

RETRAN을 이용한 울진 3, 4호기 냉각재 유량 상실 사고 분석

Loss of Forced Reactor Coolant Flow Event Safety Analysis for Ulchin Units 3 & 4 with RETRAN

김요한, 윤혜정, 성창경

한전 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16번지

요 약

한전 전력연구원에서는 국내 경수로 원전에 적용할 수 있는 비냉각재상실사고 분석 방법론을 개발하고 있다. 이 방법론에서는 과도상태중 계통 응답 분석을 위해 RETRAN을 사용하며, 이에 따른 핵비등이탈율(DNBR)은 RETRAN 고온수로 모델 또는 상세 노심 열수력 부수로분석용 전산 코드를 이용하고 있다. 본 논문에서는 개발된 방법론의 타당성을 확인하기 위해 한국표준형원전인 울진 3, 4호기를 대상으로 대표적인 DNBR사고인 냉각재 유량 상실사고를 분석하였으며, 그 결과를 최종안전성분석보고서에 수록된 결과와 비교하였다. 비교 결과 개발된 방법론이 타당한 결과를 나타내고 있음을 확인하였다.

Abstract

Korea Electric Power Research Institute is developing the non-loss-of-coolant accident safety analysis methodology applicable to light water reactors in Korea. In the methodology, system responses are estimated with RETRAN-3D and corresponding departure from nuclear boiling ratio (DNBR) are evaluated through RETRAN-3D hot channel model or a core thermal-hydraulic sub-channel analysis code. In this paper, the safety analysis is carried out to confirm the feasibility of the methodology for the loss of forced reactor coolant event of Ulchin Units 3 and 4. The results of the analysis are compared with those mentioned in FSAR Ch.15. By the comparison, it is concluded that the methodology shows acceptable trends during transients of the event.

1. 서론

전력연구원에서는 국내 가동중인 모든 가압경수로에 적용할 수 있는 안전해석 방법론을 개발하고 있다. 특히, 지난 2000년 12월부터 수행중인 “고유 안전해석 전산코드 개발”과제를 통해 한국표준형원전(Korea Standard Nuclear Power Plant ; KSNP)의 설계 및 운영에 필요한 안전해석 전산코드 체계를 개발하고 있다. 본 연구를 위하여 이미 개발중인 Westinghouse(WH)형 원전을 위한 신 안전해석 방법론[1]과 미국 전력연구소(Electric Power Research Institute ; EPRI)의 경수로 안전해석 지원 체계인 RASP(Reactor Analysis Support Package)[2] 및 이미 KSNP에 적용하고 있는 Combustion Engineering(현 WH-CENP)를 바탕으로 분석 방법론을 개발하는 한편, 이와 병행하여 전산 코드를 정비하고 있다.

본 연구에 있어 계통평가용 전산 코드는 EPRI에서 개발한 최적평가용 코드로 2001년 1월 25일 NRC로부터 SER(Safety Evaluation Report)을 받은 RETRAN[3]을 사용하며, 노심 거동에 대한 상세한 분석이 필요한 경우 한국원자력연구소에서 개발한 MASTER 코드체계와 통합한 RETRAN- MASTER코드를 사용하고 있다. 한편, 설계기준사고 분석에 있어 안전 지표중 하나로 핵연료 건전성을 판단하는 주요요한 지표인 핵비등이탈율(Departure from Nucleate Boiling Ratio ; DNBR) 평가를 위해서는 본 연구를 통해 개발한 RETRAN 고온수로모델을 이용하거나 상세 분석을 위해 노심 열수력 부수로분석 코드인 WH-CENP의 CETOP 또는 TORC 코드를 이용한다.

본 논문은 개발된 방법론의 타당성을 확인하기 위해 대표적인 DNBR사고인 냉각재 유량상실 사고를 올진 3, 4호기를 대상으로 분석하였다. 냉각재 유량상실 사고는 노심에서 생성되는 열을 제거시키는 열제거능 상실사고로 분류된다. 본 논문에서는 방법론 및 이를 이용한 분석 결과의 타당성을 확인하기 위해 최종안전성분석보고서(Final Safety Analysis Report ; FSAR)[4]에 수록된 결과와 비교 검증을 수행하였으며, 이에 따라 평가를 다루고 있다.

2. 고온 부수로 모델 개발

RETRAN에서는 계통 응답을 분석하면서 개략적인 DNBR 변화 추이를 평가할 수 있도록 PWR Auxiliary DNB Calculation 모델을 포함하여 사용자가 필요한 고온 부수로 모델을 구축할 수 있도록 기본 여건을 제공하고 있다. 그러나, 정애주 등의 논문[5]에서 밝힌 바와 같이 RETRAN이 제공하는 임계열유속(Critical Heat Flux ; CHF) 상관식이 적어 본 연구의 대상인 올진 3, 4호기를 비롯한 한국표준형원전에서 사용하는 연료집합체를 사용하는 노심을 분석하기에는 부족하다. 따라서 본 연구에서는 방법론 개발을 시작함에 있어 고온수로모델 개발을 병행하였다.

2.1 CE-1 CHF 상관식

고온수로모델 개발을 위해 먼저 CE-1 CHF 상관식[6]을 비롯한 한국표준형연료집합체 이용 노심 열수력 분석에 비롯한 관계식을 RETRAN에 추가하였다. 먼저 다음과 같이 표현되는 CE-1식을 이용한 DNBR의 정의는 다음과 같다.

$$DNBR = \frac{q''_{CE-1}}{q''_{actual} \cdot FS}$$

여기서, q''_{actual} 은 실제 국부에서 발생한 열속을, q''_{CE-1} 은 CE-1 상관식으로 계산한 균일한 열속을 의미하며 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$q''_{CE-1} = fn \{P, G_{loc}, x_{loc}, D_e, D_m, h_{fg}\}$$

즉, q''_{CE-1} 은 압력(P), 국부 유량(G_{loc}) 및 건도(x_{loc}), 부수로 가열 반경(D_e), 매트릭스 부수로 가열 반경(D_m), 잠열(h_{fg}) 등의 함수로 표현된다. 한편, FS 는 비균일 축방향 열속분포를 고려하기 위한 보정 계수로 다음과 같다.

$$FS = \frac{q''_{CHF, Equivalent Uniform}}{q''_{CHF, Non-Uniform}}$$

이와 같은 상관식 외에 그리드 격자에 의한 압력강하, 진도 관계식 등이 고려되었다. 추가된 부프로그램들은 기존 RETRAN Auxiliary DNB Calculation 모델에 추가 선택사항으로 설정하였다.

2.2 고온수로모델 개발

다음 단계로 새로운 선택사항을 이용하여 고온수로모델을 개발하였다. 이를 개발하기 위해서는 기존 열수력방법론 또는 FSAR 등의 설계 자료를 기반으로 일련의 가정과 데이터를 도출하여 RETRAN 입력을 작성하여야 한다. 그 첫 번째 고려사항은 축방향 출력 분포이다. 일반적으로 열수력설계에 있어서는 보다 보수적인 평가를 위해 가능한 여러 형태의 축방향 출력 분포를 고려하도록 하고 있다. 한국표준형원전 설계에 있어서는 축방향분포지표(Axial Shape Index ; ASI)에 따라 그림 1에서 나타낸 바와 같은 다양한 분포를 고려하고 있다.

다음으로 고려할 사항은 고온수로계수이다. 본 연구에서는 노심을 점근사동특성모델로 나타내고 있으며, 노심 열수력수로 역시 열전도체가 쌓인 형태의 단일 수로로 모의하고 있으므로 이를 실제 노심과 상사시키기 위해 보정계수가 필요하다. 즉, 반경 및 축방향 출력 분포를 반영하여 침투 계수를 결정해야 하며, 열속 불확실성 보정 계수, 고온 번들 유량 보정 계수, 와류 및 횡류 보정 계수 등이 고려되어야 한다. 이중 설계 반경 출력 분포는 고온수로에서의 엔탈피 상승으로 표현할 수 있으며, 출력이 감소함에 따라 증가하는 $F_{\Delta H}^N$ 로 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$F_{\Delta H}^N = F_{\Delta H, RTP}^N \{1 + PF_{\Delta H}(1 - P)\}$$

여기서, $F_{\Delta H, RTP}^N$ 는 정격열출력(Rated Thermal Power ; RTP)에서의 엔탈피 고온수로계수이며, $PF_{\Delta H}$ 는 Part-Power Multiplier로 대개 0.3을 사용한다. P는 RTP에 대한 비로 100% 출력에 해당하는 값은 1.0이다. 최대 $F_{\Delta H}^N$ 은 최대 열속을 가정하게 되어 최소 DNBR을 나타낸다.

2.3 연계코드 RECEL 개발

그림 2에 나타난 바와 같이 설계사 방법론에서는 KSNP의 경우 개략적인 열수력평가를 하지 않고 계통 분석 코드인 CESEC의 결과를 이용 열수력분석코드인 CETOP의 입력으로 사용한다. 한편 본 연구에 있어서는 개략적인 열수력평가, 즉 DNBR 평가를 계통 분석 코드인 RETRAN에서 수행한 후 매우 제한적인 사례를 선택하여 CETOP의 입력으로 활용, 상세 평가를 수행하고 있다. 이러한 방법론에서의 절차와 또한 기존 방법론에 의한 결과와의 비교를 원활히 하기 위해 본 연구에서는 CESEC 및 RETRAN 코드와 CETOP코드를 연계하는 연계코드인 RECEL을 개발하였다. RECEL은 양 계통분석코드의 출력파일을 읽어들이 CETOP 정상상태 입력을 수정, 과도상태 계산을 수행하도록 개발되었으며, 이에 대한 검증은 수작업을 통한 코드간 연계계산을 통해 수행하였다.

3. 울진 3, 4호기 모델링

개발된 방법론 및 모델의 타당성을 확인하기 위해 울진 3, 4호기를 대상으로 대표적인 DNBR

사고를 선정하여 분석을 수행하였다. 이를 위해 그림3과 같이 모델링하였다. 원자로용기 및 증기 발생기 영역에서의 열수력 거동을 상세화 하기 위해서 원자로 용기는 크게 저온관 노즐, 강수부, 하부공동, 노심, 상부공동으로 모델링하였으며 노심 영역은 핵연료를 모사하기 위해 6개의 열전도체로 모의하였다. 또한, 원자로 용기 내에서 냉각재 우회 유량을 모사하기 위해 Core Shroud 및 제어봉 구동 영역을 모사하였다. 증기발생기는 1차측과 2차측으로 구분하여 1차측은 증기발생기 입구 공동, 세관 및 출구 공동으로 모델링하고, 전열관은 상단 곡부 및 횡부의 거동이 상하 직부의 거동에 비해 영향이 적다는 가정 하에 수직 부분만으로 표현하여 증기발생기를 통한 1, 2차측 간의 열전달을 모사하였다. 2차측은 급수관, 증기발생기 강수부, Economizer, Riser, 습분분리기, Dome 영역 및 주증기 유로로 모델링하였다.

원자로보호계통에 있어서는 KSNP형 원전의 경우 WH형 원전과 차이 가 있어 디지털 보호 계측 계통인 노심보호연산기(Core Protection Calculator ; CPC)가 원자로보호계통에 있어 중요한 역할을 담당하고 있다.(표 1) 그러나, 본 연구에서는 대부분의 아날로그 원자로보호계통은 모델링한 반면, CPC 모델링의 어려움으로 이에 의한 원자로 정지 신호는 트립 카드 입력으로 처리하였다.

4. 원자로 냉각재 유량 완전상실 안전해석

4.1 사고 개요

원자로 냉각재 유량 완전 상실(Complete Loss of forced reactor coolant Flow ; CLOF)은 모든 원자로 냉각재 펌프(Reactor Coolant Pump ; RCP)에 공급되는 전원이 동시에 상실될 때 발생하며, 어떠한 냉각재 유량 상실보다도 더 심각한 최소 DNBR을 발생시킨다. 모든 RCP에 공급되는 전원의 동시상실은 펌프 모선에 전원을 공급하는 변압기에 고장이 발생하고 동시에 외부 전원으로 전환되지 않는 경우 또는 펌프 모선 회로의 부주의한 개방에 의해 발생하거나, 모선의 고장과 같은 공통원인사건에 의해 발생할 수도 있다. 또한, 완전한 소외전원상실(Loss Of Offsite Power; LOOP)이 발생하여 모든 RCP에 공급되는 전원이 동시에 상실되어 발생할 수도 있다. 소외전원상실이 발생하면 터빈 트립이 유발되고, 증기 덤프 및 우회계통이 그 기능을 수행하지 못하기 때문에, 발전소는 주증기 안전밸브 및 대기방출밸브를 이용하여 냉각하게 된다.

이와 같은 원인으로 RCP가 정지되어도 펌프 플라이휠의 관성으로 인하여 상당한 기간 관성서행운전을 하게되어, 냉각재의 유량은 과도상태 발생시점부터 약 10초 동안 정격유량의 60%까지 계속 순환하게 된다. 원자로 정지신호는 저유량 정지신호보다 빠른 RCP 저속 또는 저 DNBR 신호로부터 나오기 때문에 제어봉은 일반적인 유량상실 사고보다 더 빨리 삽입될 수 있고, 이 때문에 상대적으로 적은 DNBR여유도에서도 운전이 가능하다.

원자로 냉각재 유량 완전 상실이 발생하면, 원자로에서 발생하는 열을 냉각재가 적절하게 제거하지 못하므로 냉각재의 온도가 증가하고, 증가한 온도는 음의 감속재온도계수에 의하여 부반응도 삽입을 유발하고, 원자로보호계통에 의해 삽입되는 원자로 정지제어봉의 부반응도와 함께 핵출력을 감소시킨다. 원자로 냉각재 유량 완전 상실 초기에는 유량이 열속보다 더 급격하게 감소하기 때문에, 유량에 대한 열속의 비가 증가하여 DNBR에 대한 여유도가 감소하며, 유량에 대한 열속의 비가 최대가 되는 지역에서 DNBR 제한치에 가장 근접하게 된다. RCS의 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.

전출력 운전중에 CLOF가 발생하는 경우 원자로를 보호하기 위해 다음의 신호가 원자로를 정지시키도록 설계되어 있다.

○ RCS 냉각재 저유량 : RCS 냉각재 저유량은 증기발생기 1차측 진/후단에서 측정된 압력차가 과대한 변화율로 감소하거나 기 설정된 최소치까지 감소할 때 원자로를 정지시킨다. 이 신호는 LOOP를 수반한 증기관 파단시 모든 RCP 유량 감소 또는 RCP 축 고착 사건이 발생할 경우 원자로를 정지시킨다.

○ RCP 저속도 : KSNP형 원전에는 더 빠른 비상정지를 위하여 RCP 속도 측정계통이 설치되어 있으며, 이 계통에 의해 측정된 RCP 속도가 설정치에 도달하면 원자로를 정지시킨다. 이 RCP 저속에 의해 원자로가 정지되면 그 순간의 유량이 저유량 정지 설정치보다 더 크므로 DNB에 대해 상대적으로 적은 여유도에서도 정상운전이 허용된다.

○ 저 DNBR : KSNP형 원전에서는 CPC에서 계산된 DNBR이 기 설정된 최소치에 도달할 때 원자로를 정지시킨다. DNBR은 노심 평균 출력, 원자로 냉각재 압력 및 유량, 그리고 노심 출력 분포를 이용하여 계산한다. 중간빈도사건 및 희귀빈도사건시 노심내 DNBR이 안전제한치에 도달하기 전에 트립이 발생할 수 있도록 감지기와 신호처리의 지연시간 및 부정확도에 대한 허용치를 계산에 포함시킨다. 이 신호는 중간빈도사건시 노심내 냉각재 채널에서의 DNBR이 핵연료 설계 제한치를 초과하는 것을 방지하고 격납건물 외부의 증기관 파단, 증기발생기 세관 파단, 및 RCP 축 고착 제한사고의 결과를 완화시키는 공학적안전설비계통을 보조하기 위하여 원자로를 정지시킨다.

일반적으로 CLOF시 핵연료의 파손은 없으므로 분석 결과 만족시켜야 하는 안전 제한 조건은 다음과 같다.

○ 원자로냉각재계통과 주증기계통의 압력은 설계압력의 110%이하로 유지되어야 한다.

○ 핵연료 피복재의 건전성은 최소핵비등이탈율(MDNBR)이 95%의 확률과 95%의 신뢰도를 갖고 인가된 상관식에 의하여 규정된 핵비등이탈율(DNBR) 제한치 이상을 유지함을 보여야 한다.

○ 원자로냉각재 유량상실사고는 독립적으로 일어나는 다른 고장에 의하지 않는다면 더 악화된 원자로조건을 유발하여서는 안된다.

4.2 주요 입력 변수

CLOF에 대한 안전해석을 수행할 때 최소 DNBR의 분석 예상에 있어서, 다음과 같은 몇 가지 중요한 시스템 및 원자로 노심 변수들이 고려되어야 한다.

- 초기 노심 출력 및 유량 분포 : 초기 노심 열출력과 유량 및 그 분포는 DNBR 평가에 있어 가장 큰 영향을 미친다. 따라서 본 연구에서는 오차를 고려한 최대 출력인 102%RTP를 사용하였으며, DNBR에 대한 초기 가용 여유도를 최소화하기 위하여 초기 노심 유량은 최소값을 선택하였다. 유량 분포는 단일수로라는 RETRAN 기본 입력의 특성상 고려하지 않았으나, 고온수로모델에서는 보정계수로 처리하였으며, 노심 열수력 상세 분석에 있어서는 기존 FSAR 조건을 사용하

었다.

- 원자로 정지 설정치 및 지연시간 : CLOF시 원자로정지를 유발하는 신호는 냉각재 루프에서 발생한 RCP 저속 신호며, 이 신호에 대한 원자로정지 설정치는 DNBR 설계제한치를 위반하지 않도록 설정한다. 잘못된 신호에 의한 원자로정지를 방지하고 지연시간, 측정 불확실도 등의 추가 여유도를 수용할 수 있도록 정상운전조건의 역방향으로 안전계통 제한설정치를 설정하여 이 값을 기준으로 안전해석 설정치를 선택한다. 계측 지연시간 및 측정 불확실도는 제작자가 제공하거나 시험을 통해 얻는다. KSNP형 원전 중 울진 3/4의 경우에는 냉각재 저유량에 의해 원자로정지 차단기가 개방될 때까지의 시간은 1.48초로, RCP 저속도에 의해 원자로정지 차단기가 개방될 때까지의 시간은 0.3초로, 그리고 저 DNBR에 의해 해 원자로정지 차단기가 개방될 때까지의 시간은 0.1초로 가정한다. 그러므로, 각각의 신호에 의해 제어봉이 낙하하기 시작할 때까지의 시간으로 정의되는 원자로정지 지연시간은 이 값에 추가 지연시간 0.5초를 고려하여 냉각재 저유량, RCP 저속도, 그리고 저 DNBR에 대해 각각 1.78초, 0.8초, 그리고 0.6초로 가정한다.

- 시간의 함수인 제어봉 정지반응도 삽입율 : 시간의 함수인 제어봉 정지반응도는 시간의 함수인 제어봉위치와 제어봉위치의 함수인 제어봉 반응도가를 결합시켜 얻는다. 제어봉 삽입시간은 기술지침서의 운전제한조건에 제시되어 있다. 다양한 축방향 중성자속 모양에 대한 제어봉 반응도가는 노물리 해석코드를 사용하여 계산하고, 그 결과는 원자로 기동시 노물리시험을 통해 검증한다. 안전해석에서는 제어봉 정지반응도로 최소 반응도가만을 사용하며, 최대 반응도가를 가진 제어봉이 완전히 인출된 위치에서 고착된 영향을 고려한다. 보수적인 관점에서 주기 연소도의 함수인 제어봉가로 최소값을 선택하며, 안전해석을 수행할 때에는 일반적으로 불확실도를 고려하여 10%를 감한 제어봉가를 사용한다. 본 논문에서도 상기 기술과 같이 불확실도를 고려하여 90% 정지제어봉가를 사용하였다.

- 감속재온도계수, 도플러 계수 및 기타 핵연료 특성 : 냉각재 온도 증가에 따른 부반응도 삽입을 최소화하기 위하여 최소 반응도 케환효과에 대해 안전해석을 수행한다. 즉, 감속재온도계수는 최대값에 불확실도를 가산한 값을 사용하며, 도플러계수 및 지발중성자분율은 최대값을 선택한다. 기타 핵연료의 특성인 간극 열존도도 등은 기존 설계 자료를 근거로 작성되었다.

- 초기 냉각재계통 온도 및 압력 : CLOF 분석에 있어 초기 RCS 냉각재 온도와 초기 가압기 압력은 DNBR분석 및 압력 변화평가에 있어 적용하는 값이 서로 상이하다. 즉, 압력 변화평가에 있어서는 대개 높은 온도와 압력이 더 보수적이지만, DNBR 관점에서는 압력이 낮을수록 더 보수적인 결과가 예측된다. 그러므로, 이들 변수의 영향에 대한 정확한 평가는 민감도 분석을 통해서 수행되어야 한다.

- 반경방향 및 축방향 침투인자 및 중성자속 분포 : DNBR 계산시 필요한 반경방향 및 축방향 출력분포와 침투계수는 일반적으로 노심분석으로 생성된 것을 사용한다. 본 사고에 대한 안전해석시 최대 열속 및 최소 DNBR이 발생하도록 최대 엔탈피 고온수로계수 사용하였다.

일반적으로 안전해석을 수행할 때에는 안전등급 계측설비 및 계통만 고려하므로, 본 논문에서도 원자로 냉각재 유량 부분 상실시 안전등급 설비 및 계통을 제외한 어떤 제어계통도 작동하지 않는다는 가정하였다. 또한, 증기발생기에 공급되는 급수유량은 증기유량과 동일하며, RCP의 모터 관성은 공칭값의 90%에 해당하는 값을 가진다고 가정하였다. FSAR와의 비교를 위한 초기 입력은 표 2와 같다.

4.3 분석 결과

FSAR와의 비교를 위해 수행한 분석에 있어 주요 사건 경위는 표 3에 나타난 바와 같다. 표에 나타난 바와 같이 최대 압력 발생 시점은 크게 차이가 없으나 최소 DNBR 발생 시점에 있어서는 다소 차이를 확인할 수 있었다. 출력면(그림 4)에서는 두 경우에 있어 거의 일치함을 확인할 수 있었으나, 열속(그림 5) 변화에 있어선 두 결과 간에 다소 차이가 있었다. 이는 RETRAN에 있어서는 계산이 축방향 6개의 쌓인 형태의 열전도체에서의 열속을 계산하여 나타내는 반면에 FSAR에서는 이와는 달리 부수로 분석에 의해 계산된 값을 나타내고 있어 계산 하는 방법에 있어 차이가 있는 이유라 본다. 반면, 압력면(그림 6 및 7) 상당한 차이를 발견할 수 있었다. 특히 그림 6에 나타난 바와 같이 원자로 냉각재 계통 압력 변화의 차이가 두드러졌는데, 이는 본 연구에서 사용하는 전산 코드 RETRAN과 FSAR 작성에 사용된 CESEC이 2상 유동, 특히 가압기에 있어서는 유동에 대한 분석 능력에 있어 차이를 가지고 있기 때문인 것으로 판단된다. 최소 DNBR 변화를 비교하면 RETRAN 또는 RETRAN-CETOP과 FSAR 간에 다소 차이를 확인할 수 있다.(그림 8) 그러나, 경향 면에서는 큰 차이가 없으며, RETRAN 결과와 RETRAN-CETOP 결과 비교를 통해 본 연구를 통해 개발된 고온수로모델이 적정함을 확인할 수 있었다. 또한 본 비교를 통해 FSAR의 경우 최대 압력 도달 이후 압력이 감소할 때 최소 DNBR이 예측된 반면, RETRAN의 경우 최대 압력 도달 직전에 최소 DNBR이 예측되는 차이를 보였다. 노심 유량 변화(그림 9)에 있어서는 거의 유사한 결과를 확인할 수 있었다.

한편, 기존의 KSNP형 원전에 있어 열수력 분석의 특징은 DNBR 평가시 열수력분석 코드 CETOP내 축방향 출력 분포는 Top Peaked Shape(-ASI)을 가정하고, 계통분석 코드 CESEC내 긴급정지봉 반응도가는 Bottom Peak(+ASI)와 일치시키는 특징이 있었다. 그러나, 본 연구에 있어 DNBR 예비 평가는 단일 코드로 이뤄지는 것이므로 어떠한 가정이 더 보수적인 결과를 예측하는 지를 확인하였다.(그림 10) 분석결과 동일한 축방향 출력분포를 적용했을 경우엔 -ASI 값을 적용했을 때 더 보수적인 결과가 예측되었으며, 계통분석과 고온수로모델에 동일한 출력 분포를 적용한 -0.317/-0.317경우가 서로 엇갈려 적용한 0.317/-0.317 또는 -0.317/0.317 보다 더 보수적인 결과를 보였다. 그러므로 향후 개발된 고온수로모델을 적용할 경우에는 -ASI 값을 계통분석 및 고온수로모델에 같이 적용해야할 것으로 보인다.

5. 결론 및 향후계획

본 연구는 전력연구원에서 “고유 안전해석 전산코드 개발” 과제를 통해 개발중인 Non-LOCA 안전해석 방법론과 고온수로모델의 타당성을 확인하기 위해 울진 3, 4호기 원자로 냉각재 유량 완전상실 사고를 대상으로 비교, 분석을 수행하였다. FSAR과의 비교 분석 결과, 개발중인 방법론은 전반적으로 타당한 경향을 보이지만 원자로 냉각재 계통 압력 등의 일부 변수에 있어서는 차이가 있음을 확인할 수 있었다. 또한 열수력 분석을 통해 개발된 고온수로모델이 타당한 결과를 예측함도 확인하였다.

향후, 비교, 분석을 계속 수행하여 FSAR에 사용된 방법론과 개발중인 방법론 간의 차이를 규명할 계획이며, 노심 열수력분석 부수로코드와의 비교를 통해 개발된 고온수로모델의 불확실도를 정량적으로 판단하여 방법론에 반영할 계획이다.

감사의 글

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

참 고 문 헌

1. 김요한, 정애주, 양창근, “WH형 원전 Non-LOCA 신 안전해석 방법론 개발 보고서”, KEPRI TM.00NE20.P2002.156, 2002, 한전 전력연구원
2. L. J. Agee, et al., “The Reactor Analysis Support Package (RASP), NP-4498, Vol. 3, May 1986, EPRI
3. J. G. Shatford, et al., “RETRAN-3D User’s Manual”, NP-7450, Vol. 3, Oct. 1996, EPRI
4. “울진 원자력발전소 3, 4호기 최종안전성분석보고서”, 1998, 한국전력공사
5. A. J. Cheong and Y. H. Kim, “Improvement in the DNBR Modeling of RETRAN for Safety Analyses of Westinghouse Nuclear Power Plants”, J. KNS, 34(6), pp.596-609, 2002, KNS
6. “CETOP : Thermal Margin Model Development”, CE NPSD-150-P, Rev. 01, 1991, ABB Combustion Engineering

표 1. WH형 원전과 KSNP형 원전의 원자로보호계통 비교

	Westinghouse	Combustion Engineering
Reactor Protection System	<ul style="list-style-type: none"> Direct Trip <ul style="list-style-type: none"> - High Neutron Flux - Power Range - High Neutron Flux - Intermediate Range - High Neutron Flux - Source Range - Overtemperature ΔT Trip - Power Range High Positive Neutron Flux Rate Trip - Power Range High Negative Neutron Flux Rate Trip - Overpower ΔT Trip - Low Pressurizer Pressure Trip - High Pressurizer Pressure Trip - High Pressurizer Water Level Trip - Low Reactor Coolant Flow Trip - Manual Trip Indirect Trip <ul style="list-style-type: none"> - Safety Injection Actuation <ul style="list-style-type: none"> • Low Pressurizer Pressure • High Containment Pressure • Low Steam Line Pressure • High Steam Flow • High Steam Line ΔP • Manual - Turbine Generator Trip - Low Feedwater Flow Trip - Steam/Feed Mismatch Coincident with Low SG Level Trip - Low-Low SG Water Level Trip 	<ul style="list-style-type: none"> Analog Trip <ul style="list-style-type: none"> - High Rate-of-Change of Power - High Power Level - Variable High Power - Low Reactor Coolant Flow - Low Steam Generator Water Level - Low Steam Generator Pressure - Asymmetric Steam Generator Pressure - High Pressurizer pressure - Thermal Margin/Low Pressure - Loss of Load - High Containment Pressure - High Local Power Density (Axial Offset) - Manual Trip Digital/Analog Trip <ul style="list-style-type: none"> - High Linear Power Level - High Logarithmic Power Level - High Local Power Density - Low DNBR - High Pressurizer Pressure - Low Pressurizer Pressure - Low Steam Generator Water Level - Low Steam Generator Pressure - High Steam Generator Water Level - High Containment Pressure - Loss of Load - Manual Trip

표 2. CLOF 분석에 사용된 초기 조건

변 수	값	
	FSAR	RETRAN
노심 출력, MWt	2,871.3	2,871.3
냉각재 노심 입구 온도, °F	570	570
원자로냉각재계통 압력, psia	2,325	2,325
증기발생기 압력, psia	1,128	1,128
노심 냉각재 유량, 10^6 lbm/hr	123.14	123.1

표 3. CLOF 분석 사건 경위

사 건	시간 (초)	
	FSAR	RETRAN
소외 전원 상실	0.00	0.00
RCP 저속 도달후 원자로 트립	1.58	1.58
제어봉 낙하 시작	2.08	2.08
최소 과도 핵비등 이탈율	4.86	4.30 / 4.40 [※]
원자로 냉각재 최대 압력	4.65	5.80

※ RETRAN-CETOP 연계 계산시

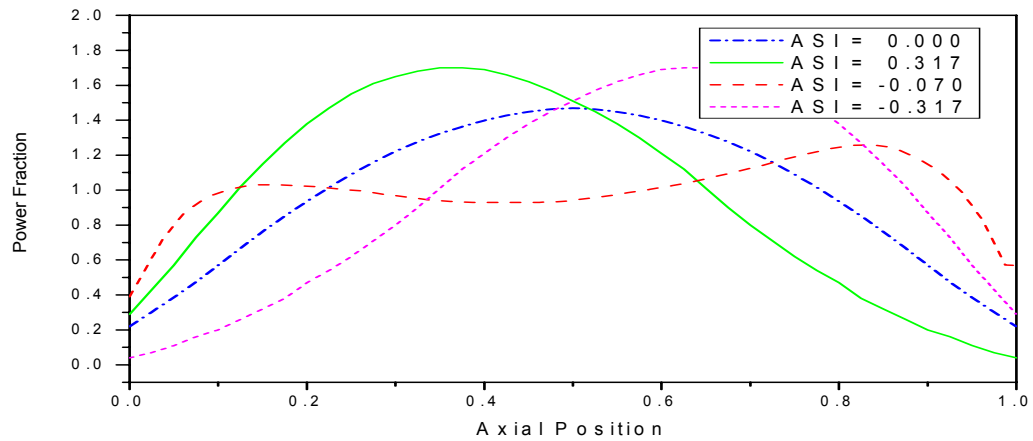
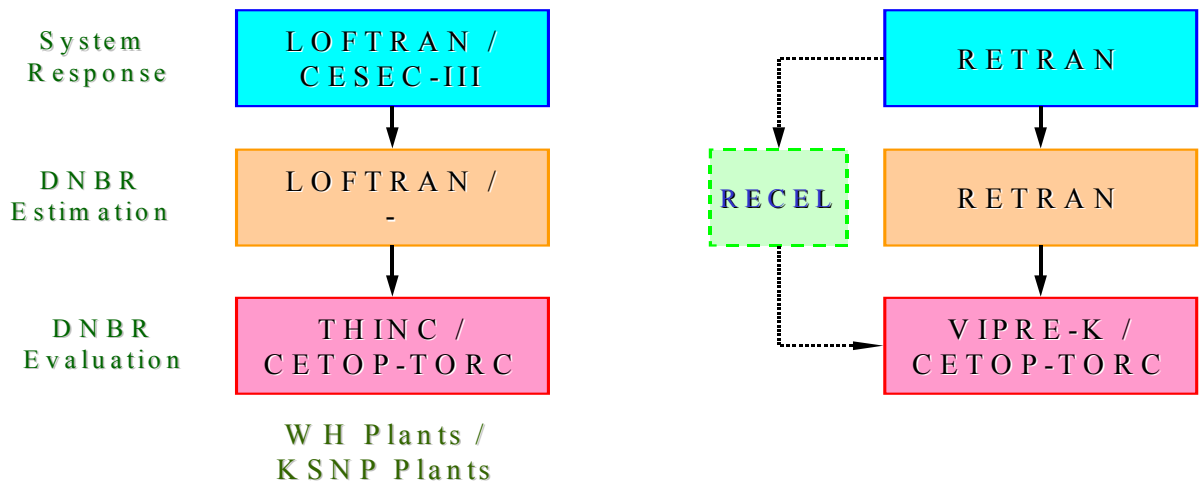


그림 1. 축방향 출력 분포



(a) 설계사 방법론

(b) 전력연구원에서 개발중인 방법론

그림 2. 열수력평가 전산 코드 체계 비교

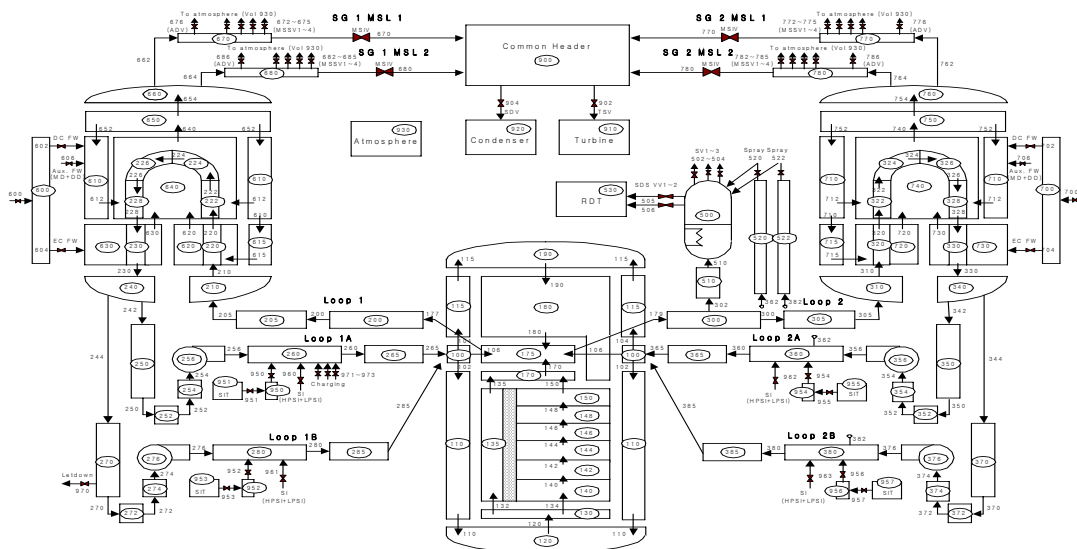


그림 3. RETRAN용 울진 3, 4호기 주요 계통 분할도

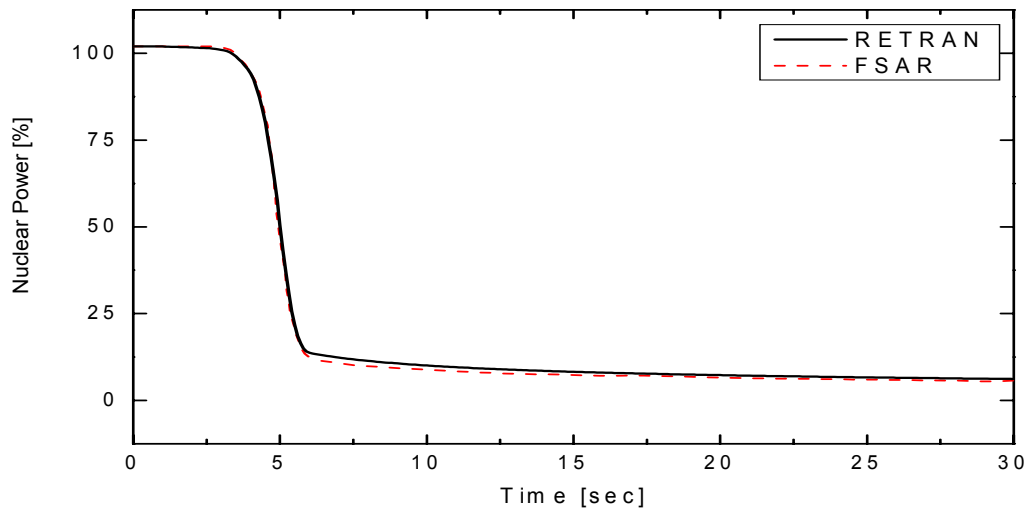


그림 4. 출력 변화 비교

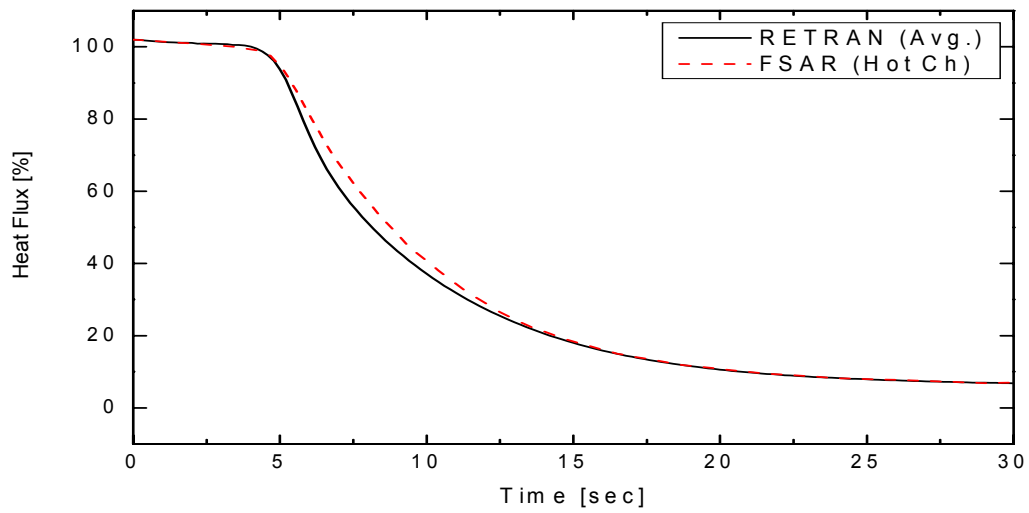


그림 5. 열속(Heat Flux) 변화 비교

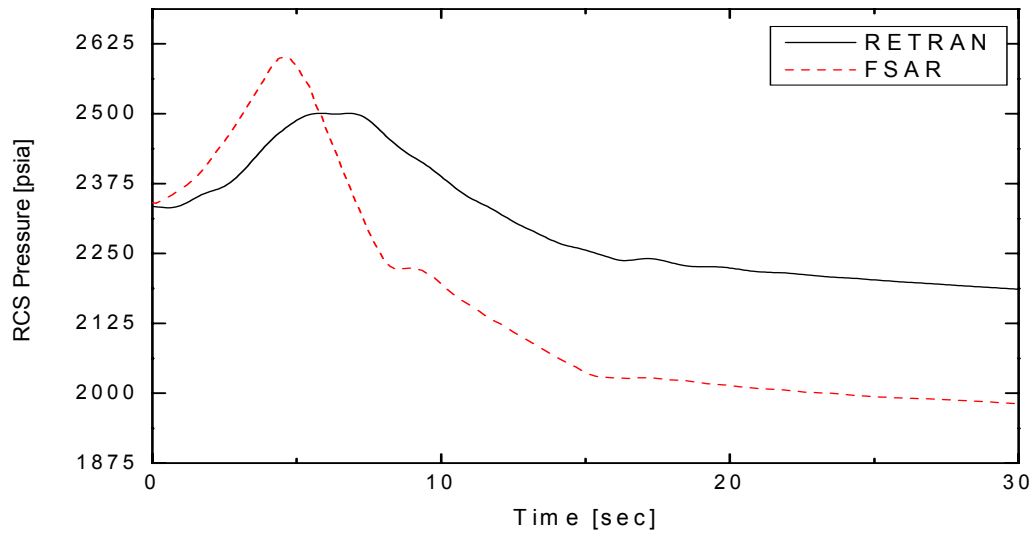


그림 6. 원자로 냉각재 계통 압력 변화 비교

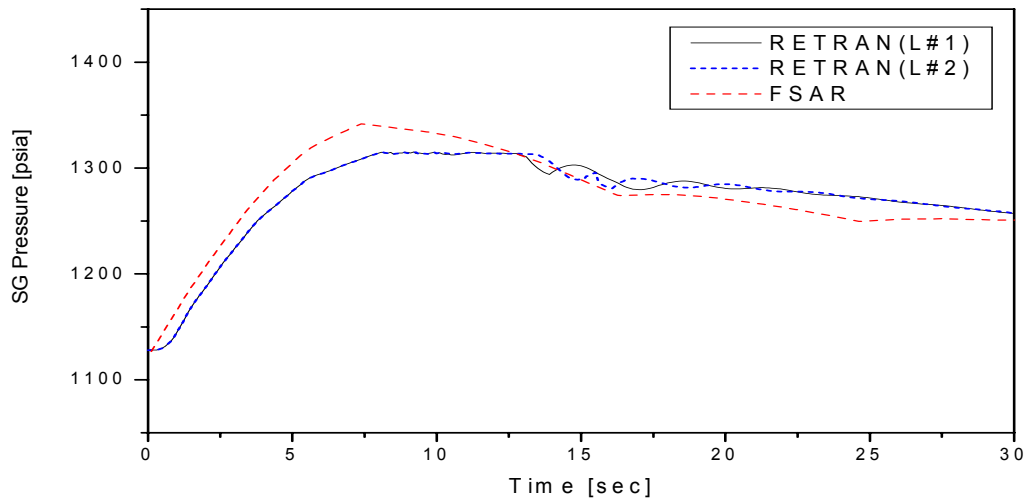


그림 7. 증기발생기 2차측 압력 변화 비교

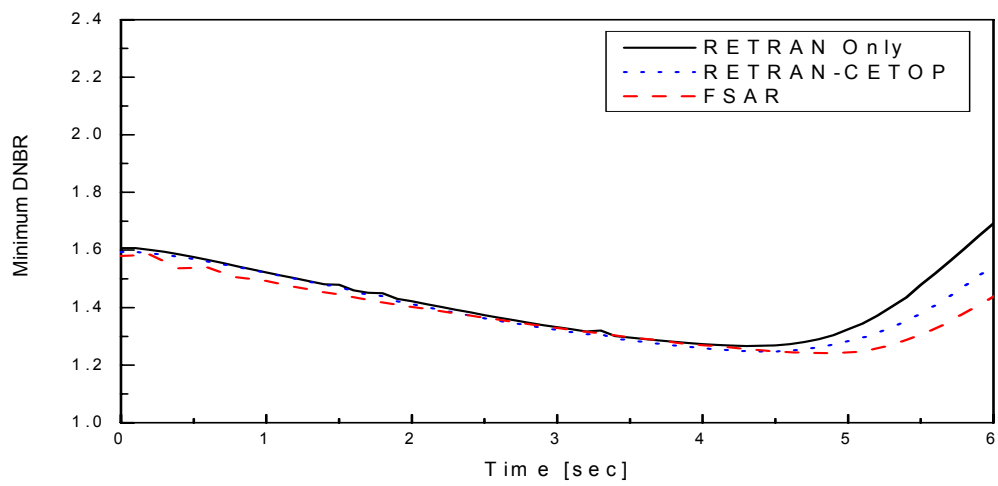


그림 8. 최소 DNBR 변화 비교

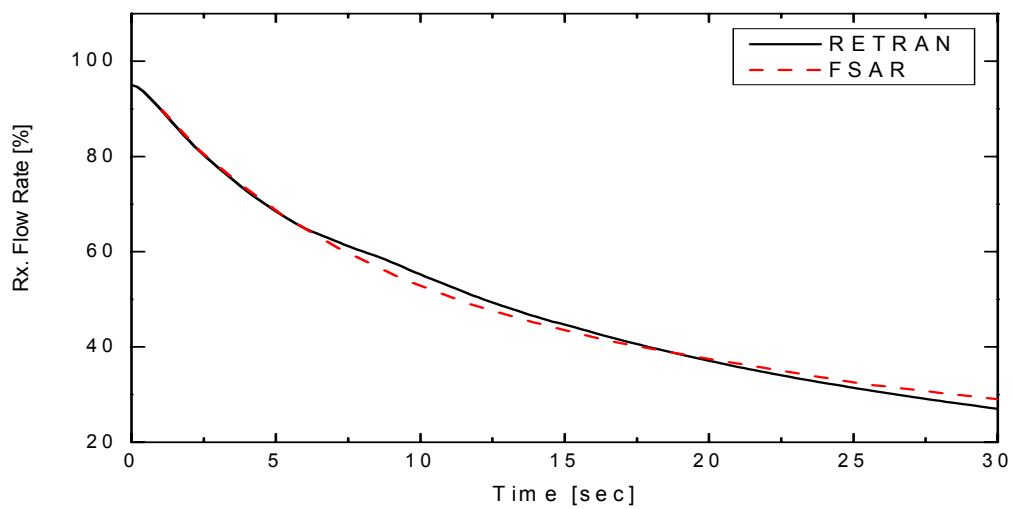


그림 9. 노심 유량 변화 비교

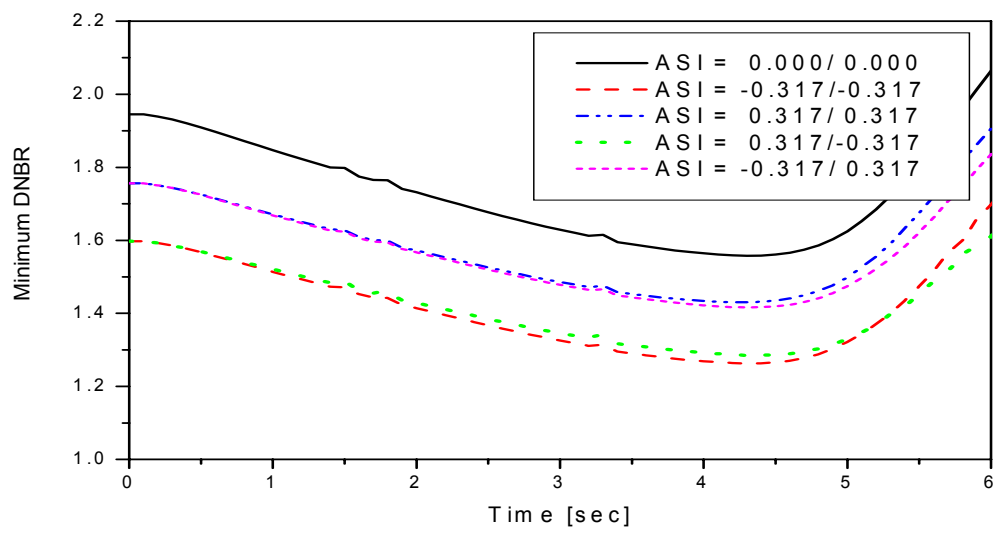


그림 10. 축방향 출력 분포 적용 비교 결과