

RETRAN-MASTER 코드 체계를 이용한 제어봉 이탈 사고 분석
타당성 검토

Feasibility Study on the Rod Ejection Accident Analysis with
RETRAN-MASTER Code System

김요한, 이창섭

한전 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

한전 전력연구원에서는 기존의 원전 설계사 및 원전 연료공급사에서 사용하는 코드 및 방법론과 미국 전력연구소에서 개발한 경수로 안전해석 지원 체계인 RASP에 근거하여 비냉각재상실사고 안전해석용 방법론을 개발하고 있다. 이 방법론과 RETRAN-MASTER 코드체계를 이용하여 대표적인 1차측 반응도 부가 사고인 제어봉 이탈 사고에 대한 분석을 수행하였으며, 그 결과 분석을 통해 연계코드의 타당성을 확인하였다. 한편, 민감도 분석을 통해 제어봉 이탈 사고 분석시 고려되어야 할 사항을 검토하였다.

Abstract

KEPRI has been developed the in-house methodology for non-LOCA safety analyses based on the codes and methodologies of vendors and EPRI. Using the methodology, the rod ejection accident, which is classified into the generic accident analysis category of reactivity insertion accident in primary system, has been analyzed with RETRAN-MASTER code system. And the feasibility of the coupled code system has been verified by the review of the results. Furthermore, to assess the important parameters to the accident, the sensitivity analyses have been carried out over some parameters.

1. 서론

현재 원전 안전해석을 위해 국내 원전 운영자, 설계사 및 원전 연료공급사 등에서는 주로 원전 또는 원전연료 설계공급사의 전산 코드와 해석 방법론을 사용하고 있다. 또한 이와 같은 전산 코드 체계는 특정 원전 노형을 대상으로 개발된 것이기 때문에 타 노형에 적용하거나, 새로운 규제

환경에 대한 대응이나, 신 개념을 도입한 설계 개선 시에는 그 사용에 어려움이 많은 실정이다. 따라서 최근 이를 극복하기 위한 노력의 일환으로 원전 설계 기술의 핵심인 전산 코드 개발에 대한 연구가 활발히 진행 중이며, 국제 공동 연구 참여를 통해 이와 관련된 기술을 축적하고 있다. 그러나 아직 코드 개발에 연구 개발 초점이 맞추어진 이유로 국내에서는 아직 안전해석 방법론을 체계적으로 개발한 경험이 부족하다. 즉 이미 개발되어 사용 중인 방법론을 활용하는 기술은 상당한 수준에 올라와 있지만, 그 방법론 배경에 대한 충분한 이해가 미약한 상태이다. 그래서 전력연구원에서는 과학기술부지원으로 수행중인 “원전 주기적안전성평가 기술 개발 - 원전 운전과 도해석 및 신 안전해석 개발” 과제의 일환으로 국내 보유 설계 공급사 방법론[1]과 미국 전력연구소(EPRI, Electric Power Research Institute)의 원전해석 방법론인 RASP(Reactor Analysis Support Package)[2]를 바탕으로 최신 기술과 기준이 반영된, 최적평가용 전산코드를 이용한 새로운 독자적인 방법론을 개발하고 있다.[3]

본 논문에서는 상기 비냉각재상실사고(Non-LOCA, Non-Loss of Coolant Accident) 안전해석용 방법론에 대한 타당성을 검증하고, 한편으로는 지금 개발중인 RETRAN-MASTER 연계코드 체계 타당성을 확인하기 위하여 대표적인 반응도 부가 사고인 제어봉 이탈 사고 분석을 수행하였으며, 민감도 분석을 통해 제어봉 이탈 사고 분석시 고려되어야 할 사항을 검토하였다. RETRAN[4] 코드는 EPRI에서 개발한 경수로 원전 거동 및 안전해석용 전산코드로 가장 폭 넓은 사용자를 확보하고 있는 인허가용 최적평가 코드 중 하나이다. MASTER[5] 코드 체계는 과학기술부의 지원으로 한국원자력연구소에서 개발한 다차원 다기능 노심 분석 코드 체계로 초기 노심 설계에서부터 천이 노심 평가에 이르는 전반적인 경수로 노심 분석을 수행할 수 있도록 개발되었으며, 이미 규제기관으로부터 사용 인허가를 취득한 바 있다. RETRAN-MASTER 연계코드 체계의 핵심인 MASTER 코드는 정방형 또는 육각형 핵연료 집합체를 1/2/3차원으로 모사할 수 있으며, 이러한 노심의 핵특성 계산과 노심 연소계산 뿐만 아니라 내장하고 있는 COBRA-IIIc 또는 TORC 모델을 이용하여 핵연료 집합체 상세 열수력 계산도 수행할 수 있다.

2. 사고 개요

제어봉 이탈 사고는 제어봉 하우징의 기계적 결함으로 인해 발생할 수 있는 구멍에 걸리는 원자로냉각재계통(RCS, Reactor Coolant System)과 격납건물 간의 압력 차이로 제어봉 집합체와 구동축이 단 시간 내에 완전히 인출되는 사고로 정의된다. 이 때 배출 경로는 제어봉구동장치 또는 제어봉구동장치 노즐의 구멍이다. 이러한 기계적 결함에 따른 제어봉이탈로 국부적인 출력의 폭주를 일으키는 매우 급속한 정의 반응도 첨가가 유발 된다. 이러한 반응도 삽입의 결과로 핵연료에 손상 또는 RCS 압력 경계의 손상 가능성이 커지므로 이 사고에 대한 분석 필요성이 있으며, 특히 핵연료의 손상 가능성이 크므로 소외선량도 평가해야 한다.

본 사고는 1차측 반응도 부가 사고로 분류되며, 발생 빈도는 낮지만 사고 진행 결과가 매우 큰 ANS Condition-IV, 즉 제한 사고(Limiting Faults)로 분류 된다. 가상적인 제어봉 이탈 사고는 제어봉의 이탈로 시작하여 이에 상응하는 반응도가 불과 100 ms 내외에 첨가되는 것으로 분석한다. 이 첨가에 따라 원자로는 즉각적으로 임계 상태로 돌입하게 되고 출력은 도플러효과에 의한

부의 반응도가 삽입될 때까지 수백 ms 동안 증가하게 되며, 출력 폭주를 방지하기 위한 원자로 보호계통에 의해 원자로는 정지된다. 초기 출력 폭주 기간동안 대부분의 에너지가 방출되고, 이때 핵연료는 심각한 손상을 입을 수 있다. 이와 같이 심각한 결과를 초래하는 사고의 가능성을 줄이고, 실제 사고가 발생할 경우라도 그 진행 결과를 감소시키기 위해 많은 설계 특징들이 설계 및 건설시부터 고려되고 있다. 이러한 보호조치로는 이 사고의 발생 가능성을 줄이는 제어봉 하우징의 기계적 설계와 사고의 심각성을 제한하는 핵적 설계와 원자로 제어 및 보호계통 등을 들 수 있다.

본 사고를 방지하고 그 진행 결과를 완화하기 위하여 원자로 보호계통과 제어계통은 제어봉의 위치를 표시하고, 감시할 수 있도록 설계되어야 한다. 만약 제어봉 뱅크가 삽입한계에 도달하거나 한 개의 제어봉 위치가 다른 뱅크로부터 이탈하게 되면 경보가 작동하게 된다. CE형 원전에서는 제어봉이 출력중속삽입제한(PDIL, Power Dependent Insertion Limit)에 접근하게 되면 pre-PDIL 경보가 발생하고, PDIL에 도달하게 되면 2번째 경보가 발생하도록 되어 있다. 일반적으로 운전절차서에는 PDIL에 도달하게 되면 운전원이 봉산 주입을 시작하도록 요구하고 있다. WH형 원전의 경우 운전제어반에 상시 표시되는 모든 제어봉의 위치를 통해 운전원이 감시하는 한편, 뱅크에 요구되는 위치에서 편차가 5% 이상이 되면 경보가 발생하도록 되어 있다. 경보는 저 및 저-저 준위경보가 있으며, 경보등과 경보음을 통해 확인할 수 있다. 운전원 조치사항으로 저 준위 경보에서는 보론 주입을 요구하고, 저-저 준위 경보에서는 긴급 보론 주입을 요구한다. 이들 경보를 통해 사건의 진행이 안전 해석 시의 상황보다 심각해지지 않게 된다. 원자로 보호계통은 궁극적으로 원자로 정지라는 정지 메커니즘을 제공하며, 이를 유발하는 신호는 다음과 같이 핵출력 과출력 신호, 핵출력 고증가율 신호 등이며, 경우에 따라서 냉각재 상실로 인한 가압기 저압력 신호에 의해 정지가 일어나기도 한다.

- 핵출력 과출력 (또는 고중성자속), 고 설정치 : 118%
- 핵출력 과출력 (또는 고중성자속), 저 설정치 : 35%
- 핵출력 (또는 중성자속) 고증가율 : 5%/2sec

일반적으로 원자로 계통 설계나 노심 재장전 평가에서의 제어봉 이탈 사고 분석은 규제기관의 안전 제한 조건에 따라 다음과 같은 3 종류의 계산을 통해 수행 된다.

먼저 핵연료의 엔탈피와 온도 분포 그리고 DNBR(Departure from Nuclearte Boiling Ratio) 설정치에 의해 결정되는 핵연료의 손상 범위를 계산한다. 이 계산에는 원자로 물리, 열수리학, 핵연료 거동 등을 모델링한 전산 코드를 주로 사용한다. 규제지침에서는 과도상태 동안 피복재 침투 온도가 2,700°F 이하로 유지되고, 연료 중심부 용융이 고온점 연료 체적의 10% 이하로 유지되며, 출력의 폭주는 어떠한 핵연료봉에서도 280 cal/g 보다 큰 반경방향 평균 엔탈피를 일으키지 않아야 된다고 기술하고 있다. 이를 확인하기 위해 REA 분석에서는 주기초와 주기말에 대해 각각 고온 영출력 및 전출력 조건에 대해 평가를 수행한다. 대개 지르칼로이 피복재는 3,400°F 부근에서 용융되므로 상기 2,700°F의 제한 조건은 지나치게 보수적인 값으로 인식할 수 있다. 그러나, 2,200°F 정도부터 가속되는 피복재와 냉각재 사이의 반응으로 피복재 취화가 촉발되므로 과도상태의 진행속도와 이러한 환경에 놓이게 되는 연료 비율을 고려하여 2,700°F를 설정한 것이다. 연료

중심부의 용융에 대한 제한은 용융에 따른 팽창으로 연료와 피복재가 접촉, 피복재 파손에 따른 핵물질의 누출을 방지하는 한편, 냉각 기하 구조를 유지하기 위해 설정된 것이다. 이러한 제반 조건들을 포괄적으로 담당하는 것이 바로 연료봉 에너지 축적도를 나타내는 반경 방향 엔탈피이다.

다음으로 RCS의 건전성을 결정하기 위해 RCS의 압력을 결정한다. 이때 계산된 최대 원자로 압력은 ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section III의 Emergency Condition을 만족 시켜야 한다. 물론 이 압력에 대한 제한은 단순한 압력경계 만을 위한 것은 아니다. RCS를 구성하는 각 기기 또는 부품의 응력 한계도 고려한 것으로 역시 과도 상태 동안 냉각 기하 구조를 유지하는 측면도 포함한다.

끝으로 DNB 경험과 같은 핵연료 손상 정보를 이용하여 소외방사선량을 계산하여야 한다. 이때 계산된 선량은 10CFR100의 소외 선량 기준을 만족해야 하며, REA에 있어 가장 중요한 안전 제한 조건이다.

위에 있는 분석에 덧붙여 Regulatory Guide 1.77에서는 REA 분석 시 제어봉 하우징 손상으로 인한 1차 계통 냉각재 상실의 영향으로 다른 하우징이 훼손되지 않음을 확인하도록 요구하고 있다. 또한 이때 발생하는 냉각재 상실이 0.1 ft^2 이하의 소형냉각재상실사고와 유사한 결과를 초래하므로 이에 따른 제반 분석을 수행하도록 되어 있다. 그러나 대개의 경우 비냉각재 상실사고 분석에서는 이 분야에 대한 분석은 생략하고 있다. 본 연구에서는 이 분석 대상 항목중 주로 원자로 출력 변화, 연료 온도 및 축적 에너지 변화 등을 계산하여 방법론의 타당성과 연계 코드체계의 효용성을 평가하였다.

3. 주요 입력 변수

제어봉 이탈 사고 분석시 고려되어야 할 주요 입력 변수는 다음과 같다.

- 이탈 제어봉가 및 이탈 시간
- 도플러 및 감속재 온도 궤환
- 지발중성자 분율 및 즉발중성자 재생시간
- 초기 출력 준위
- 출력 침두 인자 또는 고온수로인자 (배출 제어봉 인근 수로에서 배출 전, 후의 값)
- 핵연료봉 특성 (소결체 열전도도, 비열, 간극 특성 등)
- 원자로 정지 변수 (설정치, 응답시간, 시간에 따른 정지 반응도 삽입 곡선 등)
- 초기 RCS 온도와 압력

이탈된 제어봉가는 핵설계를 통해 본 분석의 입력 변수로써 계산되어진다. 비록 기동운전 시험 시 계측된 제어봉가가 가용하지만, 대개의 경우 그 값은 설계값을 검증하는 차원에서만 유용하다.

Reg. Gide 1.77에서는 제어봉가 기준으로 “인출된 제어봉가는 다음에 나오는 조건들로부터 최대 제어봉가에 기반을 두고 계산되어야 한다. (a) 모든 제어봉 뱅크는 주어진 출력에서 최대 허용할 수 있는 뱅크 삽입 값과 상응하는 위치 (b) 만약 운전원의 절차에 의해 허용되어진다면 추가적으로 완전히 또는 부분적으로 삽입된 오정렬 또는 작동할 수 없는 제어봉 또는 제어봉들” 라고 제시하고 있다.

인출 속도가 매우 빠르므로 사용된 이탈 제어봉의 미분제어봉가(Differential Rod Worth)는 전체 제어봉가 비해 상대적으로 덜 중요하다. 인출시간은 어떠한 압력 장벽도 없다고 가정한 상태에서 최대 압력차, 제어봉과 구동축의 단면적과 무게를 기초로 결정된다. WH사는 일반적으로 인출시간으로 0.1초를 사용하고 있다. 이는 실험을 통해 마찰과 같은 기계적 저항이 없을 때 최대 이탈되는 시간이 0.15초임을 확인하고, 여기에 보수성을 고려하여 결정한 것이다.[1] 모든 제작사들은 최대 핵연료 온도와 피복재 온도는 0초에서 0.15초 사이의 인출시간에 대해 민감하지 않다는 것을 입증하였다. 영출력 조건에서 반응도 폭주는 수 십 분의 1초 후에 고출력 원자로 정지 신호를 발생시키는 즉발 임계이다. 전출력 조건에서 출력반응은 상대적으로 긴 인출시간 때문에 느리다. 그러므로 인출시간이 0.0초에서 0.15초까지 증가함에 따라 순 에너지 증가의 작은 상승을 일으키는 원자로 정지는 지연되며 0~0.15초로 증가함에 따라 순 에너지 증가는 약간 증가한다.

도플러효과는 출력의 폭주를 종결시키기 때문에 핵연료 온도의 반응도 궤환효과가 매우 중요하다. 계산의 보수성을 위하여 최소 절대값을 가지도록 한다. 만약 계산이 3차원 중성자 동특성이 아닌 다른 것을 가지고 수행된다면 공간에 따른 보정계수를 사용하여야 한다. 감속재 온도 반응도 궤환효과는 도플러효과에 비해 전체적인 출력 폭주에 미치는 영향이 상대적으로 적다. 이 분석이 행해지는 동안 핵연료 주기 동안 감속재 반응도 계수는 영출력에서 최대값을 가지도록 한다. 한편 REA는 유효 지발중성자 분율에 민감하다. 이 경우에 사용되는 β_{eff} 값은 주기말이나 주기초에서 최소값으로 사용한다. 보수적인 관점에서 β_{eff} 값은 초기 출력 상승뿐만 아니라 정지 후 출력 감소의 영향도 고려해야 한다. 만약 점근사 동특성 모델이 사용된다면 적절하게 보수적인 중성자 재생시간 값을 결정하기 위해 이와 비슷한 가정을 적용 한다.

시간의 함수인 제어봉 정지 반응도 삽입은 원자로 정지 신호 발생 후 시간의 함수인 제어봉 위치와 제어봉 위치의 함수인 제어봉 반응도가를 결합해서 얻게 된다. 시간의 함수인 제어봉 위치는 노심 설계를 통해 얻어지거나 노심 설계를 통해 확인한다. 일반적으로 75%에서 90%까지 삽입되는 시간이 기술지침서내 운전제한조건으로 명시되며, 매주기 점검하도록 되어 있다. 제어봉 위치의 함수인 제어봉 반응도는 축방향 출력분포가 노심 바닥 쪽으로 비스듬하게 찌그러졌다는 가정 하에 계산되어진다. 이런 가정을 통해 반응도 삽입율을 최소화하여 보수성을 확보한다. 한편 정지 반응도 계산에 있어서는 가장 큰 제어봉가를 가진 제어봉이 고착되었다고 가정하여 이를 고려하지 않으며, 인출된 제어봉 역시 포함하지 않아야 된다. 전형적으로 제어봉가는 이러한 계산의 불확실도를 고려하여 10% 까지 줄인 값으로 가정한다.

원자로 정지 지연 시간도 고려해야 한다. Reg. Guide 1.77에 따르면 “정지지연 시간은 다음에 나오는 가정을 통해 최대값을 선택해야 한다고 한다. (a) 신호를 발생시키는 계측기 채널에 요구

되는 시간, (b) 정지 차단기를 개방하는 시간, (c) 제어봉을 낙하하는 코일의 시간, (d) 만약 팁(Tips)이 노심 반사체 경계 위에 있다면 scram rod가 노심으로 들어가기 전에 요구되는 시간”라고 되어 있다. WH사의 분석 결과에 의하면 계측 채널 지연 0.2초, 정지 브레이크 개방 지연 0.15초, 코일 여자 지연 0.15초 등 통상 신호 발생까지 0.5초의 지연 시간이 예상된다고 하며, 제어봉이 작동하기 시작해서 제어봉 낙하 완충부(Dashpot)에 도달하는데 걸리는 시간은 Standard Fuel의 경우 2.2초, Optimized Fuel 등에 있어선 3.3초라고 가정하여 신호가 발생한 후 적어도 1초 이상의 지연시간이 지나야 실질적인 부의 반응도가 삽입되도록 하고 있다. CE사의 경우 원자로의 정지는 고출력 또는 가변 과출력 의하여 발생한다고 한다. 이런 정지 대하여 센서 반응에 센서의 지연 시간을 합친 시간은 약 0.4초에서 0.6 초이며 코일의 여자 지연 시간은 약 0.3 초이다. CE사 방법론에서는 일반적으로 제어봉이 낙하되어서 90%의 삽입까지 걸리는 시간을 약 2.5초에서 4.0초로 가정하고 있다.

초기 RCS 압력과 온도는 보수적으로 선택하여야 하며, DNBR 계산을 위하여 허용 가능한 최대 노심 입구 온도와 최소 압력을 사용한다. RCS 온도 범위는 기술지침서에 포함되어 있다. CE형 원전의 경우 안전성 분석에서 온도 측정오차를 +2°F로 가정하며, WH형의 경우 +4°F를 불감대, 드리프트, 측정오차 그리고 계기오차에 대해서 가정하고, 압력에 있어서는 공통적으로 -30psi의 불확실도를 고려한다. 이 압력 불확실도는 정상상태 요동과 측정오차에 기인하는 것으로 발전소에 따라 그 크기가 다르다. 초기 출력은 2%의 칼로리계수기 오차를 고려하여 산정하므로, 전출력의 경우 102%를 사용한다.

첨두인자는 배출된 제어봉가와 비슷한 방법으로 계산된다. 출력분포는 다른 위치에서 배출 후의 제어봉 배치 형태와 배출 전의 제어봉 배치 형태에 대해 계산이 수행될 때의 첨두인자를 산출한다. 그럼에도 불구하고 보수성을 위해 첨두인자는 가장 나쁜 경우의 핵연료 거동을 결정하기 위해 배출 후와 배출 전의 같은 핵연료에 적용되어진다. 가능한 한 크게 첨두인자를 만들기 위해 Xenon 분포효과를 고려해야 한다.

Reg. Guide 1.77에서는 “조사되는 과도상태에 따라 핵연료-피복재 간극 열전달 계수와 핵연료 열전도 계수와 같은 핵연료 열적 특성은 보수적으로 선택되어야 한다. 예를 들어 영출력 조건이나 양의 감속재 계수 조건에 대해 높은 열전달 변수는 도플러 궤환을 감소시키고 양의 감속재 궤환을 증가시킨다. 그러므로 반응도의 과도상태의 크기를 증가시킨다. 음의 감속재 계수에 대해 만약 주어진 열의 양이 핵연료보다는 감속재에서 좀더 큰 궤환을 일으킨다면 높은 열전달 변수는 반응도의 과도상태의 크기를 감소시킬 수 있다. 출력운전의 경우에 대하여 출력이 폭주하는 동안 가장 뜨거운 핵연료 소결체의 평균 엔탈피를 계산함에 있어서 낮은 열전달 계수는 보수적이다.”라고 핵연료 특성에 대한 제한 조건을 설명하고 있다. CE형 원전의 경우 주기중 평균 수로에 해당하는 최대 간극 열전도도와 고온 수로에 대해 예측되는 최소값을 사용한다. 평균 수로에 대한 높은 간극 열전도도는 주어진 출력 증가 하에서 낮은 연료 온도 상승을 낮고, 이는 도플러 궤환효과를 최소로 하여 최대 출력 상승에 이르게 된다. 반면 고온 수로에 대한 최소 간극 열전도도는 주어진 출력에서 핵연료에 저장되는 에너지를 상승시켜 온도를 상승시키는 효과를 가져 온다.

4. 주요 가정

계산에 사용된 주요 변수와 방법론과 관련된 중요 가정들은 앞서 언급한 바와 같다. 한 가지 중요한 가정을 덧붙이자면 일반적으로 노심내 수로간 교차류는 계산에서 무시되어 왔다는 것이다. 이것은 REA 사고가 너무 빠르게 일어나기 때문에 교차류로 발전하기에는 시간이 짧고, 교차류로의 발전은 고온 점에서의 열전달을 원활히 할 가능성이 크므로 보수성을 저해하기 때문이다. 따라서 교차류를 무시하는 것이 더 보수적이다.

한편, REA 사고는 일어날 가능성이 원전 가동 연수당 $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 로 매우 낮은 사고이기 때문에 핵연료 손상을 일부 허용한다. 가용한 안전여유도와 핵연료 손상의 범위를 결정하기 위해 DNBR과 핵연료 소결체에 축적된 에너지 또는 핵연료 소결체의 엔탈피를 고려해야 한다. 앞서 설명한 바와 같이 규제 지침에서는 핵연료의 반경방향 평균 엔탈피가 280 cal/g을 넘지 않아야 된다. 핵연료 손상 발생 시점과 핵연료에 축적되는 열에너지가 기계적 에너지로 바뀌는 중요한 변환의 한계에 대한 종합적인 연구가 Idaho National Engineering Laboratory에서 SPERT 프로젝트로 수행되어 왔다. 가압경수로 노심의 대표적인 형태인 지르코늄 피복재를 대상으로 한 일련의 실험으로 240~257 cal/g 범위에서 핵연료가 손상되는 것으로 입증되었다. 그러나 약간 다른 설계를 가진 봉들은 225 cal/g에서 손상되었다. 이와 같은 제한적인 결과로부터 손상 한계는 핵연료 연소도에 따라 약 10%까지 감소한다는 것을 알 수 있었다. 주된 피복재 손상 메카니즘은 연소도가 영(Zero)인 봉에 대해 용융으로 나타나고 방사선 조사된 봉에서는 취성 파괴로 나타났다. 한편 다른 측면에서 중요한 것은 열에너지에서 기계적 에너지로의 전환 비율이다. 이 비율은 조사되지 않은 봉에 대해서는 약 300 cal/g에서, 조사된 봉에 대해서는 200 cal/g에서 최소한으로 검출되었다. 즉, 300 cal/g 이하에서는 조사된 봉에 있어 치명적인 손상은 일어나지 않았다.

위 실험 결과 관점에서, WH사[1]에서는 REA 사고에서 핵연료의 파손, 총 격자 변형, 극심한 충격과 등이 일어날 확률을 최소화하기 위해 다음과 같은 제한 요건을 적용하고 있다.

- 고온점에서 핵연료 소결체 평균 엔탈피는 조사되지 않은 봉의 경우는 200 cal/g (360 Btu/lb) 미만이어야 하며, 조사된 봉의 경우 다소 높은 수준치 (대개 225 cal/g) 미만이어야 한다. 그러나 최근 규제 동향에서는 조사 유무에 관계없이 동일한 기준을 적용하고 있다.

- 고온점에서 피복재 평균 온도는 피복재의 취화가 일어날 수 있는 온도인 3,000°F 미만이어야 하며, 고온점에서 지르코늄과 물의 반응은 16% 미만이어야 한다. 그러나 이 제한 요건은 미국 NRC의 검토를 통해 상기 엔탈피 제한 조건 만으로도 사고에 따른 과도 상태 동안 냉각재 계통 기하학적 형상이 보장된다고 인정되어 향후 삭제될 것으로 보인다. 다만 내부적인 관점으로서 계속 검토될 것이다.

- 과도기간 중 원자로 냉각재 침투 압력은 손상 조건 응력 제한(Faulted Condition Stress Limit, 약 3000 psia)을 넘어서는 응력을 일으킬 수 있는 압력 보다 작아야 한다.

- 핵연료 평균 엔탈피가 상기 제한치 보다 작아도, 고온점의 핵연료 용융은 핵연료 부피의

10% 보다 작아야 한다.

WH사 방법론에서는 이런 규제들이 실험 결과나 규제 지침에 충분히 부합된다는 것을 입증하여, 이를 적용하여 평가에 활용하고 있다. 핵연료로부터의 방사능 유출은 DNB를 경험하는 핵연료봉으로부터 발생하며, 이러한 핵연료봉은 전체 핵연료봉의 10% 보다 작아야 한다.

5. 모델링

제어봉 이탈 사고를 분석하기 위해 본 연구에서는 RETRAN 코드용 계통 모델은 기존의 방법론 개발[3]에서 사용한 기본 입력 및 분할도(그림 1)를 사용하였다. 본 모델에서는 발전소의 주요 계통을 66개의 볼륨과 98개의 정선으로 분할하고 있으며, 원자로정지, 터빈정지, 가압기 및 증기발생기 안전밸브 등의 각종 설정치를 제어하기 위하여 105개의 트립카드와 79개의 제어카드를 사용하였다. 각각 트립카드에 의해 기동·정지하도록 모델링한 3개의 RCP는 펌프 특성 곡선을 반영하고 있으며, 모든 증기발생기의 전열관을 각각 수직 열전도체 4개로 분할하였고, 정상 및 과도 상태에서의 정확한 거동을 모사할 수 있도록 2차측을 5개의 볼륨으로 분할하였다. 다만 방법론을 개발함에 있어 다양한 분석을 위해 부분적으로 이를 변화시켜 그 민감도를 분석하기도 하였다. 특히 노심 부분의 모델링은 반응도 사고에 있어 영향이 매우 크고, MASTER 코드와의 원활한 연계를 위해 상세 분할이 필요하므로 6X3모델(그림 2)을 추가로 개발하여 사용하였다. 기타 계통 모델링은 영광 1, 2호기용 RETRAN 기본 입력 및 모델을 준용하였다.[3,7]

제어봉 이탈 사고 동안 출력 분포가 시간에 따라 빠르게 변하기 때문에 공간적, 시간적인 효과는 분리될 수 없으며 만약 최적 계산이 수행된다면 동시에 취급해야 한다. 이것은 3차원 중성자 동특성과 열수력 분석용 전산 코드가 필요하다는 것을 나타낸다. 이러한 목적 하에 EPRI의 RASP에서는 ARROTTA, RETRAN 및 VIPRE 코드를 연계 운영하는 방법을 제시하고 있으며, 최근 이를 CORETRAN과 RETRAN 코드를 중심으로 하는 체계로 대체하는 연구를 수행하고 있다. 물론 만약 인허가를 위해 제어봉 이탈 사고를 분석한다면 3차원 공간-시간 동특성 분석은 필요하지 않을 수 있으며, 보수적인 가정으로 계산하는 것만으로도 충분할 것이다. 그래서 RASP에서는 점근사, 1차원 및 3차원 동특성 분석 코드와 열수력 계통 분석 코드가 결합된 다양한 분석 체계를 제공하고 있다. 이와 같은 접근 방법은 일반적인 설계사 방법론에서 사용되는 것과 동일하다. 설계사에서는 사용하는 방법론의 보수성을 입증함으로써 간단한 분석체계를 운용하고 있다. WH사 분석 방법론에서는 이러한 목적 하에 TWINKLE 코드를, CE사 방법론에서는 HERMITE 코드를 노심 분석코드로 사용하고 있으며, 열수력 상세분석을 위해서는 각각 THINC 코드와 TORC 코드를 사용하고 있다. 그러나, 이러한 설계사 접근 방법은 타사에서 개발한 노형에는 적용하기 어려운 제한성을 가지고는 있어 본 연구에서는 앞서 설명한 바와 같이 MASTER 코드를 사용하고 있다.(그림 3) MASTER 코드에서의 기본 입력은 영광 1호기 14주기(Y1C14)를 기반으로 하고 있으며(그림 4), 앞서 설명한 RETRAN 노심 모델과의 연계를 위해 그림 5와 같이 사상하였다.

6. 사고 분석

제어봉 이탈 사고 분석은 일반적으로 주기초(BOC, Beginning of Cycle)와 주기말(EOC, End of Cycle)에 대해서 고온영출력(HZP, Hot Zero Power), 고온전출력(HFP, Hot Full Power) 상태에서의 제어봉 이탈을 대상으로 한다. 그러나, 본 연구에서는 타당성 확인을 위해 네 가지 조건중 보다 심각한 것으로 알려진 주기초 고온전출력, 주기말 고온영출력에 대한 분석을 우선 수행하였다.

6.1 정적 계산

제어봉 이탈 사고 분석을 위해서는 먼저 관련 초기 조건을 계산해야 하며, 이를 위해 핵설계 방법[6]과 유사한 절차에 따라 MASTER 코드를 이용하여 전출력 및 영출력에서의 주요 초기 조건을 결정하였으며, 특히 본 사고에 있어 가장 중요한 변수인 각 상태에서의 제어봉가, 도플러계수 등을 평가 하였다. 각 출력 조건에서 제어봉 삽입 한계 조건을 가정했을 때의 각 제어봉집합체의 제어봉가는 표 1과 같이 평가되었다. 다음단계로 제어봉 이탈 사고 분석 조건에 나온 바와 같이 선정된 제어봉뱅크를 대상으로 원자로정지신호시 고착되어 낙하되지 않는 뱅크를 찾았다.(표 2) 최종 단계로 각 사례들을 대상으로 민감도 분석에 필요한 입력을 개발하였다. 주요 변수로 이탈 제어봉가, 도플러계수, 지발 중성자 분율, 감속재온도계수 등을 선정하여 이들 변수의 변화에 따른 정적 상태를 계산하였다. 변수의 최소 및 최대값은 가능한 WH사 방법론[1]에 제시된 값을 사용하였고, 도플러계수와 감속재온도계수의 경우 임의로 $\pm 20\%$ 를 사용하였다.

6.2 과도 계산

정적 계산을 통해 확보된 입력을 기반으로 과도 계산을 수행하였다. 과도 계산은 앞서 언급한 바와 같이 주요 변수에 따른 민감도 분석을 위해 표 3에 나온 바와 같이 수행하였다. 이 때 열전달 측면에서의 주요 변수로 간극 열전달계수와 연료 분할도를 추가로 선정하여 이들 변수의 변화에 따른 민감도 분석을 수행하였다. 한편, RETRAN-MASTER 코드간의 연계 건전성을 확인하기 위해 연계코드 분석 결과와 MASTER 코드 분석 결과를 비교 하였다.

7. 분석 결과

7.1 주기초 고온전출력(BOC HFP) 분석 결과

정적 계산에서의 최적 평가에 의한 이탈 제어봉가는 약 112pcm으로 예측되었다. 그러나, 최종 안전성분석보고서(FSAR, Final Safety Analysis Report)와의 비교를 위해 동일한 제어봉가인 230pcm으로 조정하여 분석을 수행하였다. 각 민감도 변수에 대한 영향은 본 사례의 경우 출력면에서는 지발 중성자 분율의 영향이 커서 최소값일 경우 출력이 11% 상승하는 것으로 나타났으며, 핵연료 온도, 엔탈피 및 침투 계수 측면에서는 간극 열전달계수가 가장 큰 영향을 미쳐 각각 37%, 61% 및 7% 정도 높은 것으로 나타났다. 그러나 중성자온도계수의 경우 0.01% 미만의 변화만을 보였다. 이는 본 사고가 단 시간에 종결되는 사고이어서 냉각재 및 감속재의 반응도 궤환

이 미처 영향을 미치지 않기 때문인 것으로 보인다. 한편 FSAR에서는 핵연료 최대 온도와 침투 계수가 각각 5.9와 4,900°F였던 것에 비해 본 계산에서는 각각 5.4와 4,544°F였다. 핵연료 저장 에너지는 FSAR 179.6cal/g에 비해 148.1cal/g인 것으로 계산되었다. 그러나, 이 모든 계산이 가장 보수적인 조합으로만 산출된 것이므로 최근 WH사나 EPRI에서 추진하고 있는 통계적 평가 방법을 도입할 경우 이보다 낮은 결과가 나올 것으로 기대된다.

7.2 주기말 고온영출력(BOC HZP) 분석 결과

최적 평가에 의한 이탈 제어봉가는 약 432pcm으로 예측되었으나, FSAR와의 비교를 위해 제어봉 가를 900 pcm으로 조정하여 분석을 수행하였다. 주요 변수에 대한 본 사례의 계산 결과는 출력면에서는 역시 지발 중성자 분율의 영향이 커서 최소값일 경우 출력이 81% 가까이 상승하는 것으로 나타났으며, 이때 핵연료 온도나 엔탈피의 최대치도 각각 12% 및 13% 상승하는 것으로 나타났다. 침투 계수 측면에서는 오히려 지발 중성자 분율이 큰 경우 3%정도 상승하는 것으로 나타났는데, 이는 초기 침투 계수 설정치가 제어봉가 조절을 위해 과도하게 높도록 설정된 것이 과도 상태 진행에 따라 낮아지는 현상에 따른 것으로 보인다. 한편 FSAR에서는 핵연료 최대 온도와 침투 계수가 각각 20.0과 2,471°F였던 것에 비해 본 계산에서는 각각 13.2와 1,632°F였다. 본 사례의 경우 과도 기간중 피복재 온도 변화가 중요한 관점인데 본 연구에서는 연계 코드 체계 건전성 평가에서만 잠시 다루었을 뿐 정확한 평가는 아직 수행하지 못하였다.

7.3 연계코드 계산 결과 검토

RETRAN-MASTER 연계 코드 체계의 타당성을 확인하기 위해 동 코드 체계를 이용한 계산 결과와 MASTER 코드 체계만으로 계산한 결과를 비교하였다. 이미 미임계 저출력 운전중 제어봉집합체 인출사고 분석[7]을 통해 연계 타당성을 확인한 바 있었으나, 본 사고는 인출 속도가 매우 빠르고 출력 증가가 급격한 사고여서 계통 코드와 노심 동특성 분석 코드간 연계 건정성에 대한 재확인 필요하다. 본 단계에서는 각 상태간 한 개의 사례를 선택하여 비교 평가를 수행하였다. 계산 결과를 비교한 그림 6과 7을 보면 출력 변화의 경우 미임계 저출력 운전중 제어봉집합체 인출사고 분석에서와 같이 양 코드 체계가 대체로 일치하고 있음을 확인할 수 있었다. 이는 이미 언급한 바와 같이 사고의 진행시간 매우 빨라 계통 루프에 의한 반응도 궤환효과가 거의 없고, 연계 코드의 주요 교류 정보가 노심 출력이므로 출력 면에서는 거의 동일한 결과를 기대할 수 있다. 그러나, 그림 8과 9에 나타나 있듯이 연료의 온도 변화는 다소 차이가 있었다. 이는 양 코드 체계가 핵연료 온도 분포나 연료로부터 열을 냉각재로 전달하는 방식을 분석하는 데 차이가 있고, 특히 RETRAN의 경우 노심을 6X3의 열전도체로 표현하며 냉각재 채널도 이에 상응하는 구조를 가지고 있으므로, 이 전도체의 최대 온도를 핵연료 최대 온도로 나타내는 등에 있어 차이가 난 것으로 보인다. 이러한 차이점에도 불구하고 코드를 연계하여 통합 코드로 운영할 경우 각 구성 코드의 장점을 이용할 수 있는 이점이 있으므로 지속적인 연구가 필요하다. 특히 제어봉 이탈 사고시 확인해야 하는 계통 압력 변화를 동시에 수행할 수 있으며(그림 10), 기존 3차원 동특성 코드 체계에서 확인하기 어려운 피복재 온도 변화를 예측할 수 있으므로(그림 11) 관련 모델 개발을 계속 추진할 필요가 있다.

8. 결론 및 향후계획

전력연구원에서 개발한 Non-LOCA 안전해석 방법론을 3차원 노심 동특성 코드 체계를 이용하여 제어봉 이탈사고를 예비 분석하였다. 또한 주요 입력 변수를 대상으로 민감도 분석을 수행하여 향후 분석 방법론 정립의 방향을 설정하고자 하였다. 한편, RETRAN-MASTER 연계 코드 체계를 이용, 분석을 수행하여 MASTER 코드 체계 분석 결과와 비교하여 차이점을 분석하였다. 분석 결과 출력 면에서는 유사성을 찾았으나, 핵연료 온도 측면에서는 차이점을 확인할 수 있었다.

향후, 본 연구를 통해 습득한 이해를 바탕으로 3차원 노심 동특성 코드 체계를 이용한 제어봉 이탈 사고 방법론 개발을 계속 수행할 계획이다. 연계 코드 측면에서는 본 연구 결과를 통해 확인 한 바와 같은 한계에도 불구하고, 연계 코드를 운영할 경우 각 구성 코드의 장점을 이용할 수 있고, 특히 제어봉 이탈 사고시 확인해야 하는 계통 압력 변화를 동시에 수행할 수 있으며, 기존 3차원 동특성 코드 체계에서 확인하기 어려운 피복재 온도 변화를 예측할 수 있으므로 연계 코드 내 구성 코드들의 옵션을 재검토 하고 필요 모델을 추가 하는 등 관련 모델 개발을 계속 발전시킬 계획이다.

감사의 글

과학기술부 원자력연구개발 중장기과제 “원전 주기적 안전성 평가 기술개발”의 세부과제 “원전 운전과도해석 및 신안전해석 개발”의 일환으로 본 연구를 수행하였습니다.

참고문헌

1. "Safety Analysis Standard", Rev. 6, Westinghouse Electric Co., 1999. 4
2. NP-4498, Vol. 3, "The Reactor Analysis Support Package (RASP)," L. J. Agee, et al., Eelectric Power Research Inst., 1986. 5
3. TM.00NE20.P2002.156, "WH형 원전 Non-LOCA 신안전해석 방법론 개발 보고서", 김요한 등, 전력연구원, 2002. 5
4. NP-7450, "RETRAN-3D A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow System", M. P. Paulsen, et al., Eelectric Power Research Inst., 1996. 10
5. KAERI/UM-06/2000, "MASTER 2.1 사용자 지침서", 조병오 등, 한국원자력연구소, 2000. 9
6. "METCOM", Rev. 1, Westinghouse Electric Co., 1994. 12
7. TM.02NE08.P2003.043, "미임계 저출력 운전중 제어봉 집합체 인출 사고 분석 방법론", 김요한 등, 전력연구원, 2003. 2

표 1. 제어뱅크별 제어봉가 순위

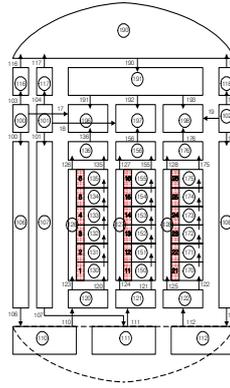
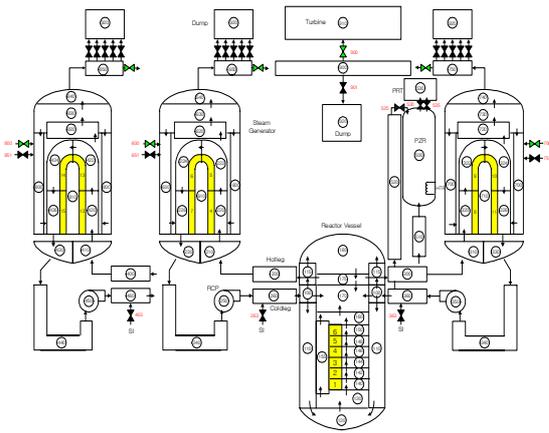
뱅크	EOC_HZP	BOC_HZP	BOC_HFP	EOC_HFP	뱅크	EOC_HZP	BOC_HZP
D1	2	2	1	1	C1	7	11
D2	4	2	1	1	C2	8	9
D3	3	1	1	3	C3	5	9
D4	1	4	1	3	C4	5	11
					C5	10	6
					C6	12	6
					C7	11	5
					C8	9	6

표 2. 제어뱅크별 고착 제어봉가 순위

EOC_HZP - D4		BOC_HZP - D3		BOC_HFP - D1		EOC_HFP - D1	
A7 Stuck	3	A5 Stuck	3	A1 Stuck	3	A1 Stuck	3
SA7 Stuck	1	SA5 Stuck	1	SA1 Stuck	1	SA1 Stuck	1
SA6 Stuck	2	SA4 Stuck	2	SA8 Stuck	2	SA8 Stuck	2
A6 Stuck	4	A4 Stuck	4	A8 Stuck	4	A8 Stuck	4

표 3. 과도 계산 사례 목록

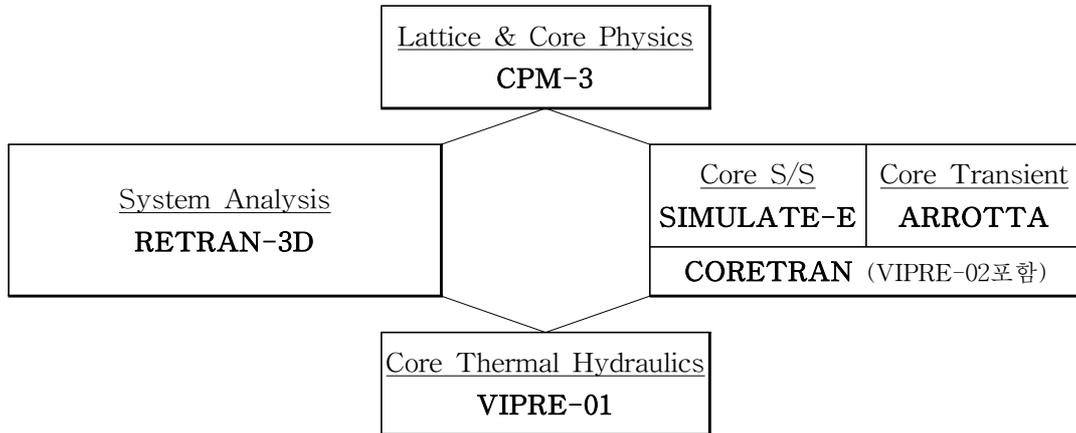
BOC_HFP	EOC_HZP	설 명
REA_BOCHF01	REA_EOCHZP_01	최적 제어봉 가
REA_BOCHF02	REA_EOCHZP_03	최적 제어봉가 대비 150%
REA_BOCHF04	REA_EOCHZP_04	기준 사례, FSAR 제어봉가, 9 X 14 분할
REA_BOCHF07	REA_EOCHZP_07	도플러 계수를 80%로 감소
REA_BOCHF08	REA_EOCHZP_08	도플러 계수를 120%로 증가
REA_BOCHF09	REA_EOCHZP_09	유효 지발중성자 분율이 0.0044
REA_BOCHF10	REA_EOCHZP_10	유효 지발중성자 분율로 계산 값 사용
REA_BOCHF11	REA_EOCHZP_11	감속재온도계수를 80%로 감소
REA_BOCHF12	REA_EOCHZP_12	감속재온도계수를 120%로 증가
REA_BOCHF14	REA_EOCHZP_14	최소 간극 열전달계수, 22 X 14 분할
REA_BOCHF15	REA_EOCHZP_15	최대 간극 열전달계수, 22 X 14 분할
REA_BOCHF16	REA_EOCHZP_16	기준 사례 조건, 22 X 14 분할



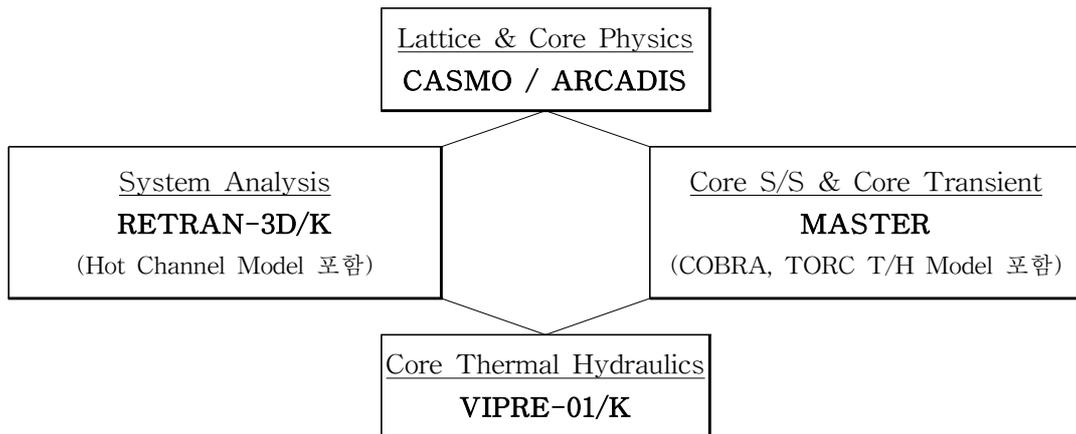
Cross Flow Junction Number											
DC.H	100	101	102	DC.BP							
100		01	02	100	198	17					
101			03	101	197	18					
102				102	196	19					
D/C	106	107	108	L/P	110	111	112				
106		04	05	110		07	08				
107			06	111			09				
108				112							
L/C	120	121	122	L/C	136	138	176				
120		11	12	136		36					
121			13	138			36				
122				176		76					
Core	130	160	170	Core	133	163	173				
130		30		133		33					
160			50	163			53				
170		70		173		73					
Core	181	161	171	Core	184	164	174				
181		91		184		34					
161			51	164			54				
171		71		174		74					
Core	182	162	172	Core	185	165	175				
182		32		185		35					
162			52	165			55				
172		72		175		75					
B/P	126	127	128	Outer	186	197	186				
126		14	15	186		91	92				
127			16	197			93				
128				198							

그림 1. 영광 1, 2호기 분할도

그림 2. 영광 1, 2호기 노심 상세 분할도 (6 X 3)



(a) EPRI 코드체계 개발 방향



(b) 본 연구에서의 코드체계 구축 방향

그림 3. 통합 코드 체계 구축 방향

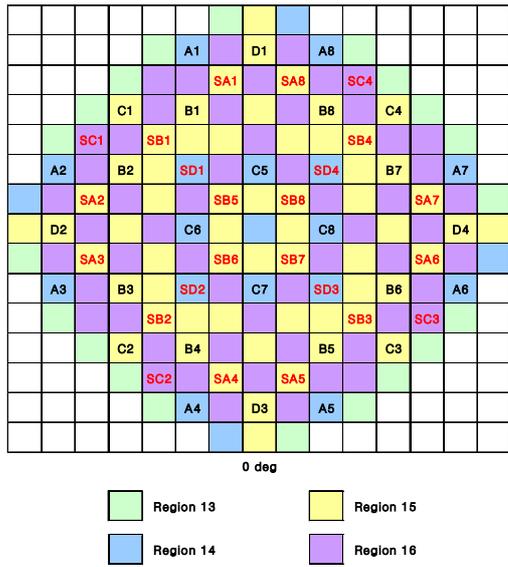


그림 4. 영광 1호기 14주기 노심 장전 개략도

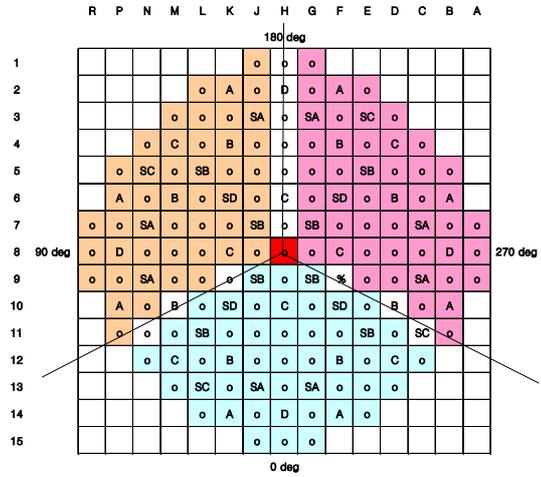


그림 5. 영광 1호기 노심 사상 분할 방안

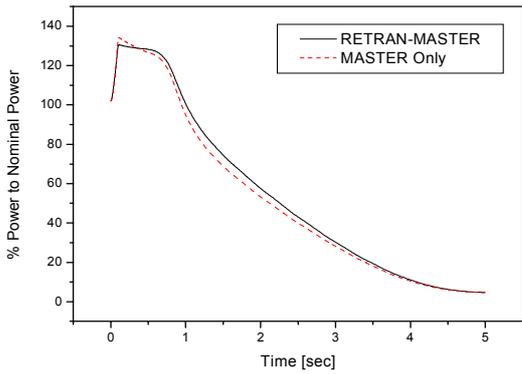


그림 6. 제어봉 이탈시 출력 비교(BOCHF)

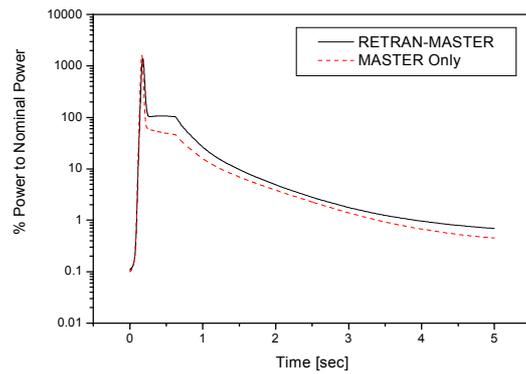


그림 7. 제어봉 이탈시 출력 비교(EOCHZP)

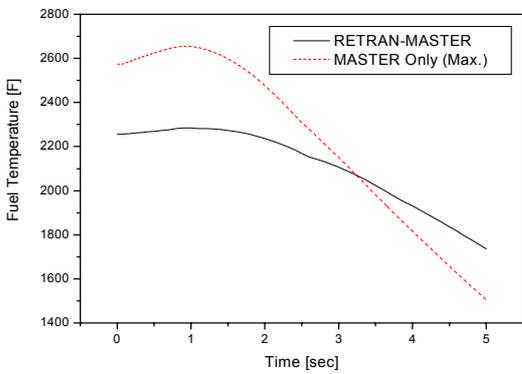


그림 8. 제어봉 이탈시 연료온도 비교(BOCHF)

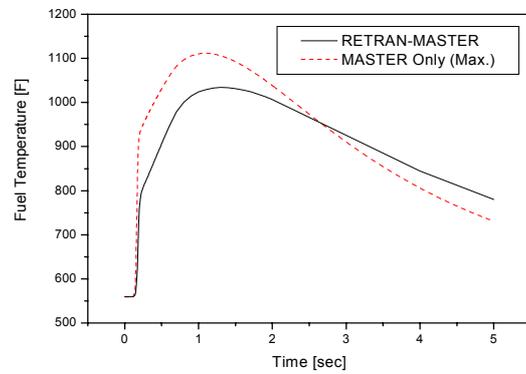


그림 9. 제어봉 이탈시 연료온도 비교(EOCHZP)

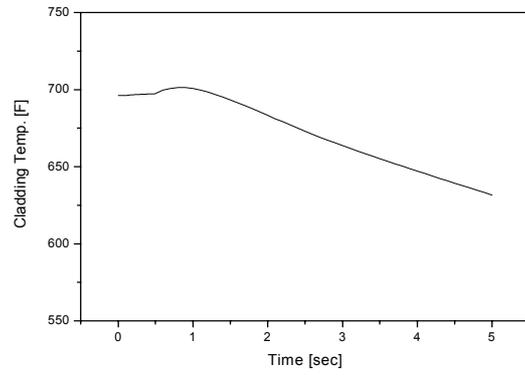
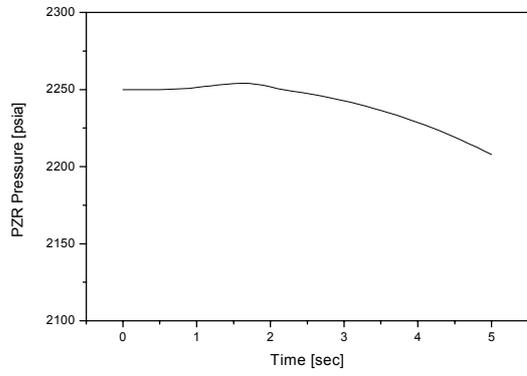


그림 10. 제어봉 이탈시 압력변화(BOCHF) 그림 11. 제어봉 이탈시 피복재온도변화(BOCHF)