

경수로 원전 최적분석기용 노심보호연산기 모듈 개발

Development of A Core Protection Calculator Module for The  
NSSS Transient Analyzer Based on Best-Estimate Codes for Light  
Water Reactors

서재승  
(주) 미래와 도전  
서울특별시 관악구 신림동 산56-1번지

김요한, 이명수, 이용관  
한전 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

이승욱, 김경두, 정재준  
한국원자력연구소  
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

전규동  
한양대학교  
서울특별시 성동구 행당동 17

요 약

전력연구원과 한국원자력연구소는 최적 계통분석 코드를 이용한 경수로 원전 최적분석기 개발 과제의 일환으로 최적 계통분석 코드인 RETRAN에 접목할 수 있는 노심보호연산기 모듈을 개발하였다. 노심보호연산기는 원자로 보호계통의 일부로서 불안정한 운전상태로부터 노심을 보호하기 위한 기능을 주 목표로 개발되었기 때문에 최적분석기의 성능요건을 만족시키기 위해서는 상당한 수정 및 개선이 필요했다. 문서 위주의 입력자료의 간소화 및 공유메모리 기법을 이용한 주 프로그램과의 상호연계 등이 가능하도록 개선했다. 본 논문에서는 개발된 노심보호연산기 모듈의 성능을 확인하기 위해서 한국표준형원전인 울진 3/4호기를 대상으로 핵비등 이탈률 사고인 냉각재 유량 상실사고를 분석하였다. 그 결과를 최종안전성보고서에 수록된 결과와 비교하였으며, 비교 결과 개발된 노심보호연산기 모듈의 결과가 타당함을 확인하였다.

Abstract

KEPRI and KAERI have jointly developed a CPC (Core Protection Calculator) module as a part of the development project for an NSSS transient analyzer based on the best-estimate system code, RETRAN. To develop the CPC module as an NSSS transient analyzer, a number of code modifications, such as simplifications of text based input and interface with main program using the shared memory technique, were made to satisfy the analyzer requirements. In this paper, the safety analysis is

carried out to confirm the feasibility of the CPC module for the loss of forced reactor coolant event of Ulchin unit 3 and 4. The results of the analysis are compared with those mentioned in FSAR and it is concluded that the CPC module shows acceptable trends during transients of the event.

## 1. 서론

국내 원자력발전소에서는 원자로 냉각재 계통의 과도현상을 분석할 수 있는 도구가 구비되어 있지 않아 계통의 과도 열수력 현상을 분석할 필요가 발생할 경우 외부 전문기관에 의존하거나, 일부는 발전소 현장 자체에서 설계문서나 절차서에 기술된 유사 사고/현상의 해석결과를 근거로 추론하였다.<sup>1)</sup> 최근에는 최적 계통분석 코드를 이용한 핵증기 공급 계통 열수력 프로그램을 장착한 전범위(Full-scope) 시뮬레이터 등을 사용하여 과도현상 분석을 대응하고 있다.<sup>2)</sup> 그러나, 시뮬레이터는 교육일정상 사용에 제한성이 있으며 실시간 계산 및 건전성을 만족하기 위한 단순화등으로 이상 유동현상 모의 시 결과의 신뢰도가 최적 계통분석 코드보다 낮은 것이 현실이다. 이러한 어려움을 극복하기 위해 원자력발전소 현장의 자체적인 최적 계통코드 운영능력 확보가 요구되고 있다.

한국원자력연구소에서는 최적 계통분석 코드 RETRAN을 사용하여 Non-LOCA용 경수로 원전 최적분석기를 개발하고 있으며, 대상 원자력발전소는 국내 대표 노형으로 국한하고 있다. 국내 원자력발전소의 경수로로는 크게 2가지의 대표적인 노형으로 분류할 수 있는데 Westinghouse(WH)형과 Combustion Engineering(CE)형으로 나눌 수 있다. CE형 원자력발전소는 한국형표준원전으로 대표적인 특징은 노심 보호 연산기(Core protection Calculator; CPC) 계통 및 노심운전제한치감시(Core Operation Limit Supervisory System; COLSS) 계통을 가지고 있다. 한전 전력연구원에서는 Non-LOCA용 경수로 원전 최적분석기의 노심보호연산기 계통 모듈을 제공하였다.

본 논문에서는 노심보호연산기 계통 모듈 개발에 대해 간략히 기술한다. 제 2절에서는 노심보호연산기 계통에 관해 설명하고, 제 3절에서 노심보호연산기 계통 모듈 개발 및 Non-LOCA용 경수로 원전 최적분석기와의 연계에 관해 설명한다. 결과에서는 노심운전제한치감시 계통 모듈의 성능을 확인하기 위해서 대표적인 핵비등 이탈률(Departure from Nuclear Boiling ratio; DNBR) 사고인 냉각재 유량상실사고를 한국형표준원전 울진 3/4호기를 대상으로 분석하였다.

## 2. 노심보호연산기 계통

### 2.1 노심보호연산기 계통 구성

노심보호연산기 계통은 원자로 보호계통의 일부로서 불안정한 운전상태로부터 노심을 보호하기 위한 기능을 한다. 이는 설계기준사고(Design Basis Accident; DBA) 발생시 발전소 상태가 특정 설정치를 초과할 경우 원자로를 정지시켜 노심을 보호한다. 노심보호연산기는 핵비등 이탈률과 선형 열출력(Linear Heat Rate; LHR)이 제한치 이상이 되면 원자로를 정지 시킨다. 또한 원자로 정지를 일으키지는 않지만 원자로 정지 제한치에 근접할 가능성이 있는 비정상 상태에서 제어봉 인출금지(CEA Withdrawal Prohibit; CWP) 신호를 발생시킨다.

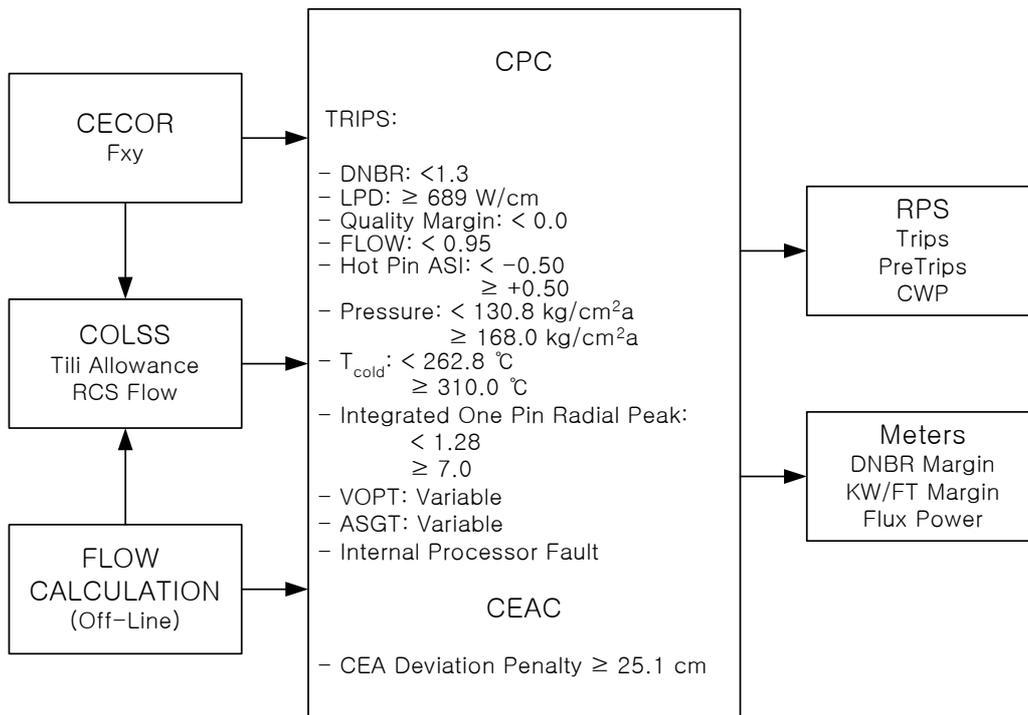


그림 1. 노심보호연산기 기능도

노심보호연산기는 원자로냉각재 펌프(Reactor Coolant Pump; RCP) 속도, 저온관 온도, 고온관 온도, 가압기 압력, 노외 검출기 중성자속, 제어봉 편차 패널티 계수 및 제어봉 위치를 입력으로 사용하며 4대의 독립적인 연산기로 구성된다. 각 노심보호연산기는 해당 사분면의 노외 검출기와 제어봉 위치만을 해당채널의 입력으로 사용한다는 점에서 본질적으로 한 사분면만을 감시한다고 할수 있다. 노심보호연산기는 한 사분면의 제어봉 위치만을 입력으로 사용하므로 모든 제어봉 위치에 대한 정보는 가지고 있지 않다. 부그룹내의 편차를 노심보호연산기에 제공하기 위하여 두 대의 제어봉 연산기(Control Element Assembly Calculator; CEAC)가 설치되어 있다. 각 제어봉 연산기는 노심의 모든 제어봉 위치를 감시하며 감시한 정보를 이진수로 전환하여 각 노심보호연산기로 부그룹내의 제어봉 편차에 대한 정보를 전송한다. 제어봉 편차가 발생하면 제어봉 연산기는 패널티계수

를 계산하여 노심보호연산기로 전송한다. 노심보호연산기는 노심의 보수적인 운전을 위하여 이들 페널티계수를 핵비등 이탈률 및 국부 출력밀도(Local Power Density; LPD) 계산에 적용한다.

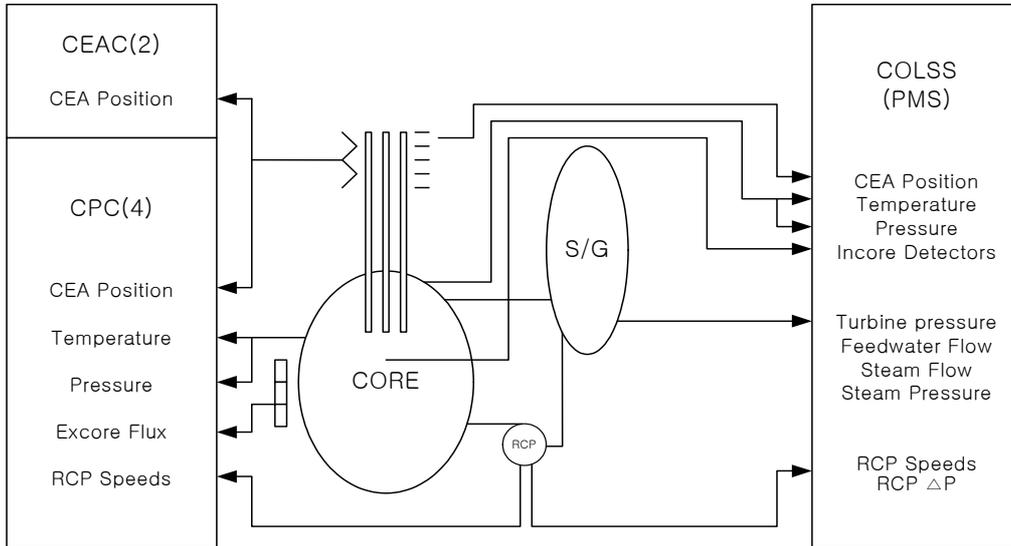


그림 2. 노심보호연산기/노심운전제한치감시 계통 입력 비교

노심보호연산기의 기능을 요약하면 그림 1과 같으며, 노심운전제한치감시 계통과 비교하기 위하여 그림 2에 각각의 입력신호를 비교하였다.

## 2.2 원전 노심보호연산기 소프트웨어 알고리즘

원전 노심보호연산기 소프트웨어는 실행 프로그램에 의하여 정해진 시간 순서에 따라 수행되는 여러 가지 프로그램으로 구성되어 있다. 이는 노심 보호를 위하여 필요한 계산을 정시에 수행하기 위함이다. 노심보호연산기 소프트웨어의 흐름도는 그림3에 나타내었다.

TRIP SEQUENCE 프로그램은 FLOW 및 UPDATE 프로그램에 이어 수행된다. 즉 FLOW 프로그램이 수행된 후 TRIP SEQUENCE 프로그램이 수행되며 UPDATE 프로그램이 수행된 후에도 TRIP SEQUENCE 프로그램이 수행된다. TRIP SEQUENCE 프로그램의 목적은 계산된 변수들을 평가하여 필요한 경우 발전소보호계통으로 직접 출력을 제공하는 것이다. 세계의 주요 트립 계산 이외에 예비 트립, 원자로출력급감발, 노심보호연산기 부그룹 편차 및 노심보호연산기 조절 제어봉 위치전도(Out-of-sequence) 상태시 제어봉인출금지 신호를 발생시킨다. 트립 접점은 원자로 보호 계통으로 보내지며 원자로 보

호 계통에서 트립을 발생시키기 위해서는 4개의 채널중 2개 채널이상에서 트립이 발생되어야 한다. 제어봉인출금지 신호는 작은 제어봉 편차 발생 또는 트립 변수가 트립 제한치에 접근시 제어봉 인출을 중지하기 위하여 제어봉제어계통(Control Element Drive Mechanism Control System; CEDMCS)으로 보내진다.

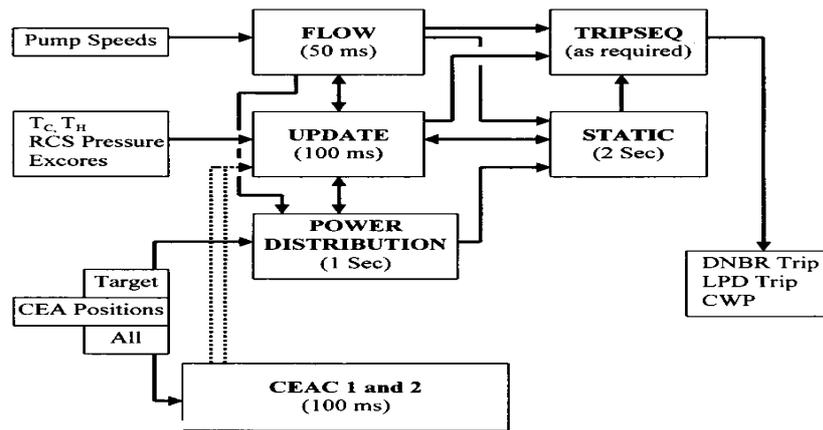


그림 3. 노심보호연산기 소프트웨어 흐름도

원자로냉각재 계통 유량 계산은 FLOW 프로그램에서 50msec 간격으로 수행된다. 여기에서 계산된 유량값은 POWER DISTRIBUTION 프로그램에 제공되어 시간에 따라 평균한 값을 계산하지만 이는 정보만을 제공하기 위해서이며 노심보호연산기 계산에 사용되지는 않는다. 원자로냉각재 펌프 회전수는 주파수계수카드(Frequency Counter Card)에서 처리되며 속도를 퍼센트 단위로 변환한다. 각 펌프의 속도가 95% 이상인 경우  $K_p$  값이 하나씩 증가한다. 만약  $K_p$  값이 2 미만인 경우 TRIP SEQUENCE 프로그램에서 두대 미만의 원자로냉각재 펌프 운전에 의하여 보조정지를 일으키게 된다. FLOW 프로그램은 곡선 근사 함수(Curve-fit Function)를 사용하여 가압기 압력과 해당 루프의 평균 저온관 온도에서의 비체적을 계산한다. 비체적 곡선 근사 계수는 재장전상수로 제공된다.

노심보호연산기의 출력 계산은 UPDATE 프로그램에서 100msec 간격으로 수행된다. 이 계산에 사용되는 입력은 저온관 온도, 고온관 온도, 가압기 압력 및 노외검출기 신호이다 이들 값은 최대, 최소값 사이에서 선형적으로 조정된다. 만약 입력값이 제한치를 초과하면 입력값을 기설정된 최대, 최소값으로 설정하며 감지기 고장 경보를 발생시킨다. 표 1에 이들 제한치에 대한 재장전상수 값과 아울러 보조정지 설정치를 나타내었다. UPDATE 프로그램은 POWER DISTRIBUTION과 STATIC 프로그램에서 상세하게 계산된 값에 대하여 이 값의 계산 이후 변화된 노심 변수를 고려하여 계산 값을 갱신한다. 원자로냉각재 펌프 속도와 제어봉 위치를 제외한 모든 입력 변수가 UPDATE 프로그램

의 입력으로 사용된다. 제어봉 연산기 페널티 계수도 입력으로 사용되며 UPDATE 프로그램에서 해석되어 핵비등 이탈률 및 국부 출력밀도 계산에 사용된다.

표 1. UPDATE 프로그램의 입력 제한치 및 보조정지 설정치

변 수	최소 제한치	최대 제한치	최소 보조정지 설정치	최대 보조정지 설정치
저온관 온도 (°C)	230.125	330.0	262.8	310.0
고온관 온도 (°C)	250.124	350.0	N/A	N/A
가압기 압력 (kg/cm <sup>2</sup> a)	105.1	175.0	130.8	168.0
노외검출기 신호	0.0	0.6666667	N/A	N/A

POWER DISTRIBUTION 프로그램은 제어봉 위치와 UPDATE 프로그램에서 사용된 노외검출기 신호를 입력으로 사용하여 축 방향 출력분포를 생성한다. 이 출력분포는 침두 계수 및 제어봉 그림자효과와 같은 제어봉 삽입 변수에 따라 핫핀 출력분포로 보정되어진 것이다. 형상처리행렬 (Shape Annealing Matrix; SAM)은 노외검출기가 노심 주위에서 축방향 중성자속 형태를 적절히 표현할 수 있도록 하기 위하여 사용된다. STATIC 프로그램은 가장 제한적인 축방향 노드에서 핵비등 이탈률 및 증기건도(Quality)를 계산하기 위하여 FLOW, UPDATE 및 POWER DISTRIBUTION 프로그램의 변수값을 사용한다. 이들 변수는 TRIP SEQUENCE 프로그램에 사용되고, UPDATE 프로그램에서 변화되는 노심의 조건에 따라 갱신된다.

### 3. 노심보호연산기 계통 프로그램

노심보호연산기 계통 프로그램은 2절에서 설명한 원전 노심보호연산기를 근거로 만들었다.가압기 압력, 제어봉 위치, 저온관 및 고온관 온도, 원자로 냉각재 펌프의 속도, 노외 핵계측기 신호, 제어봉 집합체 연산기 페널티 계수를 받아들여 노심의 핵비등 이탈율 및 국부 출력밀도를 계산하여 발전소 보호계통에 저 핵비등 이탈율(Low DNBR) 및 고 국부 출력밀도(High LPD) 원자로 정지신호를 제공한다. 노심보호연산기 계통 프로그램은 다섯 개의 모듈로 구성되어 있으며, 각 모듈은 고유의 계산을 수행하고 필요한 계통의 입력 신호 및 계산결과를 상호 전송하여 이용하도록 구성하였다.

#### 핵비등 이탈율 계산

핵비등 이탈율은 3차원의 출력분포를 이용하여 연료봉 중 최대출력이 나오는 연료봉의 침두계수(Integrated Radial Peaking Factor; P1)와 노심출력, 저온관 온도, 냉각재 유량

및 가압기 압력을 고려하며 최종적으로 제어봉 집합체 연산기에서 전송된 핵비등 이탈율 페널티계수를 곱해서 계산한다. 연료봉의 침두계수(P1)은 평균 핫핀 출력(PDavg)에 사분 출력 경사비(TR)을 곱하여 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$P1 = Max \left[ \frac{\text{집합체 침두연료봉출력}}{\text{집합체 평균연료봉출력}} \right] \quad (1)$$

$$= PD_{avg} \times TR$$

핵비등 이탈율은 최대출력이 나오는 핫채널로서 식(2)에서 임계 열속이 최대 국부 열속의 1.3배 이상이 되어야 한다.

$$DNBR = \frac{q_{DNB}''}{q_{Local}''} \quad (2)$$

핵비등 이탈율은 연료봉 침두계수, 노심출력, 저온관 온도가 증가하면 감소되고 냉각재 유량 및 가압기 압력이 증가하면 감소한다. 핵비등 이탈율 원자로 정지는 핵비등 이탈율이 설정치 1.3이하로 감소되면 원자로를 정지 시킨다. 운전측면에서 핵비등 이탈율 원자로 정지 방지를 위한 가장 중요한 인자는 축방향 출력편차(Axial Shape Index ; ASI)이다.

### 국부 출력밀도

국부 출력밀도 계산의 주요인자는 3차원 침두계수와 노심출력이며 국부출력밀도는 선형 열출력으로 노심 출력과 노심평균 선형 열출력의 선형적 비례관계를 이용한 식이다. 국부 출력밀도는 퍼센트 단위로 표시되며 국부 출력밀도의 원자로 정지 설정치 389%는 침두 선형열출력 21Kw/ft에 상응한다. 국부 출력밀도는 개념적으로 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$LPD = \frac{\text{노심 침두 선형 열출력}}{\text{노심 평균 선형 열출력}} \times \text{노심출력} \quad (3)$$

국부 출력밀도 계산에는 침두계수 및 출력외에 노심출력(BLPD), 3차원 침두계수(PKMX), 사분 출력 경사비(TR), 출력 의존 국부 출력밀도(LPD) 조정 계수(BERR3), 국부 출력밀도 페널티 계수(PFLPD) 및 원자로 냉각재 펌프(RCP) 의존 국부 출력밀도(LPD) 조정계수(F2) 등을 고려하며 다음 식과 같이 계산한다.

$$LPD = B_{LPD} \times P_{KMX} \times TR \times PF_{LPD} \times B_{ERR3} \times F_2 \quad (4)$$

결과적으로 국부 출력밀도에 의한 원자로 정지는 어느 노심의 한점에서 허용되는 최대출력을 초과하는 것을 방지하기 위함이며, 핵비등 이탈율에 의한 원자로 정지는 최대 출력

이 나오는 핫채널(Hot Channel)에서 허용출력을 초과하는 것을 방지한다.

### 최적분석기와 연계

표 2. 노심보호연산기 입력변수

Signal	No	Description	Range	Type	Accuracy
RCP Speed	4	RCP shaft speed	10~100%	Digital	±0.25%
Cold Leg Temperature	2	Temperature in primary coolant cold legs	465°F~615°F	Analog	±1.0°F
Hot Leg Temperature	2	Temperature in primary coolant hot legs	525°F~675°F	Analog	±1.0°F
Pressure	1	Pressurizer pressure	1500~2500psia	Analog	±6.0psia
Deviation Penalty Factor	2	CEA deviation penalty factor from CEACs	0~6.0	Digital	±10-2
Ex-core Neutron Flux	3	Excore neutron detector signals	0~200%	Analog	±0.5%
CEA Position	23	Target CEA position	0~100%	Analog	±0.5%

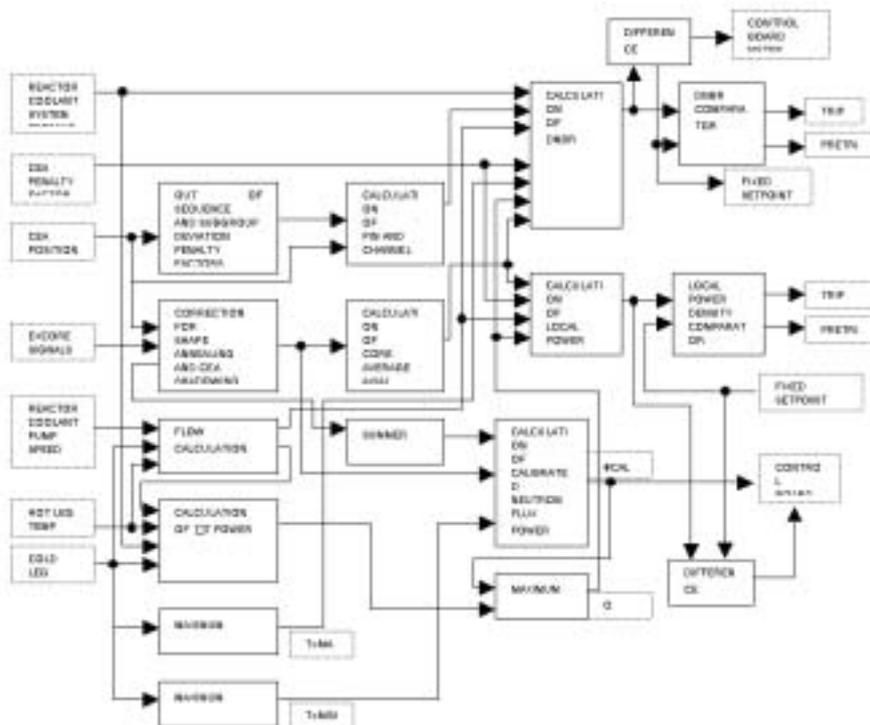


그림 4. 노심보호연산기 계통의 프로그램 기능도

노심보호연산기 계통 프로그램은 경수로 원전 최적분석기에서 제공하는 전역메모리(Global Memory)를 통해서 원자로심 모델 및 열수력 모델에서 계산된 노심보호연산기

계통프로그램용 입력값을 제공받고 계산된 결과를 원자로 정지 신호 및 운전한계 값으로 생성하여 다시 전역메모리를 통해서 경수로 원전 최적분석기에 제공하여 원자로를 보호 신호를 제공하게 된다.<sup>6)</sup> 표 2에는 연계에 필요한 입출력 변수를 열거하였다. 그림 4는 노심보호연산기 계통의 프로그램 기능도이다.

## 4. 핵비등 이탈률 사고해석

### 4.1 울진 3/4호기 모델링

노심보호연산기의 연계에 따른 성능을 평가하기 위해서 울진 3/4호기를 대상으로 대표적인 핵비등 이탈률 사고를 선정하여 분석을 수행하였다. RETRAN 코드를 이용하여 울진 3/4호기 핵비등 이탈률 사고를 분석하기 위해 우선 기하입력 자료를 만들었다. 울진 3/4호기 기하입력 형태는 원자로 계통은 총 62개의 제어체적과 150개의 필과 정선으로 구성되어 있다. 각 제어체적은 정상운전 상태 및 사고분석에서 주요 열수력적 특성을 반영할 수 있도록 RETRAN 사용자 지침서의 권고사항을 최대한 반영하여 모델하였다. 원자로 용기 및 증기 발생기 영역에서의 열수력 거동을 상세화 하기 위해 원자로 용기는 크게 저온관 노즐, 강수부, 하부공동, 노심, 상부공동으로 모델링하였으며, 노심영역은 핵연료를 모사하기 위해 6개의 열전도체로 모의하였다. 또한 상분리가 일어나는 제어체적에는 Bubble-Rise 모델을 적용하여 상분리에 따른 물리적 현상을 적절히 모의할 수 있도록 했다.

### 4.2 원자로 냉각재 유량 완전상실 사고해석

#### 사고개요

원자로 냉각재 유량 완전상실(Complete Loss of Forced Reactor Coolant Flow; CLOF)은 모든 원자로 냉각재 펌프에 공급되는 전원이 동시에 상실될 때에 발생하는 사고로서, 어떠한 냉각재 유량 상실보다 더 심각한 최소 핵비등 이탈률을 발생시킨다. 주요 사고 발생 원인으로는 모든 원자로냉각재 펌프에 공급되는 전원의 동시상실은 펌프 모선에 전원을 공급하는 변압기에 고장이 발생하고 동시에 외부전원으로 전환되지 않는 경우 또는 펌프 모선 회로의 부주의한 개방에 의해 발생하거나, 모선의 고장과 같은 공통원인사건에 의해 발생할 수 있다. 다른 발생원인으로는 완전한 소외전원상실(Loss of Offsite Power; LOOP)이 발생하여 모든 원자로냉각재 펌프에 공급되는 전원이 동시에 상실되어 발생할 수도 있다. 소외전원 상실이 발생하면 터빈 트립이 유발되고, 증기 덤프 및 우회계통이 그 기능을 수행하지 못하기 때문에 발전소 안전밸브를 이용하여 냉각하게 된다.

원자로 냉각재 유량 완전 상실이 발생하면, 원자로에서 발생하는 열을 냉각재가 적절하게 제거하지 못하므로 냉각재의 온도가 증가하고, 증가한 온도는 부반응도 삽입을 유발한다. 원자로 보호계통에 의해 삽입되는 원자로 정지제어봉의 부반응도와 함께 핵출력을 감소시킨다. 초기에는 유량이 열속보다 더 급격하게 감소하기 때문에, 유량에 대한 열속의 비가 증가하여 핵비등 이탈률에 대한 여유도가 감소하며, 유량에 대한 열속의 비가 최대가 되는 지역에서 핵비등 이탈률 제한치에 가장 근접하게 된다. 원자로냉각재계통의 압력은 원자로 냉각재 유량 완전 상실로 유발된 냉각재 온도의 급격한 증가와 함께 증가하는 경향을 보이는데, 유량에 대한 열속의 비와 냉각재 온도가 감소하게 될 때 이 압력증가는 중단된다.

원자로 냉각재 유량 완전 상실 사고시 핵연료의 파손은 없으므로 분석 결과를 만족시켜야 하는 안전 제한 조건은 다음과 같다.

- 원자로냉각재계통과 주증기계통의 압력은 설계압력의 110%이하로 유지되어야 한다.
- 핵연료 피복재의 건전성은 최소핵비등 이탈률이 95%의 확률과 95%의 신뢰도를 갖고 인가된 상관식에 의하여 규정된 핵비등 이탈률 제한치 이상을 유지함을 보여야 한다.
- 원자로냉각재 유량 상실 사고는 독립적으로 일어나는 다른 고장에 의하지 않는다면 더 악화된 원자로 조건을 유발하여서는 안된다.

### 초기 입력변수

초기 노심 열출력과 유량 및 그 분포는 핵비등 이탈률 평가에 있어 가장 큰 영향을 미친다. 본 연구에서는 오차를 고려한 최대 출력인 102%를 사용하였으며, 핵비등 이탈률에 대한 초기 여유도를 최소화하기 위하여 초기 노심 유량은 최소값을 선택하였다. 원자로 냉각재 유량 완전 상실 사고시 원자로 정지를 유발하는 신호는 냉각재 루프에서 발생한 원자로냉각재펌프 저속신호이다. 이 신호에 대한 원자로정지 설정치는 핵비등 이탈률 설계제한치를 위반하지 않도록 설정하였다.<sup>7)</sup>

표 3. CLOF 분석 사건 경위

사 건	FSAR(초)	RETRAN(초)
소외전원 상실	0.00	0.00
RCP 저속 도달 후 원자로 트립	1.58	1.58
제어봉 낙하	2.08	2.08
최소 과도 핵비등 이탈률	4.86	4.40
원자로 냉각재 최대 압력	4.65	5.80

### 4.3 분석 결과

최종안전성보고서<sup>4)</sup>와 비교를 위해 수행한 분석에 있어 주요 사건 경위는 표 3에 나타나 있다. 표에서 보는 바와 같이 최대 압력 발생 시점은 크게 차이가 없으나 최소 핵비등 이탈률 발생시점에 있어서는 다소 차이를 확인할 수 있었다. 원자로출력은 두 경우에 있어 거의 일치함을 확인할 수 있었다. 이는 RETRAN에 있어서의 계산이 축방향 6개의 쌓인 형태의 열전도체에서의 열속을 계산하여 나타내는 반면에 최종안전성보고서에서는 이와 달리 부수로 분석에 의해 계산된 값을 나타내고 있어 계산하는 방법 차이 때문이다. 가압기 압력은 두 경우에 상당한 차이가 두드러졌는데, 이는 본 연구에서 사용하는 RETRAN과 최종안전성보고서 작성에 사용한 CESEC이 2상 유동, 특히 가압기에 있어서의 유동에 대한 분석 능력 차이 때문이다.

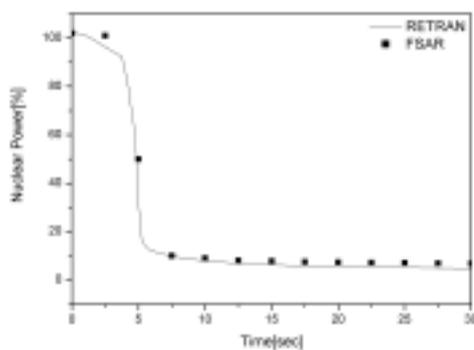


그림 5. 원자로 출력

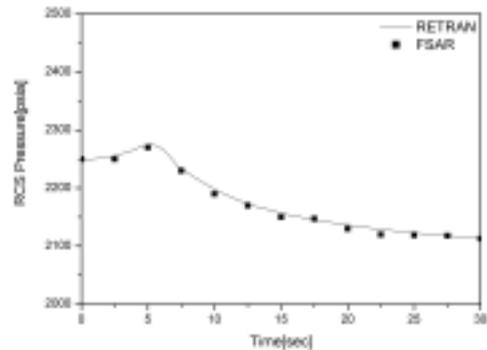


그림 6. 원자로 냉각재 계통 압력

본 비교를 통해 최종안전성보고서의 경우 최대 압력 도달 이후 압력이 감소할 때 최소 핵비등 이탈률이 예측된 반면, RETRAN의 경우 최대 압력 도달 직전에 최소 핵비등 이탈률이 예측되는 차이를 보였다. 원자력냉각재계통 유량 변화에 있어서는 거의 유사한 결과를 확인할 수 있었다.

## 5. 결론 및 향후계획

본 연구는 한전 전력연구원과 한국원자력연구소에서 개발 중인 경수로 원전 최적분석기 개발 과제의 위탁 과제로 개발중인 최적분석기용 노심보호연산기 모듈의 성능 및 타당성을 확인하기 위해 한국표준형원전 울진 3/4호기 원자로 냉각재 유량 완전상실사고를 대상으로 비교, 분석을 수행하였다. 최종안전성보고서와의 비교 분석 결과, 개발한 노심보호연산기 모듈의 결과가 전반적으로 타당한 경향을 보이지만 원자로 냉각재 계통 압력 등의 일부 변수값에 있어서는 차이가 있음을 확인할 수 있었다.

향후 경수로 원전 최적분석기에서 사용중인 노심모델을 3차원 노심모델로 변경하여 노

심보호연산기의 입력값 중 하나인 노외 검출기 중성자속과 제어봉 위치를 반영하여 최종 안전성보고서와 비교 분석을 수행할 계획이다.

## 참고문헌

1. 이명수 외, 원자력교육원 2호기 시뮬레이터 성능개선, 01-전력연-단251, 한국전력공사 전력연구원, 2001.6.
2. 김경두 외, 최적코드를 이용한 원자력교육원 시뮬레이터 2호기용 최신 NSSS 열수력 프로그램 개발, 한국원자력학회 2001년도 춘계학술발표회.
3. 한국형 표준원전 계통실무, KAERI/GP-108/96, 한국원자력연구소 (1996).
4. 울진 원자력 3/4호기 최종안전성 분석 보고서, 한국전력공사.
5. M. P. Paulsen et al., RETRAN 3D code manual, EPRI NP-7450, Electric Power Research Institute (1998).
6. 정재준 외, 최적계통분석코드를 이용한 울진표준원전 시뮬레이터용 NSSS 열수력 프로그램 개발, 한국원자력학회 2001년도 추계학술발표회.
7. 김요한 외, RETRAN을 이용한 울진 3,4호기 냉각재 유량 상실 사고 분석, 한국원자력학회 2004년도 추계학술발표회.