

RELAP5/PARCS 코드를 이용한 주증기관 파단사고의  
3차원 노심 및 열수력 거동 분석

The 3-Dimensional Core Analysis of Main Steam Line Break  
by RELAP5/PARCS Code

양채용, 장창선, 정훈영, 정재원, 방영석, 김효정

Korea Institute of Nuclear Safety  
19 Kusong-dong, Yuson-gu, Taejon, Korea 305-338

요약

3차원 노심 동특성 및 열수력 연계 해석 코드인 RELAP5/PARCS를 이용하여 고리1호기 19주기 EOC에 대해 주증기관 파단사고를 분석하였다. RELAP5/PARCS와 RELAP5 계산결과를 상호 비교함으로써 주증기관 파단사고에 대한 3차원 해석방법론 적용시 문제점과 RELAP5/PARCS 코드의 적용성을 평가하였다. 분석결과, 최적 해석 방법인 RELAP5/PARCS의 출력 변화율이 보수적 해석 방법인 RELAP5의 출력 변화율보다 더 빨라, RELAP5/PARCS 계산에서 더 일찍 고출력에 의한 원자력 정지가 발생하였다. 이것은 3차원 최적 해석방법론이 더 현실적이라는 일반 이론과는 상반되는 것으로서, 균정수 생산에 있어서 기준이 되는 냉각재 및 핵연료의 온도값 (일반적으로 정상상태값)에서 크게 벗어나는 과도사고 (예, 주증기관 파단사고)에 대해 PARCS의 균정수에 의한 궤환반응도가 비정상적으로 아주 크게 작용하기 때문으로 평가되었다.

Abstract

Main steam line break accidents are analyzed for a core figuration of cycle 19 with EOC of Kori unit 1 by RELAP5/PARCS, which takes the coupled 3-dimensional reactor kinetics and thermal-hydraulics models. With comparing RELAP5 and RELAP5/PARCS calculations, the applicability of RELAP5/PARCS to accidents is evaluated. As a result, the power increase in RELAP5 is more stiff than that in RELAP5/PARCS, and thus overpower reactor trip occurs earlier in RELAP5 than in RELAP5/PARCS. This is not typical because it is general that the power increase in 3-dimensional model would be slower than

that in point-kinetics model for given temperature feedback. It is evaluated that feedback reactivity from RELAP5/PARCS may be not proper for a range of temperature far away from steady-state temperatures.

## 1. 서론

현재 사용중인 핵연료 손상에 대한 대부분 사고해석 허용기준들은 원자력발전소 설계 초창기 시대에 설정된 값을 그대로 사용하고 있으며, 그 기준들은 고연소도 핵연료에 근거를 두고 설정된 값이 아니라, 주로 신연료 또는 저연소도 핵연료를 기초로 실험하거나 분석하여 설정된 값이다. 그러나 최근 고연소도 핵연료에 대해서 과도한 중성자 조사에 의해 유발되는 새로운 기계/재료적 특성이 밝혀지면서 [1], 기존의 허용기준에 근거하여 설계된 고연소도 핵연료의 장주기 노심은 사고시 핵연료의 건전성에 위협을 받을 수 있어, 고연소도 핵연료의 사고해석 허용기준에 대한 전반적인 재평가 작업이 이루어져야 한다는 결론에 도달하게 되었다 [2~6]. 특히 제어봉이탈사고 (Rod Ejection Accident) [2,7]와 냉각재상실사고 (LOCA)의 핵연료 손상 허용기준에 대한 연구가 관심의 대상이 되고 있다 [3,8,9].

사고해석, 특히 제어봉 이탈 사고에 대한 고연소도 핵연료 손상 허용기준이 현재 설정값보다 낮아질 것은 분명하다. 문제는 추후 이 값이 현재값보다 얼마나 작게 설정될 것이냐는 것이다. 예를 들면, 제어봉 이탈 사고에 대해 새로이 설정될 허용기준이 현재값보다 크게 낮아지고 사고 해석방법론이 전반적으로 변화되지 않고 현재의 보수적 기법을 고수한다면, 출력 감발 운전을 택하던가 또는 불충분한 운전 여유도를 가지고 원자력발전소를 운전해야 하는 어려움을 감수할 수도 있다.

현재 사고해석은 주로 점동특성 모델 (Point-Kinetics Model)을 채택하고 있는 1차원 계통 열수력코드에 의해 수행되어 왔으며, 제한적으로 출력분포를 위한 1차원 동특성 모델이 사용되어 왔다. 이와 같은 모델은 단순화된 보수적 방법론 (Bounding Value Approach)에 근거를 두고 있어 재장전 노심에 대한 핵연료 건전성 평가 절차가 용이한 이점이 있다. 장주기 핵연료에 대한 사고해석 허용값이 현재 기준보다 낮게 설정된다면, 점동특성 모델 또는 1차원 열수력 모델과 같은 현재의 보수적 방법론을 사용하여 사고해석을 수행할 경우에 새로운 허용기준을 만족할 수 있을 지에 대한 우려가 제기되고 있다. 따라서 최근에 최적 해석기법 (Best-Estimate Approach)인 다차원 모델에 근거를 둔 사고해석 방법론이 개발되고 있으며, 인허가 활용시 발생하는 현안들을 파악하고자 하는 노력이 활발하게 진행되고 있다 [10]. 이에 부응하여 최근에 미국 NRC는 열수력 검증계산 코드인 RELAP5 코드와 3차원 노심 동특성 코드인 PARCS [11]를 통합하여 RELAP5/PARCS 코드를 개발하였다 [12].

최적해석 방법론으로 계산된 결과에 대해서는 불확실도 평가라는 또 다른 문제에 봉착하게 된다. 이것은 수치해석 코드 전체의 불확실도를 평가하는 과정으로 실험 결과와의 비교가 요구되기도 하고, 때로는 다른 검증된 코드와의 비교 분석을 필요로 한다. 특히 3차원 모델을 사용할 때, 일반적인 현상을 수치해석으로 묘사하는 과정에서 불확실한 변수들이 많기 때문에, 그 변수들을 도출하여 각 변수에 대한 민감도를 평가해야 한다.

전세계적 연구 동향으로 볼 때, 현재 사용 중인 보수적인 무차원 또는 1차원 해석방법론에서 탈피하여, 최적 평가 기법인 다차원 사고해석 방법론 정립에 많은 노력이 집중될 것으로 보인다. 따라서 본 연구에서는 실제 국내 운전 중인 원자력발전소 모델링으로부터 RELAP5/PARCS 코드 입력 데이터로 변환하는 일련의 과정을 전산화하고, 대표적인 사고 분석을 통해 사고추이 해석과 입력변수의 중요도를 파악하는 검증 과정을 거쳐 최종적으로 적합한 입력자료를 개발한다. 또한 개발된 RELAP5/PARCS 코드 입력자료를 사용하여 노심의 중성자 동특성 및 1/2차 계통 거동이 모두 급격한 변화를 보여주는 주증기관 파단 사고를 분석함으로써 RELAP5/PARCS의 사고해석 적용성을 평가한다.

## 2. 노심 모델링

RELAP5/PARCS 입력자료 개발에 있어서 가장 중요한 것이 핵연료 특성에 따른 균정수 (Cross Sections) 생산이다. 이들은 별도의 핵설계 코드로부터 생산된다. 즉 농축도와 연소도에 따라 핵연료집합체는 적절히 그룹핑되고 각각의 그룹에 대하여 핵설계 코드로부터 균정수가 생산되고, 다시 PARCS 코드 입력 데이터에 맞게 재변환되어야 한다. 본 연구에서는 이와 같은 일련의 과정을 체계화하였다.

RELAP5/PARCS 코드 계산을 위해서 RELAP5 입력자료, PARCS 입력자료 그리고 이 두 코드 간의 정보를 연결시켜주는 GI (General Interface) 입력자료가 요구된다. RELAP5/GI/PARCS 코드들의 연계 과정은 전체적으로 PVM (Parallel Virtual Machine) 방법으로 처리된다 [12]. RELAP5는 노드별로 PARCS에서 받은 출력 변수를 기초로 감속재온도 및 밀도, 핵연료온도 등 열수력 변수를 계산하고, PARCS는 RELAP5에서 받은 열수력 변수를 기초로 반응도 제환에 의한 균정수 변화를 산출하여 출력값을 계산한다.

사고 해석시 3차원 노심 동특성 및 계통 열수력 거동 분석을 위해 고리 1호기를 대상으로 입력 데이터를 취득하였다. 고리 1호기는 약 20여년 동안 운전해오고 있으며, 현재 19주기 노심 운전 중에 있다.

### 2.1 PARCS 입력자료를 위한 노심 모델

PARCS는 노달 방법을 사용하기 때문에 노심 모델을 위해 핵연료집합체별로 노드를 나누었으며, 핵연료집합체 121개와 반사체 56개를 포함하여 총 177개를 반경 방향으로 나누었다. 또한 WABA와 제어봉집합체의 삽입 위치를 고려하여 축방향으로 18개의 노드로 나누었다. 그림 1은 PARCS의 노심 모델을 보여주고 있다.

핵연료집합체는 19주기 EOC의 연소도와 농축도에 따라 총 22개로 분류하였으며, 반사체는 4가지로 나누었다. PARCS 입력자료에 사용되는 핵연료집합체에 대한 균정수는 CASMO-3를 이용하여 생산하였다. 분류된 각각의 핵연료집합체에 대해 기준이 되는 조건 (Base)에서 한번 연소시키고, 각각의 연소점에서 연소조건을 달리하여 재실행시켜 2균정수와 그의 변화량을 계산한다.

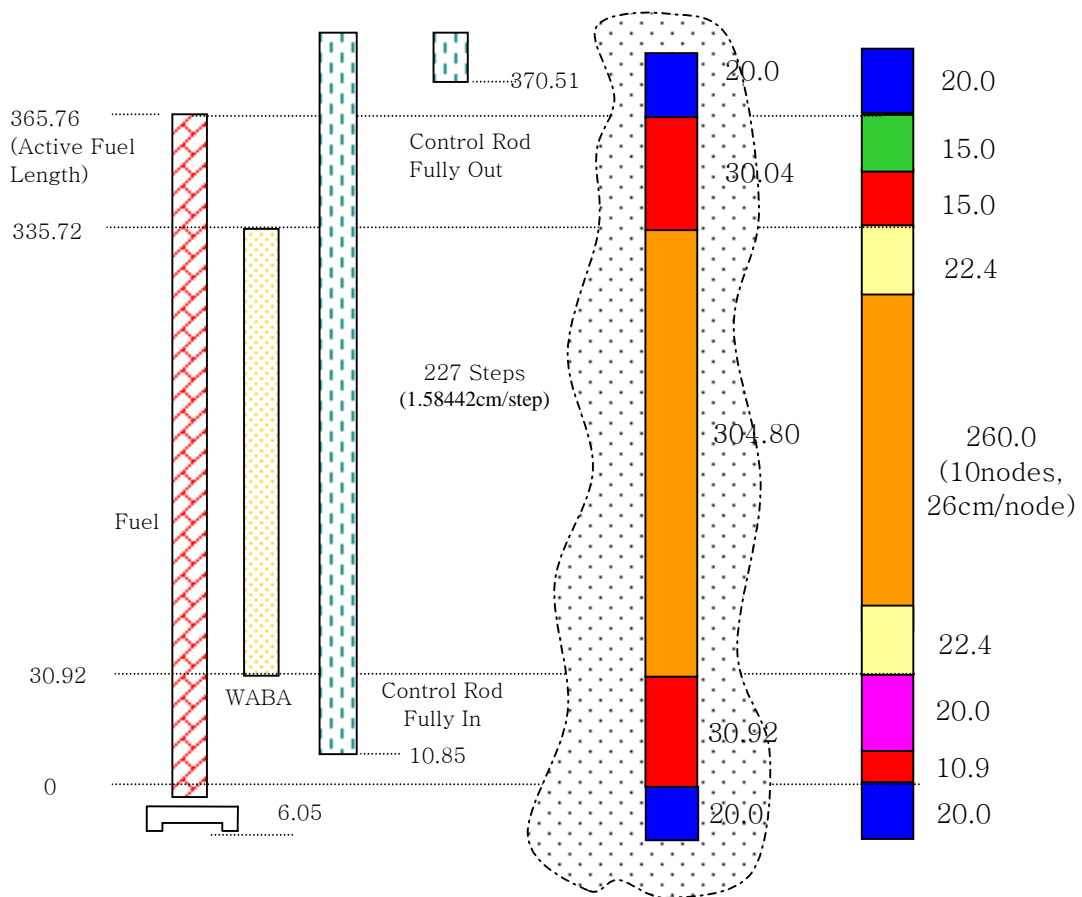
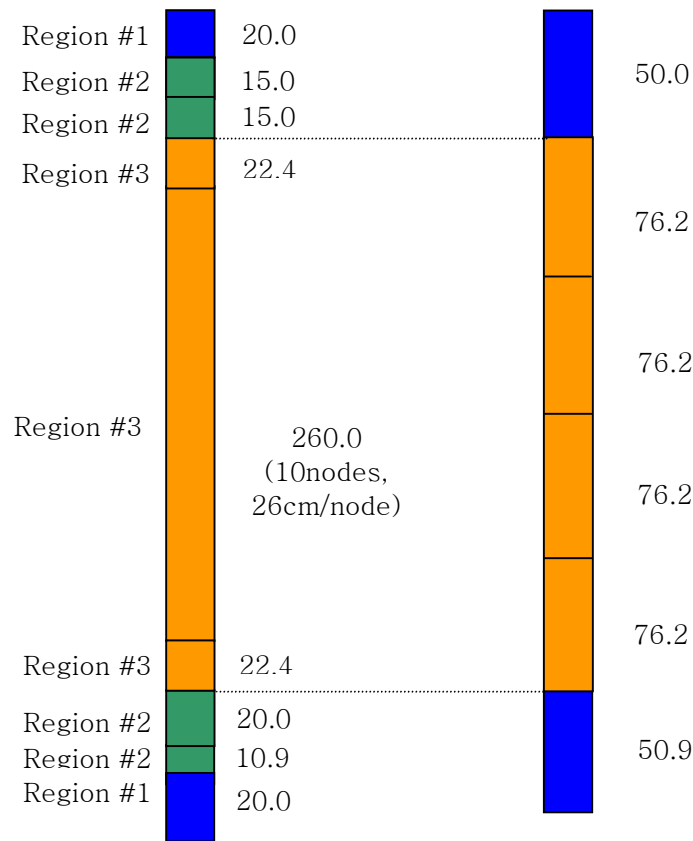


그림 1 고리 1호기 19주기 PARCS의 노심 축방향 노드

## 2.2 RELAP5 입력자료를 위한 노심 모델

본 연구에서는 3차원 노심 동특성 연계 계산을 위한 PARCS 코드의 노심 모델과 적절하게 Mapping시키도록 하기 위해 노심 반경방향을 핵연료집합체 별로 121개의 핵연료 채널을 묘사하는 121개 유로 및 1개의 반사체 유로로 묘사하였다. 또한 핵연료집합체는 축방향으로 6개 노드로 나누었으며, PARCS와의 축방향 노드간의 Mapping은 그림 2에 제시되어 있다.

각 핵연료 집합체에 포함되어 있는 핵연료봉 및 집합체 내부의 구조물들에 대해서 적절한 열구조물 부품을 이용하여 모델링하였다. 하나의 집합체에 포함된 핵연료 봉들에 의해서 발생하는 출력은 축방향 및 반경 방향으로 모두 일정하다고 가정하였다. 실제 출력의 원주방향 반경 방향 및 축방향 분포는 PARCS 코드 계산에서 구해진 값들을 받아서 각 핵연료 열구조물에 입력된다.



< PARCS Model >

< RELAP Model >

그림 2 RELAP5 노심 축방향 노드와 PARCS 노드간의 Mapping  
 이와 같은 상세 노심 모델에서는 유로의 면적의 변화 및 분기 그리고 유로 통

합 등에 따른 수력학적 손실이 매우 커지게 된다. 이에 따라 원하는 정상상태 유량 및 압력 강하를 얻기 위해서는 상당한 펌프 속도가 요구된다. 이를 극복하기 위해 본 RELAP5 모델링에서는 노심 내 벽면 마찰에 의한 압력 손실은 없다고 가정하였다. 이 결과 벽면 마찰의 무시 효과는 유로 분기 및 면적 변화 등에 따른 부차적 손실과 합쳐져서 전체적으로 고리 1호기 정상상태 초기조건 설계값과 잘 일치하는 유량 및 압력 강하를 얻을 수 있었다.

### 3. 주증기관 파단 사고해석 결과

주증기관 파단 사고시 증기발생기 저수위, 안전주입신호 (SI Signal), 냉각재 저압력, 고중성자속 등의 원자로 정지신호가 발생된다. 수치 분석상 최초 원자로 정지가 발생하는 시점은 파단 면적 또는 정지변수 설정치 입력값에 의존한다. 따라서 본 연구에서 증기관 파단 면적과 고압안전주입 설정치를 변수로 하여 민감도 분석을 수행하였으며, 주증기관 파단사고의 일반 특성을 대표할 수 있는 증기관 파단 면적을 선정하였다. 작은 파단 면적에 대해서는 원자로 정지가 발생하지 않고 증가된 증기유량에 상응하는 만큼 상승된 출력에서 새로운 정상상태에 도달한다. 또한 큰 파단면적에 대해서는 증기발생기 저압에 의해 발생하는 고압안전 주입 신호에 의해 원자로 정지가 발생된다.

민감도 분석결과, 고압안전 주입 설정치로서 고압안전 주입 신호 설정을 위한 안전해석 고려 범위 (>335 psig) 중 가장 최소값을 사용하였으며, 그 이유는 고압안전주입 신호에 의한 원자로 정지가 발생되지 않도록 하기 위해서 이다. 따라서 원자로 정지는 고중성자속 신호의 의해 발생하도록 모델하였으며, 그 시점을 가장 늦게 하기 위한 파단면적은  $2.0\text{ft}^2$ 으로 나타났다. 또한 노심 과냉각 효과를 높이기 위해 외부전원이 공급되어 원자로냉각재펌프는 계속 운전되는 것으로 가정하였다.

그림 3은 노심 전체 출력 변화를 보여주고 있다. 증기관 파단 이후 음의 온도 재환 효과에 의해 원자로 출력이 증가하지만, 118%FP 고중성자속 정지신호에 의해 원자로 정지가 발생한다. 원자로 출력이 감소한 후 다시 증가하는 Return-to-Power 현상이 발생하며, 최대 약 20%FP까지 증가하였다. 또한 그림 3은 RELAP5/PARCS 계산이 RELAP5보다 출력이 더 빨리 증가하여 원자로 정지가 더 일찍 발생함을 보여주고 있다. 주증기관 파단 사고가 감속재 과냉각에 의한 출력 상승 사고라는 관점에서, RELAP5/PARCS의 감속재온도 재환 반응도가 RELAP5의 감속재온도 재환 반응도보다 더 크게 작용하기 때문에 나타나는 현상이다. 그림 8은 RELAP5/PARCS와 RELAP5의 감속재밀도 변화에 대한 재환반응도를 보여주고 있으며, 참고값인 RELAP5의 재환반응도에 비해 RELAP5/PARCS가 상당히 크게 투입되고 있다.

이와 같은 결과는 주어진 조건에서 점동특성 모델이 확산 모델 (Diffusion Model)보다 더 보수적이라는 일반 상식과는 상반된다. PARCS에서 고려되는 노드별 거시단면적 (Macroscopic Cross Sections)은 열수력 변수의 기준값에 대해서 선형화 이론 (Linear Variation of Cross Section over the State Variables)으로 근사화되기 때문에, 열수력 변수 기준값에서 벗어나면 날수록 더욱 더 불합리한 궤환 반응도를 제공할 수 있어, 이 경우에 본 이론의 적용성에 상당한 제한을 받을 수 있다. 즉, 본 연구에서는 기준값으로 감속재온도 282°C (밀도 58.37lb/ft<sup>3</sup>)를 사용하였는데, 과도 상태 동안 감속재온도 계산값이 282°C (또는 밀도가 58.37lb/ft<sup>3</sup>)와 차이가 나면 날수록 실제 궤환 반응도와 차이를 더 크게 할 수 있고, 결과적으로 PARCS의 균정수 선형화 이론이 더 이상 맞지 않을 수 있다. RELAP5의 반응도 곡선은 고리 19주기 핵설계보고서 (NDR)에 주어진 궤환 반응도 값이기 때문에 참고값 (Reference Value)으로 생각할 수 있다.

#### 4. 결론

미국 원자력규제위원회에서 공개한 RELAP5/PARCS 코드를 고리 1호기 발전소에 적용하여 사고시 3차원 노심 특성을 분석함으로써, 3차원 최적해석기법의 불확실도 평가와 규제현안 도출을 위한 기반을 조성하였다. 이를 위해 고리 1호기 RELAP/PARCS 입력자료를 개발하여, 주증기관 파단 사고 분석을 통해 입력자료의 타당성을 입증하였으며, 과도상태 동안 3차원 노심 거동을 분석하였다. 또한 PARCS의 입력 데이터로 고려되는 균정수는 CASMO-3 핵설계 코드를 사용하여 생산하였으며, 이와 같은 일련의 과정을 전산화함으로써 PARCS 입력자료 생산을 용이하여 다양한 운전조건에 따른 민감도 분석을 가능하게 하였다.

주증기관 파단사고에 대하여 여러 변수에 대한 민감도 분석결과, 고중성자속 정지설정치 (118%FP) 도달에 의한 원자로 정지가 발생하도록 안전주입 설정치의 최소값을 사용하였으며, 적절한 파단면적을 선정하여 노심의 3차원적 거동을 분석하였다. 또한 무차원 노심 동특성 모델을 사용하는 RELAP5 계산 결과와 비교함으로써 3차원 모델의 특징을 파악하였다.

계산결과, 동일한 운전조건에서 RELAP5/PARCS의 3차원 모델에 계산되는 감속재온도 궤환 반응도가 무차원 모델의 궤환 반응도보다 크게 투입되어, 3차원 모델에서 고중성자속 정지설정치에 더 일찍 도달하는 현상이 발견되었다. 이것은 무차원 모델이 3차원 모델보다 더 보수적인 방법론으로 알려져 있는 일반 이론과는 상반되는 것으로서, PARCS에서 고려되는 균정수 모델 가정의 한계점으로 인해 발생하는 문제로 주증기관 파단 사고와 같이 핵연료 온도나 감속재 온도가 정상상태 초기조건 값에서 크게 벗어나는 사고에 대해서는 PARCS의 균정수 모델이 실제와

다른 균정수를 제공하기 때문인 것으로 평가되었다. 따라서 주증기관 파단사고 적용을 위해서 PARCS 코드의 균정수 입력 체계의 개선이 필요하다.

## 참고문헌

1. J.P. Piron et al, Fuel Microstructure and RIM Effect at High Burnup, International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, West Palm Beach, Florida, 1994.
2. F. Schmitz et al, Investigation of the Behavior of High Burnup PWR Fuel under RIA Conditions in the CABRI Test Reactor, 22<sup>nd</sup> WRSM, Bethesda, Maryland, October, 1994.
3. M. Bret et al, High Burnup Fuel Behavior During a LOCA Type Accident: The FLASH 5 EXPERIMENT, IAEA Technical Committee Meeting on Behavior of Core Material and Fission Products Release in Accident Conditions in LWRs, Cadarache, France, 1992.
4. High Burnup Fuel Issues, NRC-Industry Meeting, Rockville, November, 1997.
5. 양채용 외, 장주기 핵연료의 거동에 관한 연구, KINS/AR-591, 한국원자력안전기술원, 1998.
6. 박준상 외, 고연소도 핵연료 안전 현안 평가 기술 개발, KINS/RR-010, 한국원자력안전기술원, 2000.
7. R.O. Meyer, R.K. McCardell, H.M. Chung, D.J. Diamond, and H.H. Scott, A Regulatory Assessment of Test Data for Reactivity-Initiated Accidents, Nuclear Safety, Vol. 37, 1996.
8. H.M. Chung, Simulated LOCA Test Plan, NRC-Industry Meeting: High Burnup Issues, Rockville, November, 1997.
9. M.E. Nissley, High Burnup Effects and Expected Margins in LOCA Plant Analysis, ACRS Subcommittee Meeting, Rockville, April, 1998.
10. Papers of 'Session 5: High Burnup and Mixed Oxide Fuel', 27th WRSM, Bethesda, Maryland, 1999.
11. H.G. Joo et al, PARCS: A Multi-Dimensional Two-Group Reactor Kinetics Code Based on the Nonlinear Analytic Nodal Method, PU/NE-98-26, Purdue University, 1998.
12. Douglas A. Barber, Thomas J. Downar, and Weidong Wang, Final Completion Report for the Coupled RELAP5/PARCS Code, PU/NE-98-31, 1998.



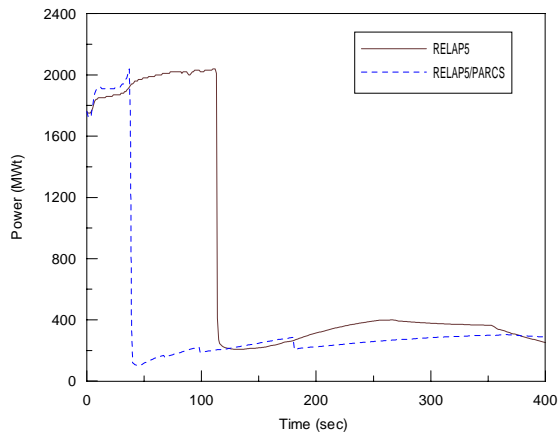


그림 3 원자로심 전체출력

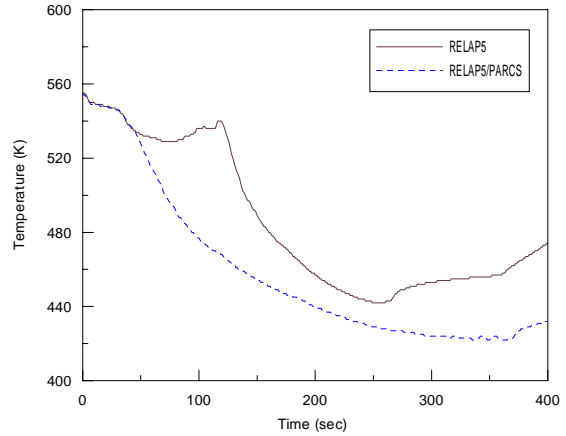


그림 4 Loop A의 저온관 냉각재온도

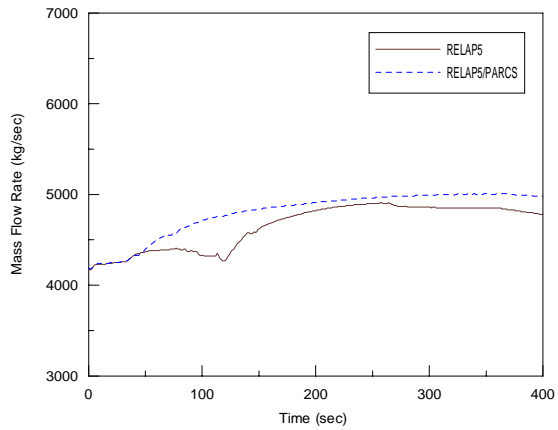


그림 5 Loop A의 냉각재유량

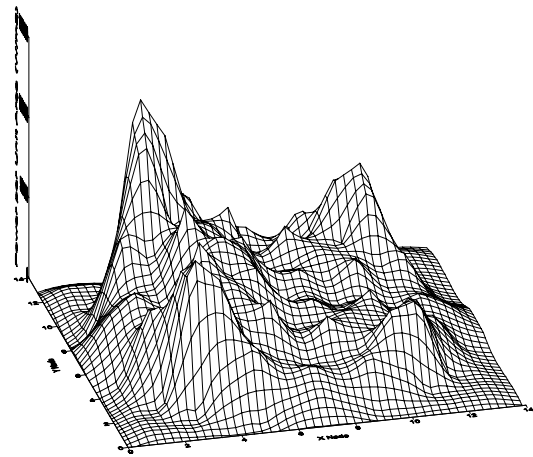


그림 6 최대 Return-to-Power 시점의 중앙노드에서 반경방향출력분포

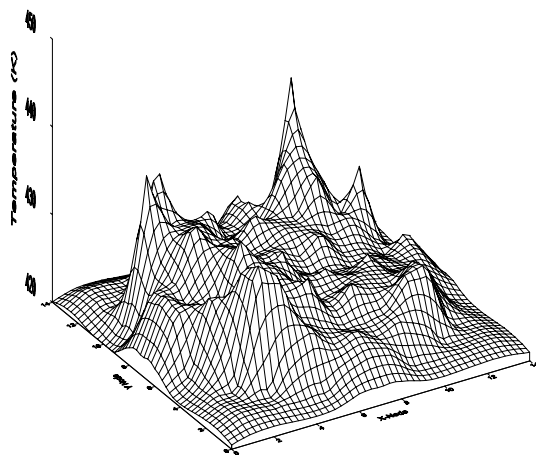


그림 7 최대 Return-to-Power 시점의 중앙노드에서 반경방향온도분포

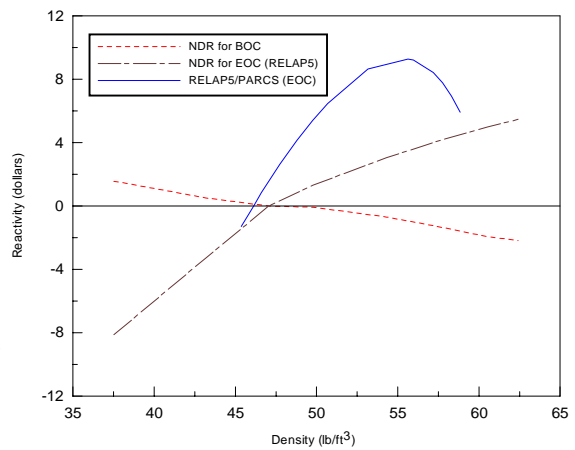


그림 8 감속재밀도 변화에 의한 반응도 피드백 곡선