

## RETRAN을 이용한 저출력에서의 제어봉 인출 사고 분석

### CEA Withdrawal from Low Power Accident Analysis using RETRAN

양창근, 김요한, 성장경

한전 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

김기용

(주) 액트  
대전광역시 대덕구 신일동 1688-5

#### 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 저출력에서의 제어봉 인출사고 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 CEA(Control Element Assembly) withdrawal from low power 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 적용하는 코드

와 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. 그러므로, 한전 전력연구원에서는 지난 '93년부터 냉각재상실사고를 위한 최적평가체계인 KREM(KEPRI Realistic Evaluation Methodology)개발을 시작하여 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 : Non-Loss of Coolant Accident) 분석 방법론의 타당성을 확인하기 위해 1차측 반응도 삽입사고 중 하나인 저출력중 제어봉 집합체 인출 사고(CEAWLOW : CEA Withdrawal from LOW power)를 분석하여 기존 ABB-CE형 원전 최종안전성분석보고서(FSAR)의 계통 해석 코드인 CESEC과 같은 조건에서 해석을 한 후 그 결과를 비교하였다. 개발중인 비냉각재상실사고분석 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. 저출력에서의 CEA 인출사고를 분석한 결과 과도 상태중 주요 변수의 변화 추이는 대체로 CESEC의 결과와 일치하였다. 그러나, 일부 변수에 있어 차이점이 발견되었는데 이 부분은 5절 '계산 결과'에 나타나 있다.

## 2. 사고개요

CEAW(Control Element Assembly Withdrawal) 인출사고는 CEA인출에 의한 원자로 노심에 대한 제어되지 않은 반응도의 첨가로 인한 노심출력의 폭주로 정의된다. 이러한 과도 상태는 원자로의 제어봉 구동 장치(Control Element Drive Mechanism System)의 단일 고장, CEDM 제어계통의 고장, 원자로 제어 계통 이상 혹은 운전원의 실수에 의해 일어날 수 있으며 이 사고는 원자로의 미입계, 고온영출력 또는 전 출력 운전중에 일어날 수

있다. 이 사고는 ANS Condition II로 분류되어진다.

전출력에서의 제어봉 집합체 인출 사고는 삽입되어 있는 제어봉이 약 25%만이 삽입된 상태이므로 인출되더라도 노심에 큰 영향을 끼치지 않는 않으며, 상대적으로 정의 반응도 삽입이 작은 편이다. 그러나 이런 작은 정의 반응도 삽입일지라도 노심출력, 노심 평균 열속, 원자로 냉각재 계통의 온도와 압력을 증가 시키며 DNB와 선형 열생성률의 여유도를 감소시킨다. 압력의 증가는 압력의 계속적인 증가를 멈추기 위해서 가압기 살수 계통을 작동시키며, 냉각재 계통의 온도와 핵연료 온도의 증가와 더불어 노심의 출력과 열속을 감소시키는 부의 감속재 온도 계수와 도플러 온도계수가 고려된다. CEA 인출 사고는 노심의 축방향 출력의 배치를 위쪽으로 치우치게 하며, 이런 축방향 침투의 증가는 반경방향 침투 계수의 감소에 의하여 보상된다.

노심출력과 열속의 증가에 따라 노심보호연산기에 의한 원자로 트립 신호와 고출력 신호가 초기 운전조건과 반응도 삽입률에 따라 사고를 종결시키기 위해 작동할 수도 있다. 만약 트립이 일어나게 되면, CEA가 노심으로 떨어지게 되고 열적 여유도 감소를 줄이기 위해 부의 반응도가 삽입되게 된다. 만약 트립이 일어나지 않거나 운전원의 적절한 조치가 취해지지 않는다면 CEA는 완전히 인출되고 핵증기계통은 사고 전 보다 높은 출력, 온도, 침투 선형 열생성률의 새로운 정상 상태로 도달하게 되고 고온수로의 DNBR값은 낮아지게 된다. 연속적인 반응도의 삽입에 따른 중성자속의 반응은 매우 빠르게는 일어나지만 느리게 진행되는 부의 도플러 계수의 반응도 제한 효과에 의해 안정화된다. 이러한 출력 폭주에 대한 자가제한은 매우 중요하다. 왜냐하면 방어적인 작동을 취하기 전에 어느 정도의 시간을 벌어주기 때문이다.

낮은 출력 혹은 미임계에서의 CEAW 사고는 전출력에서의 반응도 삽입률만 제외 한다면, 전체적인 경향은 전출력에서의 CEAW 사고 경향과 비슷하다. 왜냐하면 저출력 혹은 미임계 조건에서 노심에 삽입된 제어봉의 크기가 전출력 보다는 크기 때문에 사고가 발생 했을 경우 저출력 미임계 조건이 상대적으로 많은 양의 반응도 첨가를 일으키기 때문에 노심출력, 온도, 열속, 압력 등의 상승은 전출력에서의 반응 보다 크다. 또한 고온 열출력에서 CEA 인출은 급격한 출력의 침투 현상을 보이며, 열속은 노심의 핵출력의 상승에 뒤이어 상승하게 되지만 열속은 핵연료 시간 상수에 의해 제한되며, 이 사고는 노심출력, 열속, 1차측 냉각재의 온도 증가와 압력 증가 등을 제한하는 가변과출력 트립 (Variable Overpower Trip, VOPT)에 의해 종결된다. 압력의 상승은 전출력에서의 경우와 마찬가지로 살수계통에 의해 종결된다.

Digital/analog RPS를 가진 ABB-CE 발전소의 경우는 다음과 같은 장치들이 있다.

a. High Power Trip(or Variable Overpower Trip)

VOPT는 표시된 중성자속 출력이 (1) 충분히 큰 속도로 증가하거나 또는 (2) 설정치에 도달하게 될 경우 원자로 트립이 작동하게 된다. 사용된 중성자속 신

호는 각각의 채널로부터 얻어진 3개의 선형채널 신호의 평균이다.

b. High Logarithmic Power Level Trip

표시된 중성자속 출력이 설정치에 도달하게 될 때 원자로 트립을 제공하게 됨. 사용된 중성자속 신호는 각각의 채널로부터 얻어진 대수출력 신호이다.

c. 고국부 출력밀도 트립(High Local Power Density Trip)

고국부 출력밀도 트립은 계산된 노심침투 국부 출력밀도가 설정치에 도달하게 될 때 원자로의 트립을 제공하게 된다. 설정치는 핵연료 중심선 용융을 일으키는 값이다. 침투 국부밀도 출력의 계산은 핵연료의 열용량을 설명하기 위해서 계산된 침투 국부 출력 밀도를 보정하는 노심보호연산기(Core Protection Calculator ; CPC)에 의해서 수행된다. 만약에 보정된 침투 국부 밀도가 설정치에 도달하게 되면 트립이 일어난다. 계산된 트립은 침투 선형 열생성률에 대한 안전제한치 아래에 노심 침투 국부 출력밀도가 있다는 것을 확실하게 보여준다. 국부 출력 밀도 트립을 결정하는 데에 있어서 노심 연소도 효과는 고려된다.

d. Low DNBR Trip

저 DNBR 트립은 계산되어진 DNBR이 설정치에 도달하게 될 때 원자로 트립을 제공하게 된다. DNBR 계산은 중성자속 출력, 가압기 압력, 원자로 입구/출구 온도, RCP 속도, 노심 출력 분포 등에 기초를 둔 노심보호연산기에 의해서 수행되어진다. 계산된 트립 설정치는 센서와 시간 지연에 대한 고려와 빈도가 낮거나 중간정도의 빈도의 사고가 일어나는 동안의 노심에서 일어나는 제한적인 냉각재 채널에서의 DNBR 안전제한치 위반 전에 노심보호연산기에 의해서 발생하는 트립과 같은 불확실성을 포함하고 있다.

e. High Pressurizer Pressure Trip

측정된 가압기 압력이 높은 설정치에 도달하게 될 때 원자로 트립을 제공하게 된다.

f. Low S/G Water level Trip

낮은 증기발생기 수위 트립은 노심 출력의 사용이 트립을 일으키기에 불충분할 경우 일어나게 된다. 그러나 열의 생산/제거의 불일치는 증기발생기 수위의 감소를 일으키게 한다.

### 3. 모델링

본 연구의 대상 호기인 한국형표준원전은 ABB-CE형 원전으로써 WH형 원전과는 다

소 상이한 구조와 계통을 가지고 있다. 비냉각재상실사고 관점에서 볼 때 가장 두드러진 차이는 원자로 냉각재 계통으로써, WH형 원전이 LOOP별로 1개의 증기발생기와 1개의 원자로 냉각재 펌프로 구성된 반면, ABB-CE형 원전은 루프별로 1개의 증기발생기와 2개의 원자로 냉각재펌프로 구성된다는 것이다. 증기발생기 2차측을 볼 때 WH형 원전은 증기발생기당 1개의 주증기 라인이 나오는 반면, ABB-CE형은 증기발생기당 2개의 주증기 라인이 나와 서로 상이한 차이를 보이고 있다. 두 원전의 제어계측 계통 역시 서로 상이하며, 특히 ABB-CE형 원전의 경우 디지털 제어계통의 반영이 많아 노심보호연산기가 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 공칭 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 열전도체를 사용하여 6개의 부분으로 구분하였다. 또한, 원자로 용기 내에서 우회 유량을 모사하기 위해 Core Shroud 및 제어봉 구동 영역을 모사하였다. 증기발생기는 1차측과 2차측으로 구분하여 1차측은 증기발생기 입구 공동, 세관 및 출구 공동으로 모델링하고 열전도체를 사용하여 세관을 4 부분으로 구분하여 증기발생기를 통한 1, 2차측 간의 열전달을 모사 하였다. 2차측은 급수관, 증기발생기 강수부, Economizer, 가열기 습분분리기, Dome 영역 및 주증기 유로로 모델링하였다.

### 3.2 발전소 보호 계통 모델링

울진 3,4호기 핵연료 건전성 유지는 과도상태 발생시 원자로 정지를 유발하는 발전소 보호계통과 노심호보연산기, 사고 시 공학적 안전설비를 작동시켜 노심을 보호하는 공학적 안전설비 계통 및 정지불능예상과도사고(ATWS)시 원자로를 정지시키는 다중보호계통으로 구성되어 있다. 전출력운전중 원자로 정지 신호는 가변 과출력, 고대수 출력, 가압기 고/저압력, 증기발생기 고/저 수위, 원자로 냉각재계통 저유량, 격납용기 고압력과 노심호보연산기로부터의 국부출력 고밀도 및 저 핵비등이탈률에 의해 발생된다. 열수력 해석 모델에서는 격납용기를 모사하지 않으므로 격납용기 고압력에 의한 원자로 정지 신호

는 모델링하지 않았다. 또한, 노심보호연산기로 부터의 국부출력 고밀도 및 저 핵비등이 탈출 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 최종안전성 분석보고서 및 운전원 Handbook 등을 참조하여 모델링 하였다. 이때 다중 보호 계통으로부터의 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 정지불능예상과도사고에 대비한 것이므로 이에 대한 모델링 여부는 검토중이다. 사고발생시 공학적 안전설비를 작동시켜 핵연료 건전성을 유지하게 하는 공학적 안전 설비 계통 작동 신호는 주증기 격리 신호, 안전주입신호, 격납용기 격리신호, 격납용기 살수 신호, 재순환 작동 신호 및 보조 급수 작동신호가 있다. 본 연구에서는 격납용기를 모사 하지 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 제어 계통에는 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.

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 고압력에 의한 원자로정지를 방지한다. 위에서 기술한 바와 같이 제어계통 모델링에 있어서 가압기 압력제어계통은 완전하게 모델링되어 있으며 가

압기 수위제어계통, 주증기우회제어계통, 주급수제어계통, 제어봉제어계통 및 출력 급감 발계통에 대해서는 현재 간략화된 모델링은 되어 있으나 추가적인 입력 작성이 필요하다.

#### 4. 주요 가정 및 계산 방법

이 사고에 대한 간단한 조건을 표 1에 간단하게 나타내었다. 100% 출력의 기본 입력 문을 1% 출력의 조건에 맞게 수정하여 똑같은 조건에서 ABB-CE형의 계통해석 코드인 CESEC과 비교하여 보았다. 100% 출력 운전중 일 때와 마찬가지로 미임계 혹은 저출력 일 때 제어봉이 인출되는 것을 모사하기 위하여 최대 반응도 삽입률을  $1.50 \times 10^{-4} \Delta\rho/\text{sec}$  으로 설정 하였으며, 제어봉의 인출은 약 0.01초에 시작하는 것으로 모델링 하였다. 또한 제어봉의 인출로 인한 고출력 트립(저설정치) 신호에 의하여 정지 제어봉들이 노심으로 삽입하는 것을 구현 하였다.

이 사고는 크게 두 가지의 관점에서 해석을 하는데 하나는 DNBR 측면에서 해석을 하는 것과 다른 하나는 압력 관점에서 해석을 하는 것이다. 각 관점에 따른 조건을 아래에 나타내었다.

##### 1). DNBR 제한조건과 관련한 경우 :

- ① 미임계 및 저 출력에서의 정의 반응도 삽입률과 관련하여 아래와 같은 값을 사용 하였다.

저출력  $3.0 \times 10^{-4} \Delta\rho/\text{inch}$  ( $1.5 \times 10^{-4} \Delta\rho/\text{sec}$ )

미임계  $6.0 \times 10^{-4} \Delta\rho/\text{inch}$  ( $3.0 \times 10^{-4} \Delta\rho/\text{sec}$ )

- ② 2개의 CEA 사고가 일어나는 동안 첨두 국부 출력 밀도를 정했다.

미임계에 대해서  $Fq' = 15.5$

저출력에 대해서  $Fq' = 5.0$

- ③ 냉각재에 열을 가할 때 정의 MTC는 정의 반응도 삽입을 더욱 격렬하게 하므로 미 임계, 저출력에서  $0.5 \times 10^{-4} \Delta\rho/^\circ\text{F}$  의 MTC 값을 사용한다. 그러나 고온전출력의 경우  $0.0 \Delta\rho/^\circ\text{F}$  의 값을 사용한다.

- ④ 보조 히터와 가압기 살수기 모델링되어져 있지만 히터는 작동되지 않는다고 가정 하고 가압기의 살수기는 작동된다고 가정을 한다. 이런 가정은 RCS의 압력을 서서히 증가시키며 잠재적으로 심각한 상태를 초래하게 된다.

##### 2). 첨두 RCS 압력의 경우

첨두 압력을 분석할 때도 앞서 나왔던 가정들이 사용되어지며, 2개의 경우가 분석됐다. 하나는 초기 가압기의 압력이 2350 psia 일 때 고출력 트립이 일어날 경우이고 다른 하나는 초기 가압기의 압력이 2000 psia 이고 고압력 가압기 트립이 일어나는 경우이다. 모든 가압기의 히터들은 작동된다고 가정을 하고 살수계통 작동은 최대 RCS 압력을 얻기 위해서 사용되지 않는다.

DNBR을 구하기 위하여 RETRAN에 DNB 모델링을 추가하였으며, 상세한 결과를 비교 검토하기 위하여 CE형 원전의 부수로코드인 CETOP을 이용하여 비교하여 보았다.

표 1. 사고해석시 초기조건

변수	공 칭 값
노심 열출력(MWt)	28.15
노심 입구 온도(°F)	572.0
가압기 압력(psia)	2000
노심 입구 유량( $10^6$ lbm/hr)	112.0
증기발생기 압력(psia)	1246.0
축방향 출력편차	-0.3
최대 반응도 삼입률( $10^{-4}$ $\Delta p$ /sec)	1.50
감속제온도계수( $10^{-4}$ $\Delta p$ /°F)	+ 0.5

위의 주요 초기 조건을 입력하여 CESEC과 RETRAN의 입력으로 사용하였다. 출력은 저출력의 조건에 맞게 보수적으로 1%의 출력을 사용 하였다.

노심 입구 온도는 이 사고에서는 최소 핵비등이탈률을 얻을 수 있도록 572 °F로 설정 하였다.

가압기 압력 제어 계통은 DNBR 관점에서 해석을 할 때는 히터는 작동되지 않는다고 가정하고 가압기의 살수기는 작동된다고 가정을 한다. 그러나 압력 관점에서 해석을 할 때는 모든 가압기의 히터의 작동을 고려하며, 반대로 살수계통의 작동은 RCS의 압력을 최대화하기 위하여 고려하지 않는다.

트립 설정치는 미임계일 경우에는 출력이 약  $5 \times 10^{-2}$  % 일 때 고대수출력 트립에 의해 트립이 일어나도록 하며, 저출력에서는 보통 출력이 14%를 초과할 경우 최대 가변고출력 트립 신호에 의해 트립이 일어나지만 본 연구에서는 보수적인 계산을 위해서 25%가 초과할 경우에 트립이 일어나도록 하였으며, 트립 지연 시간은 0.55초로 설정하였다.

WH형 원전의 제어봉 인출사고는 제어봉이 인출된 후 일정 설정치에 도달하면 인출된

제어봉을 제외하고 나머지 제어봉들이 낙하하여 원자로 정지를 일으키지만 ABB-CE형 원전의 경우는 제어봉이 인출된 후 인출되었던 일정한 패턴으로 다시 제자리로 들어가게 된다. 이 부분을 모델링하여 추가하였으며 RETRAN의 결과와 비교하였다.

RETRAN과 CESEC 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 DNBR를 구하였다.

## 5. 계산 결과

저출력중 제어봉 인출사고가 일어나게 되면 출력의 폭주가 일어나게 되고 대부분 고출력 트립 신호에 의해 원자로 정지가 일어나게 된다. 전출력에서의 제어봉 집합체 인출 사고는 삽입되어 있는 제어봉이 약 25%만이 삽입된 상태이므로 인출되더라도 노심에 큰 영향을 끼치지 않는 시기 때문에 상대적으로 정의 반응도 삽입이 작은 편이다. 그러나 저출력일 경우에는 삽입되는 반응도의 양이 출력상태의 일 때 보다는 크기 때문에 사고가 발생했을 경우 저출력 혹은 미입계 조건이 상대적으로 많은 양의 반응도 첨가를 일으키기 때문에 노심출력, 온도, 열속, 압력 등의 상승은 전출력에서의 반응 보다 큰 경향이 있다.

같은 조건에서 CESEC과 RETRAN 코드를 비교한 결과, 노심 출력면에서 볼 때 RETRAN의 경우가 CESEC 보다는 작은 값을 나타내고 있다. 하지만 노심 출력의 경향으로 보았을 때 반응도의 삽입으로 인한 곡선의 상승이 비슷한 것으로 보아 RETRAN의 모델링이 비교적 잘 이루어진 것으로 보이며 최고점의 차이점은 있지만 전체적으로 경향 및 트립이 일어나는 시점도 매우 유사하다는 것을 알 수 있었다.

원자로 노심의 냉각재 온도도 노심 출력과 비슷한 경향을 보이고 있다. 출력에서 CESEC의 결과 RETRAN의 결과 보다는 약간 높은 값을 보이고 있는데 온도도 역시 약간 높은 값을 나타내고 있다. 그러나 온도의 차이는 심각할 정도로 크지 않으며 출력이 최고점에 이르고 난 후 몇 초 후에 열전달에 의해 온도는 약간 오른쪽으로 치우친 곳에서 온도의 최고점을 발견할 수가 있으며, 두 코드간의 경향은 같은 것으로 보아도 무방할 듯 싶다.

냉각재 계통의 압력은 앞서 말한 두개의 결과와는 좀 다른 경향을 보이고 있다. 초기의 압력의 상승률은 같지만 시간이 지나면서 서로 다른 경향을 보이고 있는데 CESEC의 결과가 RETRAN이 결과보다 상대적으로 급하게 올라가는 것을 볼 수 있었으며 원자로 트립이 일어나게 된 후 RETRAN의 경우는 빠르게 압력이 떨어지는 반면 CESEC의 경우

에는 상대적으로 더디게 하강하는 것을 알수가 있었다. 이것은 CESEC과 RETRAN의 가압기 모델의 차이점으로 보이며 좀 더 연구해야 할 부분이다.

DNBR은 다른 조건에서의 결과와 마찬가지로 DNBR 측면에서는 그다지 심각한 결과를 나타내지는 않는다. 출력이 최고점이 되는 부분에서 가장 낮은 DNBR값을 나타내고는 있지만 CESEC의 결과나 RETRAN의 결과나 DNBR 값이 6 이상이 최저값이다. 노심출력의 경향으로 예상 할 수 있듯이 CESEC의 결과가 RETRAN의 결과 보다는 다소 더 낮은 값을 보이고 있으며, 원자로 정지가 일어난 후에는 두 코드의 결과 모두 다시 DNB 값이 제한치에서 상당히 멀어지는 것을 알 수가 있었다.

## 6. 결론 및 향후 연구계획

RETRAN과 같은 조건에서 CESEC의 결과를 보면 전체적으로 1차측 계통의 거동은 서로 비슷한 것으로 보이나 2차측의 결과는 서로 약간의 차이점이 있는 것으로 보인다. 그 이유는 가압기 모델의 차이점도 있을 수 있으며 좀더 CESEC 코드에 대한 자세한 모델링이 필요할 것으로 생각 된다. 두 코드의 결과만 놓고 보았을 때 DNBR 관점에서는 심각한 상태가 아니며 압력 관점에서도 심각한 상황이 아닌 결과는 나타내고 있다.

DNBR의 결과는 RETRAN의 경우는 고온수로모델을 개발하여 대략적인 핵비등이탈율(DNBR)을 평가할 수 있도록 하였으며, CESEC의 경우에는 고온수로해석 코드인 CETOP을 이용하여 그 결과를 RETRAN의 결과와 비교하였다. 전체적으로 "V"자 형태의 모양을 취하고 있으며 CETOP과 RETRAN 결과 모두 최저치 및 경향이 유사한 것으로 보아 RETRAN의 고온수로 모델링도 적절히 모사 되었다고 생각된다.

## 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, "RETRAN을 이용한 출력중 제어봉 고장인출사고 분석", TM.00NR02.R2002.429, 2002, 한국전력공사 전력연구원
7. 성창경 외 4인, "고유 안전해석 전산코드개발-2002년 중간보고서", TM.01NE19.P2002.473, 2002, 한국전력공사 전력연구원

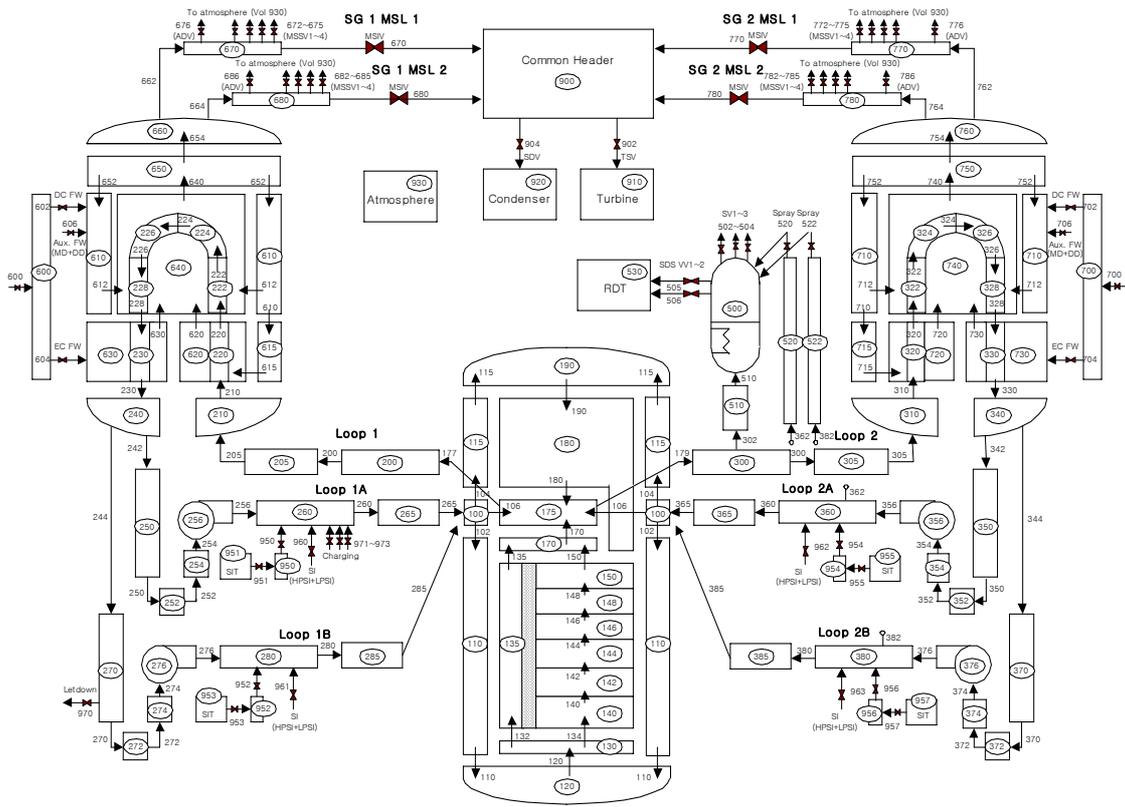


그림 1. 울진 3,4호기 RETRAN 해석 모델

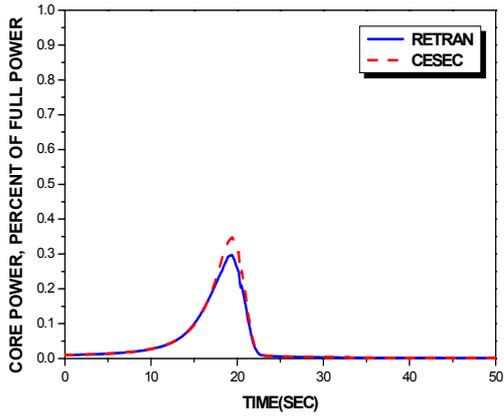


그림 2. 노심출력

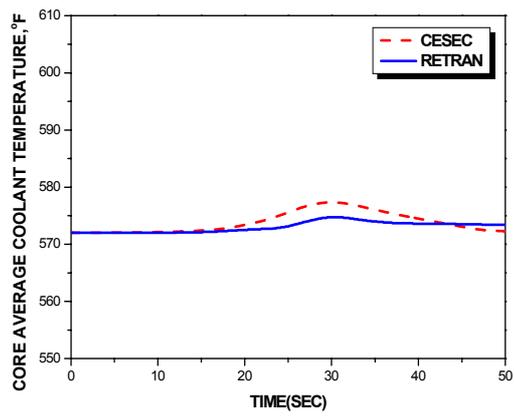


그림 3. 노심냉각재 온도

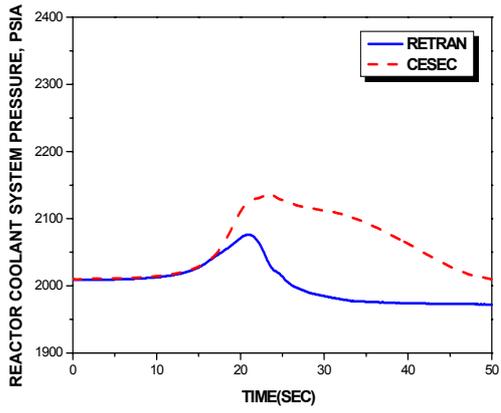


그림 4. 냉각재 계통 압력

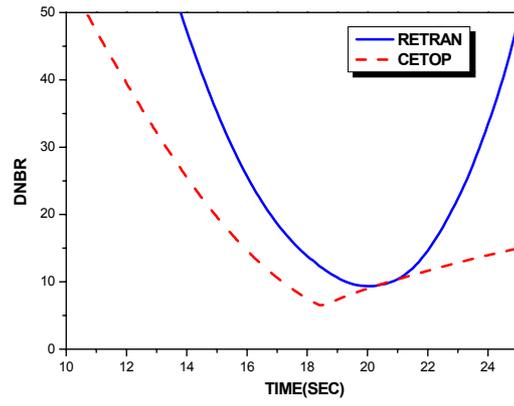


그림 5. DNBR

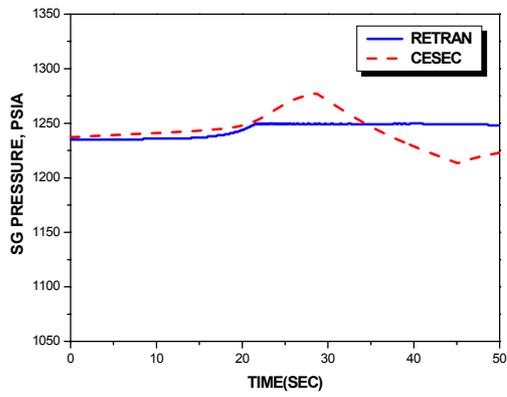


그림 6. SG 압력