자력교육원 훈련센터

1. 서론

한국전력공사 전력연구원은 최적 계통분석 코드인 RETRAN을 이용하여 고리 1호기 원자력발전소의 시뮬레이터용 핵 증기 계통 열수력 프로그램(ARTS-KORI이라 함)을 개발하였다^[1]. 원래 RETRAN 코드^[2]는 최적 계통분석 코드로 개발된 것인데, 이를 시뮬레이터용으로 개발하기 위해 여러 가지 수정 및 개선이 필요했다^[3]. 즉, 실시간 계산 및 건전성요건을 만족시킬 수 있도록, RETRAN 코드에서 사용되는 복잡한 물리적 상관식을 단순화하고 유동영역에 따른 불연속성을 제거함으로써, 코드의 건전성을 보완함과 동시에 실시간 계산이 가능하도록 개선했다. 또한 RETRAN 코드의 모의영역을 벗어나는 대형 냉각재 상실사고 등을 모의하기 위해 전문화된 모델을 개발하였다^[4].

이와 같은 개발과정은 RETRAN 코드 고유의 장점을 훼손시킬 우려가 있으므로 물리현상을 왜곡시키지 않는 범위에서 코드를 수정해야 하며 그 결과가 물리적으로 타당한지를 확인해야 한다. 또한 종합적인 모의 결과가 시뮬레이터의 시험 요건^[5]을 만족하는지 확인해야 한다. 이러한 맥락에서 현재 개발된 ARTS-KORI 코드를 이용하여 고리 1호기^[6]의 다양한 운전 상황을 모의하고 그 결과를 평가하는 작업은 필수적이다.

그런데, ARTS-KORI 코드는 시뮬레이터 환경에 포함되는 여러 가지 모듈(Module)중의 한 개에 불과하며 독자적인 평가계산 (Non-Integrated Standalone Test; NIST)이 용이하지 않다. 즉, 핵 증기 공급 계통 전체의 열수력적 거동을 모의하기 위해서는 보조설비계통 및 각종 경계조건(원자로 보호 및 정지 계통 등)에 관한 모델이 필요하다. 이를 위해 급수계통 및 1차 계통의 각종 유로(Flow paths)를 모델링 하여 경계조건으로 처리함으로써 NIST 수행을 위한 환경을 구축했다. ARTS-KORI 코드의 NIST는 개인용 컴퓨터 환경 및 시뮬레이터 환경에서 각각 수행했다.

그러나 평가 대상사고가 아주 다양하고, 이

들을 각각 평가하는 일 자체가 방대한 업무이므로 본 논문에서는 ARTS-KORI 코드의 NIST 결과를 간략하게 소개하고 모의결과의 정성적/정량적인 타당성을 논의하는데 주안점을 두었다.

2. NIST 환경 개발

ARTS-KORI 코드는 운영체계를 윈도우즈(Windows) 환경에서 개발되었고, 윈도우즈에서 운용되는 시뮬레이터 환경에 탑재된다. ARTS-KORI 코드의 NIST 수행을 위해 우선 ARTS-KORI 코드를 독자적인 시험이 가능한 프로그램으로 만들어야 한다.

앞에서 설명한 바와 같이 ARTS-KORI 코드는 독립적인 프로그램으로 개발된 것이 아니라 시뮬레이터의 핵 증기 공급 계통 열수력 모듈로 개발되었기 때문에 독자적인 시험이 용이하지 않다. 예를 들면, ARTS-KORI 코드에는 원자로 노심 동력학 모델(Kinetics model), 화학체적제어계통(Cheical and volume control system; CVCS), 정지냉각계통(Shutdown cooling system; SCS), 비상노심냉각계통(Emergency core cooling system; ECCS) 모델, 원자로 제어 및 보호 계통 모델 등이 없다. 이들 모델이 결여된 상태에서 ARTS-KORI 코드의 성능시험은 곤란할 뿐만 아니라 의미도 없다. 따라서 NIST를 위한 환경 개발이 우선 수행되어야 한다. 여기에서는 필요한 모델을 아주 간단하게 구현하여 NIST가 가능하도록 했다^[3].

2.1 NIST를 위한 모델 개발

2.1.1 노심 모델

노심모델은 RETRAN 3D 코드의 일점 노심동력학 모델(Point-Kinetics Model)을 사용한다.

2.1.2 원자로 제어 및 보호계통 모델

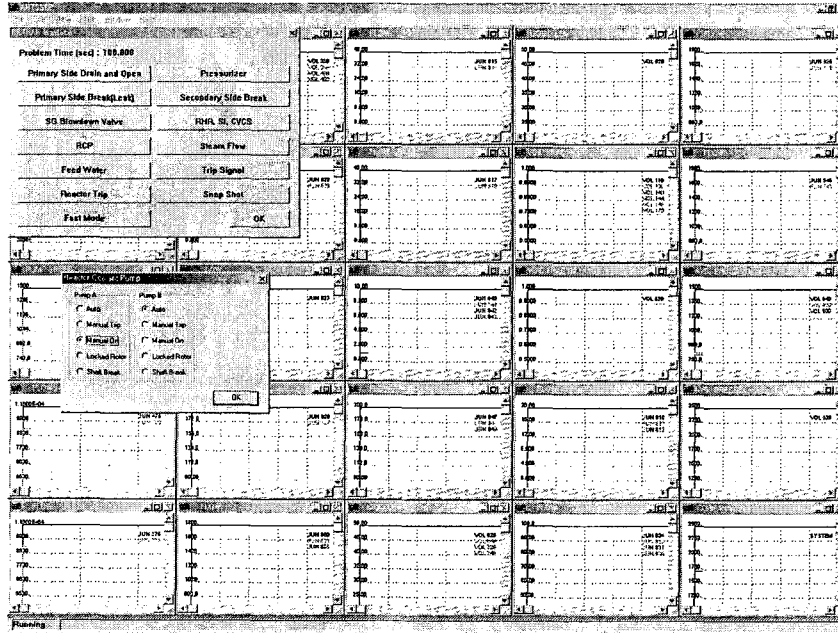
고리 1호기 원자력발전소의 설계자료^[6] 등을 참고로 원자로 제어 및 보호계통을 간략하

게 모델했다. 필요시에는 수동으로 원자료를 정지시킬 수 있도록 했다.

2.1.3 ECCS, CVCS, SCS 모델

고압 및 저압 안전주입계통의 주입유량은 1 차계통의 압력에 따라 결정된다. 설계자료 등

을 참조로 하여 이를 필 정선(Fill Junction)으로 모델링 했으며, 안전주입(Accumulator) 탱크 유량은 별도의 안전주입 탱크 모델을 만들어 모의했다. CVCS 및 SCS 계통은 자동 및 수동운전이 가능하도록 모델링 했다.



<그림 1> NIST를 수행중인 ARTS-KORI 실행화면

2.2. 대화형 입출력 제어 기능 개발

ARTS-KORI 코드로 어떤 과도현상을 모의하려면 운전원의 제어행위나 고장(Malfunction)의 구현이 가능해야 하는데, ARTS-KORI 코드에서는 이러한 것들을 근본적으로 입력자료를 통해 가능하게 되어있다. 그러나, 어떤 과도현상을 모의할 때마다 입력자료를 수정 및 작성하는 일이 번거로울 뿐만 아니라, 다중사고 등을 모의할 때는 입력자료의 양도 상당히 증가하게 되어 모의 자체가 어렵게 될 수도 있다. 이 문제점을 해결하기 위해 대화형 입력제어기능을 개발했다. 즉, 윈도우 프로그램을 이용하여 대화상자를 만들고 이를 통해 사용자가 특정 밸브를 임의로 개방(혹은 폐쇄)할 수 있도록 했다. 이와 유사하게 원자료를의 수동정지, 펌프의 정지 및 제

가동 등을 가능하게 했으며, 경우에 따라서 디버거를 이용해 모의변수 값을 직접 변경시키는 등의 방식으로 ARTS-KORI 코드를 대화형 제어가 가능하도록 개발했다(그림1 참조). 이 기능을 이용하면 다양한 운전조건 수용여부를 시험하기 위한 입력자료의 생성이 불필요하며, 어떤 과도 운전 및 사고도 대화형으로 제어할 수 있게 된다.

또한, ARTS-KORI 코드의 출력은 문서파일(Text file) 형태로 만들어지기 때문에 모의 결과의 추이 등을 파악하기에는 부적합하다. 그래서, 개발의 편의성과 효율을 도모할 수 있도록 X-Y 그래프 기능을 첨가하였다(그림 1의 배경화면 참조). 이와 같은 대화형 입출력 기능은 자체 평가를 위해 한시적 용도로 제작한 것이기 때문에 일반화되어 있지 않다.

<표 1> ARTS-KORI 코드의 NIST 결과: 정상상태 운전

원자로 계통 변수	입력 초기 조건	모의된 계산 결과	오차(%)
노심 열출력(MWt)	1723.5	1723.4	0.01
가압기 압력(bar)	155.13	154.99	0.09
가압기 수위(%)	55.0	54.81	0.35
냉각재 유량(kg/sec)	8557.60	8562.56	-0.06
고온관 온도(°C)	319.4	318.95	0.14
저온관 온도(°C)	282.9	283.09	-0.07
냉각재 평균온도(°C)	301.1	301.02	0.03
주증기관 압력(bar)	57.98	58.00	-0.03
증기발생기 수위(%)	56.2	56.86	-1.17
주급수 유량(kg/sec)	947.50	948.37	-0.09
증기유량(kg/sec)	947.50	948.01	-0.05

3. NIST 수행 결과

시뮬레이터의 성능시험에는 안전상태시험, 열평형 시험, 종합운전시험, 과도상태시험 및 고장운전 시험 등이 포함된다. ARTS-KORI 코드의 NIST는 고리 1호기 원자력발전소의 시뮬레이터 인수시험 절차서에 포함된 성능시험 항목 중에서 핵 증기 공급 계통 열수력 모듈과 관련성이 큰 항목들에서 각 사고유형별로 제한적인 사고를 선정하여 수행하였다.

3.1. 정상운전 NIST 결과

NIST를 수행함에 있어서 먼저 정상상태 결과를 비교해 보았다. 고리 1호기의 전출력 운전조건은 정상운전 자료, 최종안전성분석보고서^[6] 등을 참고하여 설정하였다. ARTS-KORI1 코드로 1800초간 공과도상태(Null-transient) 계산을 수행하여 최종적인 정상상태 운전조건을 얻었으며, 설정 운전조건 및 계산결과와의 비교는 표 1에 나와 있다. 결과표에 보면 모든 원자로 계통 변수들이 1%~2%의 오차 범위내에 들고 있음을 알 수 있다.

3.2. 과도 운전 NIST 결과

ARTS-KORI의 건전성과 정확도를 평가하기 위해 각 사고유형별로 제한적인 사고를 다음과 같이 선정하여 과도현상 모의를 수행하였다:

과도상태 시험

- 수동 원자로정지
- 모든 급수펌프 동시트립
- 모든 주증기차단밸브의 동시 폐쇄
- 모든 원자로냉각재펌프(RCP)의 동시 트립
- 한 대의 원자로냉각재펌프 트립
- 주 터빈트립
- 최대 출력변동 (100%→75%→100%)
- 소외전원상실 및 원자로냉각재관 최대파열에 의한 혼합사고
- 격리불능 주증기관의 최대파열

고장운전 시험

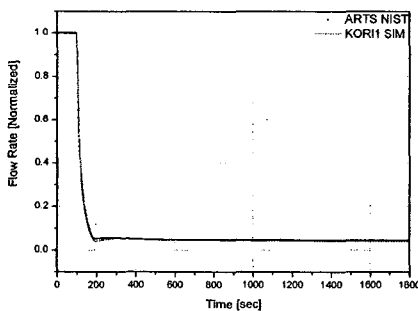
- 부하 상실
- 부하 증가
- 급수관 파열
- 증기발생기 노즐부위 급수관 파열
- 부주의에 의한 보조급수펌프 터빈 기동
- 격납용기내의 증기관 파열 (MSIV 전단)
- 격납용기내의 증기관 파열 (MSIV 후단)
- 증기덤프 고장
- 증기발생기 안전밸브 고장
- 부적절한 원자로정지
- 가압기 압력채널 고장
- 가압기 압력 주제어기 고장
- 가압기 수위 채널 고장
- 가압기 안전밸브 누설
- 가압기 분무밸브 고장
- 가압기 전열기 고장

- 대형 냉각재 상실사고
- 원자로냉각재 펌프 정지
- 원자로냉각재 펌프 축 파손
- 원자로냉각재 펌프 회전자 고착
- 증기발생기 튜브 누설
- 원자로 압력용기 플랜지 누설

위의 사고에 대한 ARTS-KORI 코드의 NIST 결과 "실시간 계산 능력" 및 "건전성" 측면에서 모두 만족스러웠다^[7]. 상기 시험은 2.2 GHz P-4 CPU를 장착한 개인용 컴퓨터에서 수행했는데, 모두 실시간 요건 및 정확도를 만족시켰으며, 대형냉각재과단사고(Large break loss of coolant accident; LBLOCA)의 경우에는 보조계산체계로 자연스럽게 전환되어 만족스러운 결과를 얻을 수 있었다.

여기에서는 모든 원자로냉각재펌프(Reactor coolant pump; RCP)의 동시 트립 사고, 대형 냉각재 상실사고, 고리 1호기 원자력발전소에서 취득한 주 터빈트립에 대한 시험 결과 및 모의결과를 소개한다.

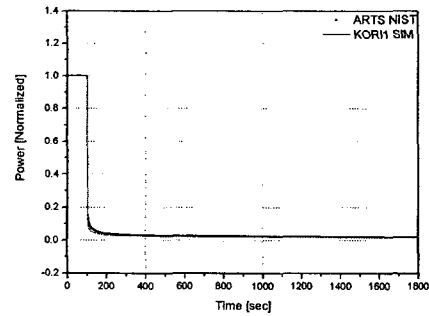
3.2.1 모든 원자로냉각재펌프의 동시 트립



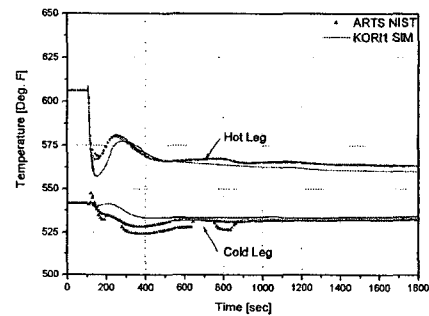
<그림 2> 일차측 루프 유량

이 사고의 초기조건은 100 % 전출력, 정상 운전(Steady-state operation) 상태라고 가정했다. 전출력 운전중 수동으로 모든 원자로냉각재펌프를 트립시켜 이 사고를 유발시켰다. 이후 운전원의 조치는 없으며 모든 계통은 자동으로 작동하게 했다. 모든 원자로냉각재펌프가 정지하면 즉시 원자로 저유량신호에 의해 원자로가 정지된다 (<그림 2>와 <그림

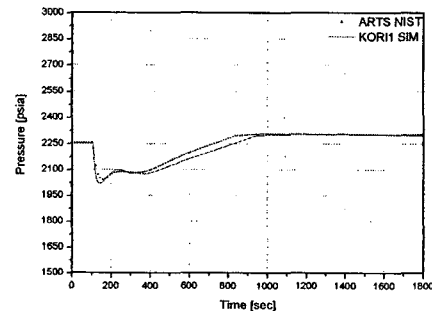
3> 참조). 그후 원자로는 자연순환에 의해 냉각되며 이때 고온관과 저온관의 냉각재 온도 차이는 <그림 4>에 나타난 바와 같이 정상운전의 온도차이를 초과하지 않는다.



<그림 3> 원자로 출력



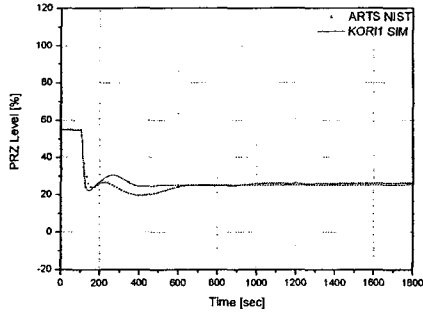
<그림 4> 일차냉각재 온도



<그림 5> 가압기 압력

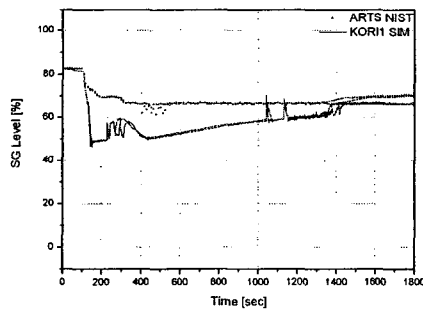
가압기 압력은 원자로 정지 직후에 떨어지며 그 후에 덤프계통이 작동하면서 더 떨어지다가 일차측 온도가 무부하 조건에 도달하여 덤프계통의 작동이 중지되면서 서서히 증가하

여 정상 압력에 도달한다 (<그림 5> 참조).



<그림 6> 가압기 수위

<그림 6>과 <그림 7>은 각각 가압기 수위 및 증기발생기 수위를 나타낸다. 증기발생기 수위는 원자로 정지 직후에 응축(Shrink) 현상에 의해 급격히 감소하지만 광역수위 기준 70 % 정도의 수위를 유지하므로 보조급수는 공급되지 않는다. 이후 증기발생기 수위는 증기발생기 강수관으로 공급되는 주급수에 의해 서서히 회복된다. 이 사고의 모의를 통해 1차 냉각계통의 자연순환 및 이차 계통의 일반적 특성이 잘 모의되고 있음을 알 수 있다.

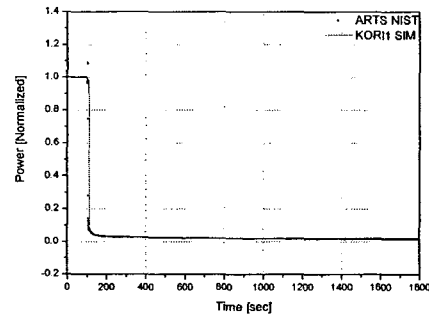


<그림 7> 증기발생기 수위(광역)

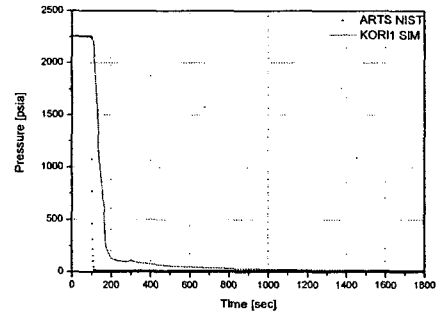
3.2.2 대형 냉각재 상실 사고

<그림 8>에서 <그림 10>는 저온관의 양단 파단(Double-ended break)에 의한 대형냉각재 상실사고의 모의결과를 보여준다. 파단 발생 이후 운전원의 조치는 전혀 없는 것으로 가정하였다. 파단 직후에 원자로가 정지되며 일차 냉각계통의 압력은 거의 대기압에 가깝게 떨어졌던 것으로 계산된다. 이 사고의 계산은 원

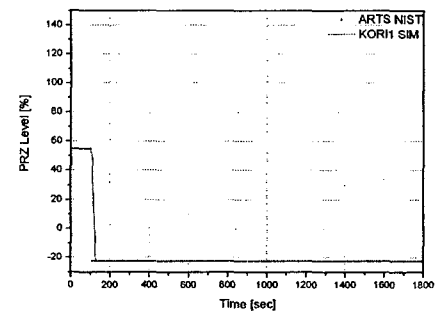
래 ARTS-KORI의 RETRAN 모듈로 수행되다가 실시간 계산(Real-time calculation)의 제약으로 인해 자연스럽게 보조계산체계로 전환되어 진행되었다.



<그림 8> 원자로 출력



<그림 9> 가압기 압력

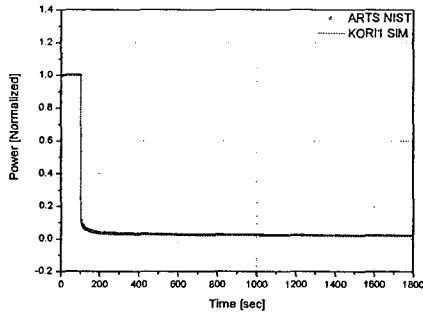


<그림 10> 가압기 수위

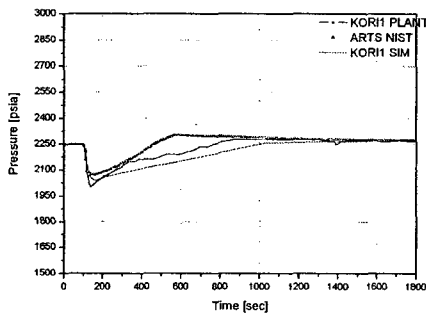
3.2.3 주터빈 트립

ARTS-KORI의 검증을 위해서 고리 1호기 원자력발전소에서 취득한 주터빈 트립 후 결과와 비교하였다. 원자력발전소의 경우 터빈

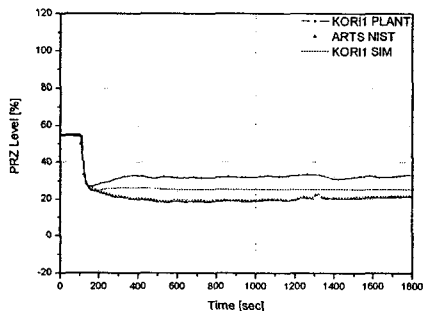
트립 후 운전원의 조작에 의해서 무부하의 안정상태를 유지하도록 되어있지만 ARTS-KORI의 경우에는 운전원의 조작에 의한 제어보다는 일반적인 발전소 제어에 따라서 모의를 하도록 하였다.



<그림 11> 원자로 출력



<그림 12> 가압기 압력



<그림 13> 가압기 수위

<그림 11>과 <그림 12>는 주터빈 트립 후 발생하는 원자로 정지와 가압기 압력의 거동을 보여주고 있다. 가압기 압력은 터빈 트립 후 약 10분정도 지나서 정상압력으로 복귀하는 것을 알 수 있다. ARTS-KORI의 결과

가 실제 발전소 결과보다 빨리 압력이 복귀하는 것은 일정량의 보조급수 공급에 따른 것으로 운전원의 조치에 따라 보조급수 유량 및 충전수 유량의 조절을 하는 발전소의 결과(<그림 13> 참조)와 다르지만 전체적인 경향은 유사하게 나타난다.

4. 결론

전력연구원에서는 기존의 RETRAN 3D 및 ARTS 코드 (원자력 교육원 시뮬레이터 2호기용 핵 증기 공급 계통 열수력 프로그램)를 기반으로 하여 고리 1호기 시뮬레이터의 핵 증기 공급 계통 열수력 모델인 ARTS-KORI 코드를 개발하였다. ARTS-KORI 코드의 전반적인 성능, 즉, 다양한 운전 및 사고 시나리오에 대한 실시간 모의능력, 건전성, 사실적인 모의 능력(Realistic simulation capability) 등을 평가하기 위해 NIST를 수행했다. 그 결과는 만족스러운 것으로 입증되었다.

현재 ARTS-KORI 코드는 노심 및 보조설비계통 모델 등과 연계되었으며, 연계된 상태에서 시험이 진행되었다. ARTS-KORI 코드가 고리 1호기 원자력발전소 시뮬레이터의 핵 증기 공급 계통 열수력 모델로서 성공적으로 장착되어, 운전원의 훈련 및 평가에 최적(Best-Estimate)의 시뮬레이션 환경을 제공할 것으로 판단된다.

참고문헌

- [1] 서재승 외, "최적 계통분석 코드를 이용한 웨스팅하우스형 원자력발전소 시뮬레이터용 핵 증기 공급 계통 열수력 프로그램 개발", 춘계학술발표회, 한국시뮬레이션학회 (2004).
- [2] M. P. Paulsen et al., RETRAN 3D code manual, EPRI NP-7450, Electric Power Research Institute (1998).
- [3] 김경두 외, "최적코드를 이용한 원자력교육원 시뮬레이터 2호기용 최신 NSSS 열수력 프로그램 개발", 춘계학술발표회, 한국원자력학회 (2001).

- [4] 이명수 외, 원자력교육원 2호기 시뮬레이터 성능개선, 01-전력연-단251, 한국전력공사 전력연구원 (2001).
- [5] Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training and Examination, ANSI/ANS-3.5-1998, American Nuclear Society (1998).
- [6] KHNP, "Kori Units 1, Final Safety Analysis Reports" (1989).
- [7] Suh, J.S., et al.: "The Development of Virtual Simulator for Kori #1 Power Plant", KEPRI (2002).