

중수로 안전성 평가방법론 개선에 관한 연구:
RELAP/CANDU를 이용한 CANDU 원자로 입구모관 35% 파단사고 평가

A Study on Improvement of Safety Analysis Methodology for CANDU Reactors:
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 1차년도 연구에서는 중수로 계통 열수력 평가용으로 개발된 RELAP/CANDU에 대한 신뢰도 개선을 위하여 전산모형 및 사고시 운전조건에 대한 개선을 수행하였다. 이에 대한 검증을 위하여 월성 2, 3, 4호기 노심 입구 급수모관 35% 파단 대형 냉각재 상실사고에 대해 비상 노심냉각계통 성능 평가 해석을 수행하였으며 그 결과를 월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서에 있는 CATHENA 결과와 비교하였다. 개선된 전산모형 및 사고시 운전조건을 적용하여 RELAP/CANDU로 해석한 결과를 CATHENA의 해석결과와 비교한 결과, 전반적으로 일차측 계통의 열수력 거동 및 핵연료 피복재 온도를 잘 모사하는 것으로 나타났다. 그러나 비상노심냉각계통과 급수계통의 모델링 차이와 증기발생기 수위제어 등 일부 보완점이 확인되었다. 또한 기포반응도에 따른 중수로 노심출력 불균형을 기존 점동특성모델(point kinetic model)에서는 정확히 모사할 수 없음을 확인하였다. 따라서 향후 2차년도 연구에서는 증기발생기수위제어시스템과 같은 기기의 제어모델과 노심 내 3차원 출력분포 해석체계, 임계채널(critical pass)의 열수력 현상을 평가하기 위한 다채널 평가, 핵연료채널 3차원 열수력 평가방법론 개발 등 추가 연구가 필요 할 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, some efforts have been conducted not only to improve the nodalization model, but also to modify the operating conditions of components. 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. However, there the some discrepancies identified from the present analyses. Three dimensional power distribution in the core should be considered in the safety analysis since the point kinetic model can not predict adequately for the void effect. 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 준공 이래 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.

캐나다는 70년대 중수로 가동을 시작하여 많은 운전경험을 갖고 있으며, 최근에는 가동중 중수로의 안전성 평가를 위한 경년열화를 고려한 안전해석 기법의 개발 및 검증평가 등에 관한 연구가 진행중에 있다. 따라서 안전성 관련 전산코드 체계를 지속적으로 개량해 왔으며, 중수로 안전성 관련 기술의 개발을 대부분 주도해 왔다. 한편, 캐나다 원자력 안전위원회(CNSC : Canadian Nuclear Safety Commission)는 독자적인 안전성 평가체제는 구축하고 있지는 않으나, 사업기관이 사용하고 있는 안전해석코드에 대한 검증을 통하여 그 타당성을 확인함으로써 단일 안전해석체계를 운영하고 있다고 볼 수 있다. 그러나 최근 캐나다의 CNSC는 안전성 평가체제의 수립 필요성을 인식하여 안전연구프로그램을 통하여 3-D 열수력 거동해석 방법론 개발, 주요 사고별 안전해석지침서 개발 등 안전해석 평가체제를 개선하고 있다.

또한 캐나다에서는 안전해석용 노물리 해석 방법론 개선을 위하여 기포반응도 예측 불확실도를 줄이기 위해 연소 핵연료(Irradiated Fuel)에 대한 실험 및 분석 등을 추진하고 있다. 더불어 열수력 과도해석에 있어서도 감속재 3차원 열수력거동 분석방법론 개발, 감속재 계통의 국부 과냉각도 변화에 대한 실험 및 현행 핵설계 해석 방법론에 대한 개량/검증을 수행하고 있다.

이러한 국외 동향을 직시할 때 국내에서도 안전성 관련 기술을 시급히 자립하여 운전중인 원전의 안전성 신뢰도를 높이고 안전성 향상을 위한 기술개발을 조속히 실현해야 한다. 이를 통해 지금까지 캐나다에 거의 의존하고 있던 안전 해석 기술을 국내에서 보유함으로써 안전성 관련 해석기술의 독립적인 적용과 향상을 자체적으로 도모할 수 있게된다. 따라서, 가동중 중수로의 안전해석체제 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/CANDU에 대한 신뢰도 개선을 위하여 전산모형 및 사고시 운전조건에 대한 개선을 수행하였다. 이를 통하여 월성 2, 3, 4호기 입구모관 35% 파단사고 시 비상 노심냉각계통이 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 제시된 CATHENA 사고해석 결과와 비교하였다[1, 2].

2. 전산해석모델 개선

2.1 개요

일차 열수송 계통

가압 중수로 열수송 계통은 냉각재 상실 사고 시 냉각재 누설량을 감소시키기 위해 2개의 폐 회로로 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

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), 재순환 회로(Vol-274/266, 174/166, 474/466, 374/366) 및 Dome(Vol-278, 178, 478, 378) 영역으로 모델링 하였다.

비상노심냉각계통

비상노심냉각계통 그림 2와 같이 고압, 중압 및 저압 주입계통으로 구성된다. 고압주입은 축압기(Vol-800)를 설치하여 모델링 하였다. 살수탱크(주입에 유용한 재고량 : 200 m^3)에서의 중압주입을 모사하기 위해서 time-dependent volume 900과 모터 밸브(V910)를 설치하여서 축압기의 수위가 1m 이하가 되면 주입이 시작되고 주입된 냉각재의 양이 200 m^3 이 되면 주입이 중지되도록 트립을 설정하였다. 또한 배수조 재순환에 의한 저압주입을 모사하기 위해서는 time-dependent volume 920과 트립 밸브(V930)를 설치하여서 중압주입이 정지되면 주입되기 시작해서 계산종료시(900sec)까지 열수송 계통으로 주입되도록 모사하였다. 그리고 채널에서 안전주입 쪽으로의 역류를 방지하기 위해서 check valve(V921, 922, 923, 924)를 설치하였다.

사고시 작동조건

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. 증기발생기 이차측으로 냉각재 공급을 위해 정상운전 및 원자로 정지시 원자로 출력에 따라 주급수 펌프 및 보조급수 펌프를 통한 급수 유량 공급을 위해 time-dependent junction 012를 설치하였고, 역류를 방지하기 위해서 check valve(V381, 383, 385, 387)을 설치하였다.

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 FSAR에 있는 CATHENA 전산모형(nodalization)과 비교, 검토하였다. 기존 RELAP/CANDU의 전산모델은 CATHENA 전산모델과 큰 차이는 없으나, 비상노심냉각계통과 급수계통 등 일부 차이점을 확인하였다. FSAR에 기술된 CATHENA 코드에서 사용한 CANDU 원자로 시스템의 전산모형과 비상노심냉각계통의 전산모형은 그림 3, 4와 같다[3].

파단위치 개선

월성 2/3/4호기 냉각재 상실 사고 모사에 대한 기존의 RELAP/CANDU의 input deck¹⁾에서는 채널1의 입구급수모관(IHD2)에서 파단이 일어나는 것으로 모사를 했는데 FSAR에서는 채널 4의 입구급수모관(IHD8)에서 파단이 발생하는 것으로 모사를 하였다. 검토결과 채널 4에서 파단이 일어나는 경우 핵연료 피복재의 온도가 채널 1에서 파단이 일어나는 것보다 더 높은 결과를 보였다. 따라서 본 연구에서는 채널 4의 IHD8에서 파단이 발생하는 것으로 하여 사고해석을 수행하였다.

회로격리 트립 개선

기존의 전산모형에서는 회로격리를 위해 motor valve(V-503, 513)를 설치하였으나, 잘못된 트립으로 인해서 회로격리가 되지 않고 비파단회로의 냉각재가 가압기를 통해서 파단회로로 빠져나

1) KAERI/CR-129/2002, 중수로 열수력 안전해석 최적 검증 코드 개발 (Development of Best Estimate Auditing Code for CANDU Thermal-Hydraulic Safety Analysis), 부록 D Input decks for LOCA model analysis

가는 오류를 보였다(그림 5). 이를 수정하기 위해서 motor valve(V-503, 513)에 대해서 개방 및 폐쇄 신호 트립을 수정하였다. 그 결과 회로격리 신호후 20초의 지연시간을 가지고 회로는 완전히 격리되었다(그림 6).

비상노심냉각수 주입모델 개선

기존의 RELAP/CANDU에서는 고압안전주입과 중압안전주입의 전산모형만이 모델링 되어있는데 반해, 실제 CANDU 원자로 시스템의 비상노심냉각계통은 그림 4와 같이 고압, 중압, 저압안전주입계통으로 구성된다. 따라서 저압안전주입을 가능하게 하기 위해서 그림 2와 같이 비상노심냉각계통을 모델링 하였다. 비상노심냉각계통 성능 평가를 위해 대형 냉각재 상실사고 발생 시 열수송 계통 압력, 축압기 수위 및 기타 계통 조건에 따라 안전 주입 유량이 형성되는 안전주입계통 정상 동작 상태에 대해 해석을 수행하였으며, 그 결과 그림 7과 같으며, CATHENA 결과와 잘 일치하였다.

급수계통 주입모델 개선

기존 급수계통은 계산종료시까지 일정유량을 계속해서 공급(그림 8)하는 것으로 되어있는데, 실제에 있어서는 증기발생기 수위제어(SGLC : Steam Generator Level Control) 논리에 의한 급수조절밸브에 의해 계통유량이 조절된다. CATHENA 경우를 보면 주급수펌프는 계속 작동중이고 보조급수펌프는 작동을 하지 않은 상태에서 급수조절 밸브를 통해서 증기발생기 수위를 조절하지만, 현재 RELAP/CANDU에서는 그러한 수위조절 기능을 모사하지 못하기 때문에 원자로 출력에 따라서 급수유량이 변화하도록 모델링 하였다(그림 9). 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[4].

대형 냉각재 상실사고 발생 시 증기발생기 이차측으로 냉각재를 공급하는 급수계통의 경우, RELAP/CANDU의 경우 증기발생기의 재고량은 그림 10에서 보는 바와 같이 증기발생기 1, 2의 재고량은 감소하다가 5,000kg 정도 증가한 후 일정하게 유지되는 반면, CATHENA의 경우 감소하다가 다시 증가하는 것으로 나타났다. RELAP/CANDU와 CATHENA에서 증기발생기 쪽의 열수력 현상이 다른 이유는 급수공급계통의 차이점 때문이며, 이로 인해 노심 채널 출구에서 기포율(그림 17)이 차이점을 보이는 것으로 판단된다.

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. 계통 모델에 대한 각각의 초기조건 및 사고 진행 과정의 주요 동작사항은 표 1과 2와 같다.

입구 급수모관 35% 파단

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. 열수송 계통 냉각재 재고량 감소로 그림 13에서 보는 바와 같이 파단 급수모관에 연결된 채널 4의 핵연료 피복재 온도가 급격하게 증가하게 되며, 다른 채널에 위치한 피복재의 온도 상승량 그림 14와 15에서와 같이 상대적으로 작게 증가하게 된다.

이는 파단 급수모관에 연결된 채널 4의 노심 내 냉각재가 고갈되면서 기포율(그림 16, 17)이 급격히 증가되어 핵연료 냉각 능력이 저하되기 때문이다. 파단회로 채널 3에 위치한 핵연료의 피복재 온도 증가량(그림 14)은 냉각재가 핵연료 채널을 통과하여 파단 부위로 방출됨에 따라 채널 4보다 작게 된다. 비파단회로의 경우에는 사고초기에는 냉각재가 파단 부위로 방출되지만 열수송 계통 압력이 5.25 MPa이하로 감소되면 파단회로와 비파단회로간 격리가 이루어져 냉각재 방출이 정지되고, 가압기에서의 냉각재 보충(그림 6)으로 초기보다 더 높은 냉각재 재고량을 보유하게 되어 기포율이 낮아지게 되므로 피복재 온도 상승량은 그림 15와 같이 상대적으로 낮게 된다.

그림 17에서 RELAP/CANDU와 CATHENA에서 비파단회로 노심 채널 1의 출구에서의 기포율에서 많은 차이점이 발생하는 데 이는 급수유량의 차이로 증기발생기를 통한 열 제거량에 차이가 발생되기 때문이다. 이로 인해 장기냉각의 경우 CATHENA는 2상 자연순환 (기포계수 $\approx 0.6\sim 0.7$)과 증기발생기를 통한 열 제거가 유지되는 반면, RELAP/CANDU의 경우는 단상 (기포계수 $\approx 0\sim 0.1$) 자연순환과 증기발생기를 통한 열 제거가 유지된다.

원자로 정지

원자로 정지 신호가 0.43초에 발생하면 1.2초 지연 후 원자로가 정지되어 노심 열출력은 그림 18과 같이 감소되어 그림 13에서 보는 바와 같이 채널 4의 핵연료 피복재 온도 상승이 중지된다. 냉각재 상실사고 발생 14.0초 (CATHENA : 약 17.6초) 후 핵연료 채널 중심(Node 7)에 위치한 핵연료의 피복재 최고 온도는 출력섭동(Power Pulse)이 발생하는 시점에서 1,293K (CATHENA : 1,308K)에 도달하게 된다. CATHENA 해석결과와 차이가 나는 이유는 CATHENA의 경우, 파단회로와 비파단회로로 구분하여 3차원 노심출력계산으로부터 노심출력변화자료를 제공받아 입력되는 반면, RELAP/CANDU는 파단회로와 비파단회로를 구분하지 않고 단일 노심출력변화를 제공받아 해석하기 때문으로 판단된다.

파단 부위를 통한 냉각재의 지속적인 방출로 그림 12에서 보는 바와 같이 열수송 계통 압력이 5.25MPa이하로 감소되면 7.5초경에 파단회로와 비파단회로간 격리가 이루어지기 시작하고 27.5초경에 격리가 완료된다(그림 6). 이 때 비파단회로의 냉각재 재고량은 회로 격리 이전에 가압기에서의 보충으로 인하여 초기 재고량 보다 높게 된다. 회로격리로 더 이상의 냉각재 방출이 이루어지지 않는 비파단회로는 압력 감소가 둔화된다. 냉각재 방출이 지속되는 파단회로에서는 급격한 압력감소로 열수송 계통 저압력 신호(<2.5MPa)가 발생되면, 열수송 펌프 4, 3이 48.9초 및 49.8초에 각각 정지되나, CATHENA 경우에는 176.4초에 펌프 4기가 동시에 정지시키는 해석상에 차이점이 있다 (그림 19).

고압안전주입

열수송 계통 압력이 5.25MPa 이하가 되면 냉각재 상실사고 신호가 발생된다. 이에 따라, 23.13초에 고압안전주입(30℃, 4MPa)이 시작되어 그림 7에서 보는 바와 같이 대략 850kg/sec의 안전주입 유량이 공급되고 축압기 수위가 0.5m가 되면 비압축 가스인 질소의 일차측으로의 유입을 막기 위해서 주입이 종료된다. CATHENA의 경우 RELAP/CANDU의 경우와 유사한 경향을 보이지만 그 동작시간과 유량에 있어 차이를 보이는데 이는 비상노심냉각계통의 전산모델(nodalization)의 차이로, CATHENA의 경우 안전주입계통의 기기에 대한 모델을 갖고있어 실제 CANDU 원자로 계통에 유사하게 모델링한 반면, RELAP/CANDU의 경우 기기에 대한 고유모델을 갖고 있지 않아서 단순 모델로 해석하여 발생한 차이로 보인다.

또한, 그림 20에서 보는 바와 같이 주증기안전밸브가 37.5초(CATHENA : 38.6초)에 개방되어 증기발생기를 통한 급속 냉각(Crash Cooldown)이 이루어짐에 따라 증기발생기 압력이 그림 21에서 보는 바와 같이 급격히 감소하게 된다. 이때 CATHENA의 방출유량이 더 많은 것으로 나타나는 데 이는 급수유량이 RELAP/CANDU보다 CATHENA가 더 많기 때문이다.

27.5초 경에 파단회로와 비파단회로가 격리되므로 비파단회로의 압력은 고압안전주입 압력보다 높게 유지되어 저온(30℃)의 고압안전주입수는 파단회로에만 공급되게 된다 (그림 22). 따라서 파단회로의 온도 (그림 23)는 급격하게 감소되는 반면, 비파단회로는 주증기안전밸브를 통한 증기 방출로 열 제거가 이루어짐에 따라 상대적으로 천천히 온도(그림 24)가 감소되어 파단회로와 비파단회로간 냉각재 온도 차이가 크게 나타난다.

파단회로의 입구 급수모관(IHD8) 방면(Vol-426)과 출구모관(OHD7) 방면(Vol-512)으로 주입되는 안전주입수는 그림 1에서와 같이 노심을 통과하지 않고 모두 파단부위에서 격납용기로 방출되는 반면, 출구모관(OHD5) 방면(Vol-438)으로 공급되는 안전주입수는 채널 4 노심을 역류하여 파단부로 방출되고 입구모관(IHD6) 방면(Vol-326)으로 공급되는 안전주입수는 채널 3 노심을 통과하여 격납용기로 방출되게 된다. 이로 인하여 파단회로에서는 안전주입수 공급에 의해 열수송 계통 순환 유량이 그림 25에서와 같이 형성되며, 비파단회로에서는 회로 격리로 인해 파단 부위로 방출이 중단된 후 계통 압력이 열수송 펌프 정지 압력 설정치 보다 높게 유지되어 열수송 펌프에 의한 지속적인 강제순환유량이 그림 26과 같이 형성된다. 증기발생기를 통한 열 제거가 이루어지면서 비파단회로 계통 압력이 2.5MPa이하로 감소되어 140.47초 및 140.6초에 열수송 펌프 2, 1이 각각 정지되며 대략 200초까지 열수송 펌프가 Coast-down되면서 (그림 19) 유량이 감소되어 200초 이후에는 주증기 방출밸브를 통한 열 제거에 의한 자연순환냉각(thermosyponig)이 이루어진다.

중압안전주입

중압안전주입(38℃, 1.3MPa)은 축압기 수위가 1m가 되는 235.64초에 주입이 시작되어서 약 700kg/sec의 유량이 주입되며 살수탱크의 냉각재 보유량인 200 m³이 고갈되는 568초경에 주입이 종료된다(그림 7). 이때 400초에서 480초 사이에 중압주입유량이 증가하다가 감소하는 데 이는 비파단회로의 압력(그림 12)이 중압안전주입 압력인 1.3MPa 이하로 낮아지기 때문에 비파단회로에도 중압안전주입이 공급되기(그림 22) 때문에 회로격리 이후에도 냉각재 재고량이 증가하나, CATHENA에서는 비파단회로에 회로의 압력이 중압안전주입 압력이하로 낮아져도 중압안전주입

이 되지 않도록 모델링 되어 냉각재 재고량은 격리 이후 일정하게 유지된다. 따라서 RELAP/CANDU의 경우는 비파단회로의 핵연료 온도(그림 15)와 냉각재 온도(그림 24)가 대략 400초에서 480초 사이에서 온도하강 속도가 조금 빨라지다가 다시 10℃ 가량 온도가 증가하다가 완만히 감소하는 경향을 보이는데, 이것은 비파단회로로의 중압안전주입이 공급되기 때문이다.

저압안전주입

568초경 살수탱크의 냉각재 보유량이 고갈되면 중압안전주입이 종료되고 배수조 재순환에 의한 저압안전주입(55℃, 0.7MPa)이 개시되어 약 500kg/sec의 유량이 주입된다(그림 7). 이 때 파단회로의 핵연료 피복재 온도(그림 13, 14)와 냉각재 온도(그림 23)는 약 16℃~23℃ 가량 증가하는데 이는 저압안전주입의 유량이 중압안전주입의 유량보다 작고, 주입수 온도가 55℃로 저압주입수의 온도인 38℃ 보다 상대적으로 높기 때문이다.

한편 비파단회로의 경우는 비상노심냉각수가 주입되지 않더라도 증기발생기를 통한 열 제거로 인해 핵연료의 적절한 냉각이 유지된다. 다만, 비파단회로의 장기냉각은 CATHENA의 경우는 2상 자연순환과 증기발생기를 통한 지속적인 열 제거로 유지되지만, RELAP/CANDU의 경우는 단상 자연순환과 증기발생기를 통한 열 제거로 유지되게 된다.

4. 결론

중수로의 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/CANDU에 대한 신뢰도 개선을 위하여 전산모형 및 사고시 운전조건에 대한 개선을 수행하였다. 이를 통하여 월성 2, 3, 4호기 입구모관 35% 파단사고 시 비상 노심냉각계통이 정상적으로 작동하는 대형 냉각재 상실 사고를 대상으로 안전성 평가를 수행하였으며, 결과의 타당성을 검증하기 위해서 월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서에 제시된 CATHENA 사고해석 결과와 비교하였다.

RELAP/CANDU의 해석결과 비상노심냉각계통과 급수계통의 전산모형의 상이점에 따른 일부 차이점을 보이긴 하지만, 일차측의 전반적인 거동과 핵연료 피복재 온도의 예측에 있어서 비교적 잘 일치하였다. 그러나 중수로 안전성 평가체제 개선을 위해서는 지속적으로 아래의 사항이 보완되어야 할 것으로 사료된다.

- (1) 비상노심냉각계통의 실제 운전상태를 모사하기 위하여 모터구동밸브 및 펌프 등 기기의 운전조건을 반영하여야 하며, 급수계통에 있어서도 증기발생기 수위제어(SGLC) 논리에 따라 급수유량을 조절할 수 있도록 하는 제어모델을 반영, 개선하여야 한다.
- (2) 임계채널(critical path)에서의 열수력 현상을 평가하기 위하여 다채널 (multi channel) 모델을 반영하여, 평가할 필요가 있다.
- (3) 기포반응도에 따른 중수로 노심출력 불균형은 기존 점동특성모델(point kinetics model)에서는 정확히 모사할 수 없기 때문에 노심 내 3차원 출력분포 해석체계의 개발이 필요하다.

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

변 수	월성 2/3/4 FSAR	RELAP/CANDU
RIH 압력 [MPa(a)]	11.4	11.318
RIH 온도 [K]	541	536.87
ROH 압력 [MPa(a)]	10.0	10.0
ROH 온도 [℃]	583.5	583.46
ROH 유량 건도 [%]	4.8	2.48
펌프흡입구 압력 [MPa(a)]	9.58	9.55
냉각재펌프 압력차 [MPa(d)]	1.80	1.73
노심 유량 [kg/sec]	1897	1900.1
경로당 핵연료 출력 [MW]	527.875	513.
가압기 수입 [m]	12.48	9.188
증기드럼 압력 [MPa(a)]	4.69	4.94
증기드럼 온도 [K]	533	536.2
총 증기유량 [kg/sec]	1018	1046.08
총 급수유량 [kg/sec]	1061	1025.16
급수 온도 [K]	459	460.65
증기발생기내 재순환비	5.1:1	4.2:1

표 2. 열수송 계통 입구모관 35% 파단사고 추이

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

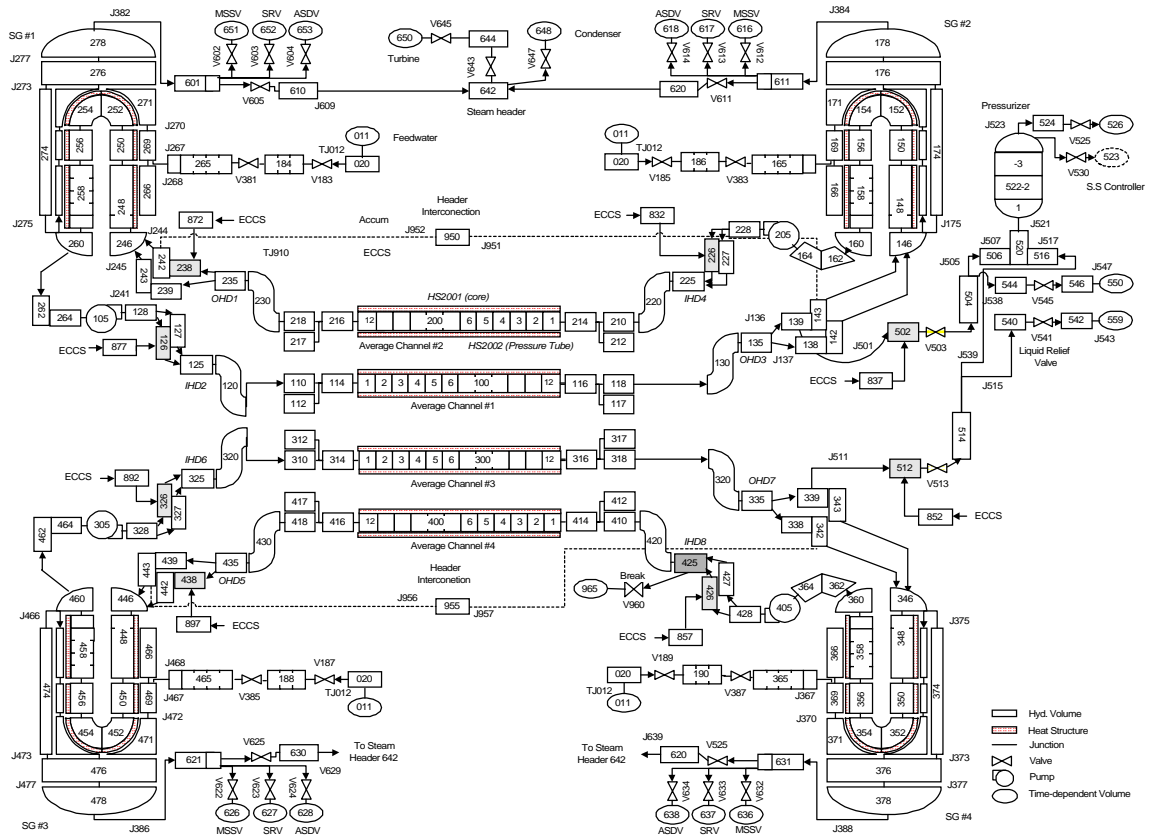


그림 1. CANDU 원자로 시스템의 Nodalization (RELAP/CANDU)

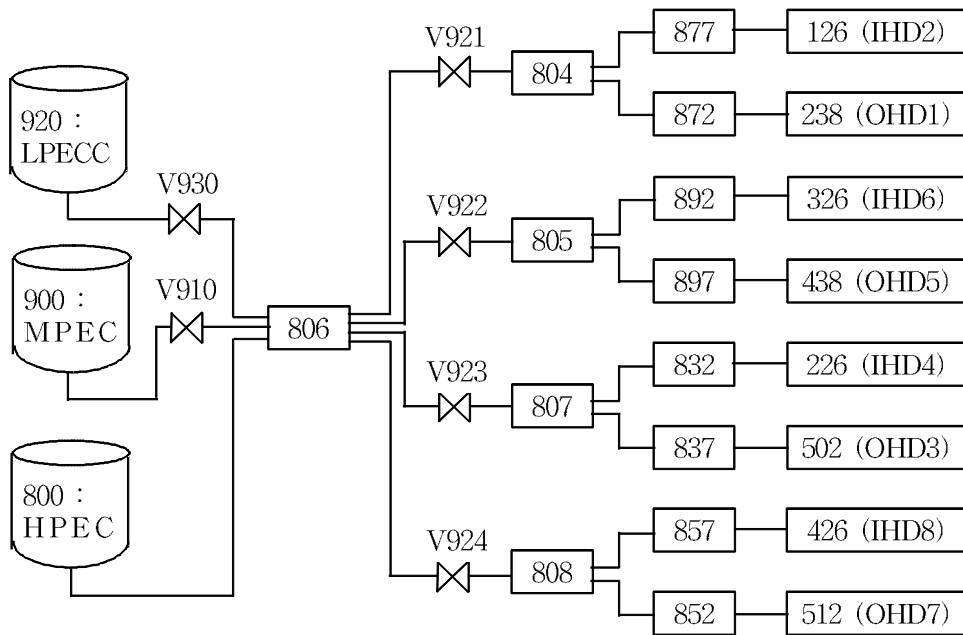


그림 2. 비상노심냉각계통의 Nodalization (RELAP/CANDU)

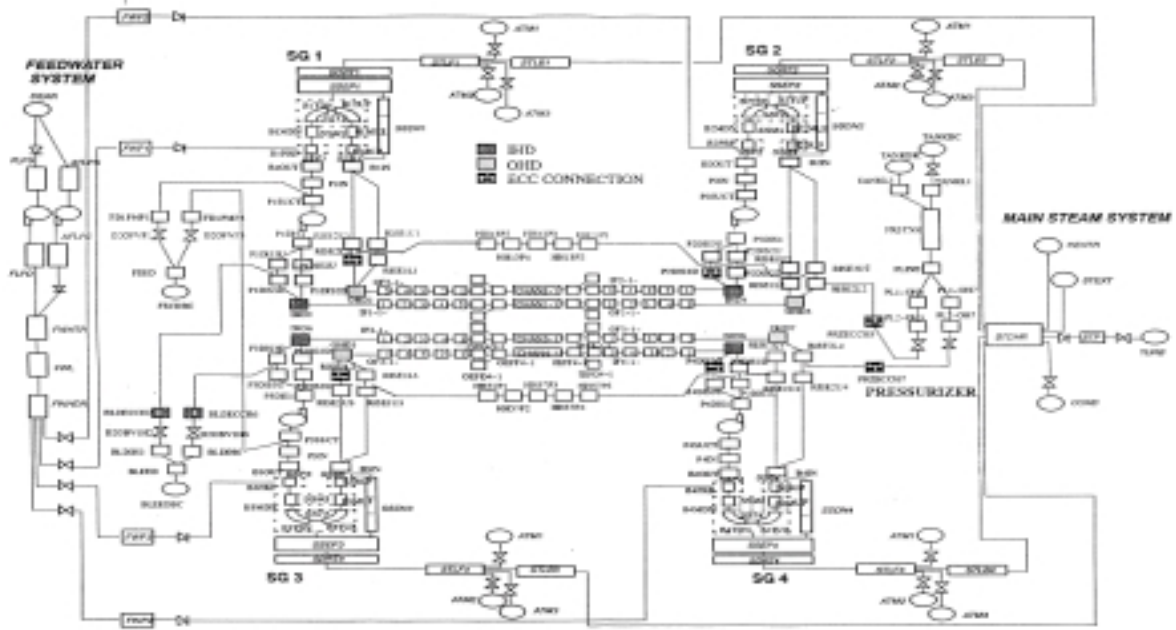


그림 3. CANDU 원자로 시스템의 전산모형 (CATHENA)
: 단일평균채널 계통모델



그림 4. 비상노심냉각계통의 전산모형 (CATHENA)

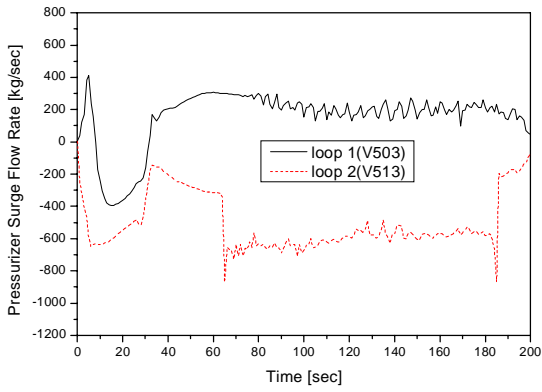


그림 5. 회로격리 모터밸브에서의 유량(수정전)

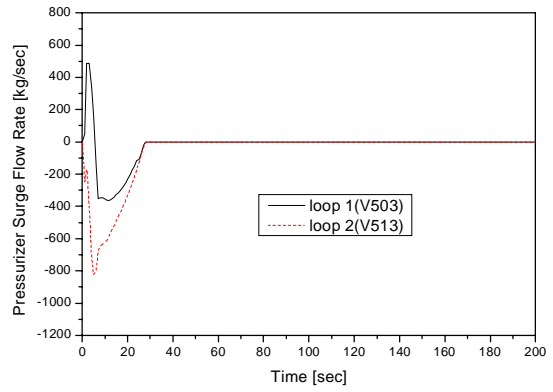


그림 6. 회로격리 모터밸브에서의 유량(수정후)

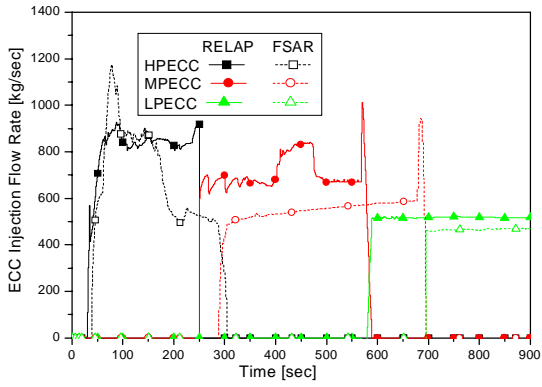


그림 7. 안전주입유량

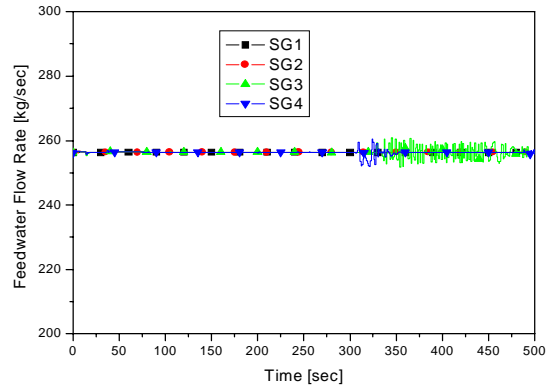


그림 8. 급수유량 : 일정유량 공급

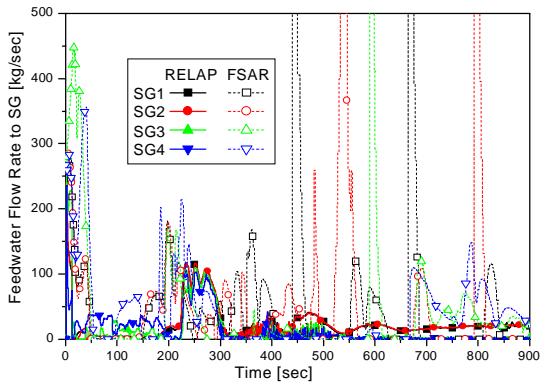


그림 9. Feedwater 유량

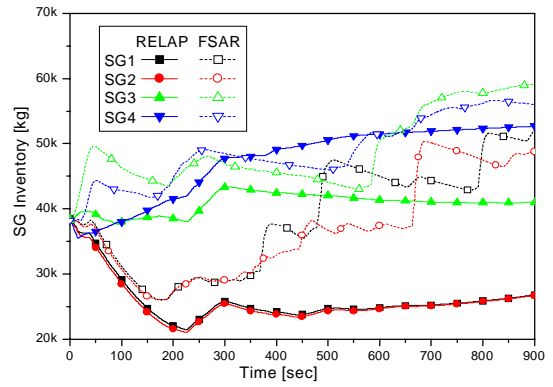


그림 10. 증기발생기 재고량

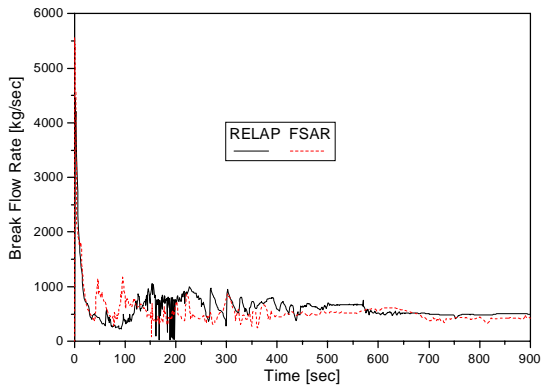


그림 11. 파단부위(IHD8) 방출유량

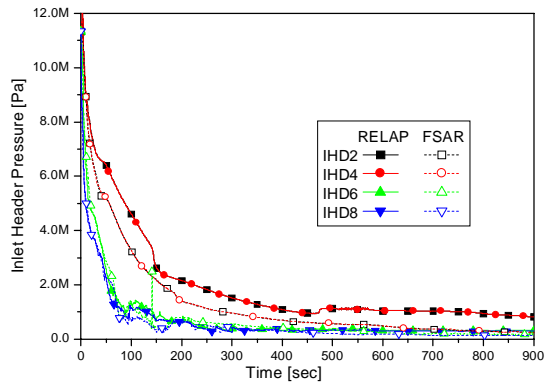


그림 12. 입구모관압력

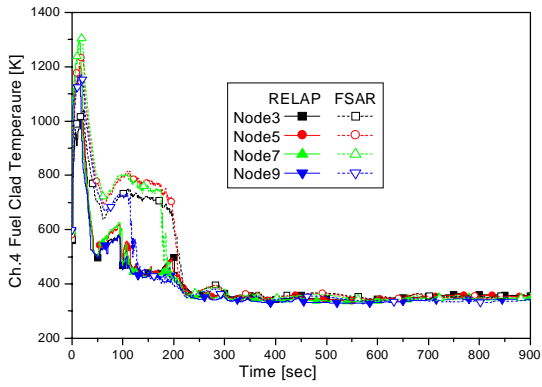


그림 13. Ch. 4(임계 노심 경로)에서의 핵연료 피복재 온도

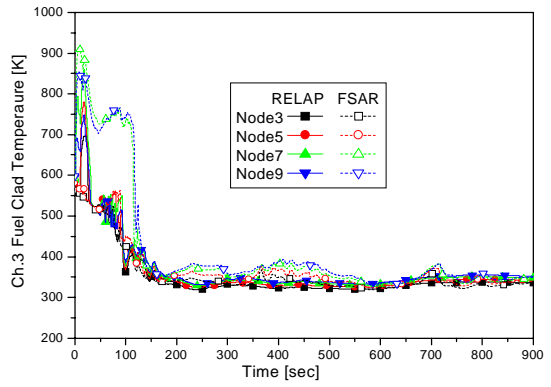


그림 14. Ch. 3(비임계 노심 경로)에서의 핵연료 피복재 온도

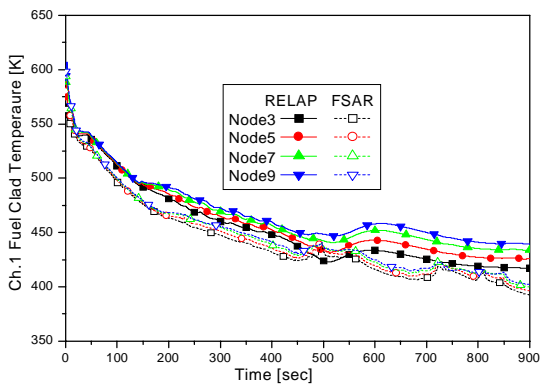


그림 15. Ch. 1(비파단회로)에서의 핵연료 피복재 온도

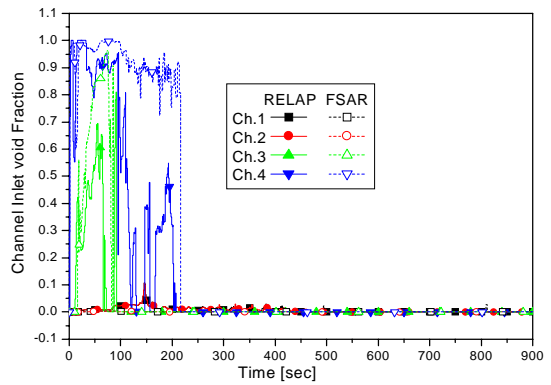


그림 16. 채널입구 기포율

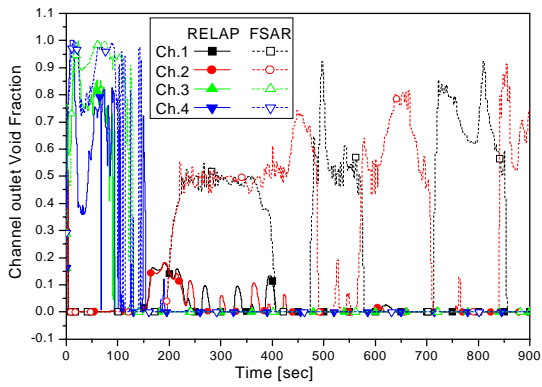


그림 17. 채널출구 기포율

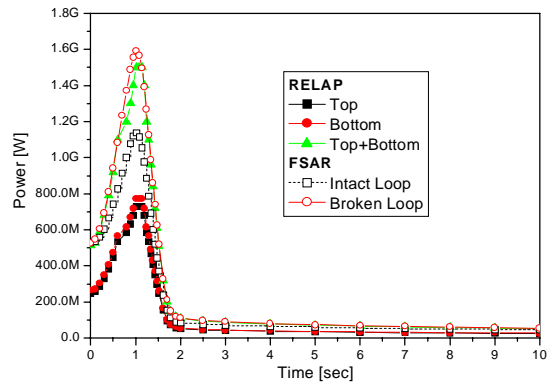


그림 18. 원자로 출력 변화

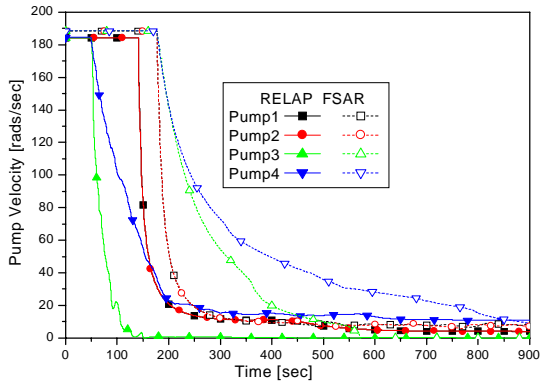


그림 19. 열수송 펌프 속도

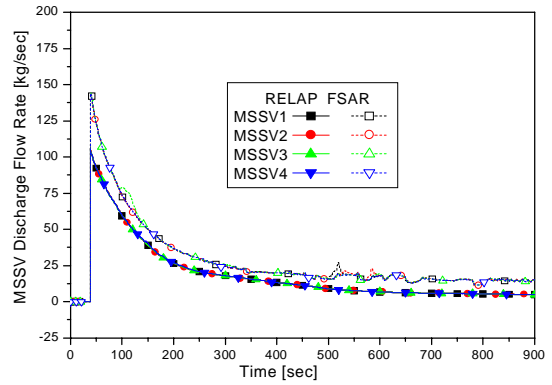


그림 20. 주증기안전밸브 방출 유량

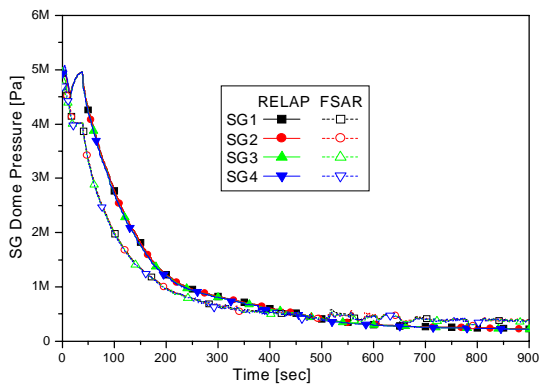


그림 21. 증기발생기 dome 압력

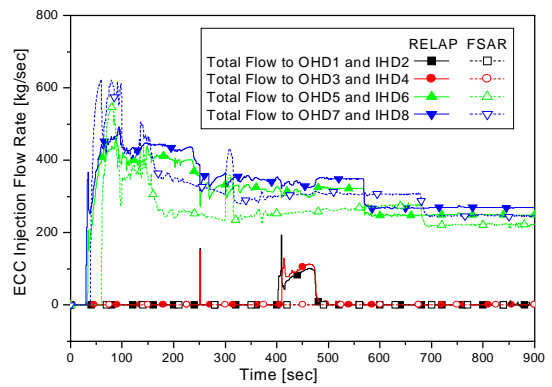


그림 22. 파단 및 비파단회로로의 안전주입유량

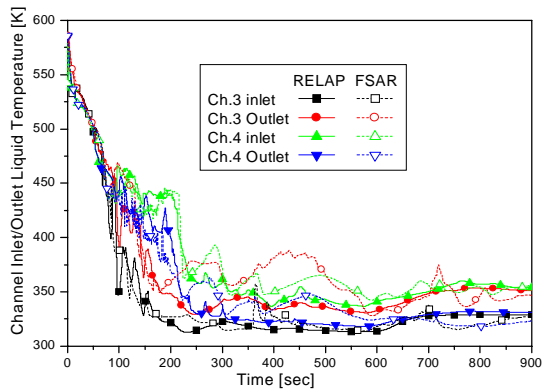


그림 23. 파단회로에서의 채널 입·출구 냉각재 온도

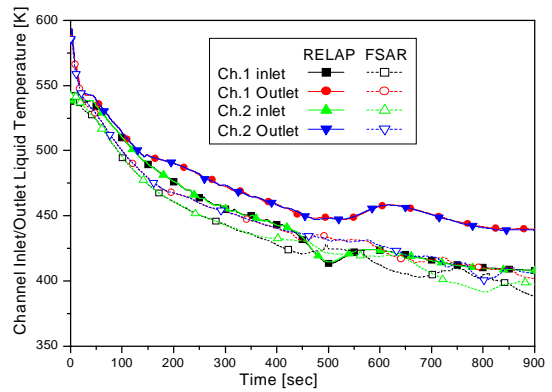


그림 24. 비파단회로에서의 채널 입·출구 냉각재 온도

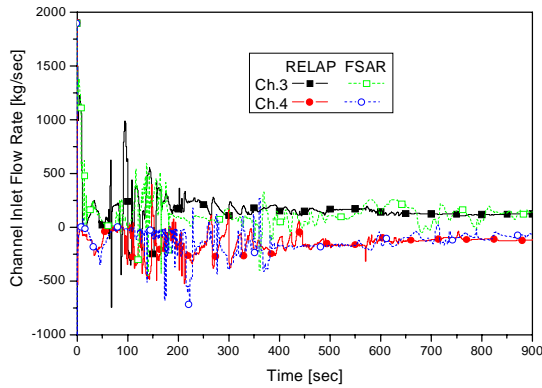


그림 25. 파단회로에서의 채널 유량

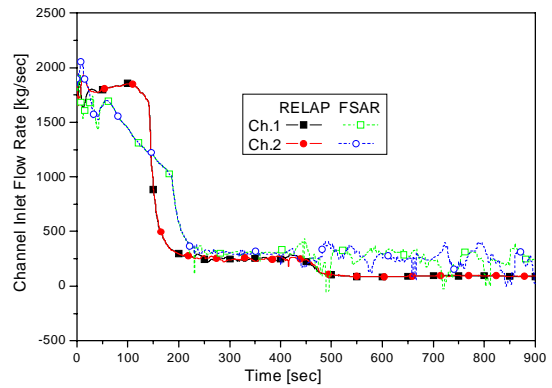


그림 26. 비파단회로에서의 채널 유량

참 고 문 헌

- [1] RELAP5/MOD3 Code Manual Volume 1: Code Structure, System Models and Solution Methods, NUREG/CR-5535 Vol. 1, 1998. 3
- [2] 월성 2, 3, 4호기 최종안전성분석보고서(FSAR), 한국전력공사, 2001. 4
- [3] 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
- [4] 중수로 계통 및 구조, 한국전력공사 월성원자력본부