2003 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

RELAP/CANDU를 이용한 월성 2, 3, 4호기 원자로 입구모관 35% 파단사고 평가시 비상노심냉각계통 및 증기발생기 급수조절계통 모델 개선

Improvement of ECCS and Steam Generator Feedwater Supply System Model in the Simulation of 35% RIH Break Analysis using RELAP/CANDU for Wolsong units 2/3/4

황수현*, 박군철*, 유선오**, 김만웅**, 김효정**

* 서울대학교, 서울 관악구 신림9동 산56-1
** 한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

요 약

중수형 원자로의 안전성 검증평가체제 개선의 일환으로서 중수로 계통 열수력 평가용으로 개발된 RELAP/CANDU에 대한 신뢰도 개선을 위하여 전산모형 및 사고시 운전조건에 대한 개선을 수행하였다. 본 연구에서는 이전 연구에서 취약점으로 제기된 이차측 계통을 개선하기 위해서 비상노심냉각계통과 증기발생기 급수조절계통 모델을 보완하였다. 이에 대한 검증을 위하여 월성 2, 3, 4호기 노심 입구 급수모관 35% 파단 대형 냉각재 상실사고에 대해 비상노심냉각계통 성능 평가 해석을 수행하였으며 그 결과를 월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서에 사용된 CATHENA 코드 결과와 비교하였다. 그 결과 이전의 연구에 비해 CATHENA 코드 결과와 잘 일치하는 것을 볼 수 있었다. 향후 연구에서는 노심 내 3차원 출력분포 해석체계, 임계채널(critical pass)의 열수력 현상을 평가하기 위한 다채널 평가, 핵연료채널 3차원 열수력 평가방법론 개발 등 추가 연구가 필요할 것으로 판단된다.

ABSTRACT

The cooling capability assessment of the Emergency Core Cooling System (ECCS) for large loss of coolant accident (LLOCA), 35% break at the core inlet header in Wolsong units 2/3/4 was performed to improve safety analysis methodology for CANDU Reactors. In this study, ECCS and steam generator feedwater supply control system model were improved to reform the discrepancies identified from the previous study. The results of RELAP/CANDU were compared with those of CATHENA. According to the results, the performance of ECCS was estimated to have sufficient capability for LLOCA and was well agreed with CATHENA simulation. In the future study, three dimensional power distribution in the core should be considered in the safety analysis. Besides, it is also concluded that the muti-channel analysis determination of critical pass location 3-Dimensional thermal-hydraulic analysis in the critical channel during the accident should be also included in the safety analysis.

1. 서 론

현재 우리나라는 국내 최초의 중수로인 월성 1호기가 1983년 준공이래 20년간 운전 중에 있으며, 1994년부터 월성 2/3/4호기의 건설에 따라 현재 4기의 중수로가 가동 중에 있다. 하지만 4기의 중수로 보유국임에도 불구하고 이에 대한 원자로의 안전성 관련 분야의 기술 기반이 취약한 실정에 있으며, 안전성 관련기술은 캐나다에 전적으로 의존하고 있는 실정이다. 게다가 우리나라는 가압 경수로를 주종으로 하고 가압 중수로를 보완형으로 하는 노형 체제를 채택하고 있다. 인허가 방법론은 미국의 NRC 인허가 기준, 지침 및 절차 등에 기초하고 있다. 이에 따라 가압 경수로에 비해 상대적으로 가압 중수로에 대한 기술적 이해 및 규제 기술 확립이 미진한 실정이다. 따라서, 가동중 중수로의 안전 해석체제 기술의 자립화를 위해서 해석체제 수립 및 관련 요소기술들에 대한 기술 자립화를 통하여 안전성을 제고해야 한다.

본 연구는 중수로 안전성 검증평가체제 개선의 일환으로 핵연료 채널 헤더 열수력 모델 개발, 고유 기포 반응도를 고려한 노심 동특성 모델 개발, 그리고 LOCA시 감속재 열침원 기능유지 검증평가를 위한 해석모델 개발에 앞서, 중수로 계통 열수력 평가용으로 개발된 RELAP/CANDU[1, 2]에 대한 신뢰도 개선을 위하여 전산모형 및 사고시 운전조건에 대한 개선이 수행되었다. 특히, 본 연구에서는 이전 연구[3]에서 취약점으로 제기된 이차측 계통을 개선하기 위하여, 비상노심냉각계통 및 증기발생기 급수조절계통 모델이 개선되었다. 이를 통하여 월성 2, 3, 4호기 입구모관 35% 파단사고 시 비상노심냉각계통이 정상적으로 작동하는 대형 냉각재 상실 사고를 대상으로 안전성 평가를 수행하였으며, 결과의 타당성을 검증하기 위해서 월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서(FSAR : Final Safety Analysis Report)에 사용된 CATHENA MOD3.5/Rev. 1 코드의 사고해석 결과와 비교하였다[4].

2. 전산해석모델 개선

2.1 개 요

가압 중수로 열수송 계통은 냉각재 상실 사고 시 냉각재 누설량을 감소시키기 위해 2개의 폐회로로 구성되어 있으며 각 회로 내 인접 채널의 유동은 서로 반대 방향으로 형성된다. 이를 모사하기 위해 그림 1에서 보는 바와 같이 채널 당 95개의 원자로관을 갖는 4개의 평균 채널(Pipe-100, 200, 300, 400)로 노심을 모델링 하였다. 노심과 4대의 열수송 펌프(Pump-105, 205, 305, 405) 및 증기발생기를 연결하는 열수송 계통 배관은 노심 입, 출구 급수관(Pipe-120/130, 220/230, 320/330, 420/430), 급수모관(Vol-125/135, 225/235, 325/335, 425/435) 및 열수송 펌프 입구 배관(Vol-264, 164, 464, 364)으로 모델링 하였다.

증기발생기 튜브는 일, 이차측 간의 열전달을 모사하기 위해 Heat Structure(Vol-248 258, 148 158, 448 458, 348 358)로 모델링 하였으며 증기발생기 이차측은 강수부(Vol-265, 165, 465, 365), Riser(Vol-269/271, 169/171, 469/471, 369/371), 습분분리기(Vol-276, 176, 476, 376), 재순환회로(Vol-274/266, 174/166, 474/466, 374/366) 및 Dome(Vol-278, 178, 478, 378) 영역으로 모델링 하였다.

냉각재 상실 사고 시 일차 계통 압력 감소로 열수송 계통 저압력(<5.25MPa) 신호가 발생하면 냉각재 상실 신호가 발생한다. 이 신호에 의해 개방되어 증기발생기를 급속 냉각(Crash Cooldown)시키는 주증기안전밸브(MSSV : Main Steam Safety Valve, V602, 612, 622, 632)를 증기발생기와 터빈을 연결하는 각각의 주증기 배관에 모델링 하였다. 원자로 정지 신호에 의해 터빈 Runback이 이루어지도록 터빈 밸브(V645)를 모델링 하였으며 주증기관 내 잉여 증기를 대기 및 복수기로 방출하도록 주증기 배관에 대기덤프 밸브, 복수기 덤프 밸브를 모델링 하였다.

열수송 계통 채널 4 입구 급수모관 35% 대형 파단은 트립 밸브(V960) 및 격납용기(Vol-965)로 모델링 하였다. 냉각재 상실 사고 시 열수송 계통 회로 간 격리를 위해 열수송 계통에 연결되는 압력제어계통과 냉각재 공급 및 배출회로에 트립 밸브(V503, V513)를 설치하여 열수송 계통 저압력(<5.25MPa) 신호에 의해 차단되도록 하였다.

원자로 정지계통은 대형 냉각재 상실사고 발생 0.43초 후 원자로 정지 신호가 발생하고 1.2초의 지연시간 후 원자로 정지가 발생하도록 하였으며 터빈 정지는 원자로 정지 신호가 발생하고 5초의 지연시간을 가진 후 Runback이 발생하도록 하였다. 원자로 제어계통은 사고 시 동작하지 않는 것으로 가정하였다.

2.2 모델개선

중수로 계통 열수력 평가용으로 개발된 RELAP/CANDU에 대한 신뢰도 개선을 위하여 이전 연구의 전산모형(nodalization)에서 이차계통인 비상노심냉각계통과 증기발생기 급수조절계통 모델을 개선하였다. 참고로, RELAP/CANDU의 비교/검증용으로 사용된 CATHENA MOD3.5/Rev. 1의 전산모형은 그림 2, 3과 같다[3].

비상노심냉각계통 모델 개선

이전의 연구에서는 RELAP/CANDU의 비상노심냉각계통과 CATHENA의 냉각계통은 일차계통으로 공급되는 안전주입량과 그 작동시간에서 CATHENA 코드와 많이 차이를 보였다. 여기에서는 그러한 점을 보완하기 위해서 그림 4와 같이 비상노심냉각계통을 모델링 하였다. 고압안전주입은 축압기(800)를 설치하여서 모델링 하였다. 이때 고압안전주입 작동조건은 열수송계통 압력이 5.25MPa 이하가 되면 일차측으로 안전주입 유량을 공급하고 축압기의 수위가 0.5m가 되면 비압축 가스인 질소의 일차측으로의 유입을 막기 위해서 종료된다. 중압주입은 time dependent volume(900)을 사용해서 모델링 하였다. 모터 밸브(V910)를 사용해서 축압기 수위가 1m가 되면 밸브를 개방하고 일차측으로 공급된 유량을 적분해서 그 체적이 200 m^3가 되면 밸브를 닫아주게 하였다. 저압주입은 time dependent volume(920)을 사용해서 모델링 하였다. 모터 밸브(V930)를 사용해서 중압주입이 종료되기 시작하는 시점에서 밸브를 열어주어서 계산종료시까지 계속해서 저압안전주입수를 일차측으로 공급하도록 하였다. 또한 일차측에서 안전주입계통으로의 유량의 역류를 방지하고, 고압안전주입후 중압주입이 시작되는 시점에서 비파단회로를 안전주입계통과 격리시키기 위해서 모터밸브(V921, 922, 923, 924)를 설치하였다. 그리고 정상상태에서는 안전주입계통

과 일차측을 격리시키고 안전주입 신호가 발생하면 밸브를 열어주기 위해서 트립 밸브(V878, 872, 892, 897, 832, 837, 857, 823)를 설치하였다.

증기발생기 급수조절계통 모델 개선

이전의 증기발생기 급수조절계통은 원자로 출력에 따라서 급수유량이 변화하도록 모델링 되었다. 즉, 45% F.P.(Fission Power) - 100% F.P.에서는 주급수 펌프 2대가 기동하는 것으로, 10% F.P. - 45% F.P.에서는 주급수 펌프 1대만 기동하고, 저출력시(0%-약 10% F.P.)에는 보조급수 펌프만 작동하도록 하였다[5]. 하지만 실제의 경우에 있어서는 증기발생기 수위는 원자로 출력, 증기발생기 압력, 증기발생기 수위에 따라서 조절되게 된다. 여기에서는 그러한 점을 보완해서 RELAP/CANDU의 control variable을 사용해서 증기발생기 급수조절계통을 모델링 하였다. CANDU-600 원자로의 증기발생기 급수조절 계통은 아래의 식 (1)과 (2)에 의해서 급수유량을 조절하게 된다[6].

$$FWFLOW_i = \left[\frac{(P_{FDWATER} - P_{SGENi})}{1.41E6}\right]^{0.5} * 239.30 * WLi, \quad (i=1, 4) \tag{1}$$

$$P_{FDWATER} = 7.26E6 - 1.1E6\left(\sum FWFLOW_i / 957.2\right)^2, \quad (i=1, 4) \tag{2}$$

위의 식에서 P_{SGENi}는 증기발생기의 압력이고, WL_i는 원자로 출력과 증기발생기 수위에 의해서 계산된다.

위의 4개의 급수유량식과 1개의 압력식은 수렴된 해가 구해질 때까지 iteration하게 된다. 현재 RELAP/CANDU에서는 time dependent volume에 연결된 time dependent junction에서 증기발생기로 제공되는 급수유량을 정해주게 된다. 하지만, RELAP/CANDU의 경우는 하나의 공통된 time dependent volume에서 4개의 time dependent junction이 연결될 수 없기 때문에, 여기에서는 서로 다른 4개의 time dependent volume과 그와 연결된 각각의 time dependent junction으로 증기발생기로 급수유량을 제공하도록 모델링 하였다. 따라서 위의 식 (1), (2)는 다음과 같이 된다.

$$FWFLOW_i = \left[\frac{(P_{FDWATERi} - P_{SGENi})}{1.41E6}\right]^{0.5} * 239.30 * WLi, \quad (i=1, 4) \tag{3}$$

$$P_{FDWATERi} = 7.26E6 - 1.1E6 * [FWFLOW_i / 239.3]^2, \quad (i=1, 4) \tag{4}$$

위의 식 (4)를 식 (3)에 대입하면 다음과 같은 급수유량에 대한 관계식이 구해진다.

$$FWFLOW_i = \sqrt{\frac{(7.26 * 10^6 - P_{SGENi}) / 1.41 * 10^6}{1.7463 * 10^{-5} * WL_i^{-2} + 1.36235 * 10^{-5}}}, \quad (i=1, 4) \tag{5}$$

식 (5)에 의해서 정상상태에서의 급수유량값이 계산되며, 과도상태일 때도 정상적인 증기발생기 급수제어가 가능하다고 가정하여서 증기발생기 수위제어를 하게된다.

3. 계통해석결과

본 연구에서는 비상 노심냉각계통 성능 평가를 위해 지금까지의 월성 2, 3, 4호기 대형 냉각재 상실사고 해석 결과, 가장 제한적인 것으로 평가된 열수송 계통 입구 급수모관 35% 파단사고에 대해서 안전주입계통이 정상적으로 작동되는 경우에 대해서 RELAP/CANDU를 이용 해석을 수행, CATHENA 코드의 계산 결과와 비교/검토하였다. 특히 비상노심냉각계통과 증기발생기 급수조절계통에 대해 이전의 계산과 비교해서 개선된 점을 살펴보았다. 이전의 계산값과 본 연구에서의 계통 모델에 대한 각각의 초기조건 및 사고 진행 과정의 주요 동작사항은 표 1과 2와 같다.

비상노심냉각계통 모델의 개선에 의한 효과

그림 5에서 보듯이 현재의 계산결과는 CATHENA에 의한 계산결과와 비교할 때, 이전의 계산에 비해서 상당히 CATHENA 계산결과와 가까운 것을 알 수 있다. 이것은 이전의 비상노심냉각계통과 비교할 때, 현재는 고압안전주입후 중압주입단계가 시작되면 비파단회로로는 안전주입수가 더 이상 주입되지 않도록 밸브(V921, 922, 923, 924)를 설치하였기 때문이다. 또한, 중압주입단계 이후부터 이전의 계산에서는 IHD2와 OHD1, IHD4와 OHD3가 서로 격리되었지만, 개선된 모델에서는 IHD2와 OHD1은 Vol. 804를 통해서, IHD4와 OHD3는 Vol. 807을 통해서 유량이 상호간에 흐를 수 있기 때문이다. 다만 그림에서 고압안전주입단계에서 CATHENA 계산결과와 차이를 보이는 것은 RELAP/CANDU의 경우는 간단화된 비상노심냉각계통을 사용하기 때문인 것으로 보이며, CATHENA에서 중압주입 종료단계에서 피크를 보이는 것은 중압주입이 저압안전주입계통으로도 주입되기 때문이다. 그림에서는 나타나지 않지만, CATHENA의 경우는 저압안전주입의 경우, 앞에서와 같은 이유로 저압안전주입유량이 0에서 음수인 값으로 피크를 보이다가 그림과 같이 일차측으로 저압안전주입수가 제공되게 된다. 만약 그러한 피크값이 없다면 CATHENA의 계산결과와 현재의 계산결과는 매우 유사한 것으로 보인다.

이러한 차이 때문에 그림 6의 비파단회로에서의 채널유량을 보면 이전의 계산에서는 450초 경에 채널유량이 조금 감소하며 유동에 있어 어떠한 진동도 보이지 않는데 비해, 현재의 계산에서는 CATHENA의 결과와 유사하게 250kg/sec의 유량을 유지하면서 계속해서 진동을 하는 것을 볼 수 있다. 또한 그림 7의 비파단회로에서의 출구 기포율을 보면 이전의 계산에서는 400초 이후에는 기포율이 0에 가까운 값을 가지지만, 현재의 계산에서는 CATHENA의 결과와 유사하게 채널 1과 채널 2가 교대로 커다란 기포율을 가지는 것을 볼 수 있다. 이러한 기포율의 주기적인 변화 때문에 그림 6과 같이 비파단회로의 채널 유량이 진동한다는 것을 알 수 있다.

증기발생기 급수제어 계통 모델 개선에 의한 효과

증기발생기로 제공되는 급수유량은 그림 8에 나와 있다. 그림에서 보듯이 현재의 급수유량과 CATHENA의 급수유량은 많은 차이를 보임을 알 수 있다. 다만 초기의 변화를 제외하면 400초 이후에는 CATHENA의 경우에는 증기발생기 급수유량에서 피크가 나타나지만, 현재의 계산에서는 그러한 피크는 보이지 않고 완만한 평균값을 가지고 변하는 것을 알 수 있다. 이것은 현재 RELAP/CANDU에서는 CATHENA 코드와는 달리 iteration에 의해서 해를 구하는 기능이 존재하

지 않아서, CATHENA와는 다르게 급수제어계통을 모델링 하였기 때문이다. 또한 현재 계산에서는 CATHENA에 적용된 급수제어 logic을 사용하지 않고, CANDU-600 원자로에서 사용하는 급수제어 logic을 하였기 때문이다. 이것은 이후의 연구에서 CATHENA에 사용된 logic을 적용하여 개선할 예정이다. 다만 증기발생기 재고량을 살펴보면 이전의 경우에 비해서 확연한 개선점을 찾아볼 수 있다. 그림 9에서 보듯이 증기발생기 재고량은 이전의 경우에서는 비파단회로의 경우 증기발생기 재고량이 감소하였다가 약간 증가하여서 일정한 값에서 유지하는 데 비해, 현재의 계산에서는 200초 근방에서 감소한 값을 일정동안 유지하다가 350초 정도까지는 다소 급격하게 그 이후는 다소 완만하게 증가하는 것을 볼 수 있다. CATHENA 결과와 비교하면, CATHENA의 경우는 재고량이 진동을 하면서 증가하지만, 현재의 계산에서는 그러한 진동없이 증가하는 것을 볼 수 있다. 즉, CATHENA에서 그러한 진동이 없다면 현재의 계산과 유사하게 재고량이 변할 것이다. 파단회로에서의 재고량은 300초까지는 이전의 계산값과 커다란 차이를 보이지 않지만, 그 이후에는 이전의 계산값에 비해 재고량의 증가가 두드러짐을 알 수 있다. 그리고 900초 근방에서는 이전의 계산에 비해 CATHENA의 재고량값에 훨씬 더 가까운 값을 가짐을 알 수 있다. 증기발생기에서 일차측과 이차측의 열교환은 그림 10에서 보듯이 CATHENA의 계산결과와 현재의 계산결과가 서로 유사함을 알 수 있다. 그림에서 보듯이 비파단회로의 경우는 비상노심냉각수가 주입되지 않더라도 증기발생기에서의 열교환에 의해서, 일차측의 열이 증기발생기를 통해서 이차측으로 전달되어, 자연순환에 의한 핵연료의 적절한 냉각이 유지됨을 알 수 있다. 한편, 파단회로의 경우는 증기발생기에서의 열교환보다는 비상노심냉각수의 주입에 의한 강제순환에 의해 핵연료의 적절한 냉각이 유지됨을 알 수 있다. 그림에서 보듯이 임계회로 쪽의 증기발생기는 이차측에서 일차측으로 열전달이 지속적으로 일어나는데 반해, 비임계회로 쪽의 증기발생기는 사고 직후에 파단력과 펌프수두가 균형을 이룰 때, 그리고 600초 이후에서는 증기발생기에서의 유동정체로 매우 작은 값을 가지고 양의 값과 음의 값을 가짐을 알 수 있다.

계통 분석 결과

채널 4 입구 급수모관(IHD8)에서 배관 단면적 35%에 해당하는 대형 파단이 발생하면 그림 11과 같이 파단 부위를 통해 일차계통 냉각재가 급격히 방출되며, 열수송 계통 압력은 그림 12와 같이 급격히 감소한다. 핵연료 채널내 기포화는 원자로 출력을 증가시키고 원자로는 고출력 증가율 신호(두번째 트립)에 의해 파단후 즉시(0.43sec) 트립된다. 원자로 압력이 냉각재 상실사고 및 회로격리 신호 이하로 감소되면, 고압 비상노심냉각수(HPECC) 주입밸브가 개방되기 시작하고 회로격리밸브가 닫히기 시작한다. 회로격리 신호발생 20초 후에 파단회로는 비파단회로와 격리된다(그림 13). 냉각재 상실사고 신호발생 30초후에 증기발생기 급냉이 시작된다. 파단회로가 고압 비상노심냉각수 주입압력 이하로 감소될 때, 고압 비상노심냉각수는 파단회로로 주입되기 시작한다. 비파단회로는 파단으로부터 격리되었기 때문에 비파단회로 압력은 파단회로보다 높고 비파단회로로는 비상노심냉각수가 주입되지 않는다(그림 14). 사고 직후에 파단력과 펌프수두가 균형을 이룰 때 짧은 기간 동안의 유동정체가 파단하류 채널(임계노심경로)에서 발생한다(그림 15). 결과적으로 핵연료와 압력관은 가열된다. 계속되는 펌프수두의 변화로 인하여 유동정체가 끝난 후에 핵연료 온도는 감소한다(그림 16). 45초경에 비상노심냉각수의 주입유량이 파단 방출유량을 초과하여 파단회로는 재충수되기 시작한다(그림 17).

파단력과 저하되기 이전의 펌프수두 때문에 파단상류의 채널(제3노심경로)은 주입 이전에도 잘 냉각된다. 그러므로 단지 약간의 가열만이 예견된다(그림 18). 파단하류 노심경로에서는, 저하된 제4펌프 수두에 의해 증가되는 모관 사이의 부압력차로 인하여 OHD5에서 IHD8 방향인 역방향으로 재충수된다(그림 15). 열수송 계통 압력이 2.5MPa 이하로 떨어지면 냉각재펌프는 트립되어 감속되기 시작한다(그림 19). 이 때 CATHENA의 경우와 많은 차이가 나는 것은 각 코드에서 사용한 해석상의 차이이다. 파단이 유일한 주된 구동력이므로 제3증기발생기(SG3)를 우회한 OHD5와 IHD6로의 비상노심냉각수 주입으로 파단방향으로 재충수된다. 그 결과로서 제3증기발생기는 유동정체가 된다. 중압 비상노심냉각수(MPECC) 주입은 고압 비상노심냉각수가 고갈되는 283.75초경에 시작되며, 저압 비상노심냉각수(LPECC)는 654.77초경에 주입되기 시작한다(그림 5). 파단회로의 유동은 냉각재 펌프가 트립되었기 때문에 장기 유동패턴은 파단에 의해 지배된다. 파단상류의 노심경로에서는 정방향이고 파단하류 노심경로에서는 역방향이 된다(그림 15). 파단회로에서는 증기발생기가 열원이 되기 때문에(그림 10) 장기 냉각은 저압 비상노심냉각수 주입으로 유지된다. 회로격리 이전에 파단회로에서는, 초기에 냉각재가 파단회로로 방출되지만 가압기에 의해 다시 보충된다. 비파단회로의 냉각재 재고량은 격리 이후 일정하게 유지되고 가압기에서의 보충으로 인하여 초기 재고량 보다 높다(그림 17). 비파단회로는 약 250kg/sec의 자연순화 유량이 형성되고 정방향 유동을 유지한다(그림 6). 비상노심냉각수가 주입되지 않더라도 증기발생기를 통한 열제거로 인해 핵연료의 적절한 냉각이 유지된다(그림 10). 비파단회로의 장기냉각은 2상 자연순환과 증기발생기를 통한 계속적인 열제거로 유지된다. 전반적으로 RELAP/CANDU의 계산결과는 CATHENA 계산결과와 매우 유사함을 알 수 있다.

4. 결 론

중수로의 안전성 검증평가체제 개선의 일환으로 중수로 계통 열수력 평가용으로 개발된 RELAP/CANDU에 대한 신뢰도 개선을 위하여 전산모형 및 사고시 운전조건에 대한 개선을 수행하였다. 특히 본 연구에서는 이전 연구에서 취약점으로 제기된 이차계통, 즉 비상노심냉각계통과 증기발생기 급수조절 계통 모델을 개선하였다. 이를 통하여 월성 2, 3, 4호기 입구모관 35% 파단사고 시 비상노심냉각계통이 정상적으로 작동하는 대형 냉각재 상실 사고를 대상으로 안전성 평가를 수행하였으며, 결과의 타당성을 검증하기 위해서 월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서에서 사용된 CATHENA MOD3.5/Rev. 1 코드의 사고해석 결과와 비교하였다.

RELAP/CANDU의 해석결과 일차측의 전반적인 거동과 핵연료 피복재 온도의 예측 뿐만 아니라 비상노심냉각계통 및 증기발생기 급수조절계통의 개선에 의해서 이차측의 거동도 CATHENA 결과와 비교적 잘 일치하였다. 향후 연구에서는 임계채널(critical path)에서의 열수력 현상을 평가하기 위하여 다채널 (multi channel) 모델을 반영할 예정이다. 또한, 기포반응도에 따른 중수로 노심출력 불균형은 기존 점동특성모델(point kinetics model)에서는 정확히 모사할 수 없기 때문에 노심 내 3차원 출력분포 해석체계의 개발도 필요하다.

표 1. 계통모델에 대한 초기조건 (103% 출력) 및 정상상태 평가

변 수	RELAP/CANDU	CATHENA	RELAP/CANDU[3]
RIH 압력 [MPa(a)]	11.355	11.4	11.318
RIH 온도 [K]	535.48	541	536.87
ROH 압력 [MPa(a)]	10.0	10.0	10.0
ROH 온도 [℃]	583.72	583.5	583.46
ROH 유량 건도 [%]	2.44	4.8	2.48
펌프흡입구 압력 [MPa(a)]	9.58	9.58	9.55
냉각재펌프 압력차 [MPa(d)]	1.75	1.80	1.73
노심 유량 [kg/sec]	1900.2	1897	1900.1
경로당 핵연료 출력 [MW]	527.875	527.875	513.
가압기 수입 [m]	8.46	12.48	9.188
증기드럼 압력 [MPa(a)]	4.83	4.69	4.94
증기드럼 온도 [K]	534.9	533	536.2
총 증기유량 [kg/sec]	1061.47	1018	1046.08
총 급수유량 [kg/sec]	1066.90	1061	1025.16
급수 온도 [K]	460.53	459	460.65
증기발생기내 재순환비	3.9:1	5.1:1	4.2:1

표 2. 열수송 계통 입구모관 35% 파단사고 추이

동작 내용	RELAP/CANDU	CATHENA	RELAP/CANDU[3]
입구 급수모관 35% 파단 (채널 4, IHD8)	0.0sec	0.0sec	0.0sec
원자로 정지 신호	0.43sec	0.43sec	0.43sec
열수송 계통 회로 격리 개시	7.86sec	8.6sec	7.46sec
피복재 최고온도 도달	12.2sec (1297K)	17.59sec (1308K)	14.0sec (1293K)
터빈 Runback	12.87sec	20.1sec	12.47sec
열수송 계통 회로 격리 완료	27.86sec	28.6sec	27.46sec
고압안전주입 개시	23.65sec	37.8sec	23.13sec
주증기 안전 밸브 열림	37.86sec	38.6sec	37.46sec
열수송펌프 3/4 정지	42.31/41.99sec	176.4/176.4sec	48.92/49.80sec
열수송펌프 1/2 정지	115.57/115.35sec	176.4/176.4sec	140.47/140.60sec
중압주입 개시	283.75sec	292.8sec	235.64sec
고압안전주입 종료	300.49sec	292.8sec	250.78sec
저압안전주입 개시	654.77sec	678.1sec	568.65sec
중압안전주입 종료	654.77sec	678.1sec	568.65sec
계산 종료	900sec	900sec	900sec

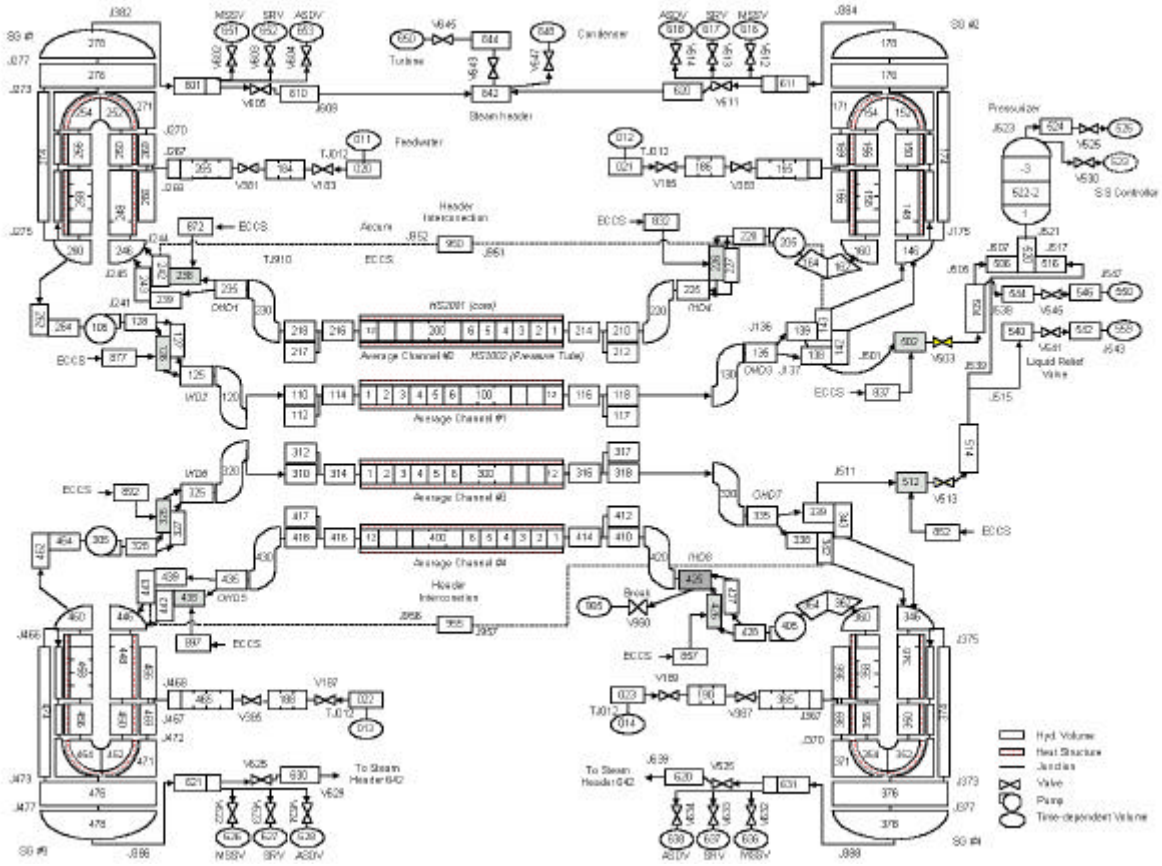

그림 1. CANDU 원자로 시스템의 Nodalization (RELAP/CANDU)

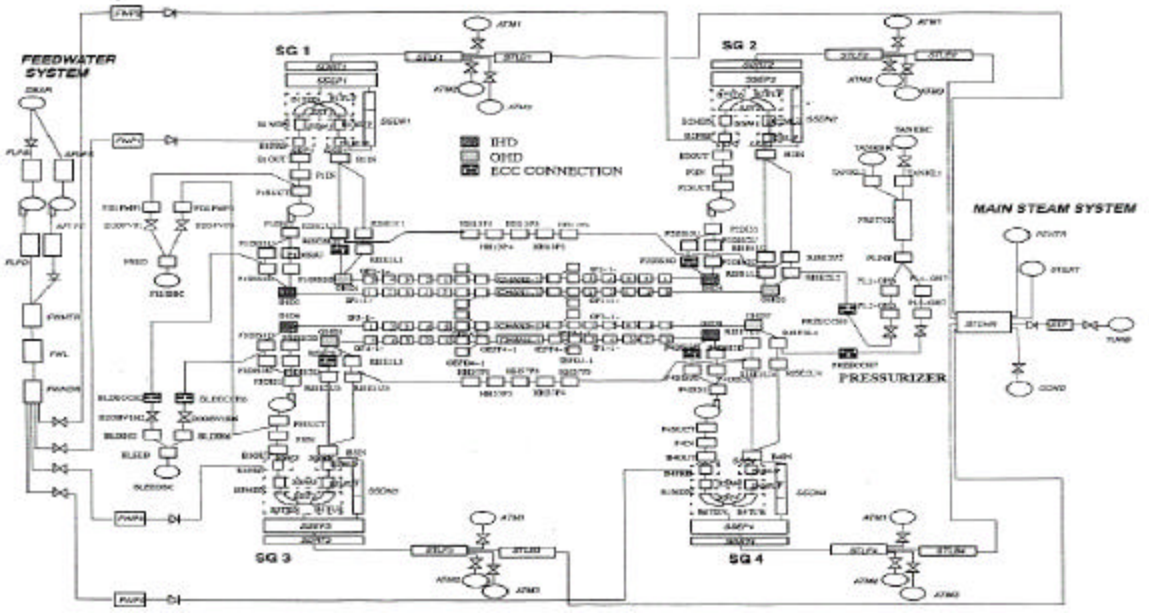

그림 2. CANDU 원자로 시스템의 전산모형 (CATHENA) : **단일평균채널 계통모델**

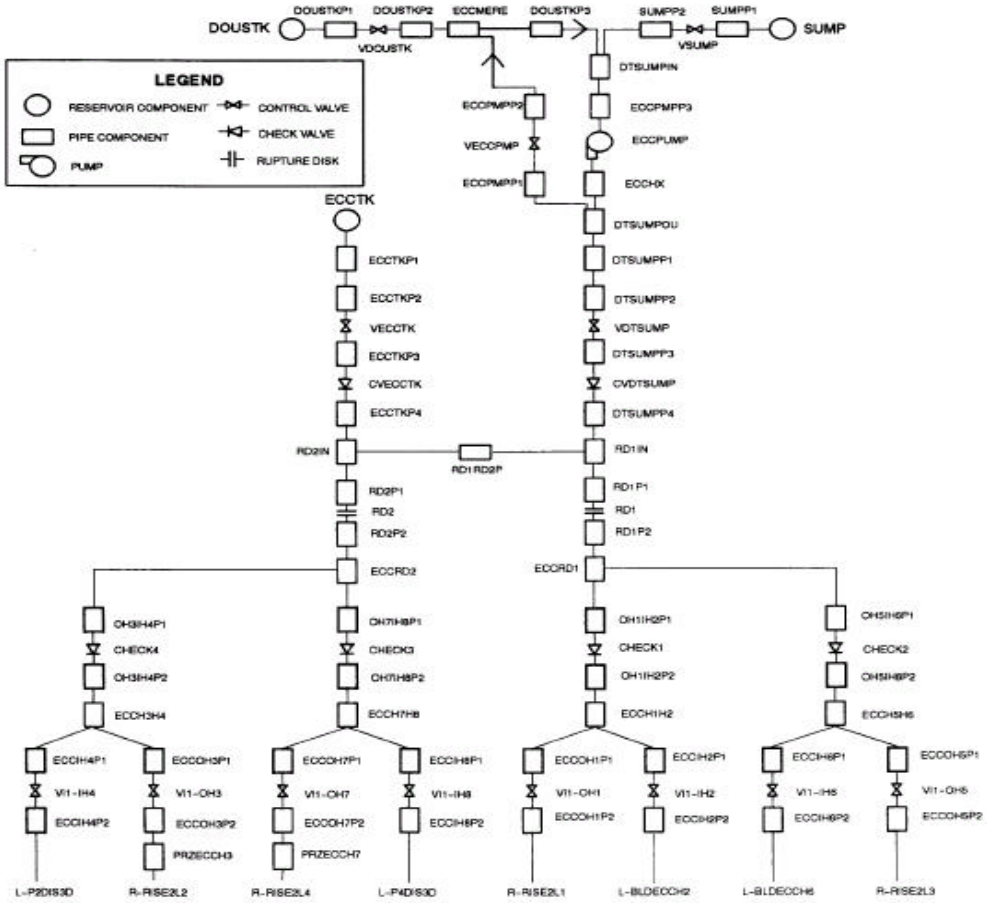

그림 3. 비상노심냉각계통의 전산모형 (CATHENA)

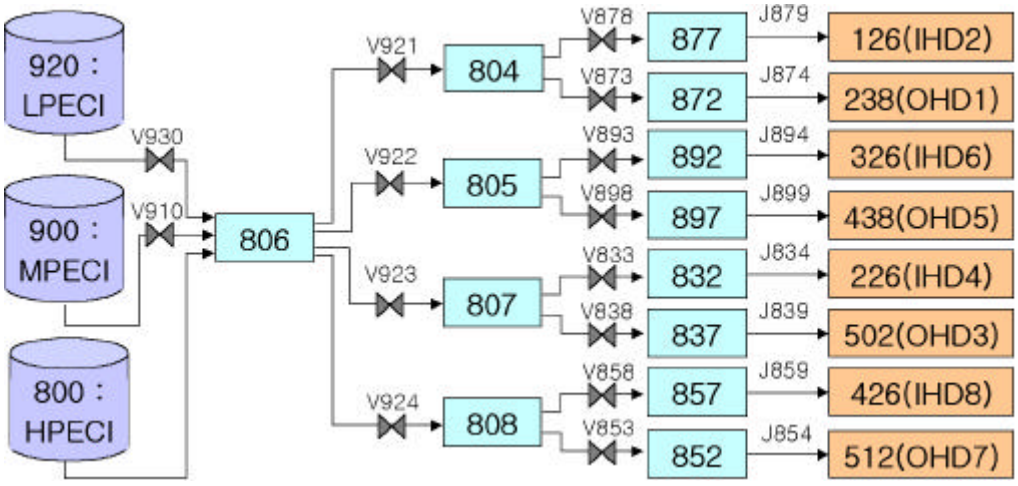

그림 4. 비상노심냉각계통의 Nodalization (RELAP/CANDU)

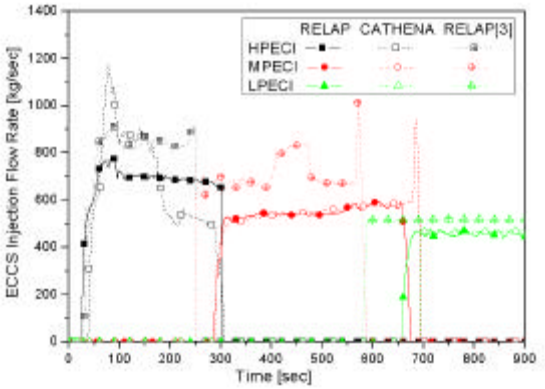

그림 5. 안전주입유량

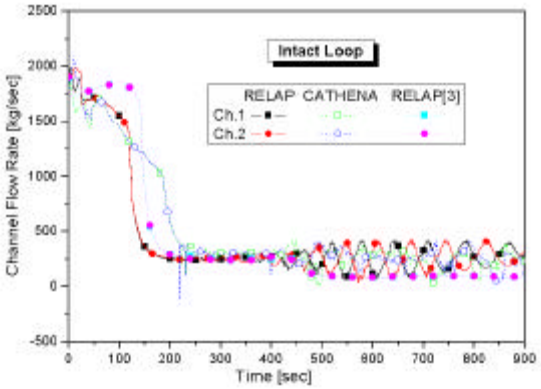

그림 6. 비파단회로내 채널유량

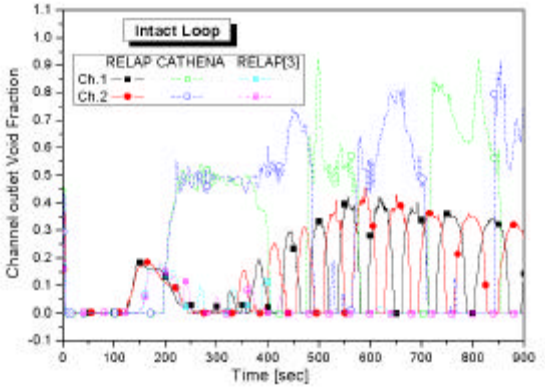

그림 7. 비파단회로의 채널출구 기포율

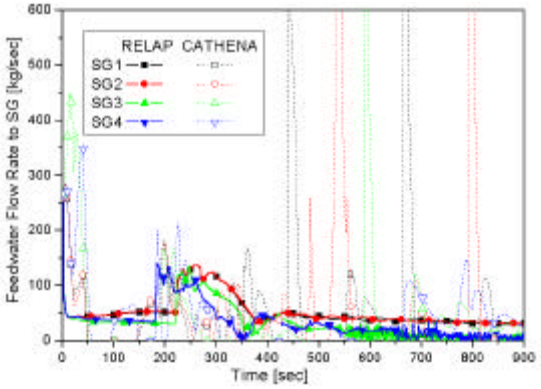

그림 8. 증기발생기 급수유량

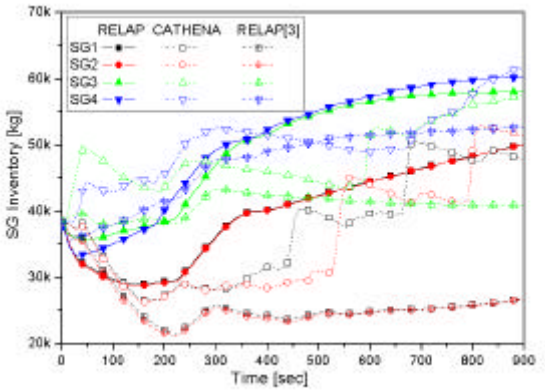

그림 9. 증기발생기 재고량

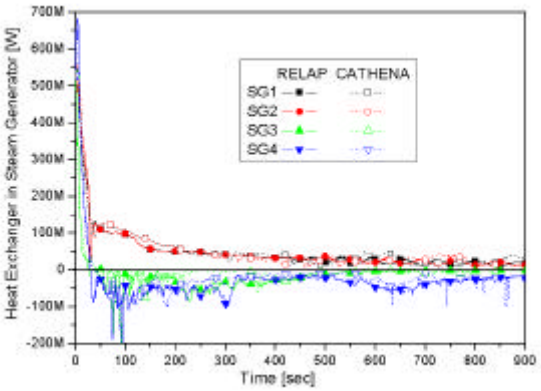

그림 10. 증기발생기에서의 열교환

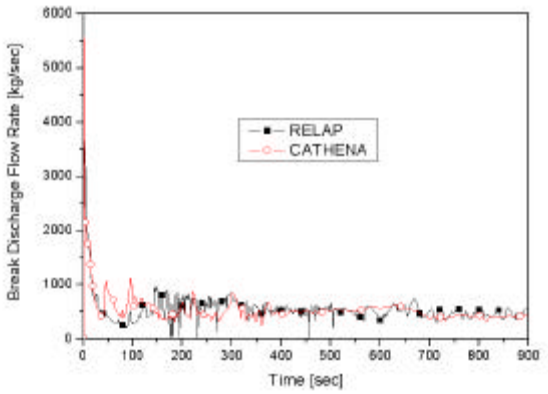

그림 11. 파단부위(IHD8) 방출유량

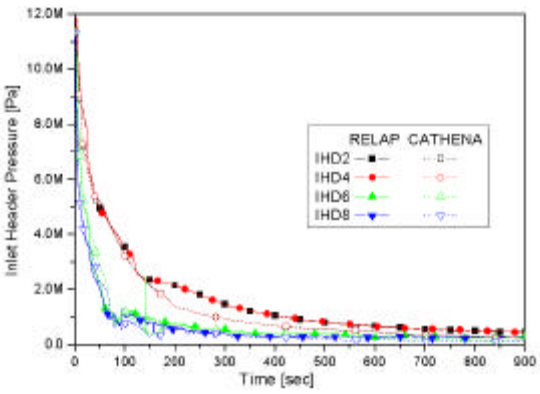

그림 12. 입구모관 압력

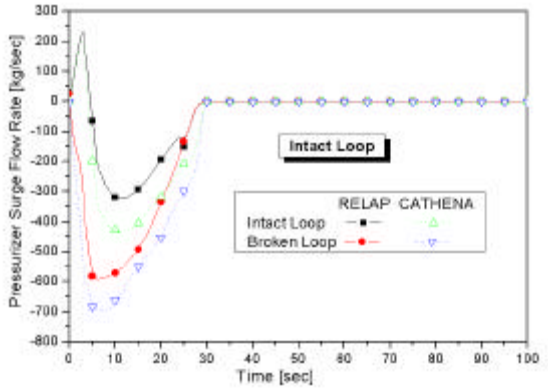

그림 13. 가압기 서지 유량

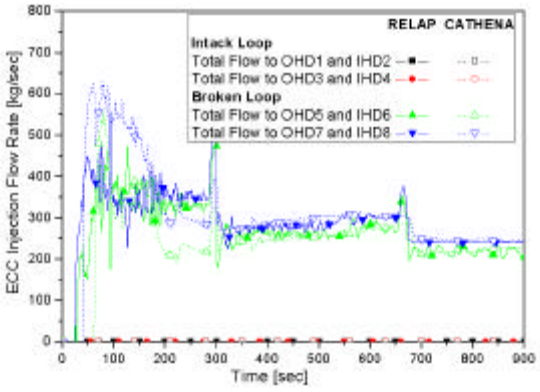

그림 14. 파단 및 비파단회로로의 안전주입유량

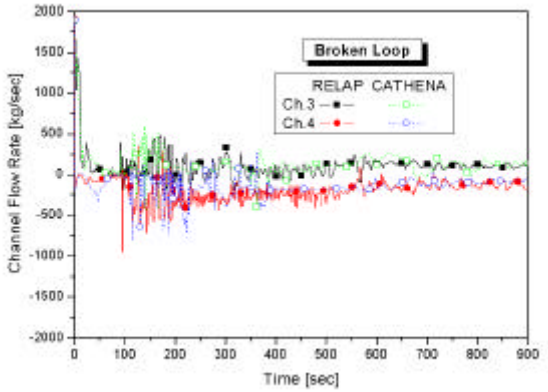

그림 15. 파단회로내 채널 유량

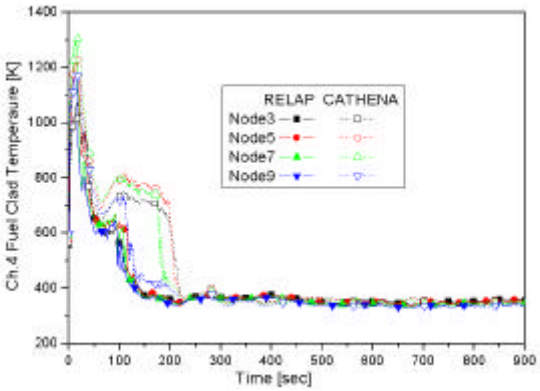

그림 16. Ch. 4(임계 노심경로)에서의 핵연료 피복재 온도

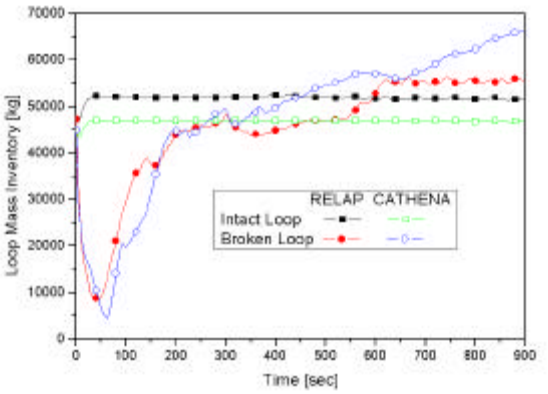

그림 17. 파단 및 비파단회로내 재고량

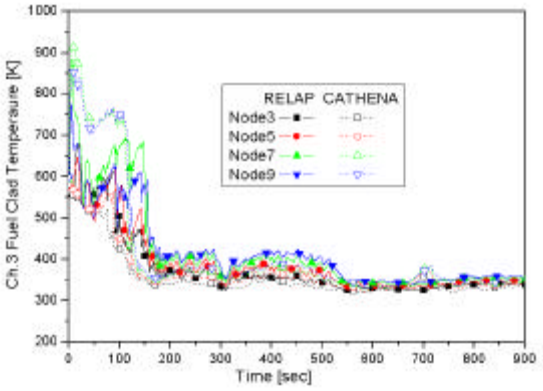

그림 18. Ch. 3(비임계 노심경로)에서의 핵연료 피복재 온도

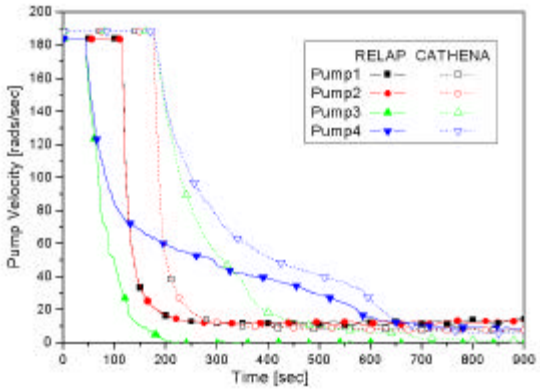

그림 19. 냉각재 펌프 속도

참 고 문 헌

[1] RELAP5/MOD3.3 Code Manual, NUREG/CR-5535-Rev. 1, 2003

[2] 정법동 외, KAERI/CR-129/2002, 중수로 열수력 안전해석 최적 검증 코드 개발 (Development of Best Estimate Auditing Code for CANDU Thermal-Hydraulic Safety Analysis), 2002. 4

[3] 황수현 외, 중수로 안전성 평가방법론 개선에 관한 연구: RELAP/CANDU를 이용한 CANDU 원자로 입구모관 35% 파단사고 평가, 2003 춘계학술발표회, 한국원자력학회

[4] 월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서(FSAR), 한국전력공사, 2001. 4

[5] 중수로 계통 및 구조, 한국전력공사 월성원자력본부

[6] Mallory, J. P. and MacDonald, T. E., CATHENA Idealization - Documentation of a CANDU 600-Reactor, Atomic Energy of Canada Limited, Research Company