

RETRAN을 이용한 CEA 낙하 사고 분석

CEA Drop Accident Analysis using RETRAN

양창근, 김요한, 성장경

한전 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-15

요 약

한전 전력연구원에서는 한국표준형원전에 적용할 수 있는 설계기준사고 분석 방법론을 개발하고 있다. 현재 개발중인 방법론에서는 과도상태중 계통 분석은 RETRAN을 사용하여 분석하며, 이에 따른 핵비등이탈율(DNBR)은 상세 노심 열수력 부수로분석용 전산 코드인 CETOP/TORC를 이용하고 있다. 본 논문에서는 개발중인 방법론의 타당성을 확인하기 위해 울진 3, 4호기를 대상으로 제어봉집합체 낙하사고를 분석하였으며, 그 결과를 최종안전성분석보고서에 수록된 결과와 비교하였다.

Abstract

Korea Electric Power Research Institute is developing the design basis accident safety analysis methodology for Korea Standard Nuclear Power Plants. In the methodology, RETRAN-3D is used to estimated the system analysis during transients and core thermal-hydraulic sub-channel analysis codes, CETOP/TORC, are used to evaluate corresponding departure from nuclear boiling ratio (DNBR). In this study, the control element assembly drop accident of Ulchin Units 3 and 4 is analyzed to confirm the feasibility of the methodology and the results are compared with those of FSAR Ch.15.

1. 서 론

현재 한국표준형원전을 비롯한 국내 가동 중 원전의 안전해석은 대부분 해외 설계 공급사의 전산 코드와 분석방법론에 의지하고 있다. 또한 원전 노형별로 그 적용하는 코드와 방법론이 상이하여 이를 유지하기 위해 많은 기술인력이 소요되고 있으며, 적용성에 한계가 있어 특정 분야 이외로는 응용범위를 확대할 수 없는 제약이 있다. 한편, 지난 '97년 한전과 ABB-CE간 체결되었던 기술사용협정이 오는 '07년 만료되는 바 한국표준형원전 또는 APR1400 설계, 운영에 있어 상당한 어려움이 있을 것으로 예견된다. 그래서, 한전 전력연구원에서는 지난 '93년부터 냉각재 상실사고를 위한 최적평가체계인 KREM(KEPRI Realistic Evaluation Methodology)개발을 시작하

여 인허가를 취득하는 등 안전해석을 위한 자체적인 전산코드 및 방법론을 개발하기 위한 노력을 기울이고 있다. 이 일환으로 지난 '01년부터 산자부 원전기술고도화사업으로 '고유 안전해석 전산코드 개발'과제를 수행하고 있다. 본 과제는 한국표준형원전에 적용할 수 있는 설계기준사고 안전해석 전산코드 및 방법론을 개발, 정비하여 실 설계분야에 활용하자는 목표하에 진행되고 있으며, 국내 원전관련 주요 사업체들이 각 역할을 분담하여 공동으로 추진하고 있다.

본 논문에서는 상기 과제를 통해 개발중인 비냉각재상실사고(Non-LOCA) 분석 방법론의 타당성을 확인하기 위해 1차측 반응도 삽입사고 중 하나인 제어봉집합체(CEA) 낙하 사고를 분석하여 기존 최종안전성분석보고서(FSAR)과 비교하였다. 개발중인 Non-LOCA분석 방법론에서는 계통분석용 전산 코드로 미국 전력연구소(EPRI)에서 개발한 RETRAN-3D를 사용하고 있으며, 노심 열수력분석을 위해서는 기존 설계사 방법론과 같은 CETOP/TORC를 사용하고 있다. 그러나, 두 코드 체계를 연계하여 지속적인 계산, 분석을 수행하는 것은 많은 인력투입을 필요로 하므로 이를 보다 용이하게 하기 위해 방법론 개발에 병행하여 RETRAN 고온수로모델을 개발하여 대략적인 핵비등이탈율(DNBR)을 평가할 수 있도록 하였다. CEA 낙하 사고를 분석한 결과 과도상태중 주요 변수의 변화 추이는 대체로 FSAR과 일치하였다. 그러나, 일부 변수에 있어 차이점이 발견되었는데 이 부분은 5절 '계산 결과'에 나타나 있다.

2. 사고개요

정상 출력 운전 중에는 정지 제어봉은 완전 인출되어 있고 제어용 제어봉도 어떤 한계치 이상으로 인출되어 있다. CE형 원자로의 단일전장 제어봉 낙하사고는 단일 제어봉 집합체의 제어봉구동장치(Control Element Drive Mechanism) holding coil에 공급되는 전력의 공급이 중단 되면서 일어나게 된다. 이런 전력공급의 중단은 holding coil의 고장(failure) 또는 holding coil로의 전력 공급 실패 등으로 일어난다. 이 사고는 낙하된 제어봉으로 인한 부(negative)의 반응도 삽입 때문에 즉각적인 핵출력(nuclear power) 감소에 따른 냉각재 계통의 압력과 고온관의 온도가 감소하게 되는 ANS condition II에 해당되는 사고이며, 대표적인 허용 기준은 계통압력이 설계치의 110% 내로 유지되어야 하고 핵비등 이탈이 발생하지 않아야 한다는 것이다.

노심(core) 내부로 단일전장 제어봉이 떨어지게 되면 순간적으로 원자로 출력이 떨어지게 되면서 떨어진 노심 주변의 핵출력을 감소시키고 부(-)의 반응도를 첨가 하게 된다. 부의 반응도 첨가는 즉각적인 노심 출력과 열속(heat flux)의 감소를 초래한다. 이런 출력 감소(4 ~ 20%)의 크기는 낙하된 제어봉 집합체의 반응도가(worth)의 크기에 좌우된다. 터빈의 런백(runback) 장치가 작동되지 않는다면, 터빈은 계속해서 CEA가 떨어지기 전과 같은 크기의 출력을 요구하게 되며, 1차측과 2차측의 이런 출력의 불일치 결과는 RCS 계통에 냉각(cooldown)을 가져오게 된다. 음의 MTC와 FTC가 작용하는 상태에서, 원자로 냉각재와 핵연료 온도의 감소는 정의 반응도를 첨가하게 된다.

냉각재 온도가 감소함에 따라 가압기 제어계통(히터, 스프레이, 충전펌프)들은 가압기의 압력과 수위를 유지하기 위해 작동하게 된다. 약 30초 후, 낙하한 CEA에 의해서 일어나게 된 반응도 궤

환효과와 증성자속의 재분포의 영향으로 반경방향과 축방향의 출력분포는 이동(shift)하기 시작한다. 반경방향 출력분포의 비대칭의 발생과 새로운 접근선 상태의 정상상태는 점차 수 분(minutes) 내에 반경방향 출력 침투치 보다 높은 상태로 도달하게 된다(이 상태를 post-drop distribution이라 한다). 만약 이때 이 사고가 종결되지 않는다면, 좀더 심한 찌그러짐(tilting)과 1 시간 내에 거의 약 5%까지 반경방향 출력분포를 증가 시키는 지논(xenon)의 재분포(redistribution)가 일어나게 된다. 감속재와 도플러 반응도 궤환효과로 인한 정의 반응도 첨가는 마침내 낙하된 CEA에 의한 부의 반응도를 충분히 보상하게 된다. 노심은 부차적으로 초기 pre-drop 출력 준위로 되돌아가 재안정 상태가 되고, 냉각재 온도는 서서히 감소하게 된다.

3. 모델링

본 연구의 대상 호기인 한국형표준원전은 CE형 원전으로써 WH형 원전과는 다소 상이한 구조와 계통을 가지고 있다. Non-LOCA 관점에서 볼 때 가장 두드러진 차이는 원자로 냉각재 계통으로써, WH형 원전이 로프별로 1개의 증기발생기와 1개의 원자로 냉각재 펌프로 구성된 반면, CE형 원전은 루프별로 1개의 증기발생기와 2개의 원자로 냉각재펌프로 구성된다는 것이다. 증기발생기 2차측을 볼 때 WH형 원전은 증기발생기당 1개의 주증기 라인이 나오는 반면, CE형은 증기발생기당 2개의 주증기 라인이 나와 서로 상이한 차이를 보이고 있다. 두 원전의 제어계측 계통역시 서로 상이하며, 특히 CE형 원전의 경우 디지털 제어계통의 반영이 많아 노심보호연산기(Core Protection Calculator ; CPC)가 원자로보호계통에 있어 주요 역할을 하고 있다.

위의 차이점들을 기초로 과도상태 발생 시 발전소 실제 거동을 예측하도록 과도 상태 발생 전 정상 상태 운전변수를 해석 초기 조건으로 사용하도록 RETRAN 코드의 기본 입력을 작성했다.(그림 1) 또한, 과도상태 진행 중 동작되는 제어계통 및 안전계통 설비들의 동작 설정치와 성능관련 변수는 현재 발전소 운전에서 사용하고 있는 Normal 값을 사용하도록 입력을 작성했다. 명확한 근거에 입각하여 해석용 입력이 작성되도록 현재 가용한 울진 3/4호기 설계 및 운전 관련 자료들을 수집하여 이에 대한 검토를 수행했다.

3.1 원자로 용기 및 증기발생기 모델링

원자로 용기 및 증기발생기 영역에서의 열수력 거동을 상세화하기 위해서 원자로 용기는 크게 저온과 노즐, 강수부, 하부공동, 노심, 상부공동으로 모델링 하였으며, 노심 영역은 핵연료를 모사하기 위해 Heat Structure를 사용하여 6개의 부분으로 구분하였다. 또한, 원자로 용기 내에서 우회유량을 모사하기 위해 Core Shroud 및 제어봉 구동 영역을 모사하였다. 증기발생기는 1차측과 2차측으로 구분하여 1차측은 증기발생기 입구 공동, 세관 및 출구 공동으로 모델링하고 Heat Structure를 사용하여 세관을 4 부분으로 구분하여 증기발생기를 통한 1, 2차측 간의 열전달을 모사 하였다. 2차측은 급수관, 증기발생기 강수부, Economizer, Riser 습분분리기, Dome 영역 및 주증기 유로로 모델링하였다.

3.2 발전소 보호 계통 모델링

올진 3,4호기 핵연료 건전성 유지는 과도상태 발생시 원자로 정지를 유발하는 발전소 보호계통(PPS)과 노심보호연산기(CPC), 사고 시 공학적 안전설비를 작동시켜 노심을 보호하는 공학적 안전설비 계통(ESFAS) 및 ATWS(Anticipated Transient without Scram) 시 원자로를 정지시키는 다중보호계통(DPS)으로 구성되어 있다. 전출력운전중 원자로 정지 신호는 가변 과출력, 고대수 출력, 가압기 고/저압력, 증기발생기 고/저 수위, 원자로 냉각재계통 저유량, 격납용기 고압력과 CPC로부터의 국부출력 고밀도 및 저 핵비등이탈률에 의해 발생된다. 열수력 해석 모델에서는 격납용기를 모사하지 않으므로 격납용기 고압력에 의한 원자로 정지 신호는 모델링하지 않았다. 또한, 노심보호연산기로부터의 국부출력 고밀도 및 저 핵비등이탈률 원자로 정지 신호는 중성자속 분포, 냉각재 온도, 압력, 제어봉 위치등을 입력으로 설정치를 계산 하도록 프로그램되어 있어 RETRAN을 이용하여 모델링이 불가능 하므로 포함하지 않았다. 하지만, 노심보호연산기 보조 정지신호 중 모델링 가능한 VOPT(Variable Overpower Trip), ASGT(Asymmetric S/G Transient Trip), Hot-leg Saturation Trip은 포함할 것이다. 원자로 정지 신호 설정치 및 지연시간은 최종 안전성 분석보고서 및 운전원 Handbook 등을 참조하여 모델링 하였다. 이때 다중 보호 계통(DPS)으로부터의 원자로 정지신호 설정치(원자로 냉각재 고압력)는 단지 원자로 냉각재 고압력에 대한 발전소 보호계통 설정치 보다 높으며 발전소 보호계통으로부터의 원자로 정지 신호가 발생되지 않거나 원자로가 정지가 이루어지지 않는 ATWS에 대비한 것이므로 이에 대한 모델링 여부는 검토중이다. 사고발생시 공학적 안전설비를 작동시켜 핵연료 건전성을 유지하게 하는 공학적 안전 설비 계통(ESFAS) 작동 신호는 주증기 격리 신호, 안전주입신호, 격납용기 격리신호, 격납용기 살수 신호, 재순환 작동 신호 및 보조급수 작동신호가 있다. 본 연구에서는 격납용기를 모사하지 않으므로 격납용기 격리 신호, 격납용기 살수 신호, 재순환 작동 신호에 의한 원자로 정지 신호는 모델링 하지 않았다.

3.3 제어계통 모델링

발전소 과도 상태 발생시 운전되어 발전소 상태를 정상 상태로 유지하는 발전소 제어계통에는 가압기 압력 및 수위제어계통, 제어봉 제어계통, 주급수 제어계통, 증기우회계통 및 원자로 출력 급감발계통 등이 있다. 가압기 압력 제어계통은 가압기 비례 전열기, 보조 전열기, 살수 밸브로 구성되어 원자로 냉각재 압력이 공칭 설정치인 2250 psia로 유지 되도록 제어한다. 냉각재 압력 감소 시 전열기 출력이 증가되어 압력을 상승 시킨다. 반면, 계통 압력이 설정치 이상으로 증가 시 원자로 냉각재 펌프 후단에 연결되어 있는 살수 유로를 통해서 상대적으로 저온의 냉각재가 가압기 증기영역으로 분사 되어 증기를 응축시켜 압력을 감소시킨다. 위와 같은 방법에 의해 원자로 냉각재 계통 압력을 조절하는 가압기 압력 제어 계통을 모델링 하였다.(그림 2)

원자로출력 급감발계통은 2차계통 원인에 의해 터빈이 정지되는 경우 원자로 출력을 급속하게 감발하여 원자로 정지가 발생하지 않도록 한다. 연소도에 따라 터빈정지 신호에 의해 노심에 삽입되는 제어군이 결정된다. 통상 주기초에는 조절군 4, 5가 낙하되고 주기말에는 조절군 5가 낙하되어 원자로 출력을 감소시켜 1, 2차측 열적 불평형에 의해 증기발생기 저수위, 가압기 고압력

에 의한 원자로정지를 방지한다. 위에서 기술한 바와 같이 제어계통 모델링에 있어서 가압기 압력제어계통은 완전하게 모델링되어 있으며 가압기 수위제어계통, 주증기우회제어계통, 주급수제어계통, 제어봉제어계통 및 출력 급감발계통에 대해서는 현재 간략화된 모델링은 되어 있으나 추가적인 입력 작성이 필요하다.

4. 주요 가정 및 계산 방법

최종안전성 분석 보고서(FSAR)에 나타나 있는 결과는 어떤 조건에서의 사고를 분석 했는지 자세한 설명이 없기 때문에 RETRAN으로 모델링 한 부분의 검증을 위해서는 FSAR에 나타나 있는 결과들의 전산 코드인 CESEC과 비교하기 위해서는 같은 초기 조건을 입력하여 그 변화를 관찰하여야 한다. 가장 제한적인 사고는 12 finger 제어봉 집합체가 떨어졌을 때 긴급정지제어봉 뱅크가 신속히 떨어지게 되므로 원자로가 트립이 일어나는 상태가 아니라 DNBR 제한조건 1.28에 접근하게 되는 경우가 가장 제한적인 경우이다. FSAR에 나와 있는 CEA 낙하사고 결과는 4-finger가 떨어졌을 경우를 나타낸 것인데, 보수적인 해석을 위해 12-finger가 떨어졌다고 가정을 하고 계산을 수행한다. 특히, 4-finger가 떨어졌을 경우에는 운전과도상태라서 제어봉이 움직이지 않지만 12-finger가 낙하 될 경우에는 운전과도상태가 아니라 사고로 보기 때문에 실제로는 제어봉이 움직이지만 보수적인 결과를 얻기 위해서 제어봉이 움직이지 않는다고 가정하여 사고를 해석한다. 우선 CEA 낙하 사고 계산서를 참조하여 아래 표와 같이 주요 초기 조건을 입력하였다.

표 1. 사고해석시 초기조건

변수	공 칭 값
노심 열출력(MWt)	2871.3
노심 입구 온도(°F)	570.0
가압기 압력(psia)	2000
노심 입구 유량(10^6 lbm/hr)	112.0
증기발생기 압력(psia)	1131.0
축방향 출력편차	-0.3
낙하 제어봉가($\Delta\beta$)	-0.0006
감속재온도계수	$-3.5 \times 10^{-4} \Delta/^{\circ}\text{F}$

위의 주요 초기 조건을 입력하여 CESEC과 RETRAN의 입력으로 사용하였다. 출력은 보수적으로 102%의 출력을 사용 하였으며, 두 코드의 차이 때문에 102%의 출력 조건을 CESEC에는 102%에 해당되는 노심출력에 펌프 출력(18.99 MWt)을 더한 2890.29 MWt을 입력 하였고, RETRAN에는 노심 출력인 2871.3 MWt을 입력 하였다.

노심 입구 온도는 최소 핵비등이탈률을 얻을 수 있도록 570 °F로 설정하였다.

가압기 압력 제어 계통은 수동모드에 있다고 가정하며, 최소 DNBR이 일어나는 시점에서 1차측의 압력을 최소화 시켜주는 효과를 낸다. 또한 가압기 수위 제어 계통은 정상 운전 모드에 있다고 가정을 한다.

앞서 언급했듯이 제어봉은 움직이지 않고 반응도 케환효과 만으로 출력을 회복하는 것으로 설정하였으며, 두 코드의 차이점을 최소화하기 위하여 CESEC의 CEA drop 사고 case deck에 있는 MTC DTC 값 뿐만 아니라 축방향 출력편차도 계산서에 나와 있는 -0.3을 동일하게 RETRAN에 적용 하였다.

터빈 출력자동감발(Runback) 시스템은 작동되지 않는다고 가정한다. 이런 가정은 1차측과 2차측 사이의 큰 출력의 불일치를 가져오게 하며, 음의 MTC와 연관되어 1차측 냉각재 온도의 감소는 노심 출력을 초기 값에 가까운 준위로 되돌아 갈 수 있게끔 한다.

낙하된 제어봉가는 보수적으로 낮은 값을 사용하였다. 일반적으로 제어봉 제어계통이 작동되지 않는다고 가정하고 계산하는 CE형 원전의 경우 제어봉이 낙하 한 후 정상상태를 이룰 때 노심입구 온도가 초기 값 보다 낮아지는 경향이 있는데 DNBR 관점에서 볼 때 노심 입구 온도가 낮아지게 되는 것 보다 높은 것이 사고 해석을 할 때 보수적인 결과를 얻을 수 있기 때문에 낮은 제어봉가를 가진 제어봉을 낙하시킨다고 가정을 한다. 이러한 이유로 낙하된 제어봉가를 영광 3&4의 PSAR에서도 사용된 $-0.0006 \Delta\mu$ 를 사용했다. 제어봉이 낙하 된 후 맨 밑바닥까지 떨어지는데 소요되는 시간은 일반적으로 4초를 적용하지만 본 계산에서는 CESEC과 같이 RETRAN에서도 보수적인 계산을 도출하기 위하여 2초로 설정하였다. MTC 값은 CEA가 낙하 한 후, 출력을 최대로 되돌릴 수 있도록 $-3.5 \times 10 \Delta/^\circ\text{F}$ 값을 사용하였다.

두 개의 코드를 실행한 후 각각의 결과를 서로 비교하였으며, DNB 상세 분석 코드인 CETOP-D의 입력으로 하기 위하여 시간, 노심 입구 온도, 열속, 가압기 압력, 노심 유량 등을 주요 변수로 하는 CETOP-D 입력을 만들어 상세 DNB를 구하였다. 또한 RETRAN의 DNB결과와 비교하기 위해서 CESEC-CETOP, RETRAN-CETOP, RETRAN만을 이용한 DNB 결과 등 모두 3개의 결과를 비교하였다.

5. 계산 결과

제어봉 낙하가 일어나게 되면 노심출력이 급격하게 감소하게 되고 고온관의 온도를 떨어뜨리게 되고 고온관의 온도가 떨어지게 되면서 증기발생기의 열제거 능력을 감소시켜 증기발생기의 압력과 온도를 감소시킨다. 결국, 원자로 냉각재 계통의 압력과 온도를 떨어뜨리게 된다.

WH형 원전의 경우 제어봉 제어계통의 작동으로 제어봉 낙하가 일어나게 되면 노심출력과 터빈출력의 불일치, 프로그램된 온도와 실제 온도와의 불일치에 의하여 제어봉이 인출하게 되면, 반응도 케환효과, 제어봉 뱅크가, 낙하 제어봉가의 조합에 의하여 과출력이 일어나기도 하지만 CE

형 원전의 경우 보수적인 계산을 위해서 제어봉 제어 계통이 작동되지 않는다고 가정하여 MTC, FTC 등의 반응도 궤환효과 만으로 출력이 회복 된다고 가정하여 계산을 수행하였다.

같은 조건에서 CESEC과 RETRAN 코드를 비교한 결과, 출력면에서 볼 때 RETRAN의 경우가 원래 초기 값인 102% 출력 값으로 복귀하지는 않았지만 CESEC과 같은 경향을 보이고 있으며, 압력은 WH형 원전의 같은 사고 분석과는 달리 압력의 침두가 일어나지 않고 임의의 정상 상태의 원래 초기 값 보다는 낮은 값으로 안정 상태를 보이고 있다. RCS 온도의 경우 초기 값 보다는 낮은 값으로 수렴하는 결과를 보이고 있으며, CESEC의 결과와 비교하였을 때 온도의 차이는 크지 않은 것으로 나타났다. 증기 발생기의 경우 노심 출력이 원래 값으로 복귀 하지 않은 이유에서인지 역시 원래 값으로 복귀 하지 않고 낮은 값으로 수렴하며 안정된 상태를 보이고 있다. DNBR의 결과는 크게 RETRAN으로만 계산한 것, RETRAN의 결과 중 CETOP의 주요 입력 변수를 선정하여 연계하여 계산한 RETRAN-CETOP 결과, CESEC의 결과 중 CETOP의 주요 입력 변수를 선정하여 연계하여 계산한 CESEC-CETOP 결과 등 총 3개의 결과를 비교하였으며, 전체적으로 3개의 결과는 거의 비슷한 경향을 보이고 있다. DNBR 측면에서 가장 나쁜 상태는 제어봉이 낙하한 직후이며, 반응도 궤환 효과에 의해서 출력이 상승하면서 동시에 MDNBR 곡선도 상승하게 된다. 하지만 DNBR에 영향을 미치는 다른 인자인 온도 및 압력이 초기값보다 낮은 상태로 안정화를 이루면서 MDNBR 곡선도 초기 값 보다는 낮은 값으로 수렴하는 결과를 보이고 있다.

6. 결론 및 향후 연구계획

RETRAN으로 이용한 CEA Drop 사고를 해석함에 있어 직접적으로 FSAR의 결과와 비교하기는 어려운 상태이므로 CE형 원전의 계통해석 코드로 현재 사용중인 CESEC의 입력을 바탕으로 RETRAN으로 모델링한 결과와 비교한 결과, 전반적으로 유사한 경향을 나타내고 있으며 노심 출력 부분에서의 차이점은 두 코드간의 차이점으로 인한 현상으로 결과로 판단된다. 특히 CESEC이 경우는 펌프 출력(18.99 MWt)을 더한 2890.29 MWt을 입력 하였고, RETRAN에는 노심 출력인 2871.3 MWt을 입력 하였는데 이 부분의 차이점도 어느 정도 기여했을 것이라 생각된다.

CESEC의 결과를 DNBR 상세 분석 코드인 CETOP의 입력으로 해석한 결과와 RETRAN의 결과를 CETOP의 입력으로 해석한 결과를 비교하였을 때 약간의 차이점은 있지만, 시작점은 같은 것으로 미루어보아 초기입력 조건은 같다는 것을 알 수 있었으며, 경향도 유사한 것을 알 수 있었다. 또한 RETRAN으로만 해석한 DNBR의 경우 역시 앞서 언급했던 2개의 결과와 매우 비슷한 경향을 보이는 것을 판단했을 때 RETRAN의 DNBR 계산도 어느 정도 고려 할 수 있으리라 생각된다.

이 사고가 중요한 이유는 요구과출력여유도(Required Overpower Margin ; ROPM)을 결정하는 정보를 제공한다는 것이다. 반경방향 출력의 왜곡을 보상해 주는 초기 여유도를 운전제한조건(Limiting Condition for Operating ; LCO) 영역 안에 있는 반경방향 보정 인자(Fr)에 대한 최대 노심출력운전제한치(Power Operating Limit ; POL) 편도함수로부터 구할 수 있다. 즉, 일반적으로

로 DNBR에 영향을 미치는 Fr값을 이용하여 DNBR 제한을 초과하는 시점의 Fr값을 가지고 ROPM을 결정하는 것이다.

향후 연구에서는 이번 연구에서 얻은 자료를 바탕으로 민감도 분석 및 Fr값을 이용한 ROPM을 구하는 방법을 수립할 계획이다.

감사의 글

본 연구는 산업자원부에서 지원하고 있는 “원전기술고도화 사업”의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. L. J. Agree, et al., "The Reactor Analysis Support Package(RASP), NP-4498, vol.3 May 1986, EPRI
2. 울진 3, 4호기 최종안전성 분석 보고서, 1998, 한국전력공사
3. CE PLANT SYSTEM ANALYSIS, DECEMBER, 1981, COMBUSTION ENGINEERING. INC
4. 한국형 표준원전 계통실무, KAERI/GP-108/96, 1996, 한국 원자력연구소
5. J. G. Shatford, et al., "RETRAN-3D User's Manual", NP-7450, Vol. 3, Oct. 1996, EPRI
6. 양창근, 김 요한, “제어봉 낙하 사고 분석 방법론”, TM.00NR02.R2002.429, 2002, 한국전력공사 전력연구원
7. 성장경 외 4인, “고유 안전해석 전산코드개발-2002년 중간보고서”, TM.01NE19.P2002.473, 2002, 한국전력공사 전력연구원

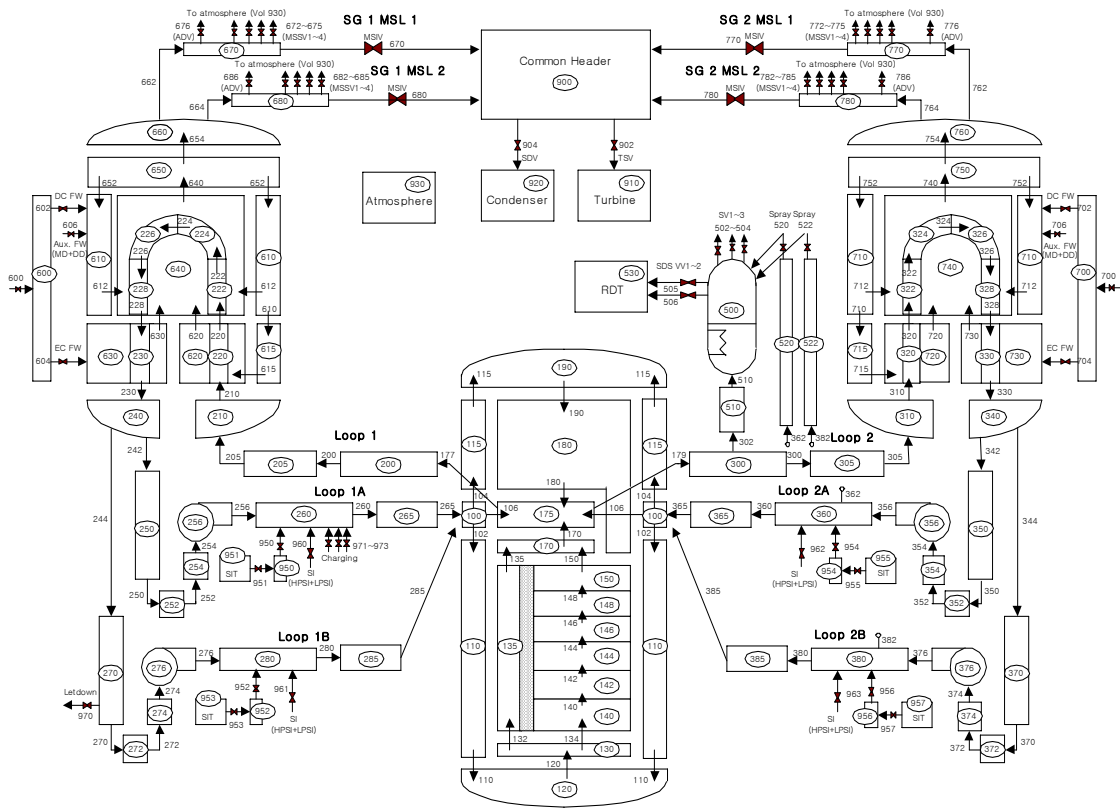


그림 1. 울진 3,4호기 RETRAN 해석 모델

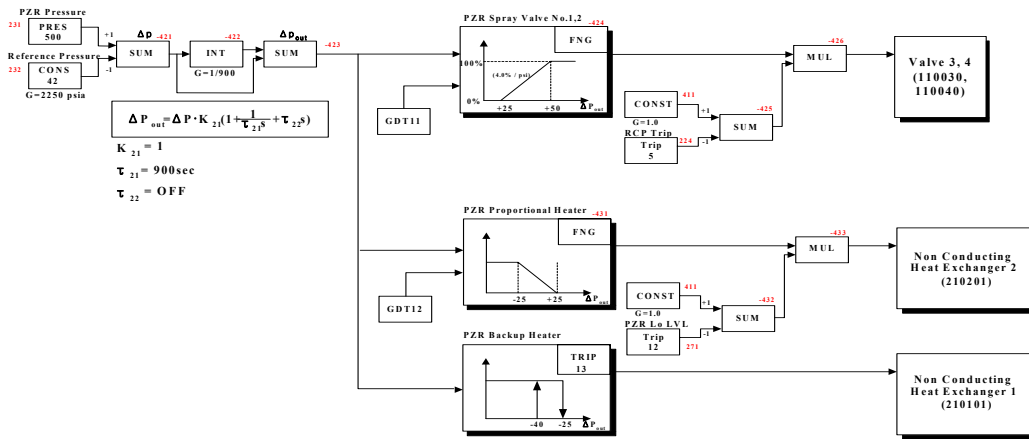


그림 2. 가압기 압력 제어계통 모델링

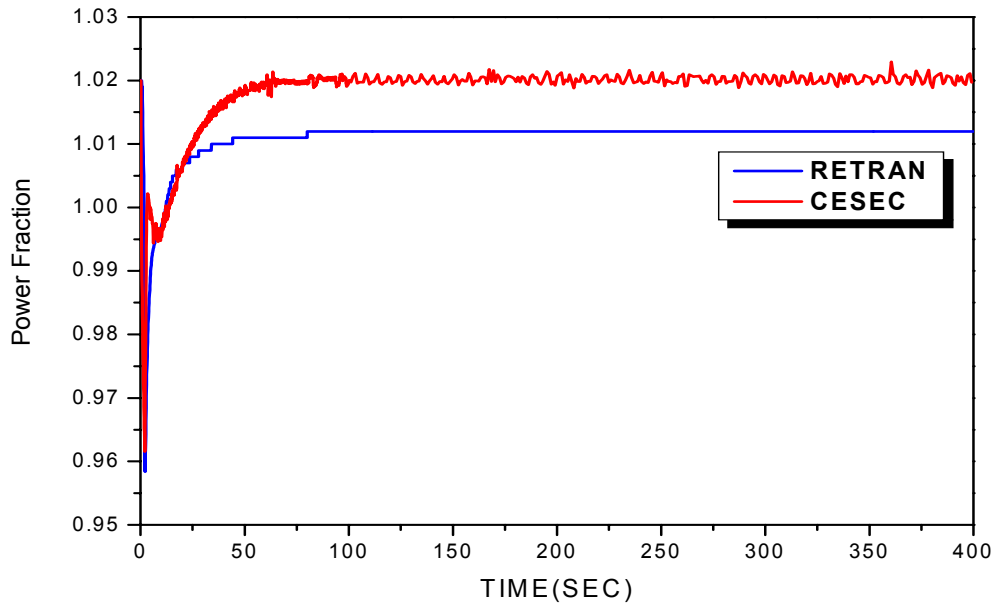


그림 3. 노심 출력 변화

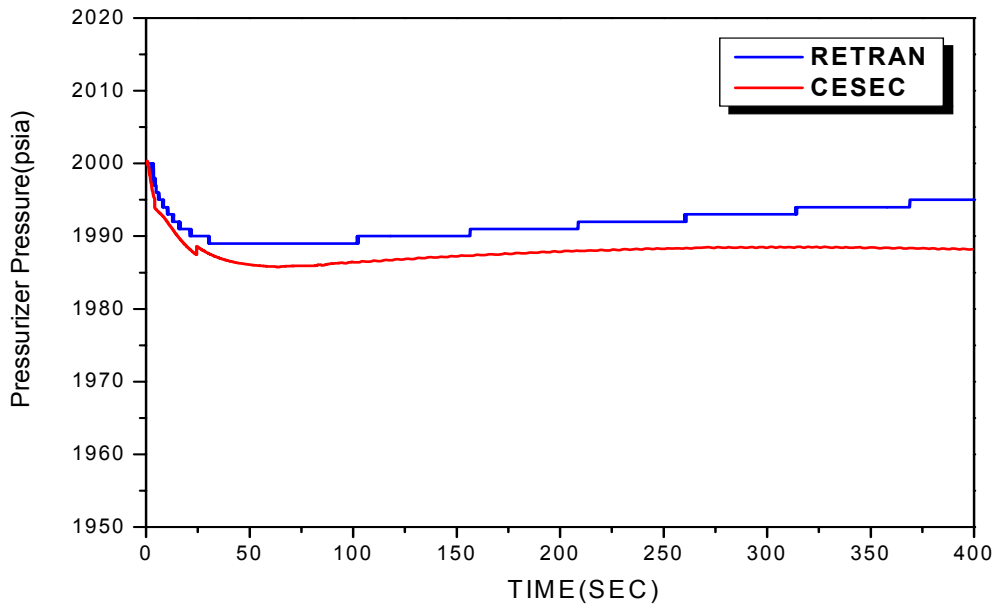


그림 4. 가압기 압력 변화

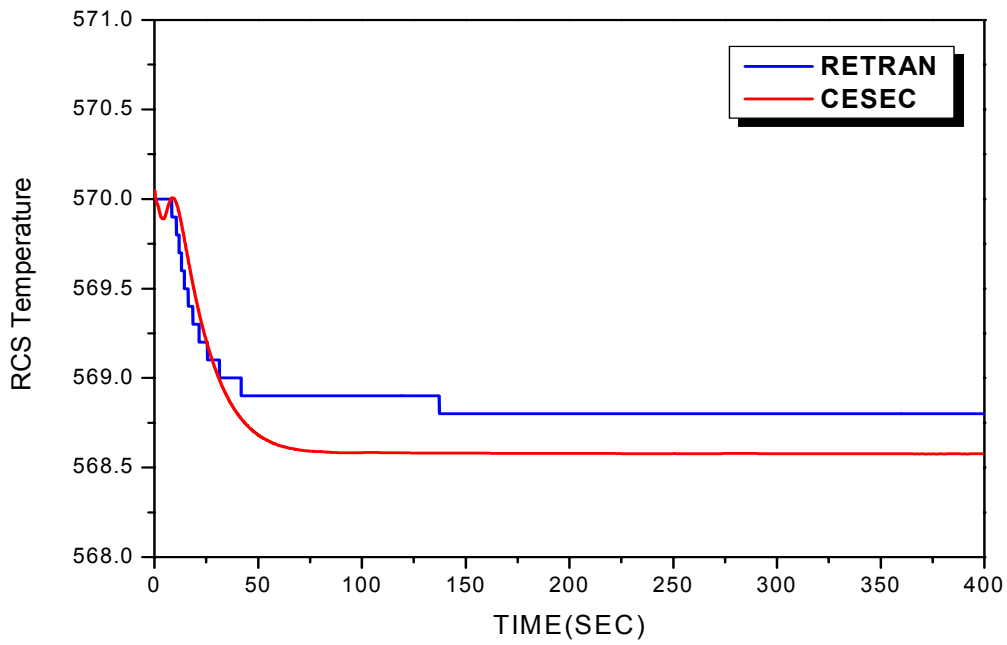


그림 5. RCS 온도 변화

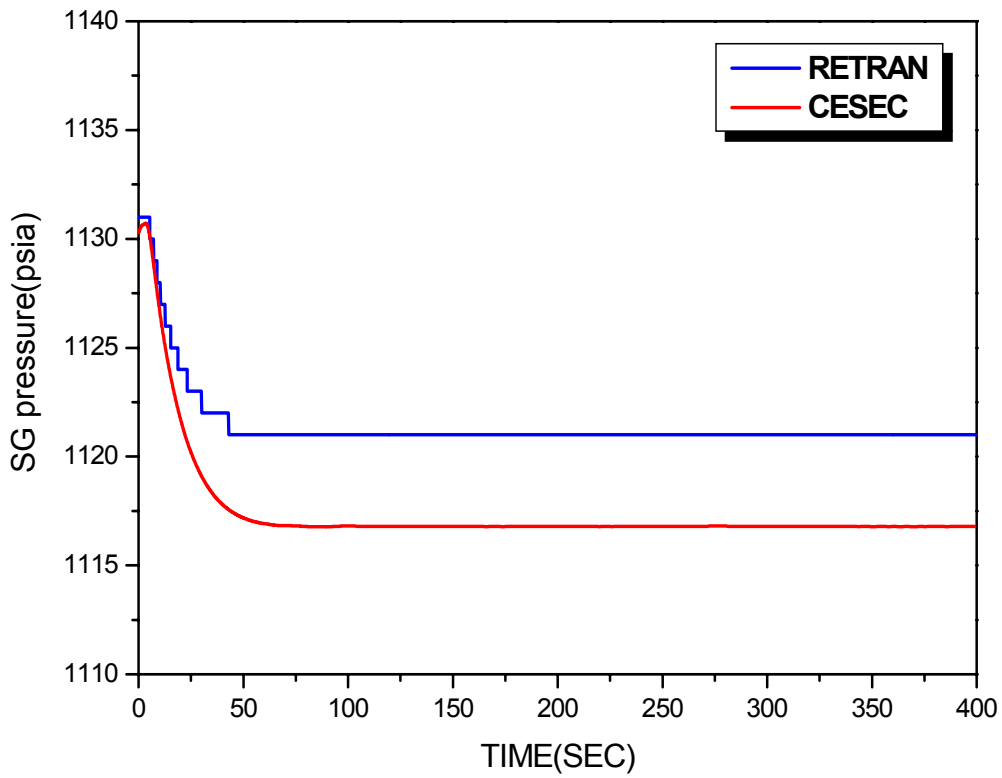


그림 6. SG 압력 변화

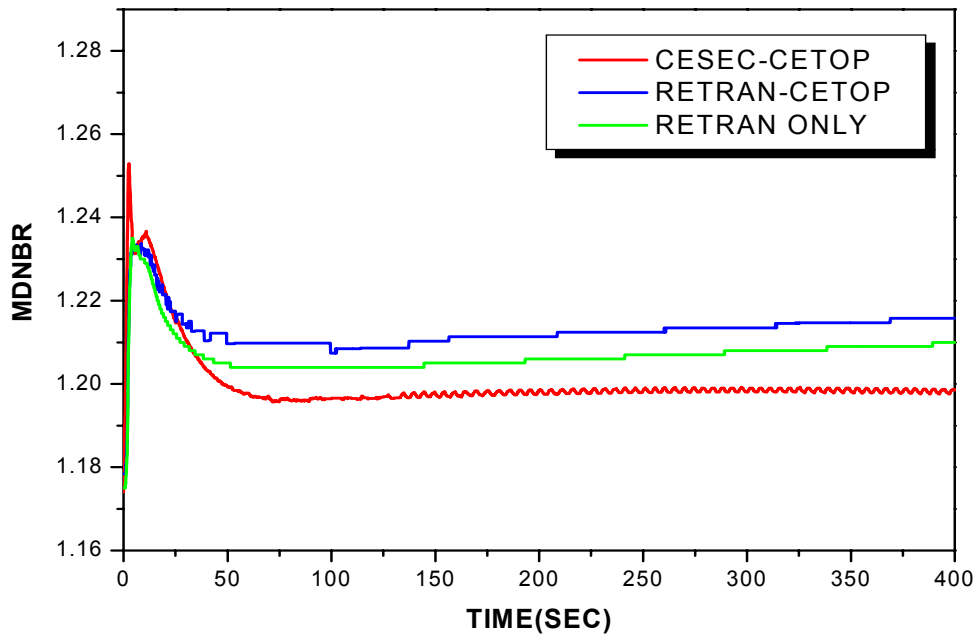


그림 7. MDNBR