

다차원 노심동특성 해석방법론의 사고해석 적용성

On Applicability of Multi-Dimensional Reactor Kinetics Models to Accident Analysis

양채용, 정훈영, 장창선, 방영석, 김인구
한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19번지

요약

본 연구에서는 다차원 노심동특성 해석방법론의 사고해석 적용을 위하여 선행되어야 할 연구내용을 분석하고, 실제 원전 적용에 있어서 현안들로 대두될 것으로 예상되는 사항들을 제시하였다. 다차원 노심동특성 해석방법론은 전체 노심출력과 출력분포를 계산하는데 있어서 무차원 노심동특성 해석방법론에 비해 상당히 많은 불확실성 인자와 민감도 변수가 존재하기 때문에, 이에 대한 분석을 위해서는 훨씬 더 다양하고 체계적인 노력이 수반되어야 있다. 주요 변수에 대해 불확실성 평가와 민감도 분석을 통해 사고해석에의 영향을 정량화함으로써 사고해석 코드의 입력체계를 단순화시켜 보수성 및 타당성이 규명될 필요가 있다.

Abstract

This study provides the working items and licensing issues required for the applications of multi-dimensional reactor kinetics methodology to accident analysis. The multi-dimensional reactor kinetics model takes further more uncertain parameters and kinetics parameters compared with the point kinetics model, and thus more various and systematic uncertainty analysis and sensitivity analysis can be required. It needs that input parameters used in a accident code be simplified and validated by quantifying their effects through these analyses.

1. 서론

1990년대에 수행된 주요 가상사고를 모사한 핵연료 건진성 평가 실험에서 고연소도 핵연료의 손상 가능성이 신연료 또는 저연소도 핵연료보다 더 높기 때문에 고연소도 핵연료 손상 허용기준에 대해서는 기존에 사용되고 있는 값보다 더 낮게 설정되어야 한다는 연구결과가 계속 제기되어 왔으며 [1~4], 현재 최종 분석을 위한 구체적인 국제 공동 프로그램이 수행 중에 있다. 특히 제어봉 방출 사고에 대한 고연소도 핵연료의 특성이 관심의 초점이었으며, 본 사고의 특성상 실제 상업용 원전 조건에서의 실험이 어려워 장기 연구분야로 추진되고 있다.

고연소도 핵연료 건진성 유지를 위한 사고해석 허용기준의 타당성 관련 안전현안은 1993년에 프랑스 CABRI 실험로에서 수행된 제어봉방출사고 모사 실험 결과로부터 도출되었다 [1]. CABRI 실험로는 저압의 약 280°C 나트륨 액체 냉각재를 사용하는 연구로로써, 그 동안 제어봉 방출 관련

실험이 많이 수행되었다. 또한 일본의 NSRR 실험로에서도 유사한 실험이 수행되었는데, 다양한 핵연료에 대해 많은 실험 데이터가 산출되었다. NSRR 실험로는 TRIGA 형태의 Annular Core Reactor 이며, 약 20°C의 물이 냉각재로 사용되는 Pool Type 이다 [2]. 구 소련의 IGR 실험로에서도 유사한 실험이 수행되었다. IGR 실험로 역시 약 20°C의 물을 냉각재로 사용한다 [3].

위의 실험로에서 수행된 실험결과, 특히 고연소도 핵연료가 현재의 제어봉방출사고 핵연료 손상 허용기준으로 사용하고 있는 280cal/g 엔탈피보다 훨씬 낮은 값에서 손상되는 경우가 발생하였다. 현재 사용되고 있는 제어봉 방출사고의 핵연료 손상 허용기준 280cal/g은 과거 신연료 및 저연소도핵연료의 실험자료를 토대로 설정된 값이며, 미국 원자력규제위원회 (USNRC)는 현재까지의 모든 실험 데이터를 분석하여 그림 1과 같이 이 허용기준이 100cal/g까지 낮아질 수 있다는 잠정적인 결론을 내리기에 이르렀다 [4]. 그러나 제어봉 방출사고시 고연소도 핵연료를 사용한 실험은 모두 저압 혹은 저온에서 수행된 실험으로써 실제 상업용 원자로의 운전 조건과 상당히 다르다. USNRC는 이에 따라 실제 상업용 원자로와 같은 조건에서의 실험 및 해석 데이터를 위해 Software와 Hardware 구현을 위한 중장기 계획을 수행하여 왔으며, 현재까지 많은 연구결과가 제시되고 있다. 그림 2에서는 고연소도 핵연료 관련 USNRC의 중장기 연구계획이 도시되어 있다. 그림 2에는 반응도 사고뿐만 아니라, LOCA 사고에 대한 고연소도 핵연료의 특성을 해석하는 연구가 포함되어 있다.

고연소도 핵연료에 대한 제어봉방출사고의 핵연료 손상 허용기준 감소와 사고시 노심의 출력 변화에 의한 실제 핵연료 거동을 평가하기 위해 다차원 노심동특성 거동 분석방법론을 사고해석에 도입하려는 연구가 병행되었다. 즉 그림 1과 같이 핵연료 손상 허용기준이 현재의 1/3로 감소하면 기존의 보수적인 사고해석 모델로서는 새로운 허용기준을 만족시키지 못할 가능성을 고려하여, 다차원 노심동특성 모델의 적용 프로그램이 도입되었다. 또한 고연소도 핵연료의 실험 데이터의 신뢰성을 높이기 위해 실제 상업용 원자로 운전 조건에서 제어봉 방출 사고를 모사할 수 있도록 CABRI 실험로를 개조하고 관련 실험을 수행하는 프로그램이 국제공동연구로 추진되고 있으며, 우리나라도 이 프로그램에 참여하는 것으로 계획되어 있다.

본 연구는 다차원 노심동특성 모델의 사고해석 적용에 있어서 우선적으로 추진되어야 할 연구내용을 제시하고, 인·허가 적용에 있어서 문제로 대두될 것으로 예상되는 사항들과 개선방향을 검토한다. 그리고 최적해석 방법론과 관련하여 민감도 및 불확실도 분석을 위해 정량적으로 분석되어야 할 주요 노심변수들을 제시한다.

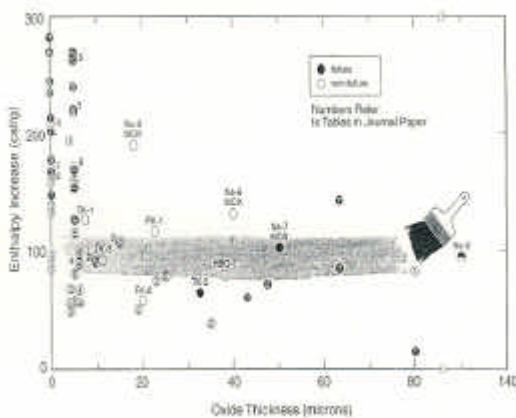


그림 2 실험 데이터에 기초한 제어봉 방출사고의 핵연료 엔탈피 허용기준 평가결과 [4]

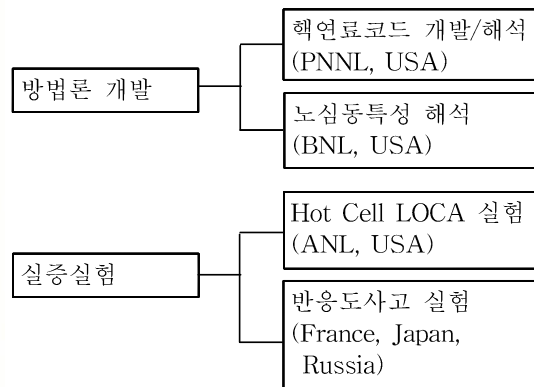


그림 2 고연소도 핵연료 건전성 평가 국제 공동 프로그램

2. 다차원 노심동특성 해석방법론의 적용

다차원 노심동특성 해석방법론은 원자로심을 다차원으로 모델하여 과도 및 사고시의 노심출력 분포를 다차원으로 계산하며 주로 열수력 계통 코드와 연계되어 사용된다. 열수력 계통 코드는 현재 상당한 연구를 통해 개발되고 검증되어 왔으며, 현재의 연구는 주로 다차원 노심동특성 방법론의 개선과 이를 열수력 계통 코드에 접목시키는 기술에 경주하고 있다. 다차원 노심동특성 방법론은 실제의 노심 열출력 및 출력분포 거동에 초점을 맞추는 최적해석 기법이라 할 수 있다. 따라서 보수적인 해석기법인 점동특성 모델에 비해서 고려해야 할 변수가 상당히 많이 된다. 특히 원자로심의 Nodalization, 균정수, 연소도, 노심동특성 인자 등은 사고해석 결과에 상당한 영향을 미칠 수 있다. 이들은 사고해석 코드의 적용에 있어서 불확실도 평가 또는 민감도 해석과 직접적으로 연관이 있으며, 이것은 그 적용성을 어렵게 하는 요인으로 작용한다.

해석방법론

가상사고 분석은 원자로심에 대한 Nodalization과 핵연료집합체를 분류하는 노심 모델링으로부터 시작된다. 핵연료집합체를 연소도와 농축도에 따라 분류하고, 제어봉의 위치 등 노심 구성물에 따라 축방향으로 노드를 나눈다. 다차원 노심동특성 모델은 실제 노심출력 분포를 잘 계산할 수 있도록 축방향 노드와 핵연료집합체 분류를 적절히 할 수 있어야 한다.

사고해석 적용을 위한 다차원 노심동특성 해석방법론은 주로 원자로심을 핵연료집합체 단위로 모델하는 노달방법 (Nodal Method)을 사용하며, 중성자 에너지는 몇 그룹으로 단순화시켜 각 에너지 그룹에 해당되는 균정수 세트 (Cross Section Set)가 고려된다. 균정수는 핵설계 코드로써 계산이 되며, 널리 사용되는 균정수 생산 핵설계 코드로는 CASMO [5] 등이 있다.

제어봉 방출 사고 등은 사고해석에 평가되어야 할 최종결과로써 핵연료봉의 국부적인 물성치를 필요로 하기 때문에, 핵연료집합체간의 출력분포 및 온도분포도 중요하지만 각 핵연료봉의 출력분포 및 온도분포가 중요하다. 특히 제어봉 방출사고의 핵연료 손상 허용기준인 핵연료봉 엔탈피는 국부적인 최고값으로 평가되기 때문에 이의 중점적인 계산이 요구된다. 노달방법으로는 이 값을 계산할 수 없으며, 핵연료집합체 평균값으로부터 각 핵연료봉의 국부값을 산출하는 Pin Power Reconstruction Method가 일반적으로 요구된다. Pin Power Reconstruction Method로써 매 시간 간격마다 모든 핵연료집합체의 Pin Power를 실시간으로 계산하는 것은 상당히 많은 시간이 요구된다. 따라서 매 시간마다 전체 핵연료봉 중에 최대 Pin Power와 대응되는 핵연료집합체를 찾는 적절한 Pin Power Reconstruction 방법론이 고려되어야 한다.

다차원 노심동특성 모델에 사용되는 균정수 세트는 일반적으로 냉각재온도와 핵연료온도 변화에 대해서는 근사 계산식으로 고려된다. 한 주기 운전영역 내에서 변화되는 핵연료와 냉각재의 온도범위에서는 균정수의 변화량을 잘 모사하지만, 가상사고시 핵연료 및 냉각재의 온도 범위는 정상상태 온도범위를 훨씬 넘어서 균정수 모델에 사용되는 한계를 초과할 수 있다. 따라서 균정수 모델은 분석 가능한 사고의 온도범위를 충분히 포함할 수 있도록 고려되어야 한다. 특히 제어봉 방출사고는 핵연료온도가 상당히 증가하고, 주증기관 파단사고는 냉각재 온도가 크게 감소하기 때문에 균정수 모델에는 이들의 영향이 고려되어야 한다.

축방향 출력분포 변화량은 사고해석 결과에 중요한 영향을 미친다. 축방향 출력분포는 노심 핵연료집합체를 축방향으로 세분화하여 모델함으로써 연소도, 핵연료 및 냉각재 온도분포 등에 따라 결정된다. 특히 연소도는 반경방향의 중요도가 높아 축방향의 연소도를 고려하면 많은 핵연료 분류가 요구되어 상당한 균정수 데이터가 필요하다. 따라서 일반적으로 축방향 연소도는 무시하는 경향이 있으며, 이에 대한 적절한 평가가 이루어져야 한다.

안전성 평가에 사용되는 코드는 검증과 입증 (Validation and Verification) 과정을 통해 타당

성이 보장되어야 한다. 이것 역시 상당한 노력이 뒤따르며, 특히 실증실험과의 비교 연구는 최적 계산코드에 요구되는 불확실도의 정량화를 위해 꼭 필요하며, 기타 Benchmarking 해석, 타 코드와의 비교 등은 이에 대한 보완으로 수행될 수 있을 것이다. 현재 반응도 사고와 관련된 실증실험이 불충분한 것이 사실이다. 특히 노심에 큰 비균질 현상을 가져오는 사고에 대해서는 중성자 확산방정식 및 이에 기준한 균정수 생산 모델이 적합하지 않을 수 있으므로 실증실험과의 비교연구가 중요하다. OECD/NEACRP 문제와 OECD/NRC TMI-MSLB 문제 등은 다차원 해석을 위한 Benchmarking 문제로서 유용하게 활용될 수 있을 것으로 보인다.

이상과 같이 다차원 해석방법론에서 중요하게 고려해야 할 사항들로서 대표적인 것들만 간략하게 제시하였으며, 이 이외에도 많이 있을 것이다.

적용 사고

다차원 노심동특성 해석방법론의 적용성은 위에서 설명한 것과 같이 제어봉 방출사고로부터 대두되었으나, 전체 사고 분류 체계에서 주증기관 파단사고, 단일 제어봉 낙하사고, 붕소 주입 등 노심에 비균질 또는 불균형 현상을 초래하는 반응도 관련 사고의 적용에도 역시 상당한 이점이 있는 것으로 알려져 있다. 현재는 다차원 노심동특성 해석방법론의 개발이 초기 진행 단계에 있고, 중요 현안이 제어봉 방출 사고시 핵연료 엔탈피 증가량이기 때문에, 주로 제어봉 방출 사고에 노력을 기울이고 있는 실정이지만, 차차 그 적용 범위가 넓어질 것으로 예상된다.

3. 불확실성 정량화

현재 대부분의 사고해석에서 보수적인 기법을 사용하고 있어 보수적인 입력 처리에 익숙해져 있다. 다차원 노심동특성 방법을 사용하는 최적해석 방법론 적용시에는 타당하게 검증된 입력자료 세트를 설정하는 것과 재장전노심의 안전성 평가시 각 변수의 보수성 평가 방법 정립이 가장 큰 문제로 대두되고 있다. BOC와 EOC 그리고 HZP와 HFP에 걸친 수많은 균정수 (Cross Sections) 세트, 운전조건에 따른 노심의 구성 변화, 노심 모델링, 사고 고유의 사건추이 등 점동특성 모델과는 비교할 수 없는 많은 입력자료 세트를 설정할 수 있다. 따라서 각 사고와 노심 장전 패턴에 따라 이에 대한 평가를 모두 수행하는 것은 불가능하며, 이와 같은 방법으로 안전성 평가를 위한 사고해석을 수행하기는 어려울 것이다.

불확실도 평가와 민감도 분석은 위와 같이 최적해석 모델에 의한 복잡한 변화를 단순화시켜 주는 하나의 과정이라 할 수 있다. 여러 나라에서 다차원 노심동특성 및 계통 열수력 통합코드 개발이 완료되었으며, 현재는 코드 불확실도 평가에 많은 노력을 기울이고 있다 [6].

불확실도 평가 (Uncertainty Analysis)

최적해석 모델이 사고해석에 사용될 때 불확실도 평가가 반드시 요구된다. 위에서 설명한 것과 같이 사고해석을 위한 다차원 노심동특성 모델은 단순화 및 근사화로 인해 상당히 많은 불확실성을 내포하고 있다. 다차원 노심동특성 모델의 사고해석의 영향은 노심 출력분포 및 온도분포 그리고 전체 출력 변화량의 고려로 초점이 모아진다. 따라서 불확실도 분석은 노심출력 및 온도분포 그리고 전체 출력의 변화량을 결정짓는 주요 변수가 사고해석 결과에 어떤 영향을 주는지 평가하는 것으로 귀결된다. 일반적으로 다차원 노심동특성 모델이 포함하고 있는 불확실성 요인을 요약하면 다음과 같다:

- 균정수 생산 핵설계 코드의 불확실도
- 계통 열수력 코드 불확실도

- 노심동특성 모델 불확실도
 - o 중성자 동특성 모델
 - o 중성자 균정수 모델
 - o 연소도 분류 모델
 - o Pin Power 계산 모델
 - o 열수력 모델 등

- 축방향 및 반경방향 Nodalization 등

축방향 및 반경방향 Nodalization에 의한 불확실도는 다양한 방법으로 민감도 분석을 수행함으로써 파악할 수 있다. 그러나 균정수 고려 방법과 같은 노심동특성 고유의 모델에 기인한 불확실도는 민감도 분석은 물론 보다 고차원의 중성자 물리 방법론과의 비교, 실증실험 결과와의 비교/검증 등을 통해 총체적인 불확실도가 정량화되어야 한다.

최적해석 방법론에 대한 불확실도 평가는 최적해석 방법론의 실제 사고해석 적용을 위한 최종적 수단이기 때문에, 다차원 노심동특성 해석 방법론 개발과 더불어 그의 불확실도 평가 방법론 개발에 상당히 많은 노력을 기울여야 한다. 실제 원전 설계에의 적용은 재장전 노심의 안전성 평가를 고려해야 하기 때문에 Routine하게 만들어진 입력자료 (Input Deck)를 바탕으로 최종결과를 얻는 단순화된 절차를 필요로 한다. 따라서 다차원 노심동특성과 같은 복잡한 모델은 입력자료 생산 방법 정립에 집중되도록 단순화시키는 과정이 필요하다. 이것은 불확실도와 민감도 분석으로 실행시킬 수 있다. 전 운전기간 동안 심하게 변하는 변수 또는 측정 자체가 불확실한 변수들 그리고 물리적 현상의 근사 모델 등은 다양한 민감도 분석을 통해 불확실도가 정량화되어야 하며, 민감도 분석으로 정량화가 어려운 변수들은 보수적인 방법으로 고려되어야 한다. 결국 사고 특성에 영향을 미치는 주요 원자로 노심 변수를 도출하고, 각각의 변수에 대해 보수성과 불확실성 두 측면에서 일관되고 합리적인 사건추이 경향을 파악해야 한다.

현재 기술로 개선이 어려운 방법론의 제약성은 결국 보수적인 방향으로 해결책을 모색할 수밖에 없다. 참고문헌 7은 주증기관 파단사고를 3차원 노심동특성 해석방법론과 계통열수력 코드를 연계시킨 RELAP5/PARCS [8]를 사용하여 분석한 결과를 보여주고 있다. 그러나 균정수가 제한된 온도 범위에서만 적용 가능한 선형론에 근거하여 고려되었기 때문에, 냉각재온도 변화가 심한 주증기관 파단 사고에서는 물리적으로 비합리적인 결과를 제시하였다. 이와 같이 불확실하고 한정된 방법론 도입은 결국 적용성에 있어서 불확실도 증가 또는 사용 제약성으로 나타나게 되는 예를 보여주고 있으며, 이 경우에는 이러한 문제점을 보상하기 위한 추가적인 불확실성이 정량화되어야 한다.

민감도 분석 (Parametric Analysis)

민감도 분석은 주로 사고에 영향을 미치는 주요 원자로 변수에 대한 거동을 분석함으로써 사고 경향을 파악하는데 목적이 있으며, 이 결과들은 각 원자로 변수가 사고해석에 있어서 보수적으로 고려되어야 할지 또는 불확실도에 포함시켜야 할지를 평가하게 된다. 특히 민감도 분석 (Parametric Analysis)은 고려되는 원자로변수의 보수성을 평가하는데 유용하다. 주요 원자로변수는 사고 종류에 따라 특성이 다를 수 있으나, 일반적인 인자로서 다음과 같이 분류할 수 있다:

- 연소도
- 출력
- 지발중성자분율
- 궤환반응도 계수
- 원자로 운전조건 등

사고에 따라 사고해석 허용기준이 여러 개 존재할 수 있다. 예를 들면, 제어봉 방출사고의 경

우에 EAB에서 방사선 선량 허용기준과 노심 내 핵연료 엔탈피 증가량의 두 허용기준이 설정되어 있다. 일반적으로 각 허용기준에 따라 민감도 분석을 별도로 수행하여 사고 추이를 파악해야 하기 때문에, 주요 원자로변수들은 충분한 분석과 검증을 거쳐 선정되어야 하고 다양한 분석을 통해 경향을 파악해야 한다.

참고문헌 9에서는 PARCS 코드 [10]를 사용하여 제어봉 방출 사고에 대하여 방출제어봉가, 지발중성자분율, 출력, 연소도, 방출제어봉 위치, 원자로정지, Gap Conductance, 핵연료 열전도, 핵연료봉 출력분포 등의 원자로변수에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 이들 변수에 대해서는 사고 추이 경향이 일관되게 분포하고 있어서, 사고해석을 고려할 때 타당성 및 보수성이 입증될 수 있는 예를 보여주고 있다.

사고해석 체계 정립

다차원 노심동특성 최적해석 코드의 불확실도와 주요 원자로변수에 대한 민감도 분석이 완료되면 사고해석 코드의 입력자료 (Input Deck)에 고려되는 각 변수들의 고려 방법이 결정되어, 원자로심의 한 주기 운전 내에서 변화되는 원자로변수 범위를 토대로 사고해석이 수행될 수 있다. 따라서 입력자료에 고려되는 각 원자로변수들의 타당성은 불확실도의 고려 또는 입력자료의 보수성으로 평가된다. 보수적으로 고려해야 할 변수들은 입력자료에 반영되고, 해석방법론의 불확실도 값은 최적 사고해석 결과에 산술적으로 추가 고려되어야 한다.

4. 결론

다차원 노심동특성 해석방법론을 사고해석에 적용하기 위한 연구가 활발히 수행 중에 있다. 사고해석에 다차원 노심동특성 해석방법론이 도입되면, 운전여유도 증가에 상당히 기여할 수 있을 것으로 기대된다. 본 연구에서는 다차원 노심동특성 해석방법론의 사고해석 적용에 있어서 고려되어야 할 사항들을 제시하였다. 다차원 노심동특성 해석방법론에 사용되는 불확실성 인자는 기존의 무차원 해석방법론과 비교하여 상당히 많이 존재하여, 이들 인자에 대한 불확실도 평가 및 민감도 분석이 뒤받침되어야 한다.

불확실도 평가와 민감도 분석은 최적해석에 있어서 반드시 요구되는 사항이다. 일반적으로 다차원 노심동특성 해석방법론은 계통열수력 코드와 통합하여 사용되기 때문에, 코드 자체의 불확실도 평가는 더욱 더 많은 노력이 수반되어야 한다. 또한 재장전 노심의 안전성평가 부담을 줄이기 위해서는 주요 원자로변수에 대한 사고추이의 경향이 정량화될 필요가 있다.

참고문헌

- [1] J. Papin, H. Rigat and J. P. Breton, *The Behavior of Irradiated Fuel Under RIA Transients: Interpretation of the CABRI Experiments*, CSNI Specialist Meetings on Transient Behavior of High Burnup Fuel, OECD/GD(96) 197, Proceeding of the CSNI Specialist Meeting, Cadarache, France, Sep. 1995.
- [2] T. Fuketa, *Outline of NSRR Pre-Irradiated Fuel Experiments*, 19th NSRR Technical Review Meeting, Tokyo, Japan, Nov. 1995.
- [3] V. Asmolov and L. Yegorova, *Development and Performance of a Research Program for the Analysis of High Burnup Fuel Rod Behavior under a RIA Condition in the IGR Pulse Reactor*, OECD/GD(96) 197, Proceeding of the CSNI Specialist Meeting, Cadarache,

France, Sep. 1995.

- [4] Ralph Meyer, *NRC Assessment of RIA Test Data*, ACRS Subcommittee Meeting, Apr. 24, 1998.
- [5] M. Edenius, et al., *CASMO-3, A Fuel Assembly Burnup Program, Methodology Version 4.4*, STUDEVIK/NFA-89/3, Rev. 1, Jan. 1991.
- [6] Agnes De Crecy, *Determination of the Uncertainties of the Constitutive Relationships of the CATHARE2 Code*, Salt Lake City, Utah, USA, Sep. 2001.
- [7] C. Yang, et al., *Coupled 3-D Reactor Kinetics and Thermal-Hydraulics Analysis for a SLB Accident of an Operating Nuclear Power Plant by using the RELAP5/PARCS Code, International Meeting on Mathematical Methods for Nuclear Applications*, Salt Lake City, Utah, USA, Sep. 2001.
- [8] D. A. Barber et al., *Final Completion Report for the Coupled RELAP5/PARCS*, PU/NE-98-31, Purdue University, 1998.
- [9] D. J. Diamond, et al., *Studies of the Rod Ejection Accident in a PWR*, Brookhaven National Laboratory, Jan. 2002.
- [10] 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.