

## 중소형 일체형원자로 개발

Development of Small and Medium Integral Reactor

## 중소형 일체형원자로 노심 설계개발

Design and Development of

Small and Medium Integral Reactor Core

연구기관

한국원자력연구소

과학기술처

이 페이지는

여백입니다

# 제 출 문

과학기술처장관 귀하

본 보고서를 “중소형 일체형원자로 개발” 과제의 세부과제 “중소형 일체형 원자로 노심설계개발”의 최종보고서로 제출합니다.

1997. 7. 20

연구수행기관명 : 한국원자력연구소

총괄연구책임자 : 장 문 희

주관연구책임자 : 지 성 균

연 구 원 : 이 정 찬, 송 재 승

조 병 오, 김 교 윤

김 상 지, 박 상 윤

김 하 용, 이 기 복

이 창 호, 전 태 현

오 동 석, 인 왕 기

김 형 규, 이 찬 복

강 홍 석, 송 기 남

책임 감수 위원 : 서 인 석

감 수 위 원 : 장 중 화

## 중소형 일체형원자로 개발 과제 구성표

세부과제명	연구책임자	연구기간
1. 중소형 일체형원자로 안전성 분석	송진호	
2. 중소형 일체형원자로 노심설계개발	지성균	8.67개월
3. 중소형 일체형원자로 계통설계개발	이두정	('96.11.01~
4. 중소형 일체형원자로 기계구조설계개발	박근배	97.07.20)
5. 중소형 일체형원자로 MMIS 설계개발	구인수	

본 보고서는 “중소형 일체형원자로 개발”의 “중소형 일체형원자로 노심설계 개발” 최종보고서 임.

# 요약문

## I. 제 목

중소형 일체형원자로 노심 설계개발

## II. 연구 개발의 목적 및 필요성

최근 주목 받고 있는 중소형 일체형 원자로는 원자력의 非發電 즉, 淡水化, 熱併合, 대형 컨테이너선의 동력원 등으로의 활용을 목적으로 하고 있다. 이러한 비발전 목적에의 원자력 활용은 기술적 측면에서 被動 및 固有 安全 개념의 적극적 도입과 경제성 향상을 위한 超長週期 운전, 설비의 단순화 및 안전성 제고와 연계된 無硼酸 운전과 관련 노심 제어 기술 등 기존 대용량 발전로에서는 다루기 힘든 여러 가지 신기술의 복합적 수용을 요구하고 있다. 이와 같은 기술적 특이점을 좀 더 자세히 살펴 보면, 중소형 일체형 원자로의 개념으로 피동 및 고유 안전성을 가지도록 노심 열출력 여유도를 증대, 같은 출력의 현존 경수로에 비해 더 많은 핵연료 집합체를 장전하는 低 노심 출력 밀도의 채택, 경제성 제고를 위한 3년 이상의 초장주기 운전, 또한 계통 설비의 단순화 및 모듈화를 위하여 액체 폐기물을 양산하는 붕소를 노심의 반응도 제어에 사용하지 않게 함으로써 可燃性 흡수체와 제어봉만으로 반응도를 제어하는 무붕산 운전 방식의 채택을 검토하고 있다. 이들중 무붕산 운전은 노심의 구성, 반응도 제어 등 주요 제원을 기존의 대용량 발전로와는 크게 다르게 하는 요인이 되며 노심 안전성 측면에서도 많은 변화를 초래한다.

본 연구의 목적은 330 MWt급 중소형 일체형 원자로(SMART)의 노심 개념 개발을 위하여 노심 설계에 필요한 설계 기준을 예비 설정하고 노심 예비 개념 설계를 수행하며, 노심 설계/해석에 필요한 노심 고유 기술을 개발하는

것이다. 이를 위하여 우선 기존 대형 상용로에서 적용되고 있는 노심 설계 기준을 참조하여 예비 설계 기준을 설정하고 초장주기, 무봉산 운전을 구현하기 위한 SMART 원자로의 노심 예비 개념을 개발하며, 노심의 설계/해석에 적합한 노심 해석 코드 체계를 구축하고자 한다. 이와 같은 기술 연구를 통해 개발되고 입증된 기술은 기존의 노심 및 핵연료 설계 기술을 고도화하고 다변화할 수 있게 하여 우리 나라가 원자력 선진국과 대등한 수준으로 기술 경쟁력을 갖게 할 것이다.

### III. 연구 개발의 내용 및 범위

본 과제에 대한 연구는 일체형 원자로의 전반적인 노심 설계/해석에 필요한 분야별로 세분하여 수행하였으며, 각 분야별 연구 개발의 내용 및 범위는 다음과 같다.

#### 1. 노심 핵설계

열출력 330MW(전기 출력 100 MW)급 중소형 일체형 원자로(SMART)의 노심 핵설계 기준 및 요건을 예비 설정하고 용량에 부합되는 노심 및 핵연료 기본 설계 사양을 예비 선정한다. 이러한 기준 및 요건은 초장주기, 무봉산 운전에 필요한 제반 제한 조건과 목표를 포함한다. 초장주기, 무봉산 노심을 위한 예비 개념 설계 및 분석을 수행하며 동 노심에 대한 핵적 안전성을 검토하고 반응도 제어에 필요한 제어봉가 확보 여부를 확인한다. 또한 타 설계 연계 분야에 필요한 입력 자료 생산을 위한 연계 자료 생산 체계를 구축한다.

#### 2. 노심 열수력 설계

SMART의 노심 열수력 설계 요건을 예비 선정하고 노심 열수력 기본자료를 생산한다. 노심 한계 DNBR설정을 위한 열 유속 상관식을 검토하며 노심 열수력 설계 코드체계를 구축한다.

### 3. 노심 보호/감시 계통 설계 및 노심 안전성 분석

SMART에 적용될 노심 보호/감시 계통을 선정하기 위하여 국내 가압 경수로형 원전에 적용하고 있는 노심 보호/감시 계통을 비교, 검토한다. 또한, 노내형 및 노외형 핵계측기를 비롯한 여러 종류의 계측기 특성을 분석하고, 요건을 검토한다.

중소형 일체형 원자로인 SMART는 특성상 기존 대형 가압 경수로와 여러 가지 계통이 판이하게 다르므로, 노심 안전성 분석 방법 및 절차 역시 다르다. 따라서, SMART 노심의 안전성 분석 절차를 확립하기 위한 토대로 삼기 위하여 안전성 분석의 일반적인 고려 사항을 살펴 보고, 몇 가지 설계 기준 사고에 대하여는 한국 표준형 원전인 영광 5/6호기에 사용한 ABB-CE사의 안전성 분석 방법을 검토한다.

### 4. 노심 차폐 설계

SMART의 노심 차폐 설계와 관련하여 방사선 방호 요건을 예비 선정하고 노심 차폐 설계/해석을 위한 방법론 및 전산코드체계를 구축한다. SMART 노심의 放射線源項 계산에 사용될 전산 코드 체계의 기본 모델을 수립한다.

### 5. 핵연료 집합체 기계 설계

상용로와 같이 출력 운전 중 함께 가동되는 화학 및 체적 제어 계통이 없는 일체형 원자로 SMART의 핵연료는 한번 손상되면 압력 용기 내의 모든 계통이 오염되어 복구하기 어렵기 때문에 가능한 손상이 극소화되도록 상용 대형 원자로용 핵연료보다 엄격한 설계 기준을 적용하여 개발하여야 한다. 본 연구에서는 세계 각국의 중소형 일체형 원자로용 핵연료의 개발 현황을 살펴 보고, 국산 KOFA 핵연료를 근간으로 하는 SMART용 핵연료의 개발 방향을 검토한다.

## 6. 핵연료봉 설계

중소형 일체형 원자로용 핵연료 현황을 살펴 보고, 초장주기 운전을 목표로 하는 SMART 핵연료로 17x17 KOFA 핵연료의 설계를 기본으로 사용하는 경우 핵연료봉, 소결체, 피복관, 손상 핵연료의 거동 등에 대하여 평가한다. 또한, Dysprosium Titanate를 중성자 흡수봉으로 사용하는 경우 방사선 照射 안정성, 내부식성, 열 생성량 등에 대하여 Ag-In-Cd 제어봉과 비교 평가한다.

## 7. 노심 설계 기술 개발

초장주기, 무봉산 운전 요건에 따라 SMART에는 기존 가압 경수로와는 달리 노심 잉여 반응도 제어를 위하여 다양한 가연성 흡수체 및 제어봉의 복합적 사용이 불가피하다. 또한 봉산을 사용하지 않음으로써 주기 운전 중 제어봉 삽입이 필수적이며 제어봉의 장기간 삽입으로 말미암은 제어봉 연소를 고려해야 한다. SMART의 노심 핵설계/해석 코드체계의 개발은 위와 같은 노심 특이 사항을 정확히 모사 가능하도록 이미 개발된 고유 노심 핵해석 코드(MASTER- $\alpha$ )를 개선하고 균정수 생산 체계와 연계 코드를 개발하여 SMART의 노심 설계/해석을 위한 일관된 고유 노심 설계/해석 코드 체계를 구축한다.

# IV. 연구 개발 결과 및 활용에 대한 건의

## 1. 노심 핵설계

열 출력 330 MW급 일체형 원자로인 SMART의 핵설계 기준으로 무봉산 노심, 핵연료 농축도 5 wt.% 이내, “음”의 감속재 온도 계수, 정지 여유도 1 % $\Delta\rho$  이상, 재장전시 유효 임계도 0.95 이하 등을 선정하였으며, 기준 노심을 구성하고 평가하였다. 또한, Loizzo 점증 계산 등을 통하여 CASMO-3/MASTER 전산 코드 체계를 SMART 노심 계산에 적용할 수 있음

을 보였다.

현 단계에서 SMART용 핵연료의 기본으로 선정된 17x17 KOFA의 제원을 기초로, 유효 노심 높이 200 cm에 대한 핵 특성 평가를 수행하였다. 최대 핵연료 농축도는 4.95 wt.%를 사용하였으며, 가돌리니아봉의 핵연료 농축도는 1.8 wt.%를 사용하였다.

무봉산 운전 방식을 채택하면서 초장주기 운전을 목표로 하므로, 노심의 잉여 반응도 제어는 제어봉과 가연성 흡수체에 의존하여야 한다. 제어봉은 원자로 정지나 단기간의 반응도 변화를 담당하나, 장기간에 걸친 반응도 변화는 주로 가연성 흡수체가 제어하여야 한다. 따라서, SMART 노심에 적합한 가연성 흡수체를 선정하기 위하여 Gadolinia, Erbia 및 붕소를 이용한 IFBA, WABA, Pyrex 등의 연소 특성을 연구하고, 주 가연성 흡수체로 농축 B<sup>10</sup>을 사용하는 방안을 채택하였다.

SMART에 대하여 4 가지 노심 장전 모형을 대상으로 무봉산 노심 구성의 가능성을 상온 정지시 미임계도 관점에서 살펴보았다. 25개 제어봉을 사용한 경우, 주기 초 상온 정지시 유효 임계도가 1.043으로 미임계에 도달하지 못하였다. 29개의 제어봉을 사용하는 경우, 상용로와 같은 B<sub>4</sub>C 소결체의 크기로는 상온 정지를 위한 충분한 제어봉가 확보가 어려우나, B<sub>4</sub>C 소결체의 직경을 조절 제어봉인 Ag-In-Cd과 같은 크기로 하여 상온 정지가 가능함을 보였다. 33개의 제어봉을 사용한 경우 상용로와 같은 B<sub>4</sub>C 소결체의 크기로 무봉산 노심의 구성은 가능하였다.

57개 핵연료 집합체를 이용하여 획득 가능한 주기 길이는 약 1,000~1,100 EFPD이었으며, 12개의 집합체를 더 사용할 경우, 주기 길이는 1,310 EFPD로 증가하는 것으로 나타났다.

무봉산 노심의 특성상 노심의 안전성에 중요한 MTC나 DTC는 57개 집합체 노심이나 69개 집합체 노심 모두 상온 영출력부터 고온 전 출력까지 주기 초

에 항상 “음”의 값을 갖는 것을 보였다.

출력 침투 계수  $F_q$ 에 대하여 예상 한계치를 3.71로 제안하고, 이를 만족하고 있음을 보였다. 그러나, 가연성 흡수체의 축방향 영역화를 통하여 축방향 출력 분포를 개선하면 침투 계수도 더욱 개선될 것이다.

향후 연구 과제로는 주기 길이를 최대화할 수 있도록, 장전 모형의 최적화를 이루어야 하며, 제어봉 삽입 운전 및 “음”의 감속재 온도 계수에 따른 축방향 출력 분포를 개선하기 위한 가연성 흡수체의 축방향 영역화 등이 있다. 또한, 현재  $B_4C$  소결체의 밀도는  $1.77 \text{ g/cm}^3$ 을 사용하였으나,  $2 \text{ g/cm}^3$ 으로 증가시키는 방법도 있으므로, 추후 적절한 크기와 밀도를 결정하기 위한 연구가 필요하다.

## 2. 노심 열수력 설계

SMART에 대하여 열수력 설계와 관련된 노심 운전 조건, 핵연료 집합체 및 설계 요구 조건을 검토하였다. 기본 노심 열수력 인자들을 생산하고 기준 발전소인 고리 3/4호기와 비교하였다. 최대 線出力 생성비는 기준 발전소와 비슷하나 유속은 기준 발전소의 1/3이었다. 정상 상태에서 각 축방향 출력 분포에 대한 DNBR 계산을 PUMA코드를 이용하여 수행하였다. 핵연료 연소 시기에 따른 DNBR 변화 경향과 최소 DNBR은 참고 발전소의 값과 유사하다. 그러나 최소 DNBR 1.52는 참고 발전소의 값 2.04보다 작았다. 이는 유량이 기준 발전소에 비해 작기 때문이다. 정상 상태시 핵연료 집합체 압력 손실을 DIWAN 코드를 이용하여 계산하였다. 핵연료 집합체의 압력 손실은 0.0947 bar로 기준 발전소의 7 %이다. 이는 핵연료 집합체의 길이가 짧아지고 유량이 감소하였기 때문이다. 限界 DNBR, 열적 여유도, 압력 손실 성능 및 열 혼합 성능을 평가하기 위한 기준 자료로 사용하기 위해 열수력 시험 자료를 구축하였다. 이 자료는 임계 열속, 압력 손실 및 열 혼합 시험 자료를 포함한다.

### 3. 노심 보호/감시 계통 설계 및 노심 안전성 분석

기존 원자력 발전소에 적용한 노심 보호/감시 계통(DNBR과 선출력 밀도 관련)의 현황을 간략히 살펴 보았으며 SMART용 노심 보호/감시 계통의 설계 기준 및 계통 요건을 검토해 보았다. 기존 가압 경수로와는 달리 SMART는 정상 운전 시에도 많은 제어봉이 노심 내에 삽입되는 경우가 있으므로 SMART의 노심 보호/감시 계통으로는 실시간(On-line) 디지털 방식이 적절할 것으로 판단된다. 지금까지 상용화된 대표적인 실시간 디지털 방식의 노심 보호/감시 계통은 ABB-CE社가 개발한 COLSS와 CPCS이다. 따라서 COLSS/ CPCS를 기본으로 한 SMART의 노심 보호/감시 계통 개념을 검토하였다. 이를 위해 먼저 DNBR과 선출력 밀도를 포함한 설계 제한 인자를 설정하고 설계 기준 사고를 선정해야 한다. 또한 SMART는 기존 분리형 가압 경수로와 계통 구조가 상이하므로 계측기 사양(종류, 위치, 개수)의 결정이 필요하며 특히 핵계측기 종류의 선정이 우선되어야 한다. 제어봉의 움직임도 빈번할 것으로 예상되므로 誤信號에 의한 불필요한 정보 또는 원자로 정지를 방지하기 위해 제어봉 위치 신호의 다중화 방안도 필수적이다. 설계 기준이 설정되고 계통 요건이 정립되면 SMART의 노심 보호/감시 기능 설계를 실시한다. 기능 설계가 완료되면 필요 전산 코드를 개발하고 예비 Database를 생산하여 최종적으로 불확실도와 운전 여유도를 평가할 예정이다.

일체형 원자로인 SMART는 그 설계 특성상 여러 가지 계통이 기존의 가압 경수로와는 판이하게 다르다. SMART는 무봉산 운전을 목표로 하기 때문에 On-line으로 가동되는 가압 경수로의 화학 및 체적 제어 계통(CVCS) 및 관련 계통이 없다. 또한 노심과 가압기, 증기 발생기와 같은 주요 부품이 원자로 압력 용기 안에 있는 일체형으로 사건이 발생할 확률이 적고, 사건이 발생하더라도 나쁜 방향으로 전파되는 것을 완화시키도록 개념 개발이 진행중에 있다. 따라서 노심 안전성 분석 방법과 절차가 기존의 가압 경수로와는 다르게 된다. 현 단계에서는 SMART의 노심과 계통의 개념 설계가 진행 중이므로

노심 안전성 분석의 일반적인 고려 사항으로 여러 가지 설계 및 운전 허용 제한치를 검토하였다. 또한 SMART의 노심 안전성 분석 방법과 절차를 개발하고 확립하고자 제어봉 집합체 인출 사고와 제어봉 집합체 이탈 사고에 대하여 영광 5/6호기에서 사용된 ABB-CE社의 안전성 분석 방법을 살펴봄으로써 그 적용 가능성을 검토하고, 사고 해석을 위한 전산 프로그램의 기능 및 입력 자료를 기술하였다.

#### 4. 노심 차폐 설계

ICRP 60의 권고를 포함하는 규제치들을 검토하여 SMART의 방사선 차폐 설계를 위한 방사선 방호 기준을 설정하였다. 방사선 작업자의 피폭 선량 한도 및 집단 피폭 선량 한도는 각각 20 mSv/h 및 1 man-Sv/y로 설정되었다. 방사선 차폐 해석을 위한 설계 목표는 이런 한도에 근거하여 결정될 것이다. 방사선 차폐 해석용 방법론 및 전산 코드를 검토하여 방사선 차폐 설계의 계산 흐름도를 정립하였다. 또한, 몬테칼로 모사에 의한 SMART의 압력 용기에서의 속 중성자 조사량을 평가하기 위한 새로운 방법을 제안하였다. MCNP4A 코드에 의한 몬테칼로 모사는 원자로 노심을 포함한 압력 용기 내부의 전체 구조물에 대하여 적용된다. 본 연구 단계에서는 SMART 노심의 출력 분포를 생산하기 위한 1단계 계산을 수행하였다. 1단계 계산의 결과인 선원항 파일이 SMART의 압력 용기에서의 속 중성자속의 평가를 위한 2단계 계산에 이용될 것이다.

#### 5. 핵연료 집합체 기계 설계

일체형 원자로용 핵연료의 세계적인 개발 현황과 17×17 KOFA 연료를 근간으로 하는 SMART 핵연료 개발 방향에 대하여 논의하였다. SMART의 경우 설비 단순화를 위하여 운전중 동작하는 냉각수 정화 계통의 설치가 생략되는 계통 개념이 검토중이다. 이에 따라, 냉각재내의 방사능 준위의 주요 요인인 노심내 Co<sup>60</sup>의 양을 줄이기 위하여, 그리고 일체형 원

자로의 독특한 설계 개념 즉, 노심 상단부로부터의 노내 계측기 설치등을 수용하기 위하여 KOFA 연료의 상단 고정체, 하단 고정체 및 지지 격자는 개량 및 설계 변경이 필요한 것으로 판명되었다.

## 6. 핵연료봉 설계

핵연료봉의 최적 설계를 위해서는 핵연료 출력, 농축도, 연소도, 핵연료 재장전 주기 및 냉각재의 종류와 온도 등의 원자로 운전 조건을 고려하여야 한다. 현재 세계에서 운전 중이거나 개발 중인 중소형 원자로의 핵연료를 분석한 결과, 대부분의 수냉 원자로의 핵연료는 지르코늄 합금을 피복관으로 한 이산화우라늄을 핵연료봉으로 사용하고 있다. SMART의 핵연료봉은 이산화우라늄 소결체와 Zircaloy-4 피복관으로 구성된 원통형 핵연료로써, 기본 설계는 950 MWe 가압 경수로용 17x17 KOFA 핵연료와 동일하다. 따라서 SMART 핵연료봉의 일반적인 노내 성능은 가압 경수로에서 축적된 충분한 연소 경험과 Database에 근거하여 이미 검증되었다고 할 수 있다.

본 연구에서는 핵연료봉 최적 플레넘 길이를 핵연료 소결체 적층 길이를 고려하여 재평가하였으며, 또한 SMART 핵연료봉의 연소 조건이 가압 경수로보다 나쁘지 않을 것으로 예상되기 때문에 노내 연소 중 큰 문제점이 발생하지 않을 것으로 판명되었다. 다만, 다음의 사항에 대해서는 추가적인 분석이 필요하다. SMART 원자로의 1차 계통 냉각수의 수화학은 기존 가압 경수로와 조금 다르다. 따라서 이것이 핵연료 성능에 주는 영향에 대한 평가와 검증이 필요하다. 그리고 SMART의 핵연료 교체 주기는 기존 상용 가압 경수로의 12~24 개월보다 상당히 늘어난 3년 이상이 될 것으로 전망된다. 따라서, 긴 핵연료 교체 주기로 인해 손상된 핵연료가 2차 수소화로 인해 손상이 악화되는 것에 주는 영향 평가가 필요하다.

## 7. 노심 설계 기술 개발

SMART 노심 핵설계 및 해석에 적용한 CASMO-3/MASTER

코드 체계의 정확도는 각종 정상 상태 및 과도 상태의 표준 모델 계산과 영광 1호기, 영광 3/4호기 및 미국 Palo Verde 1호기 등 총 14주기에 달하는 노물리 시험 및 운전 중 얻어진 실측 자료와의 비교를 통해 불확실도를 평가함으로써 검증하였다. 또한, 정확도를 더욱 향상시키기 위하여 노달 해석함수 전개법을 MASTER 코드에 도입하여 정확도를 평가하였으며, 핵설계시 사고 해석을 위한 극한 상태의 조건을 필요로 하는 경우를 대비하여 축방향 출력 분포 초기화 기능을 개발하였다.

# SUMMARY

## I. Project Title

Design and Development of Small and Medium Integral Reactor Core

## II. Objectives and Necessity of the Study

Recently, small and medium size integral reactors have achieved remarkable attention in the heat applications rather than the electrical generations. Heat applications include desalination, heat energy for various industries, and power sources for large container ships. Such a range of possible applications requires extensive use of inherent safety features and passive safety systems. It also requires ultra-longer cycle operations for better plant economy. Innovative and evolutionary designs such as boron-free operations and related reactor control methods that are necessary for simple reactor system design are demanded for the small and medium reactor(SMR) design, which are harder for engineers to implement in the current large size nuclear power plants.

In order to secure passive and inherent safety, thermal margin of the reactor core is significantly increased. Thermal margin can be increased by loading more fuels and reducing thermal power density than the present PWR's of the same thermal power. Moreover, soluble boron that produces much liquid waste is not going to be used for reactivity control specially in the integral type reactors for enhanced reactor safety, and for simplified and modularized reactor systems. Instead, control rods and burnable absorber rods shall control the excess reactivity. Therefore, there are many technically different aspects from large commercial PWR's that use soluble boron. These aspects include core

configurations, reactivity control methods and reactor safety.

The goals of this study are to establish preliminary design criteria, to perform the preliminary conceptual design and to develop core specific technology for the core design and analysis for System-integrated Modular Advanced Reactor (SMART) of 330 MWth power. Based on the design criteria of the commercial PWR's, preliminary design criteria will be set up. Preliminary core design concept is going to be developed for the ultra-longer cycle and boron-free operation and core analysis code system is constructed for SMART. Such technology developed and verified through this study will contribute to make our current core and fuel design technology become multilateral and extend to a higher degree, and will make us competitive with the developed countries in nuclear technology.

### **III. Contents and Scope of the Study**

To achieve the above objectives, the core design and analysis study is performed by several detailed branches. The contents and scope of the detailed branches are described hereafter.

#### **1. Nuclear Core Design and Analysis**

Preliminary nuclear core design criteria and requirements are established for the 330 MWth integral reactor SMART, and preliminary sketch of the reactor core and basic fuel design specification are chosen. Such design criteria and requirements include various limiting conditions and targets necessary for the ultra-longer cycle length and boron-free operation. Preliminary conceptual design and analyses are carried out for the proposed core. Nuclear safety is reviewed and sufficiency of the control rod worth necessary for the reactivity

control is investigated. Design interface data generation system is newly constructed for the analysis input of the other design branches.

## 2. Core Thermal and Hydraulic Design

Preliminary thermal and hydraulic core design criteria and requirements are established for SMART, and preliminary basic thermal and hydraulic data are produced. Critical heat flux correlations are reviewed to establish the limiting DNBR. Core thermal and hydraulic design code system is set up.

## 3. Core Protection and Monitoring System Design and Safety Analysis

The current status of core protection and monitoring systems used in domestic PWR's are briefly examined to determine a suitable system for SMART. Also, characteristics and requirements of various detectors including incore and excore detectors are reviewed.

The systems of SMART are much different from those of the existing PWR's by nature. Therefore, safety analysis methods and procedures should be different from those of commercial PWR's. In order to establish safety analysis procedures of SMART reactor, general considerations and ABB-CE methodology for safety analysis adopted for the Korean Standard PWR's, Yonggwang Unit 5 and 6 are reviewed for some design basis events.

## 4. Radiation Shielding and Protection Design

Preliminary requirements of radiation shielding and protection of SMART is reviewed. Computer code system as well as design and analysis methodology are set up. In order to generate radiation source term of the SMART core, base computational model is constructed.

## 5. Fuel Assembly Mechanical Design

Fuel assemblies for SMART must satisfy the stricter criteria than those for the commercial large scale PWR's because on-line chemical control system is not equipped in SMART to decontaminate the every system and component in the pressure vessel if fuel failure occurs. In this study, worldwide development status of the nuclear fuel for small and medium integral reactors is reviewed and development direction is addressed of the SMART fuel based for KOFA.

## 6. Fuel Rod Design

The worldwide fuel rod design of the small and medium integral reactors is surveyed. Behaviors of the fuel rods, pellets, claddings and failed fuels are examined for the SMART fuels that is based on 17x17 KOFA. Moreover, dysprosium titanate control rod absorber is compared with Ag-In-Cd control rod absorber with respect to the corrosion resistance, heat generation rate and irradiation stability.

## 7. Core Design Methodology Development

Requirements of SMART include ultra-longer cycle and boron-free operation, which differ from those of present PWR's. Therefore, various burnable absorbers and control rods are used to control the excess reactivity. Because rodged operation is necessary without soluble boron, control rod depletion must be considered in core analysis. Development of nuclear design and analysis code system for SMART reactor includes; (a) improvement of core analysis code MASTER- $\alpha$  that is originally developed by KAERI, (b) development of a link system between group cross section generation code system and MASTER- $\alpha$ , resulting in consistent core design and analysis code

system for SMART.

## IV. Results and Proposal of Applications

### 1. Nuclear Core Design and Analysis

SMART is an integral type pressurized water reactor of which the thermal power is 330 MW. The nuclear design bases of SMART are selected for boron free operation. Such bases include cold shutdown, negative moderator temperature coefficient, shutdown margin of  $1\% \Delta \rho$  with most reactive control rod stuck at the fully withdrawn position,  $K_{eff}$  not greater than 0.95 when refueling. These bases are evaluated for the 4 different loading patterns. Moreover, CASMO-3/MASTER code system is verified through Loizzo test and demonstrated that this code system can be used for SMART core analysis.

The SMART core consists of 17x17 KOFA based fuel assemblies. The active height is 200 cm. The fuel rod contains  $UO_2$  pellets with maximum enrichment of 4.95 %.  $U^{235}$  enrichment of gadolinia bearing fuel rods is 1.8 %.

Burnup characteristics of various burnable absorbers are studied for the SMART core. Since boron-free operation strategy is considered, core excess reactivity required for the ultra-longer cycle operation should be controlled mainly by burnable absorbers. Control rods will be responsible for the reactor shutdown and short-term reactivity changes. Burnable absorbers studied for SMART include gadolinia rods, erbia rods, IFBA, WABA and Pyrex. The study shows that boron shim rods with enriched  $B^{10}$  are most appropriate for the long-term reactivity control of SMART.

4 different loading patterns are studied for SMART, and evaluated whether cold shutdown is possible without soluble absorber. With 25 control element

drive mechanisms(CEDM),  $K_{\text{eff}}$  becomes 1.043 at cold shutdown condition. For the 29-CEDM core, cold shutdown is achieved with increased  $B_4C$  pellet size. For the 33-CEDM core, cold shutdown is possible with normal  $B_4C$  pellet size.

The cycle length of SMART ranges from 1,000 to 1,100 effective full power days(EFPD) with 57 fuel assemblies in the core, and about 1,310 EFPD with 12 more fuel assemblies.

Moderator and fuel temperature coefficient are all negative. Especially, moderator temperature coefficient is very strongly negative from the beginning of the cycle. It is also negative at room temperature. This is a characteristic of the boron-free PWR core.

Limit value of power peaking factor  $F_q$  is suggested as 3.71, and shows that all loading patterns can satisfy the peaking factor limit. However, axial zoning of the burnable poison rods will result in improved axial power shapes, and consequently peaking factors will be reduced.

For the future works, loading pattern optimization is required to maximize cycle length. In order to improve skewed axial power shapes due to rodded operation and very negative moderator temperature coefficient, axial zoning of the burnable absorber must be worked. Proper size and density of the  $B_4C$  pellet in the shutdown rods should be determined to ensure cold shutdown as well as shutdown rod integrity.

## 2. Core Thermal and Hydraulic Design

The core, fuel assembly and design functional requirement related to thermal hydraulic design are reviewed.

The basic core thermal hydraulic parameters are generated and compared with

the reference plant of Kori 3&4. Kori 3&4 is selected since similar 17x17 KOFA fuel is loaded. The maximum linear heat generation rate is similar with the reference plant and the mass flux is about one third of reference plant. The DNBR calculation is performed by using the PUMA code with the various axial power shapes. The DNBR trend with the variation of core life cycle and MDNBR are similar with those of Kore 3&4. However, the MDNBR of 1.52 is lower than 2.04 of the reference plant due to the lower mass flux.

The fuel assembly pressure loss is calculated with the DIWAN code. The fuel assembly pressure loss of 0.0947 is 7% of reference plant due to the lower mass flux and shortened assembly length.

The thermal hydraulic test database is established as a reference data for evaluation of limit DNBR, thermal margin, pressure performance and thermal mixing. It includes the CHF, pressure drop and mixing test data.

### 3. Core Protection and Monitoring System Design and Safety Analysis

The current status of core protection and monitoring systems for nuclear power plant was briefly examined, and the design bases and the system requirements for SMART core protection and monitoring systems were reviewed. Unlike the commercial PWR, SMART is expected to operate with heavily inserted control element assemblies(CEA). Hence, the on-line digital core protection and monitoring systems are judged to be appropriate for SMART. Since COLSS(Core Operating Limit Supervisory System) and CPCS(Core Protection Calculator Systems) developed by ABB-CE are currently the most state-of-art for the on-line digital core protection and monitoring systems, they are the references for the concept of SMART core protection and monitoring systems. The limiting parameters(including DNBR and LPD) and the design basis

events should be determined at the early design stage. Since the SMART NSSS is significantly different from that of the commercial PWR, it is necessary to determine the specifications of various detectors, i.e., type, location and number of detectors. Particularly, the selection of neutron detector is required *a priori*. It is also necessary to make the CEA position signals multiple for avoiding an unnecessary alarm or trip due to false signals. Once the design bases and the system requirements are established, the functional designs are performed. The computer codes will then be developed to generate a preliminary databases and to evaluate the overall uncertainties and the thermal margins.

Unlike the existing PWR's, there are no on-line CVCS and related systems in SMART due to boron free operation. Also the main components such as reactor, pressurizer and steam generator are contained in the reactor vessel which could minimize the occurrence and propagation of initiating events which could lead to severe consequences and degradation of safety system functions. Thus the method and procedure of safety analysis for SMART should be different from those for the existing PWR's. The conceptual design of core and systems in progress, the common items related to safety analysis such as design criteria and acceptable limits are discussed in this step. In this study, the ABB-CE safety analysis methods used in Yonggwang 5/6 units for the uncontrolled CEA withdrawal accident at power and CEA ejection accident are reviewed and summarized to develop and establish the safety analysis methods and procedures to be applied for SMART safety analysis.

#### 4. Radiation Shielding and Protection Design

The regulation values including recommendation values of ICRP 60 were reviewed to establish the basis of radiation protection for radiation shielding design of SMART reactor. The occupational radiation exposure dose

limit and the collective exposure dose limit were established as 20 mSv/yr and 1 man-Sv/yr, respectively. The design target for radiation shielding analysis will be determined based on the limits. The methodologies and computer codes for radiation shielding analysis were reviewed to establish the flow diagram of radiation shielding design. A new approach was proposed to estimate the fast neutron fluence at the pressure vessel using Monte Carlo simulation. Monte Carlo simulation by MCNP4A code is applied to the total reactor structures including reactor core and other structures inside reactor pressure vessel. In this study, the first step was carried out, which is to generate the power distribution in the SMART core. The source term file resulted from MCNP4A calculation for SMART core will be used for the second calculation to estimate the fast neutron fluence at the pressure vessel of SMART.

#### 5. Fuel Assembly Mechanical Design

Worldwide development status of the nuclear fuels for small and medium-sized integral reactors has been investigated. In addition, utilization of 17x17 KOFA technology for SMART has been discussed. It is concluded that design of some parts such as upper end fitting, lower end fitting and spacer grids should be modified in order to accommodate the unique features of SMART and/or to reduce contents of Co<sup>60</sup>.

#### 6. Fuel Rod Design

For the optimum fuel rod design, operation conditions of the reactor and the core such as fuel power, enrichment, burnup, refueling frequency, and type and temperature of the coolant, etc. should be considered. Survey on the fuels of the small and medium reactors in the world showed that majority of the water cooled reactors used the UO<sub>2</sub> fuel with zirconium alloy cladding. Fuel

rod in the SMART reactor is a cylindrical rod with UO<sub>2</sub> pellets clad with Zircaloy-4. Its design is based upon the 17 x 17 KOFA fuel for 950 MWe PWR. Therefore, it can be said that general performance of the SMART fuel rod has been already verified through the sufficient experience and data bases of the fuel rods of same design in the commercial PWR's. Since the operation conditions of SMART fuel rods may not be more severe than those of PWR, it is not expected any significant problem in the performance of SMART fuel rods. However, the followings need further attention. Water chemistry of SMART reactor primary coolant is slightly different from that of PWR's. Therefore, its effect upon the fuel performance need to be evaluated and verified. Refueling frequency of SMART reactor is 54 month while that of PWR is 12 to 24 months. Therefore, the effect of the long refueling interval upon the degradation of the leaking fuel by secondary hydriding need to be evaluated.

## 7. Core Design Methodology Development

The uncertainty of the CASMO-3/MASTER nuclear design system which is used for the design and analysis of the medium size reactor has been evaluated by the systematic analysis based on the steady state and transient benchmark calculations along with the 14 cycles of plant measurements and physics test data obtained from Yonggwang Unit 1, 3, 4 and Palo Verde Unit 1.

The Analytic Function Expansion Nodal Method (AFEN) has been implemented in the MASTER code in order to improve further its accuracy, and an axial shape matching function has also been included for the severe accident analysis requiring an extremely skewed axial power shape.

# Table of Contents

Presentation .....	1
Project Organization Chart .....	2
Summary (in Korean) .....	3
Summary (in English) .....	13
Table of Contents (in English) .....	23
Table of Contents (in Korean) .....	27
List of Tables (in Korean) .....	31
List of Figures (in Korean) .....	33
Chapter 1 Introduction .....	37
Section 1 Background .....	37
Section 2 Objectives and Subjects of the Study .....	39
Chapter 2 Development Status of Small and Medium Integral Reactors .....	43
Section 1 Introduction .....	43
Section 2 Development Status Abroad .....	44
1. Development Status by Supplier Countries .....	44
2. Characteristics of Some Small and Medium Reactors .....	47
Section 3 Domestic Development Status .....	63
References .....	66
Chapter 3 Core Design of Small and Medium Integral Reactor .....	67
Section 1 Overview .....	67

Section 2	Core Nuclear Design .....	69
1.	Overview .....	69
2.	Nuclear Design of Fuel Assemblies .....	72
3.	Preliminary Core Loading Patterns and Evaluations .....	113
4.	Summary and Conclusion .....	169
Section 3	Core Thermal Hydraulic Design .....	172
1.	Overview .....	172
2.	Evaluation of Core Thermal Hydraulic Parameters .....	176
3.	Analysis of Core Thermal Hydraulic Test Data .....	182
4.	Conclusion .....	191
Section 4	Core Protection/Monitoring System Design and Safety Analysis	192
1.	Core Protection/Monitoring System Design .....	192
2.	Core Safety Analysis .....	208
Section 5	Core Shielding Design .....	247
1.	Overview .....	247
2.	Radiation Protection Criteria .....	248
3.	Core Shielding Design Methodology .....	253
4.	Preliminary Shielding Analysis of SMART (Source Term Evaluation) .	258
5.	Conclusion .....	267
Section 6	Fuel Assembly Mechanical Design .....	268
1.	Overview .....	268
2.	Development Status of Integral Reactor Fuel Assemblies .....	274
3.	SMART Fuel Assembly Based on KOFA .....	292
4.	Conclusion .....	297

Section 7 Fuel Rod Design .....	299
1. Development Status of Small and Medium Reactor Fuel Rods .....	299
2. Conceptual Design of Fuel Rods .....	305
3. Conclusion .....	316
Section 8 Development of Core Design Technology .....	317
1. Introduction .....	317
2. Methodology of MASTER .....	319
3. Improvement and Development of MASTER .....	323
4. Conclusion .....	329
References .....	330
Chapter 4 Achievement of Objectives and External Contribution .....	339
Section 1 Achievement of Objectives .....	339
Section 2 External Contribution .....	343
Chapter 5 Application Plan of the Results .....	345

이 페이지는

여백입니다

# 목 차

제출문 .....	1
과제 구성표 .....	2
요약문 .....	3
Summary .....	13
Table of Contents .....	23
목차 .....	27
표 목차 .....	31
그림 목차 .....	33
제 1 장 서론 .....	37
제 1 절 연구 배경 .....	37
제 2 절 연구 개발의 목표 및 내용 .....	39
제 2 장 중소형 일체형 원자로 개발 현황 .....	43
제 1 절 서론 .....	43
제 2 절 외국의 개발 현황 .....	44
1. 국가별 개발 현황 .....	44
2. 주요 중소형 원자로 특성 .....	47
제 3 절 국내의 개발 현황 .....	63
참고 문헌 .....	66
제 3 장 중소형 일체형 원자로 노심 설계 .....	67
제 1 절 개요 .....	67

제 2 절	노심 핵 설계 .....	69
1.	개요 .....	69
2.	핵연료 집합체 핵설계 .....	72
3.	예비 노심 장전 모형 및 평가 .....	113
4.	요약 및 결론 .....	169
제 3 절	노심 열수력 설계 .....	172
1.	개요 .....	172
2.	노심 열수력 인자 평가 .....	176
3.	열수력 시험 자료 분석 .....	182
4.	결론 .....	191
제 4 절	노심 보호/감시 계통 설계 및 노심 안전성 분석 .....	192
1.	노심 보호/감시 계통 설계 .....	192
2.	노심 안전성 분석 .....	208
제 5 절	노심 차폐 설계 .....	247
1.	개요 .....	247
2.	방사선 방호 기준 .....	248
3.	노심 차폐 설계 방법론 .....	253
4.	SMART 원자로 예비 차폐 해석 .....	258
5.	결론 .....	267
제 6 절	핵연료 집합체 기계 설계 .....	268
1.	개요 .....	268
2.	일체형 원자로용 핵연료 개발 현황 .....	274
3.	국산 KOFA 핵연료를 근간으로 하는 SMART용 핵연료 .....	292
4.	결론 .....	297

제 7 절 핵연료봉 설계 .....	299
1. 증소형 원자로용 핵연료 현황 .....	299
2. 핵연료봉 개념 설계 .....	305
3. 결론 .....	316
제 8 절 노심 설계 기술 개발 .....	317
1. 서론 .....	317
2. MASTER 해석 방법론 .....	319
3. MASTER 개선 및 개발 사항 .....	323
4. 결론 .....	329
참고 문헌 .....	330
제 4 장 연구 개발 목표 달성도 및 대외 기여도 .....	339
제 1 절 연구 개발 목표 달성도 .....	339
제 2 절 대외 기여도 .....	343
제 5 장 연구 개발 결과의 활용 계획 .....	345

이 페이지는

여백입니다

## 표 목차

표 3.2-1	17x17 KOFA 설계 제원 .....	73
표 3.2-2	핵연료 집합체 구성 .....	84
표 3.2-3	격자 계산 코드의 검증 계산을 위한 기본 집합체 자료 .....	94
표 3.2-4	격자 계산을 위한 그리드 스페이서 자료 .....	95
표 3.2-5	핵연료 집합체의 2군-K $\infty$ 비교 .....	95
표 3.2-6	MASTER 코드에 쓰이는 핵종 .....	105
표 3.2-7	Loizzo 시험용 원자로 단면적 조성 .....	122
표 3.2-8	노심 평균 핵적 특성 .....	124
표 3.2-9	코드별 Keff 계산 결과 .....	124
표 3.2-10	노달 방법에 의한 축방향 출력 밀도 비교 .....	125
표 3.2-11	예비 장전 모형 1의 핵연료 집합체 .....	133
표 3.2-12	반응도 요약 .....	133
표 3.2-13	예비 장전 모형 2에 사용된 핵연료 제원 .....	142
표 3.2-14	장전 모형 3의 핵연료 사양 .....	150
표 3.2-15	반응도 요약 .....	150
표 3.2-16	주기초 반응도 계수 .....	151
표 3.2-17	예비 장전 모형 4 (69 집합체)의 핵연료 집합체 사양 .....	164
표 3.2-18	예비 장전 모형 4 (69 집합체) 반응도 요약표 .....	164
표 3.2-19	반응도 계수 요약 .....	164
표 3.2-20	장전 모형별 상온 정지시 Keff 및 주기 길이 요약 .....	171
표 3.3-1	기본 열수력 인자 .....	179
표 3.3-2	정상상태 DNBR .....	180
표 3.3-3	핵연료 압력 손실 .....	180
표 3.3-4	임계 열속 시험 자료 인자 범위 .....	184

표 3.3-5	임계 열속 시험 자료 기하 인자 특성 .....	185
표 3.3-6	압력 손실 시험 자료 기하 인자 특성 .....	189
표 3.3-7	열 혼합 시험 자료 인자 범위 .....	190
표 3.4-1	국내 가압 경수로 노심 보호/감시 계통 비교 .....	204
표 3.4-2	SMART용 노심 보호/감시 계통 입력 신호 예비 요건 .....	205
표 3.4-3	핵비등 이탈률과 선출력 생성률에 영향을 주는 핵증기 공급 계통 변수들 .....	214
표 3.4-4	노심 안전성 분석에서 고려되는 설계 기준 사고 .....	215
표 3.4-5	출력 중 제한적인 제어봉 집합체 인출 사고의 사건 경위 .....	229
표 3.4-6	전출력 중 제어봉 집합체 인출 사고 해석을 위한 가정과 초기 조건 .....	229
표 3.5-1	선량 한도 비교 .....	252
표 3.5-2	방사선 방호 기준 .....	252
표 3.5-3	SMART 원자로 노심의 재료 및 원소별 원자수밀도 .....	261
표 3.5-4	중성자 유효증배계수 .....	262
표 3.6-1	재료 시방서의 부품별 코발트 함량 제한치 .....	296
표 3.7-1	세계 각국의 중소형 원자로의 핵연료와 노심 조건 요약 .....	301
표 3.7-2	핵연료 성능 관련 원자로 운전 조건 .....	311
표 3.7-3	핵연료봉 제원 비교 .....	312
표 3.7-4	SMART와 기존 PWR의 1차 계통 수화학 비교 .....	313

## 그림 목차

그림 3.2-1	환상 가돌리니움 합금 가연성 흡수체를 사용한 1/4 핵연료 집합체 배열 .....	79
그림 3.2-2	12 wt.%의 가돌리니아봉을 포함한 집합체의 연소도별 K $\infty$ 변화 .....	79
그림 3.2-3	2 wt.%의 가돌리니아봉과 1 g/cm <sup>3</sup> 의 환상 가돌리니움 가연성 흡수체를 포함하는 집합체의 연소도별 K $\infty$ 변화 .....	80
그림 3.2-4	2 wt.%의 가돌리니아봉과 2.5 g/cm <sup>3</sup> 의 환상 가돌리니움 가연성 흡수체를 포함하는 집합체의 연소도별 K $\infty$ 변화 .....	80
그림 3.2-5	가연성 흡수체 종류의 노심 연소에 따른 초과반응도 .....	81
그림 3.2-6	주기초 흡수체별 가용 정지여유도 .....	81
그림 3.2-7	주기중 정지여유도 .....	82
그림 3.2-8	집합체 장전 모형 - A1, A2 .....	85
그림 3.2-9	집합체 장전 모형 - B1 .....	85
그림 3.2-10	집합체 장전 모형 - B2, B3 .....	86
그림 3.2-11	집합체 장전 모형 - T2 .....	86
그림 3.2-12	집합체 장전 모형 - P8 .....	87
그림 3.2-13	집합체 장전 모형 - KG .....	87
그림 3.2-14	집합체 장전 모형 - K .....	88
그림 3.2-15	집합체 장전 모형 - K3 .....	88
그림 3.2-16	집합체 장전 모형 - K8 .....	89
그림 3.2-17	집합체 장전 모형 - A3 .....	89
그림 3.2-18	집합체 장전 모형 - K6 .....	90
그림 3.2-19	검증 계산용 집합체 장전 모형 (17X17-24/1 KOFA) .....	96
그림 3.2-20	상온, 제어봉 인출시 격자 계산 코드 출력 분포 비교 .....	97

그림 3.2-21	상온, 제어봉 삽입시 격자 계산 코드 출력 분포 비교 .....	98
그림 3.2-22	연소도에 따른 집합체 $K_{\infty}$ .....	99
그림 3.2-23	CASMO-3의 중핵종 사슬 .....	106
그림 3.2-24	MASTER의 중핵종 사슬 .....	106
그림 3.2-25	축 방향 반사체 단면적 구조 .....	107
그림 3.2-26	반경 방향 반사체 영역의 단면적 구조 .....	108
그림 3.2-27	노심 영역의 단면적 구조 .....	109
그림 3.2-28	불균질 조형 함수 구조 .....	111
그림 3.2-29	CASMO-3/XFORM을 이용한 중성자 단면적 생산 절차 .....	112
그림 3.2-30	RBMK 장전 모형 .....	126
그림 3.2-31	채널별 축 방향 조성 .....	127
그림 3.2-32	PANDA와 MASTER 노달 방법에 의한 반경 방향 출력 분포	128
그림 3.2-33	MASTER 노달 방법과 PANDA 상세 계산에 의한 반경 방향 출력 분포 .....	129
그림 3.2-34	제어봉 배치도 - 25 제어봉 .....	134
그림 3.2-35	예비 노심 장전 모형 1 - 25 제어봉 .....	135
그림 3.2-36	연소에 따른 초과반응도 - 25 제어봉 .....	136
그림 3.2-37	주기초 온도에 대한 반응도 변화 - 25 제어봉 .....	136
그림 3.2-38	주기초 온도에 따른 붕소농 - 25 제어봉 .....	137
그림 3.2-39	주기초 온도에 따른 최소 붕소 농도 .....	137
그림 3.2-40	주기중 온도에 따른 최소 붕소 농도 - 25 제어봉 .....	138
그림 3.2-41	연소에 따른 임계 제어봉 위치 예 - 25 제어봉 .....	138
그림 3.2-42	연소에 따른 축 방향 출력 변위와 $F_q$ - 25 제어봉 .....	139
그림 3.2-43	예비 노심 장전 모형 2 - 33 제어봉 .....	143
그림 3.2-44	예비 장전 모형 2의 제어봉 배치도 - 33 제어봉 .....	144

그림 3.2-45	연소에 따른 노심 반응도 - 33 제어봉 .....	145
그림 3.2-46	제어봉 배치도 - 29 제어봉 .....	152
그림 3.2-47	예비 노심 장전 모형 3 - 29 제어봉 .....	153
그림 3.2-48	반경 방향 출력 분포 ( 0 EFPD) .....	154
그림 3.2-49	반경 방향 출력 분포 (330 EFPD) .....	155
그림 3.2-50	반경 방향 출력 분포 (660 EFPD) .....	156
그림 3.2-51	반경 방향 출력 분포 (1,078 EFPD) .....	157
그림 3.2-52	연소도에 따른 초과반응도 - 29 제어봉 .....	158
그림 3.2-53	연소도에 따른 상온 정지시 노심 임계도 - 29 제어봉 .....	158
그림 3.2-54	연소도에 따른 재장전 조건의 노심 임계도 - 29 제어봉 .....	159
그림 3.2-55	조절 제어군 완전 삽입, 고온 영출력 조건의 노심 임계도 .....	159
그림 3.2-56	임계 제어봉 위치 예 - 29 제어봉 .....	160
그림 3.2-57	연소도별 축 방향 출력 변위 및 첨두 계수 - 29 제어봉 .....	160
그림 3.2-58	축 방향 출력 분포 - 29 제어봉 .....	161
그림 3.2-59	제어봉 배치도 - 69 집합체 노심 .....	165
그림 3.2-60	예비 노심 장전 모형 4 - 69 집합체 .....	166
그림 3.2-61	연소도에 따른 Keff - 69 집합체 .....	167
그림 3.2-62	임계 제어봉 위치 예 - 69 집합체 .....	167
그림 3.2-63	연소도별 축 방향 출력 변위 및 첨두 계수 - 69 집합체 .....	168
그림 3.2-64	축 방향 출력 분포 - 69 집합체 노심 .....	168
그림 3.3-1	축방향 출력 분포 .....	181
그림 3.4-1	SMART 노심 보호/감시 계통 설계 흐름도 .....	207
그림 3.4-2	노심 안전성 분석의 유형과 생산물의 흐름도 .....	216
그림 3.4-3	노심 안전성 분석을 수행하기 위해 필요한 정보 .....	217

그림 3.4-4	제어봉 집합체 인출 사고에 사용되는 전산 프로그램과 정보의 흐름 .....	230
그림 3.4-5	신속 트립 제어봉 집합체 이탈 해석을 위한 ABB-CE 방법론	243
그림 3.4-6	지연 트립 제어봉 집합체 이탈 해석을 위한 ABB-CE 방법론	244
그림 3.5-1	노심 차폐 해석 흐름도 (방사선 물리 해석) .....	256
그림 3.5-2	노심 차폐 해석 흐름도 (임계도 해석) .....	257
그림 3.5-3	핵연료 집합체 구성물 구조 .....	263
그림 3.5-4	SMART 원자로의 17x17 핵연료 집합체 1/8 모델 (a) (제어봉 삽입) (b) (제어봉 인출) .....	264
그림 3.5-5	SMART 원자로의 1/8 노심에 대한 MCNP 모델 .....	265
그림 3.5-6	SMART 원자로 핵연료봉 출력 분포 (a) (제어봉 인출) (b) (제어봉 삽입) .....	266
그림 3.6-1	KOFA 17×17형 핵연료 집합체 .....	270
그림 3.6-2	MRX 노심 배치 및 핵연료 집합체 단면도 .....	271
그림 3.6-3	VVER-440 핵연료 집합체 .....	272
그림 3.6-4	KLT-40 핵연료 집합체 .....	273
그림 3.6-5	Shippingport 핵연료 집합체 단면도 .....	273
그림 3.7-1	핵연료봉 .....	314
그림 3.7-2	중성자 흡수로 인한 Dy-160의 변환 경로 .....	315
그림 3.8-1	반경방향 출력 분포 및 유효 증배 계수 비교 .....	325
그림 3.8-2	축방향 출력 분포 비교 .....	326
그림 3.8-3	3차원 IAEA 기준 계산 문제의 노심 출력 비교 .....	328

# 제 1 장 서론

## 제 1 절 연구 배경

최근 非發電 목적의 원자력 에너지 활용에 중소 규모의 원자로 이용이 활발해 지고 있으며 특히 淡水化, 열병합, 대형 컨테이너선의 동력원 등을 위하여 중소형 일체형 원자로의 개발이 활발히 진행되고 있다. 기술적 측면에서 이러한 중소형 일체형 원자로의 설계 개념은 장주기 및 계통의 모듈화를 통하여 경제성을 향상시키고, 被動 및 固有 안전 개념 등의 신기술을 중점적으로 사용함으로써 원전의 사고시 동력 및 운전원 조치 등의 인위적 조치를 극소화하고 자동적으로 사고에 대처할 수 있는 개념의 도입 등을 요구하고 있다. 중소형 일체형 원자로에는 피동 및 고유 안전성을 가지도록 노심 열출력 여유도를 증대 시키고 이를 위해 같은 출력의 현존 경수로에 비하여 더 많은 핵연료 집합체를 장전하는 저출력 노심이 채택되며, 체적 및 화학 제어 계통을 단순화 시키기 위하여 액체 폐기물을 양산하는 붕소를 노심의 반응도 제어에 사용하지 않으면서 可燃性 흡수체와 제어봉만으로 반응도를 제어하는 無硼酸 운전 방식이 검토되고 있다. 이러한 무붕산 운전 방식은 1차 계통의 부식의 주 원인인 붕산수를 사용하지 않음으로써 액체 방사성 폐기물 발생량을 줄이고, 붕산 농도 조절과 관련된 CVCS를 제거하여 계통 설비를 단순화하게 할 뿐만 아니라 붕산 농도 조절 및 측정이 불필요해지므로 제어 및 감시 계통이 간단해지는 장점이 있다. 또한 “음”의 감속재 온도 계수를 크게 하여 원자로 고유 안전성을 증진시키는 장점도 가지고 있다. 따라서, 무붕산 운전은 노심의 구성, 반응도 제어 등 주요 제원이 기존의 대용량 발전로와는 크게 다르게 되는 요인이 된다. 한편, 경제성 제고를 위한 3년 이상의 超長週期 운전은 무붕산 운전시 정지 여유도 확보와 함께 가연성 흡수체 및 제어봉 설계에 큰 영향을 미치는 인자이다. 외국의 경우 대용량 발전로를 대상으로 개념 설계 단계로서 최대 24개월 주기 길이의 붕산을 사용하지 않는 노심을 구성하였지만 상세 설계는 수행하지 못하였으며 대부분 붕

산의 사용을 완전히 배제하지 못하고 제한하는 노심 설계를 검토하고 있다.

따라서, 본 연구에서는 우선 3년 이상의 초장주기 운전 주기를 가지고 제어 수단으로 붕산을 사용하지 않고 가연성 흡수체와 제어봉 만으로 반응도를 제어하는 330 MWt급 중소형 일체형 원자로 SMART의 노심 개념을 검토하고자 한다. 이러한 노심 개념에는 국내 대용량 발전로에서 그 성능이 입증된 국산 핵연료를 기초로 하여 중소형 일체형 원자로 특성에 부합되는 핵연료를 사용하는 것을 가정하고 있다. 또한 노심 개념 연구와 더불어 잉여 반응도 제어를 위하여 필요한 제어봉 구동을 정확히 모사하고 이에 따른 출력 변화를 정확하게 예측할 수 있는 노심 해석 체계의 개선/개발을 병행하여 SMART의 노심 설계 및 해석에 활용함은 물론 차후 설계 코드 체계의 인증에 대비하고자 한다.

## 제 2 절 연구 개발의 목표 및 내용

본 연구는 330 MWt급 중소형 일체형 원자로 SMART의 노심 및 핵연료 설계 기준을 예비 설정하고, 노심 및 핵연료 예비 개념 설계를 수행하며, 노심 설계/해석에 필요한 노심 특유 기술을 개발하는 것을 그 목표로 한다. 이를 위하여 우선 기존 상용로에서 적용되고 있는 노심 설계 기준을 참조하여 예비 설계 기준을 설정하고 초장주기, 무봉산 운전을 구현하기 위한 SMART의 노심 예비 개념을 개발하며, 이와 같은 노심의 설계/해석에 적합한 노심 해석 코드 체계를 구축하고자 한다.

본 과제에 대한 연구는 전반적인 노심 설계/해석에 필요한 분야별로 세분하여 수행되었으며, 각 분야별 연구 개발 내용 및 범위는 다음과 같다.

### 1. 노심 핵 설계

SMART의 노심 핵 설계 기준 및 요건을 예비 설정하고 용량에 부합되는 노심 및 핵연료 기본 설계 사양을 예비 선정한다. 이러한 기준 및 요건은 초장주기, 무봉산 운전에 필요한 제반 제한 조건과 목표를 포함한다. 초장주기, 무봉산 노심을 위한 예비 개념 설계 및 분석을 수행하며 동 노심에 대한 핵적 안전성을 검토하고 반응도 제어에 필요한 제어봉가 확보 여부를 확인한다. 타 설계 연계 분야에 필요한 입력 자료 생산을 위한 연계 자료 생산 체계를 구축한다.

### 2. 노심 열수력 설계

SMART의 노심 열수력 설계 요건을 예비 선정하고 노심 열수력 기본 자료를 생산한다. 노심 한계 DNBR 설정을 위한 열유속 상관식을 검토하며 노심 열수력 설계 코드체계를 구축한다.

### 3. 노심 보호/감시 계통 설계 및 노심 안전성 분석

SMART에 적용될 노심 보호 및 감시 계통을 선정하기 위하여

여 국내 가압 경수로형 원전에 적용되고 있는 노심 보호/감시 계통을 비교, 검토한다. 또한, 爐內型 및 爐外型 핵계측기를 비롯한 여러 종류의 계측기 특성을 살펴보고, 요건을 검토한다.

SMART 원자로는 특성상 기존 대형 가압 경수로와 여러 가지 계통이 판이하게 다르므로, 노심 안전성 분석 방법 및 절차 역시 다르게 된다. 따라서, SMART 노심의 안전성 분석 절차를 확립하기 위한 토대로 삼기 위하여 안전성 분석의 일반적인 고려 사항을 살펴보고, 몇가지 설계 기준 사고에 대하여는 한국표준형원전인 영광 5/6호기에 사용된 ABB-CE社의 안전성 분석 방법을 검토한다.

#### 4. 노심 차폐 설계

SMART의 노심 차폐 설계와 관련하여 방사선 방호 요건을 예비 선정하고 노심 차폐 설계 및 해석을 위한 방법론과 전산 코드 체계를 구축한다. SMART 노심의 放射線源項 계산에 사용될 전산 코드 체계의 기본 모델을 수립한다.

#### 5. 핵연료 집합체 기계 설계

상용 대형 발전소와 같은 운전중 동작하는 화학 및 체적 제어 계통이 없는 SMART의 핵연료는 한번 손상되면 압력 용기 내의 모든 계통이 오염되어 복구하기 어렵기 때문에 가능한 손상이 극소화되도록 상용 대형 원자로용 핵연료보다 엄격한 설계 기준이 적용되어 개발되어야 한다. 본 연구에서는 세계 각국의 중소형 일체형 원자로용 핵연료의 개발 현황을 살펴보고, 국산 KOFA 핵연료를 근간으로 하는 SMART 핵연료의 개발 방향을 검토한다.

#### 6. 핵연료봉 설계

중소형 일체형 원자로용 핵연료 현황을 살펴보고, 초장주기

운전을 목표로 하는 SMART 핵연료로 17x17 KOFA 핵연료의 설계를 기본으로 사용하는 경우 핵연료봉, 소결체, 피복관, 손상 핵연료의 거동 등에 대하여 평가한다. 또한, Dysprosium Titanate를 중성자 흡수봉으로 사용하는 경우 방사선 照射 안전성, 耐腐蝕性, 열생성량 등에 대하여 AgInCd 제어봉과 비교 평가한다.

## 7. 노심 설계 기술 개발

초장주기, 무봉산 운전 요건에 따라 SMART에는 기존 가압 경수로와는 달리 다양한 가연성 흡수체 및 제어봉이 노심의 잉여 반응도 제어를 위하여 복합적으로 사용되고 있다. 또한 봉산을 사용하지 않음으로써 운전중 제어봉 삽입이 필수적이며 제어봉의 장기간 삽입은 제어봉 연소를 고려해야 한다. SMART의 노심 설계 기술 개발에서는 위와 같은 노심 특이 사항의 정확한 모사가 가능하도록 이미 개발 중인 고유 노심 해석 코드 (MASTER- $\alpha$ )를 개선하고 균정수 생산 체계와의 연계 코드를 개발하여 SMART 노심 설계/해석을 위한 일관된 고유 노심 설계/해석 코드 체계를 구축한다.

이 페이지는

여백입니다

## 제 2 장 중소형 일체형 원자로 개발 현황

### 제 1 절 서론

중소형 원자로는 세계적으로 발전용, 난방용 및 담수화용으로 지역적 특수성을 고려하여 실용화를 위한 연구가 활발히 진행되어 왔으며, 그 결과 여러 가지 형태의 원자로가 이미 건설되어 사용 중이거나 계획되고 있다. 중소형 원자로 개발 동기로는 계통의 단순화, 안전 여유도 증가, 중대 사고 발생 확률의 감소와 사고 심각성의 최소화, 전력망 요건에 대한 증진된 적응성, 원자력 기간 산업 시설 및 인력 사용의 효율화, 에너지 시장의 다변화, 낮은 재정 부담 및 위험의 감소 등을 들 수 있다.

일반적인 원자로의 목표 중 특히 중소형이 추구하는 목표에는 용량이 있다. 중소형 원자로는 적은 부하량을 갖는 원격지에 적절한 용량이며, 담수화, 지역 난방, 열병합 모드에서 공정열을 생산하기에 적절하다. 경제성을 보면, 모든 중소형 원자로는 단순화된 설계로 비용을 절감하여 어느 정도 경제성을 보상하여야 한다. 모듈화를 통해 공장 건설과 조립이 가능하며, 현장 작업에 비해 일반적으로 훨씬 저비용을 가능하게 한다. 또한, 건설 공기를 단축시킬 수 있으며, 건설 비용에 대한 이자를 낮추어 준다. 대용량 발전소에 비해 적은 소요 자본은 발전소 구매자에게 유리한 점이다. 마지막으로 안전성 측면을 보면, 대부분 중소형 원자로는 고유 안전성 설비를 광범위하게 사용하고 있으며 피동형 안전 계통도 널리 사용하고 있다. 이러한 계통들은 대용량 발전소에서 불가능한 것은 아니라도 중소형에 적용하기가 훨씬 수월하다. 이러한 계통은 능동형 계통에 비해 일반적으로 단순하며, Public Acceptance 측면에서도 유리하다. 이와 같은 세계적인 추세에 따라 국제원자력기구(IAEA)도 원자력을 이용한 해수 담수화 프로그램을 1992년부터 추진 중에 있다. 이에 관한 타당성 연구가 1992~1994년 기간 동안 수행되었으며 현재 실증용 원자력 열병합 플랜트 선정 프로그램을 추진 중에 있다.

## 제 2 절 외국의 개발 현황

### 1. 국가별 개발 현황

중소형 원자로의 개발은 경제성에서나 안전성에서 많은 잇점을 갖고 있다. 원자로 설계의 단순화는 원자로 안전의 투명성을 증진시킬 수 있어야 한다. 다른 면에서 중소형 원자로의 개발은 새로운 설계 방법을 구현하는데 적절하기 때문이다. 혁신적이며 진보된 설계가 중소형 원자로에서 실현되어 왔다. 피동 안전성 접근 방법은 현재까지 중소형 원자로의 기술이었다. 특히, 몇몇 국가에서는 TMI나 Chernobyl 사고 이후 안전성이나 대중의 허용 문제에 대한 해답으로 중소형 원자로에 관심을 기울이고 있다. 주요 국가별 중소형 원자로에 대한 연구 개발 현황은 다음과 같다[2-1].

#### 가. 러시아

러시아는 비발전용 원자로 운영의 대표적인 국가로서 520 MWt의 액체 금속 고속로 BN-350 원자로를 1973년부터 가동 중에 있다. BN-350은 520 MWt로서 1993년에 80 MWe의 전력 생산과 8000톤/일의 담수 생산 실적을 가지고 있다. 이 밖에도 러시아는 가압 경수로형인 AST-500, RUTA 및 RKM-150, KLT-40 등의 원자로를 전기 및 난방열 공급을 목적으로 개발 중에 있다. 특수 목적용으로는 KLT-40 원자로를 들 수 있으며 이는 쇠빙선의 전기, 난방 및 용수 공급용으로 개발 중이다.

#### 나. 중국

중국은 NHR-5를 지역 난방용으로 운전 중에 있으며, 이의 운전 경험을 바탕으로 NHR-200 원자로 2기를 추가로 건설 중이다. 또한 아프리카 모로코에 7000톤/일 생산 용량의 담수용 원자로 NHR-10을 건설할 계획으로 국가간 협정이 체결되었다.

#### 다. 캐나다

캐나다는 10 MWt급의 SLOWPOKE의 시험 가동을 1987년에 성공하였으며, 1995년에 러시아와 공동으로 KLT-40을 참조 발전소로 하는 선박용 담수화 원자로 개발을 추진 중에 있다.

#### 라. 스웨덴

스웨덴은 고유 안전성 개념이 접목된 난방용 원자로인 SECURE 원자로의 개념 개발을 완료하였으나 정부 방침에 따라 현재 개발이 중단된 상태이다.

#### 마. 미국

영국과 공동으로 피동 일체형 원자로이며 무봉산 노심을 갖는 SIR(Safe Integral Reactor)의 개념 설계를 완료한 상태이며, 재원의 미확보로 개발이 중지된 상황이다.

#### 바. 일본

일체형 가압 경수로, 단순 가압 경수로, 또는 비등수로, 액체 금속 고속로 등 여러 가지 노형의 중소형 원자로 개발이 활발히 진행 중이다. 또한, 열출력 30 MWt의 가스 냉각로 개발 프로그램도 진행중에 있다.

#### 사. 기타 국가

동구권 국가들은 주로 전기 출력 440 MW의 VVER 원자로를 보유하고 있으나, 향후 대용량의 발전소를 추구하고 있다.

서유럽 국가들은 만일 원자력을 선택한다면 대용량을 목표로 할 것이나, 현재는 프랑스만이 대규모 원자력 프로젝트를 유지하고 있다. 정치, 경제, 사회 기반 시설 등과 관련한 문제들이 타 국가들에서는 원자력 프로그램의 걸림돌이 되고 있다. 이러한 환경에서 대형 또는 중형 원자로의 설계 기준 사고에 중대 사고를 포함시키려고 상당한 노력을 기울이고 있으며, 여러 가지

의 국가적인 중소형 원자로 개발 프로그램을 기초로, 다양한 냉각재, 연료, 격납 용기등을 사용한 기술 혁신과 안전 설비에 대한 연구가 진행되어 왔다. 서유럽에서는 중소형 원자로에 국한된 개발 노력은 국가적인 지원의 감소로 인하여 축소되었다.

아르헨티나에서는 소형 가압 경수로 CAREM의 개발을 진행하고 있다. CAREM은 열출력 100 MW로 모듈 방식 일체형이다. 계통의 기본 설계는 완료되었으며, 상세 설계가 진행되고 있다.

## 2. 주요 중소형 원자로 특성

앞에서 주요 국가별 중소형 원자로 개발 현황에 대해 알아보았다. 여기서는 중소형 가압 경수로 중 주요 원자로의 노심 특성을 정리하였다[2-1].

### 가. AST-500

열출력 500 MW급 AST-500은 지역 난방을 주목적으로 개발된 원자로다. 주요 특징을 살펴보면, 낮은 출력 밀도, 일체형, 자연 대류식 노심 냉각, 보호 용기, 검증된 원자로 기술의 응용을 들 수 있다. 생산되는 대부분의 열은 소비자에게 전달되며, 물의 소비와 수조나 대기중으로의 열 손실을 최소화 하였다.

압력 용기의 수명은 60년으로 설계 되었으며, 1 MeV이상의 속중성자 조사량은  $10^{17}$  n/cm<sup>2</sup>이다. 육각형 핵연료 집합체 121개로 노심이 구성되어 있으며, 노심의 높이는 3.0 m에 달한다. 집합체당 143개의 연료봉이 13.6 mm 지격의 지르코늄 합금의 피복재에 싸여 있으며, 2.0 % 농축도의 UO<sub>2</sub> 펠릿을 사용한다. 최초 우라늄 장전량은 49톤이며, 2년마다 연료 일부를 교체한다.

무봉산 운전을 목표로 하여 발전소 계통의 단순화를 가져왔으며, 원자로의 자동 제어 능력을 향상시켰다. 가연성 흡수체를 사용하여 제어봉이 담당할 초과반응도를 감소시켰다. 모두 36개의 제어봉 구동 장치가 원자로 용기 상부에 설치되었다. 하나의 제어봉 구동 장치는 세 개의 집합체에 있는 제어봉을 동시에 동작시킨다. 전기에 의해 움직이는 구동 장치의 속력은 2 mm/sec이다.

AST-500은 모든 일차 계통의 부품이 하나의 압력 용기내에 설치되어 있는 일체형이다. 따라서, 많은 배관을 제거하였고, 1차 계통을 단순화하고 원자로 내의 자연 대류를 이용하며 압력 용기에 중성자 조사량을 감소시켜 수명을

연장시켰다.

안전 계통은 그 요소에 다중성과 다양성을 고려하여 기능적 및 물리적으로 원자로 보호의 깊이를 더하였다. 주요 인자들이 제한치를 넘으면 스스로 동작하는 자동 시동 기기를 많이 사용하여 완전한 안전 계통의 피동성을 확보하였다. 낮은 출력 밀도와 증대된 열적 여유도, 유량의 자동 제어 등은 정상 운전이나 위기 상황에서도 연료를 보호한다.

AST-500 원자로의 정지 방법은 다음과 같다.

- (1) 구동 장치에 의한 제어봉의 삽입
- (2) 모든 제어봉의 자유 낙하에 의한 삽입
- (3) 원자로가 상온 정지 상태로 가기 위한 액체 붕소 용액 주입
- (4) 긴급 상황시 “음”의 기포 반응도 계수로 인한 원자로 정지
- (5) 노심 출력과 비상 냉각 계통의 조화를 이루는 점에서 “음”의 반응도 계수로 인한 출력의 제한

AST-500은 원자로와 보조 설비 부문 모두 상세 설계 단계에 도달되어 있으며, 규제 기관에서 검토 단계에 있다.

#### 나. KLT-40

KLT-40은 담수와 전기의 생산 비율을 달리 할 수 있는 쌍둥이 원자로 계통이다. 이것은 또한 열 생산에 이용 가능하다. 기본 설계는 러시아 원자력 쇄빙선에 사용된 핵증기 공급 계통에 바탕을 두고 있다. KLT-40의 독특한 특징은 다음과 같다.

- (1) 1차 계통 배관의 최소화
- (2) 모든 비상 사태시 1차 및 2차 계통에서 자연 대류 이용
- (3) 격납 용기는 고압에 견디도록 설계 되었으며, 피동 압력 강하 계통이 설치되어 있다.

(4) 핵증기 공급 계통 원형의 운전에 의해 증명된 공학적 안전 설비를 미세 조정하고 외부 전력을 필요치 않는 계통을 이용하여 안전성을 증진시켰다.

이 원자로는 1차 계통의 냉각수를 강제 순환시키는 가압 경수로이며, 16.2 MPa의 압력과 350°C의 온도에서 운전된다. 압력 용기의 높이는 3.89 m이며, 직경은 2.22 m이다. 압력 용기의 수명은 40년으로 예상된다.

노심은 241개의 핵연료 집합체, 제어봉과 보호 계통으로 이루어져 있다. 5개의 보상 제어군과 4개의 비상 보호 제어군이 있으며, 각각은 독립적으로 구동된다. 노심 직경은 1212 mm, 높이는 0.950 m이며, 출력 밀도는 155 kW/l이다. 유사한 노심의 운전 경험으로 신뢰성이 확보된 노심이다.

상은 정지를 포함하는 어떠한 노심 상황에서도 원자로는 고착제어봉을 고려한 상태에서도 미임계를 유지할 수 있다. 다만, 비상 주입 계통이 설계 기준 사고외의 중대 사고를 대비하여 설치되어 있다.

노심의 고유 안전성은 고출력 상황에서도 “음”의 반응도 계수를 나타내고 있다. 붕소 계통이 없으므로 발전소를 단순화시키며, 원자로의 자동 제어 능력을 향상시킨다. 가연성 흡수체를 사용하여 기계적 제어봉 장치가 담당해야 할 초과반응도를 감소시키고 있다.

KLT-40 핵증기 공급 계통의 고유 안전 설비를 살펴보면 다음과 같다.

- (1) 원자로 운전 전영역에 걸친 “음”의 반응도 계수에 의한 자기 보호, 자동 제어, 출력의 제한
- (2) 원자로 정지후 1, 2차 계통의 자연 대류에 의한 노심 냉각
- (3) 원자로 정지시 제어봉 무게 및 용수철에 의한 제어봉 삼입 보장 및 이탈 사고 방지
- (4) 원자로의 큰 열 축적 용량에 따른 사고 분석 및 대처 방안 구성에 필요

한 충분한 시간적 여유 제공

- (5) 피동형 안전 계통 채택
- (6) 안전 계통의 다중성 및 다양성 채택
- (7) 원자로 정지를 포함하는 안전 계통의 동작을 위한 대폭적인 자동 기기 사용
- (8) 원자로가 대기에 노출되는 것을 방지하며, 1차측 건전성 상실후 피동형 원자로 잔열 제거를 위한 특수 격납 구조물 사용

원자력 쇄빙선과 "Sevmorput" 輕 컨테이너선에 사용된 KLT-40은 총 운전 경험이 140년에 달한다. 따라서, 안전성 및 운전성이 입증된 원자로이다.

#### 다. HR-200

열출력 200 MW의 HR-200 중국 Tsinghua 대학의 Institute of Nuclear Technology(INET)에서 특별히 지역 난방을 목적으로 개발한 원자로이다. 이 원자로는 또한 냉장, 담수화 등등의 목적으로 사용할 수 있다. HR-200의 주요 특징을 살펴보면 다음과 같다.

- (1) 자연 대류 방식에 의한 노심 냉각
- (2) 어떠한 사고에도 노심 노출 방지
- (3) 일체형 1차 계통, 자기 가압 형식
- (4) 단순하고 독립적이며 피동형의 안전 계통 적용으로 외부 전원 상실시에도 운전원 없이 지속적인 노심 냉각
- (5) 연간  $10^{-8}$  이하의 노심 손상 빈도 및  $10^{-9}$  이하의 중대 방사능 누출 빈도
- (6) 반응도 제어 계통과 정지 계통의 높은 신뢰도
- (7) 충분한 안전 여유도
- (8) 설계, 운전 및 보수의 간편화
- (9) 원자로 정지를 고려하여 95% 이상의 발전소 이용율

(10) 유효 열출력 196 MW의 경제성

특히 혁신적인 설비를 살펴보면 다음과 같다.

- (1) 일체형 구조 및 자기 가압
- (2) 이중 압력 용기 구조
- (3) 운전 여유도와 연료 경제성을 증가시키는 낮은 온도, 압력과 저출력 밀도 노심 설계
- (4) 자연 대류 방식의 단순하고 피동적인 노심 냉각
- (5) 혁신적인 제어봉 구동 장치 채택
- (6) 최첨단 디지털식 계측 제어 방식 도입 및 인간 공학적 제어반
- (7) 건설 비용 및 공기 단축을 이루고, 안전성, 운전성 및 보수성 기준을 만족하기 위한 혁신적인 발전소 배치 및 진보된 건설 개념
- (8) 다목적 원자로

원자로의 압력 용기는 일체형으로 압력 용기의 배관은 용기 상부에 설치되어 있다. 압력 용기내의 냉각수 양은 약 200톤에 달하며, 이에 따라 증성자 조사량은 낮은 수준이다. 노심은 96개의 핵연료 집합체와 32개의 제어봉으로 이루어져 있다. 핵연료 집합체는 12x12 형태의 격자로 이루어져 있고, 유효 높이는 1.9 m이다. 십자가 형태의 제어봉은 집합체 사이에 설치된다. 1.8 %, 2.4 %, 3.0 % 농축도의  $UO_2$  연료를 사용하며, 방출 연소도는 약 30,000 MWD/MTU 이다.

가돌리니아 가연성 흡수체가 연소에 따른 초과반응도 감소를 보상하며, 원자로 정지시에만 수용성 붕소를 사용한다. 따라서, 원자로 전 주기를 통해 “음”의 온도 계수를 나타낸다.

약 36 kW/l의 낮은 출력 밀도는 정상 운전이나 사고 조건에서 높은 열적 신뢰도를 제공한다.

새로운 형태의 수압식 제어봉 구동 장치가 사용된다. 구동 장치 내의 원자로 냉각수가 실제 매질이다. 물은 스텝-실린더로 토출되고, 제어 장치에 있는 磁氣 제어 밸브에 의해 스텝-실린더내의 구동부를 한 스텝씩 움직이게 한다. 이 장치는 구조가 매우 간단하고, "Fail-Safe" 개념을 적용하여 정전, 압력 강하, 배관 파손이나 펌프 정지시 중력에 의해 노심에 강하되도록 설계되어 있다.

중국 정부의 지원하에 1980년대 시작된 지역 난방로 계획은 중국의 주요 연구 과제의 하나이다. 1989년 HR-5가 완성되었으며, 성공적으로 지역 난방용으로 사용되고 있다. 중국 북동부에 최초의 상업용 원자로인 HR-200을 건설하기로 결정하였으며, INET에서 기본 설계를 완성하였으며, 상세 설계가 진행중이다.

HR-5 건설 당시, 중국 정부에 의해 많은 설계 특징과 안전성 개념이 검토되고 승인되었다. HR-200은 HR-5의 경험에 바탕을 두고 있으며, 주 목적은 동일하다. 따라서, HR-200은 인허가 획득이 가능할 것으로 보인다. 현재까지 최초 HR-200의 부지 및 환경 영향에 대한 검토가 완료되었으며, 설계 인증도 완료되었다. 예비 안전성 분석 보고서에 대한 검토가 진행중이다.

#### 라. CAREM

CAREM 계획의 주 목적은 현재 사용되는 원자로보다 훨씬 낮은 출력 범위에서 안전하게 원자력을 이용하고자 하는 것이다. CAREM 계획은 열출력 100 MW 정도에서 모듈형식에 기초하였다. 이 정도의 열출력을 내는 원자로는 다음과 같은 분야에 이용이 가능하다.

- (1) 발전
- (2) 산업용 증기 생산
- (3) 담수화
- (4) 지역 난방

이 원자로의 주요 설비 특징은 다음과 같다.

- (1) 농축 우라늄을 사용하는 일체형 경수로
- (2) 자기 가압기 채택
- (3) 자연 대류에 의한 냉각
- (4) 피동형 잔열 제거 계통

CAREM 원자로 노심의 설계 목표는 다음과 같다.

- (1) 열출력 100 MW (전기 출력 약 25 MW)
- (2) 평형 주기 길이 최소 300일
- (3) 무방산 운전 (원자로 기동시 제외)
- (4) 노심내 균질화된 가연성 흡수체
- (5) 양호한 원자로 열적 여유도
- (6) 낮은 핵연료 중심 온도

핵연료 설계에 부과되는 제약은 다음과 같다.

- (1) 부하 추종 운전에 대비한 출력 급상승 허용
- (2) 중성자 흡수봉과 가연성 독봉의 설치 가능
- (3) 자연 대류가 가능하도록 작은 압력 강하

CAREM의 제어 계통은 분산형 디지털 제어 계통이다. 노심 보호 계통 역시 디지털 방식이며 Microprocessor에 기초한다. 보호 계통은 높은 수준의 다중성과 다양성을 갖추고 있다. 안전 계통은 5가지 주요 계통으로 이루어져 있다. 중성자 흡수체로 이루어진 1차 정지 계통, 붕소 주입에 의한 2차 정지 계통, 피동형 잔열 제거 계통, 비상 주입 계통과 격납 계통이 있다. 이러한 계통들은 어떠한 상황에서도 적절한 원자로 보호 기능을 하도록 설계되어 있다. 두 개의 정지 계통은 연쇄 반응을 정지시키는 역할을 하며, 피동형 잔열 제거 계통은 전원 상실시에도 원자로 정지후 붕괴열을 제거할 수 있다. 비상

주입 계통은 냉각재 상실 사고시에도 노심이 노출되는 것을 방지하며, 격납 계통은 중대 사고 발생시 방사능이 외부로 누출되는 것을 방지한다.

CAREM의 중요한 특징중 하나는 안전 계통이 밸브와 스위치를 제외하고 동작되는 부품이 전혀없는 피동형이라는 점이다. 이러한 특징은 신뢰도에 있어서 질적 향상을 가져오며, 안전 계통이 전원을 필요로 하지 않기 때문에 안전 등급의 디젤 발전기가 불필요하다는 점이다.

1차 정지 계통은 AgInCd으로 이루어진 제어봉이며, 핵연료 집합체 중 연료가 장전되지 않는 18개 위치를 차지하도록 되어 있다. 모두 24개 제어봉 집합체로 구성되어 있다. 16개의 제어봉 집합체와 중앙에 있는 하나의 제어봉 집합체가 정상 운전시 반응도를 조절하는데 사용된다. 각 제어봉 장치는 각각의 수압식 구동 장치를 갖고 있다.

봉소 주입 계통인 2차 정지 계통은 1차 정지 계통을 보완한다. 이 계통은 1차 계통에 봉산수를 주입하여 원자로를 정지시킬 수 있다. 정상 운전시 1차 계통과 같은 압력으로 봉산수로 채워진 2개의 탱크가 1차 계통에 연결되어 있다. 보호 계통에 의해 봉소 주입 계통이 활성화되면, 밸브가 열리고 중력에 의해 봉산수가 노심에 주입되게 된다.

원자로심은 노심 용융을 막고 방사능의 누출을 방지하기 위하여 어떠한 경우에도 물속에 잠겨 있어야 한다. 안전 주입 계통의 임무는 냉각재 상실 사고의 경우에도 원자로를 항상 물속에 유지시키는 역할이다. CAREM의 경우, 단지 작은 규모의 냉각재 상실 사고만이 발생 가능하다. 압력 용기의 관통부의 직경은 50 mm를 넘지 않으며, 노심 상부의 압력 용기에 많은 양의 물이 있기 때문이다. 따라서, 사고 시작부터 노심이 노출될 때까지 걸리는 시간이 매우 길게 된다.

CAREM은 이미 기본 설계가 완료되었으며, 예비 안전성 분석 보고서는 규제 기관에 보내진 상태다. 그러나, 인허가 획득을 위한 노력은 현재 없는 상

태다.

#### 마. MRX

MRX는 차세대 원자력 선박의 요건을 만족시키는 새로운 개념의 진화된 해양 원자로이다. 열출력 100 MW로 쇠빙선, 과학 탐사선의 원자로로 설계되었으나, 출력 50~300 MW의 원자력 상선에 적용 가능하다. MRX의 특징은 대규모 냉각재 상실 사고가 없는 일체형 가압 경수로로 공학적 안전 설비가 단순하고 작은 공간에 설치 가능하다. 압력 용기 내에 제어봉 구동 장치를 설치하여 제어봉 이탈 사고의 가능성을 제거하였으며, 수조 형태의 격납 용기는 피동적으로 노심이 항상 물에 잠겨 있도록 한다. 또한, 피동형 잔열 제거 계통 역시 공학적 안전 설비의 단순화를 이룬다.

MRX는 전세대 선박용 원자로인 MUTSU, OTTO HAHN, SAVANNAH 등에 비해 훨씬 작고 가볍게 설계되었다.

일부 핵연료봉은 가연성 흡수체가 포함되어 침투 계수를 낮추도록 설계되었다. 가압 경수로의 기술을 바탕으로 핵연료의 설계가 이루어졌다. 19개의 육각형 핵연료 집합체가 노심을 구성하며, 13개의 집합체에 제어봉이 설치되었다. 이 중 6개의 제어봉이 반응도 조절에 사용되고, 나머지 7개의 제어봉은 원자로 정지용이다. 평균 출력 밀도는 충분히 낮은 42 kW/l로 충분한 열적 여유도를 보장한다. 핵연료 수명과 재장전 주기는 각각 8년과 4년이다. 노심의 중요 특징을 보면 다음과 같다.

- (1) 고착 제어봉을 고려한 무봉산 운전 가능
- (2) 최대 반응도를 갖는 제어봉이 인출되지 않아도 충분한 출력 발생
- (3) 주기 말에서 제논 반응도를 극복할 수 있는 잔여 반응도 확보
- (4) 항상 “음”의 반응도 계수 유지

제어봉 구동 장치는 압력 용기 내의 상부에 장치하여 제어봉 이탈 사고를

제거함으로써 안전도를 증진시키고, 원자로의 크기를 작게하였다.

MRX의 개념 설계는 JAERI에 의해 이미 완료되었으며, 현재 원자로의 각 계통에 대한 상세 설계가 수행중으로 안전성, 경제성 및 신뢰성 등이 기본 설계 단계에서 상세히 평가될 수 있다.

MRX의 원형에 대한 인허가 신청이 계획중이다. 시작품은 선박이 아닌 육상에 건설될 예정이다. 인허가 신청은 1998년 이후 곧 이루어질 계획이다.

#### 바. ABV

소형 원자로인 ABV는 소규모 개발 지역이나 산업 시설, 거주지 등에서 전력, 증기 및 담수를 제공을 목적으로 통일된 증기 공급 계통을 갖도록 설계되었다. ABV는 또한 전력 생산과 해수 담수화의 복합 발전소로 사용도 가능하다. ABV 원자로는 러시아 선박용 원자로의 오랜 경험과 검증된 기술을 사용하여 설계되었다.

핵증기 공급 계통에는 일체형 가압 경수로가 사용된다. 압력 용기의 높이는 4.8 m, 직경은 2.6 m이다. 모두 55개의 육각형 핵연료 집합체로 노심을 구성한다. 핵연료봉은 그리드에 의해 집합체 내에 고정된다.

ABV 원자로의 안전성 향상을 위한 특징은 다음과 같다.

- (1) 일체형, 1차 냉각재의 자연 대류, “음”의 반응도 계수 등이 있다.
- (2) 6개의 전기 구동 제어봉은 자유 낙하로 노심 삼입이 가능하며, 특수한 경우 수동 낙하도 가능하다. 또한, 액체의 흡수체 주입 계통도 다양성을 위하여 설치되어 있다.
- (3) 잔열은 증기 터빈을 통하거나 두 개의 피동 계열로 구성되는 정화 및 잔열 제거 계통이 의해 제거될 수 있다. 피동형 계통에 있는 하나의 수조는 4시간 동안 잔열을 제거할 수 있다. 이후 원자로는 외부로 잔열을 발산하며 안전한 상태로 유지된다.

- (4) 냉각재 상실 사고시 노심 냉각은 2개의 계열로 이루어진 보충수와 3개의 급수 펌프가 있는 주입 계통에 의해 이루어진다.
- (5) 자동 기구와 안전 계통을 사용하여 외부의 전원이나 운전원의 개입이 불필요하다.
- (6) 충분한 시간적 여유를 갖고 중대 사고에 대처하기 위한 공학적 안전 설비가 확보되어 있다.

원자로의 정지는 다음과 같이 이루어진다.

- (1) 전기 구동 장치에 의한 제어봉 삽입
- (2) 제어봉 구동 장치의 단락 후 중력에 의한 삽입
- (3) 제어봉 수동 삽입
- (4) 제어봉 구동 장치의 다중 사고시 액체 흡수체 주입
- (5) 설계 기준 사고 이외의 사고시 원자로의 열출력과 비상 잔열 제거 계통의 냉각 용량과의 균형
- (6) “음”의 냉각재 기포 계수로 설계 기준 사고 외의 사고시 출력 자동 감소

ABV 원자로는 해상용으로 기본 설계가 개발되었으며, 상세 설계가 진행 중이다. 이와 동시에 육상용도 기본 설계가 완료되었다. 주요 연구 개발이 완료된 상태이며, 안전성 분석 보고서와 품질 보증 계획도 개발되었다. 경제성 분석과 시장 경쟁력에 대한 평가가 수행되었으며, 현재 인허가 진행 중이다.

#### 사. ATS-150

ATS-150은 발전 및 지역 난방을 목적으로 개발되었다. ATS-150의 특징은 일체형이며, 모든 운전 조건하에서 1차 냉각수의 자연 대류가 이루어지고, 원자로 보호 용기가 있으며, 다목적으로 사용 가능하다.

압력 용기의 관통부는 모두 직경 32 mm 이하이며 압력 용기 상부에 설치

되어 있다. 1차 냉각수의 양이 충분히 많고, 노심과 용기간에 물이 많아 용기의 중성자 조사량이 적어져 용기의 수명은 50년 정도이다.

노심은 109개의 육각형 형태의 핵연료 집합체로 이루어진다. 집합체의 크기는 대각선의 길이가 238 mm이고 높이는 2.7 m이다. 출력 밀도는 낮아서  $36 \text{ MW/m}^3$ 이며, VVER 핵연료 설계의 경험을 기초로 한다.

수용성 붕소는 대체 정지 계통으로만 쓰인다. 적은 제어붕가의 조절 제어 붕 36개는 출력 제어 및 부하 추종을 위해 사용된다. 연료의 농축도는 3 %이며, 평균 방출 연소도는 32000 MWD/MTU이다.

낮은 출력 밀도는 정상 운전이나 비상 운전 조건에서 낮은 부하량을 보장한다.

원자로의 온도, 출력 계수 및 기포 계수는 항상 “음”을 나타내므로 노심은 자동 제어 및 자기 안전성을 갖는다. 또한, 가연성 흡수체를 사용하여 제어붕이 담당해야할 초과반응도를 감소시켜 준다.

ATS-150의 증대된 안전성은 다음과 같은 사항에 기인한다.

- (1) 전 운전영역에 걸친 “음”의 반응도 계수
- (2) 모든 운전 모드에서 자연 대류에 의한 노심 냉각
- (3) 피동형의 비상 잔열 제거 계통 채택
- (4) 안전 계통 및 부품의 다중성 및 다양성
- (5) 제어붕 전원 상실시 자유 낙하에 의한 노심 삽입, 구조적으로 제어붕 이탈 사고 제거
- (6) 안전 계통 시동을 위해 자동 구동형 기구 사용
- (7) 저출력 밀도로 열적 여유도 증대
- (8) 대용량 1차 계통수에 의해 사고 진행 속도의 지연, 대처 시간 확보
- (9) 일체형 구조이며 낮은 압력 용기 중성자 조사량

(10) 보호 용기 사용

- 압력 용기 손상시에도 노심 누출 방지
- 1차 계통수로부터 방사능 누설 방지

(11) 격납 용기 설치로 설계 기준 사고 이외의 사고시 방사능 누출 방지 및 외부 충격으로부터 원자로 보호

(12) 유로를 3중으로 만들어 소비자를 방사능으로부터 보호

ATS-150은 원자로를 정지시키고 미임계를 유지하기 위하여 다음과 같이 설계되었다.

(1) 전기 구동 장치에 의한 제어봉 삽입

(2) 구동 장치의 전원 차단으로 모든 제어봉이 동시에 노심 속으로 자유 낙하

(3) 능동/피동형 붕소 용액 주입

(4) 비상 잔열 제거 계통에 의해 제거되는 열과 생성되는 열과 조화된 상태에서 원자로 출력의 자동 제한

(5) “음”의 반응도 계수로 어떤 비상시에도 출력의 자동 감소

현재 ATS-150의 개념 설계는 완료되었으며, 기본 설계를 위한 활동이 진행 중이다. ATS-150은 ATS-500을 원형으로 개발되었으며, 오랜 운전 경험등으로 이미 검증된 VVER과 쇠빙선용 원자로의 기술을 이용하였다.

예비 안전성 분석 보고서가 이미 완료되었으며, 사업체의 결정에 따라 인허가 기관에서의 검토가 이루어질 것이다. 현재 인허가를 위한 활동은 없다.

아. RUTA-20

수조 형식의 RUTA-20은 소도시의 지역 난방을 위하여 개발되었다. 난방용외에도 여름철 냉방용이나 산업 단지의 출력원으로 사용할 수도 있다. 이 원자로는 또한 해수 담수화에도 사용 가능하며 단위 열출력 20

MW이다.

주요 안전 설비를 살펴 보면 다음과 같다. RUTA-20의 높은 안전도는 대기압에서 운전되는 수조 형태의 두가지 주요한 설비에 기인한다.

- (1) 원자로의 오제어나 사고 조건에서 제어나 보호 계통의 제어봉 위치와 무관하게 원자로 출력의 자동 제어가 가능하다. 이는 대단히 큰 물의 밀도 계수와 원자로의 정상 운전시 인자들을 노심에서 대단위 증기 발생의 시작 경계에서 선택하였기 때문이다.
- (2) 원자로의 수조가 누설이 있는 경우에도 심각한 냉각재 상실 사고가 존재할 수 없다. 240 m<sup>3</sup> 이상의 대단히 많은 양의 물이 원자로 수조에 저장되며, 원자로 수조의 벽면과 2차 계통의 금속 표면을 통해 자연적으로 열이 발산되기 때문이다. 모든 이러한 특징은 장기간 원자로로부터 잔열을 제거하고 비상 노심 냉각을 보장하며, 추가적인 공학적 안전 설비의 설치가 불필요하다.

핵연료봉의 과열이 기술적으로 배제된 경우 충분히 시험된 2중 피복재의 사용은 핵연료봉내에 장기간 신뢰성있게 핵분열 생성물을 국부적으로 한정시켜준다. 정상 운전시 방출되는 방사능은 자연 방사능의 수준 이내이며, 중대 사고시에도 추가적인 선량 당량은 자연 방사능의 수준을 넘지 않는다.

노심은 61개의 육각형 집합체로 구성된다. 집합체는 1 mm 두께의 지르코늄 재질로 싸여 있다. 집합체의 대각선 길이는 145.5 mm이며 각 집합체는 61개의 핵연료봉으로 되어 있다. 핵연료봉의 피복재 외경은 13.6 mm이고, 두께는 0.965 mm이다. 첫번째 피복재 속에 두번째 피복재가 있는데 직경과 두께는 각각 10.3 mm와 0.75 mm이다. 피복재간의 틈은 실루민(Silumin)으로 채워져 있다. 내부 피복재 안에는 4 % 농축된 UO<sub>2</sub> 소결체를 사용한다. 집합체 내의 일부 연료봉은 가돌리니움 가연성 흡수봉으로 대체되어 있다. 일부 집합체에는 탄화 붕소로 이루어진 제어봉이 들어간다. 주기 길이는 1,850일이며,

최대 초과 반응도는 주기 초에서 2 %이다. 평균 핵연료 연소도는 23,000 MWD/MTU이다.

제어와 보호 계통은 원자로의 기동, 출력 유지, 반응도 보상 및 비상 조건에서 원자로 정지의 기능을 한다. 제어와 보호계통은 중성자속을 측정하는 이온 상자, 제어봉 위치 표시기를 포함하는 구동 장치, 전자기적 논리 기구 등으로 구성된다.

원자로 정지 계통은 제어와 보호 계통의 구성 부분이며, 제어와 보호 계통이 고장나더라도 정지 계통에 영향을 미치지 않도록 설계되었다. 정지 계통 기동의 신뢰성에 관한 중요 특징은 6개의 정지 제어봉 외에 19개의 제어와 보호 계통의 모든 제어봉이 중력에 의해 노심 최하단까지 삽입되는 것이다.

원자로 안전을 위하여 다중 반응도 제어 계통의 설치가 검토되고 있다. 집합체 상부 앰플(Ampule)에 저장된 吸收球가 각 집합체의 제어관을 따라 강하하도록 되어 있다. 만일 집합체의 출구 온도가 120 °C 이상이 되면, 앰플에 설치된 특수 장치가 열려 흡수구가 중앙관을 따라 노심에 삽입되게 된다. 그러나, RUTA 원자로에서 다중 반응도 제어 계통의 실제 필요성에 대하여는 현재 연구 중에 있는데, 그 이유는 이러한 반응도 제어 계통 없이도 고유 피동형 안전성이 확보될 수 있기 때문이다.

RUTA 원자로에서 고려하고 있는 설계 기준사 고는 다음과 같다.

- (1) 제어봉 인출 사고
- (2) 1차 계통의 감압
- (3) 전원 상실 사고

RUTA-20의 개념 설계는 1992년 완료되었다. 다음 5가지 주요 인허가 단계에서 현재 완료된 공정은 앞의 두가지 항목이다.

- (1) 원자로, 열생산 설비, 주요 계통 및 부품 설계에 대한 요건

- (2) 원자로와 열생산 설비의 개념 설계
- (3) 예비 안전성 분석 보고서
- (4) 기본 설계
- (5) 상세 설계

자. SAKHA-92

SAKHA-92는 전력 공급이 불편한 오지에서 전력 생산을 하거나 열병합 발전을 위한 저출력 원자로이다. 이 원자로는 해수 담수화에도 사용할 수 있으며, 주요 설계 특징은 다음과 같다.

- (1) 보호 용기 내의 일체형
- (2) 1차 계통수의 자연 순환
- (3) 누설 방지용 2차 계통 (1차 계통과 같은 압력)
- (4) 제어봉 조작용 불필요한 부하 추종 능력 및 사고시 원자로 자동 정지
- (5) 운전이나 기동시 전력이 불필요한 피동형 잔열 제거 계통
- (6) 단 한차례의 연료 장전으로 수명 기간 동안 재장전 불필요

노심은 슈라우드가 없는 대각선 길이 101.5 mm인 핵연료 집합체 55개로 이루어진다. 높이는 800 mm, 직경은 860 mm이고, 평균 출력 밀도는 17.1 kW/l이다. 노심은 20~25년간 재장전 없이 연속적으로 운전하도록 설계되었다.

발전기의 전기 출력은 1 MW이고, 열병합 모드에서는 전기 출력 825 kW, 열 출력 3000 kW이다.

원자로는 정상 운전시 제어 및 보호 계통에 의해 정지된다. 사고시 원자로 제어봉 구동 장치의 전원을 단락시켜 정지시키도록 한다. 대체 정지 계통으로 붕소 용액 주입 계통이 있다.

현재 SAKHA는 쇄빙선용 원자로를 원형으로하여, 건설 및 운전에서 얻은 경험을 바탕으로 개발되고 있으며, 예비 설계 단계에 있다.

### 제 3 절 국내의 개발 현황

지금까지 우리 나라는 중수로 및 경수로 핵연료 국산화 및 영광 3/4호기, 울진 3/4호기, 영광 5/6호기 등의 계통 및 핵연료 설계를 통하여 상용 원자로의 노심 및 핵연료 설계 기술은 일부 자립 수준에 도달하였다. 또한, 이와 같은 자립된 기술을 기반으로 차세대 원자로의 노심 설계 및 개량형 핵연료 개발과 신형 원자로 노심 개념 개발을 추진 중에 있다. 한편, 전산 코드 체계의 개선/개발에 있어서는 노심 설계 등 일부 분야에 있어 괄목할 만한 성과를 이룩하였다. 특히 국내에서 독자적인 노력으로 고유 노심 설계 코드 체계인 XFORM/MASTER코드[3-1~3-3] 및 ACE/ONED[3-4,3-5] 등의 원형이 개발되었고 이들 코드 체계를 실제 설계에 사용하기 위한 노력의 일환으로 다양한 검증 작업이 수행되어 좋은 결과를 얻은 바 있다. 이 중 PMS-ACE/ONED는 실제 발전소에서의 설치 및 시험 가동을 통하여 그 정확성과 효율성이 입증된 바도 있다. 한편, 이들 코드 체계의 신뢰도 확보 및 고속/자동화를 위하여 제논 초기화 기법, 조정 기법 등 부수적인 방법론 개발이 병행되었으며 아울러 노심 열수력 분야에서의 코드 기능 개선 노력으로서 COBRA-3CP의 일부 모델 개선이 수행되었다. 앞서 언급된 핵연료 부문에서도 국내 고유의 개량 핵연료를 설계하고 이의 성능 분석을 위한 관련 분야간 종합적 해석 체계의 개선 노력이 시도 중에 있다.

한편 국내의 경수로 노심에 대한 설계 기술은 주로 선진국에서 개발된 설계 개념의 모방 및 복제 설계 기술로서 노심의 열출력 규모의 변경이나 원자로 내부 구조물의 변경 경험이 없다. 중소형 일체형 원자로의 경우 노심 구성 물질이 기존 상용로에 비해 다양해지고 잉여 반응도를 효율적으로 제어하기 위하여 제어봉 삽입 운전이 필요하게 되는 등, 제어 방식의 변경과 이에 따른 해석 방법론의 변경, 개선이 반드시 필요할 것으로 전망되고 있으며 또한 기존 상용로와 다른 기술적 상이점을 해석하기 위하여 해석 도구인 전산 코드 체계의 개선 및 개발도 수반되어야 할 것이다. 따라서, 중소형 일체형

원자로의 노심 및 핵연료 설계 개념 개발을 위해서는 기존 기술의 수정, 보완 및 일부 설계 기술의 개발이 필수적일 것으로 판단되며, 이에 따라 최근 무봉산 운전을 위한 운전 방식의 개선에 관한 연구[3-6]가 수행된 바도 있다.

우리 나라의 경제 성장 전망에 따르면 향후 전력 및 다양한 형태의 열에너지 수요는 지속적으로 상승할 것으로 예측된다. 기존의 원자력 발전 개념이 단순한 전기 생산에 국한되어 있는 데 반하여 중소형 일체형 원자로는 복잡적이고 다양한 에너지 수요에 부응하여 원자력 에너지의 다원적인 활용이 가능하게 할 것이다. 이와 같은 중소형 일체형 원자로의 노심 설계는 지금까지의 축적된 기존 경수로 노심 설계 기술과 외국의 일체형 원자로 노심 설계 정보 등을 충분히 잘 활용하면 독자적인 개발이 가능할 것으로 전망된다. 특히, 지금까지 추진하여 왔던 설계 방법론 및 관련 전산 코드 체계의 개선/개발을 통하여 일체형 원자로의 특성에 부합되는 독자적인 해석 체계를 구축하고 부족 되는 일부 기술 및 Data Base는 해외 협력을 통하여 확보할 경우, 일체형 원자로의 노심 설계를 자력으로 완성할 수 있으며 이에 따른 명실 상부한 노심 설계 기술의 자립은, 향후 다양한 원자로 노심 설계(선택용, 발전용)를 자립된 우리 기술로 수행할 수 있는 초석이 될 것이다.

중소형 일체형 원자로는 현재 일부 선진국에서도 활용 또는 관련 기술을 개발하고 있는 첨단 기술이므로 구체적인 기술 도입이 쉽지 않을 뿐만 아니라 기술의 개발이 완료된 시점에서도 기술 이전을 꺼리거나 많은 비용을 요구할 것이 전망된다. 이에 따라, 중소형 일체형 원자로의 노심 설계 기술 개발은 국내에 축적된 기존 경수로 노심 설계 기술 및 외국의 중소형 일체형 원자로 설계 정보 등을 바탕으로 독자 개발하려는 것이므로 이미 확보된 기술을 최대한 활용하고 지속적인 연구를 통하여 확보된 기술을 계속 승화 발전시켜 나가면 기술 도입은 국내에서 수행하기 힘든 설계 Database 확보와 제한된 요소 기술의 확보 등 일부에 국한될 것이다.

중소형 일체형 원자로의 노심 설계 기술 개발이 성공리에 이루어져 개념

및 기본 설계가 완료되면 상세 설계 단계에서는 산업체의 참여가 필수적이다. 또한 산업체와 밀접한 관련이 있는 중소형 일체형 원자로 기술 개발의 일부 분야에서는 기술 개발 초기 단계에서부터 산업체의 참여가 고려되고 있다.

## 참고 문헌

- [2-1] "Design and Development Status of Small and Medium Reactor Systems 1995," IAEA-TECDOC-881, May 1996.
- [3-1] B. O. Cho et al., "MASTER Methodology Manual," KAERI/TR-686/96, May 1996.
- [3-2] B. O. Cho et al., "The Features and Solution Methodologies of the KAERI Nuclear Design Code MASTER," International Conference on the Physics of Reactors, Mito Japan, September 16-20, 1996.
- [3-3] C. H. Lee et al., "XFORM 1.0 User's Manual," KAERI/TR-707/96, June 1996.
- [3-4] S. Y. Kim et al., "One-Dimensional Diffusion Code ONED90," KAERI/TR-353/93, June, 1993.
- [3-5] K. B. Lee et al., "User's Manual ACE/ONED Mod 1.0," KAERI/TR-631/96, March, 1996.
- [3-6] 이은철 외 다수, "무봉산 운전을 위한 운전방식의 개선 연구," KAERI/CM-097/96, July, 1997.

## 제 3 장 중소형 일체형 원자로 노심 설계

### 제 1 절 개요

330 MWt급 중소형 일체형 원자로 SMART의 노심 설계는 노심 핵 설계, 노심 열수력 설계, 노심 보호/감시 계통 설계 및 노심 안전성 분석, 노심 차폐 설계, 핵연료 집합체 기계 설계, 핵연료봉 설계 및 노심 설계 기술 개발 등 원자로 노심 설계에 절대적으로 필요한 모두 7개의 세부 분야로 나누어져 수행되었다.

노심 핵 설계에서는 SMART 설계에 사용할 전산 코드인 CASMO-3와 MASTER의 검증 계산을 수행하고, 국내 대용량 발전소에서 이미 성능이 입증된 국산 핵연료 KOFA를 사용하여 예비 설계 요건에 부합되는 노심 구성 방안을 모색하였다.

노심 열수력 설계에서는 열수력 설계 요건을 검토하고 노심 열수력 인자를 평가하였으며, SMART 노심 설계를 위한 한계 DNBR 설정, 열적 여유도 평가, 수력적 성능 및 열적 혼합 성능 평가를 위한 기준 열수력 시험 자료들에 대한 Database를 구축하였다.

노심 보호/감시 계통 설계에서는 DNBR과 LPD 관련 기존 노심 보호/감시 계통 현황과 SMART용 노심 보호/감시 계통의 설계 기준 및 계통 요건에 대해 1차적인 검토를 하였으며, 노심 안전성 분석에서는 일반적인 안전성 분석 고려 사항을 살펴보고, SMART의 노심 안전성 분석 방법과 절차를 확립하기 위하여 한국 표준형 원전인 영광 5/6호기에 사용된 미국 ABB-CE社의 안전성 분석 방법론을 검토하였다.

노심 차폐 설계에서는 대형 상업용 원자력 발전소와는 설계 개념상의 차이가 있는 SMART의 노심 차폐 설계와 관련하여 ICRP-60과 10 CFR 50의 검토를 통한 방사선 방호의 목적 및 기준의 설정, 원자로 방사선 차폐 해석에

필요한 해석 방법론의 정립 및 기본 구조에 대한 차폐 투과 해석을 수행하였다.

핵연료 집합체 설계에서는 국외 일체형 원자로용 핵연료의 개발 현황을 살펴보고, 국산 17x17 KOFA 핵연료를 근간으로 하는 SMART용 핵연료의 개발 방향을 검토하였으며, 핵연료봉 설계에서는 KOFA 핵연료의 소결체, 피복관 및 제어봉의 초장주기, 무봉산 운전 조건에서의 성능을 검토하였다.

노심 설계 기술 개발에서는 정상 및 과도 상태의 발전용 가압 경수로 노심 설계 및 해석을 위하여 개발된 전산 코드 체계 CASMO-3/MASTER에 대하여 각 코드별 해석 방법론을 기술하고 SMART 노심 설계 및 해석을 위해 불확실성 평가를 통한 검증을 수행하였으며, 노달 해석함수 전개법을 도입하고, 축방향 출력 분포 초기화 기법을 개발하였다.

각 세부 분야의 연구 개발 수행 내용 및 결과는 제 2 절부터 제 8 절에 걸쳐 상세히 수록하였다.

## 제 2 절 노심 핵 설계

### 1. 개요

국내 상업용 원자로의 설계 및 건설 기술의 자립을 바탕으로 한국원자력연구소는 발전 및 해수 담수화를 위한 에너지 공급을 목적으로 하는 열출력 330 MW급의 일체형 원자로 SMART(System-integrated Modular Advanced Reactor) 개발 프로그램을 착수하였다[2-1]. 현 단계에서 일체형 원자로의 노심 설계는 이미 확고한 바탕을 갖는 상업용 원자로의 핵연료 기술인 국산 핵연료 집합체 KOFA(KOrean Fuel Assembly) 설계 기술을 근간으로 개발되고 있다[2-2].

SMART는 상업용 가압수형 원자로(Pressurized Water Reactor : PWR)와 달리 노심, 원자로 냉각재 펌프, 증기 발생기, 가압기 등이 한 용기에 들어 있는 일체형이다. 또한, 무붕산 운전 개념의 도입으로 기존 가압 경수로의 화학 및 체적제어계통(CheMical and Volume Control System : CVCS)에 해당하는 계통의 설치를 배제함으로써 냉각재 상실사고 (Loss of Coolant Accident : LOCA)를 실질적으로 제거할 수 있다. 따라서, 이러한 일체형 구조는 고유 안전성의 향상을 가져 온다.

모두 12개의 카세트(Cassette)로 이루어진 증기 발생기는 내식성이 좋은 티타늄 합금으로 만든 나선형 관을 이용한 모듈 형태의 관류형이며, 가압기는 압력 용기 내에 설치되는 새로운 개념을 적용하였다. 이 외의 주요 특징은 무붕산 노심, 원자로 기동시 냉각재의 핵가열, 미세 반응도 조절을 가능하게 하는 제어봉 구동 장치 등이다.

노심은 정사각형의 단면을 갖는 핵연료 집합체 57개로 구성된다. KOFA의 핵연료 영역의 높이는 365.8 cm이었으나, SMART에서는 17x17 KOFA를 바탕으로 유효 노심 높이를 200 cm로 적용할 계획이다.

원자로의 출력 운전을 위하여는 적당량의 초과반응도를 필요로 한다. 초과 반응도는 상온에서 고온 출력 상태로 변화할 때 “음”의 반응도 계수로 인한 반응도 결손, 제논(Xe), 사마리움(Sm) 등 핵분열 생성물에 의한 “음”의 반응도 및 핵연료 연소에 따른 반응도 감소 등을 상쇄하기 위하여 필요한 반응도이다. 장기에 걸친 초과반응도는 가연성 흡수체와 제어봉에 의하여 제어되며, 출력 변화, 제논 진동, 냉각재 온도 변화 등에 의한 단기적 반응도 변화는 제어봉에 의하여 조절되어야 한다. 제어봉은 또한 고온 전출력 상태에서 상온 영출력 상태로 노심 조건이 변화할 때 발생하는 반응도 결손을 극복하고 원자로를 충분한 여유를 확보한 상태에서 미임계 상태로 유지할 수 있어야 한다. 무봉산 운전을 실현하기 위하여 노심의 초과반응도는 제어봉 및 가연성 흡수체만으로 제어하여야 한다.

이 절에서는 4 종의 예비 노심 장전 모형을 제안하고, CASMO-3/MASTER 코드 체계를[2-3~2-7] 이용하여 계산한 주요 핵적 인자들을 수록하였다. CASMO-3는 Studsvik사가 개발한 경수로의 단면적 생산을 위한 격자 계산 코드이다. CASMO-3에 대한 자세한 내용은 참고 문헌 [2-7]에 있다. 3차원 노달 확장법을 이용하는 노심 해석 코드인 MASTER는 정상 상태 및 과도 상태의 중성자속, 핵연료봉 출력, 연소도, 제논 동특성, 수반 중성자속(Adjoint Neutron Flux), 열수력적 특성, 그리고 노심 설계에 필요한 핵적 특성을 구하기 위하여 다군 중성자 확산방정식을 풀고 있다.

2항에서는 현 단계에서 SMART 노심을 구성할 연료의 기본 형태인 17x17 KOFA의 제원을 설명하였으며, 여러 가지 가연성 흡수체에 대한 연소 특성을 조사하고 SMART 노심 구성에 적절한 가연성 흡수체를 선정하였다. 또한, 새로운 독봉을 이용한 집합체 연소도 특성을 간단히 소개하였다. 핵연료 집합체의 장전 형태를 보여 주며, 격자 계산 코드인 CASMO-3를 HELIOS, DIT, MCNP 등과 비교 검증하였으며, 노심 해석 코드인 MASTER에 입력될 균정수 생산 절차를 수록하였다.

3항에서는 노심 핵 설계를 위한 설계 기준을 제시하였으며, 노심 해석 코드인 MASTER의 검증 계산 결과를 보였다. 57개의 집합체로 구성되는 노심에 대하여, 25, 33 그리고 29개 제어봉을 갖는 경우 각각 노심을 구성하여 보았으며, 69개 집합체 45개 제어봉을 갖는 노심을 구성하고 주기 길이 등을 비교, 평가하였다. 마지막으로 노심 핵 설계에 대한 요약 및 결론을 수록하였다.

## 2. 핵연료 집합체 핵설계

### 가. 핵연료 집합체

상업 발전용 원자로에서 확고한 기술적 바탕을 갖는 17x17 KOFA를 현단계의 SMART 노심 구성을 위한 핵연료 집합체의 기본 형태로 선택하였다. 17x17 KOFA의 제원을 표 3.2-1에 FRAGEMA/W-STD 및 16x16 CE-STD와 비교하여 나타내었다. 표 3.2-1에서 보는 바와 같이 KOFA는 FRAGEMA 연료와 비교하여 핵연료 소결체의 직경이 0.14 mm 작고, 피복재는 0.068 mm 두껍게 설계되어 있으며 전체적으로 매우 유사하다.

영광 3/4 호기에 사용되는 CE-STD는 16x16 형태의 집합체로 집합체 피치, 봉 피치 및 소결체 크기는 약간의 차이를 보이고 있으나, 연료와 감속재의 비는 비슷한 범위에 속하고 있다. 그러나, KOFA와 CE-STD의 가장 큰 차이는 집합체의 구조로, 안내관 수와 직경이다. 안내관 수는 집합체 하나에 들어갈 수 있는 제어봉의 발(Finger) 수를 결정하기 때문에, KOFA는 CE-STD 형태의 집합체보다 많은 제어봉 발을 사용할 수 있다. 많은 제어봉 발 수는 같은 양의 제어 물질이 보다 국부적인 위치에 있는 경우보다, 중성자속 분포에 고른 영향을 주어 상대적으로 큰 제어봉가를 나타낸다. 따라서, KOFA 형태의 집합체가 큰 제어봉가를 얻는데 유리하다.

표 3.2-1 17x17 KOFA 설계 제원

	단위	KOFA	FRAGEMMA/ W-STD	16x16 CE
핵연료 집합체				
형태		17x17-24-1	17x17-24-1	16x16-4x5
집합체 중심 거리	cm	21.504	21.504	20.777
연료봉 중심 거리	cm	1.260	1.260	1.285
개수 :				
- 핵연료 봉		264	264	236
- 안내관 및 계측관		25	25	5
핵연료 봉				
펠릿 :				
- 재료		UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
- 직경	mm	8.05	8.19	8.26
피복재 :				
- 재료		ZRY-4	ZRY-4	ZRY-4
- 외경	mm	9.50	9.50	9.70
- 두께	mm	.640	.572	.640

## 나. 집합체 구성

### (1) 가연성 흡수체 선정

초장주기 운전을 목표로 하는 경우, 가연성 흡수체를 사용하여 노심의 초과반응도를 제어하여야 한다. 수용성 붕소를 사용하는 기존 상용로의 경우 가연성 흡수체는 수용성 붕소의 농도를 낮춰 감속재 온도 계수(Moderator Temperature Coefficient : MTC)가 출력 운전 중 "양"의 부호를 갖지 못하도록 한다. 또한, 저누설형 노심의 경우 노심 내부에 배치된 집합체의 출력이 지나치게 높아지지 않도록 출력 분포 제어에 사용한다.

무붕산 운전을 목표로 하는 SMART의 경우, MTC는 주기초부터 자연적으로 "음"의 부호를 나타내므로 문제가 없다. 그러나, 초장주기 운전을 위한 초과반응도를 제어봉만으로 제어하기는 어렵다. 따라서, 반응도 관점에서 핵연료 연소 속도와 유사한 연소 속도를 나타내는 가연성 흡수체의 선택은 노심 설계에서 중요하다.

일반적으로 가연성 흡수체로 사용되고 있는 원소는, 중성자 흡수 단면적이 큰 동위원소를 갖는 붕소(B), 가돌리니움(Gd), 어비움(Er) 등이다. 기존 가압경수로 등에서 널리 쓰여온 붕소는  $Al_2O_3-B_4C$  형태의 화합물로 만들어 집합체 안내관에 삽입하는 원주형의 Pyrex, 연소 속도를 증진시킨 환상의 WABA(Wetted Annular Burnable Absorber) 등이 있고, 핵연료봉을 대체하는 가연성 흡수봉(Shim Rod) 및 최근 핵연료의 표면에 지르코늄(Zr)과 혼합하여  $ZrB_2$  형태로 도장한 일체형의 IFBA(Integrated Fuel Burnable Absorber) 등이 있다.

가돌리니움(Gadolinium)의 동위원소중  $Gd^{155}$ 와  $Gd^{157}$ 의 2200 m/sec 중성자 흡수 단면적은 60,889 barn과 254,078 barn이며, 이들의 자연계 존재율은 14.80 %와 15.65 %이다. 가돌리니움은 산화물인 가돌리니아( $Gd_2O_3$ )의 형태로  $UO_2$ 연료와 혼합하여 사용한다. 대단히 큰 열중성자 흡수 단면적을 갖는 Gd

는 연소 속도가 빠르기 때문에 단주기 노심 관리에 적절히 사용할 수 있다. 또한,  $UO_2$ 와 혼합하여 사용하기 때문에  $Gd^{155}$ 나  $Gd^{157}$ 이 소진된 후 연료로써 기여하게 된다. 현재, 국내에는 영광 3/4호기와 같은 CE-형의 발전소에는 천연 우라늄으로 가공된  $UO_2$ 와 혼합 사용되고 있으며, Westinghouse-형 발전소에 사용된 KOFA의 경우 1.8 wt.%로 농축된  $UO_2$ 에 섞어서 사용한 경험이 있다.

국내에서 사용 경험이 있는 가돌리니아봉의  $U^{235}$  최대 농축도는 KOFA의 경우 1.8 wt.%이다. 그러나, SPC사는 가돌리니아봉에 사용되는 우라늄 농축도를 다음 식에 따라 사용하고 있다.

$$E_{Gd} = E_f - W_{Gd} \times 0.05 \quad (3.2.1)$$

여기서,  $E_{Gd}$  = 가돌리니아봉의  $U^{235}$  농축도 (wt.%)  
 $E_f$  = 일반 연료봉의  $U^{235}$  농축도 (wt.%)  
 $W_{Gd}$  = 가돌리니아 함량 (wt.%)

예를 들어,  $U^{235}$ 의 농축도가 5 wt.%이고 가돌리니아 함량이 10 wt.%인 경우 가돌리니아봉에 사용하는  $U^{235}$  농축도는 4.5 wt.%이다. 이 보고서에는 현재 KOFA에 인허가 경험이 있는 1.8 wt.%를 사용하였으나, 필요시 가돌리니아봉의  $U^{235}$  농축도를 상향 조정하는 것을 고려할 수도 있다.

국내 상용로에 사용되지는 않았으나 Pyrex 가연성 흡수체를 대체할 수 있는 새로운 개념으로, 가돌리니움-지르코늄 합금을 지르코늄 피복재로 둘러싼 환상의 가연성 흡수체 개념도 있다. 이 보고서에서 분석한 가돌리니움 중성자 흡수체의 외경은 10.4 mm이고 내경은 5.4 mm이며, 지르코늄 합금 E-110 피복재의 두께는 0.3 mm이다. 이 형태의 가연성 흡수체는 핵연료 집합체의 안내관에 삽입되므로 제어봉이 배치되지 않는 핵연료 집합체에만 사용할 수 있다. 그림 3.2-1에 환상 가돌리니움 합금 중성자 흡수체를 사용한 전형적인 1/4 집합체 형태를 나타내었다. CASMO와 HELIOS로 시험 계산한  $U^{235}$  농축

도가 5 wt.%인 핵연료 집합체의 연소 특성을 그림 3.2-2에서 3.2-4까지 나타내었다. 함께 사용한 가돌리니아봉의  $U^{235}$  농축도는 5 wt.%이며, 가돌리니아 중량 퍼센트는 환상 가돌리니움 흡수체를 사용하지 않은 경우 12 wt.%, 흡수체를 사용한 경우 2 wt.%이다. 환상 가돌리니움 흡수체의 가돌리니움 밀도는  $2.5 \text{ g/cm}^3$ 과  $1 \text{ g/cm}^3$ 을 시험하였다. CASMO와 HELIOS 두 코드가 예측한 집합체 무한증배율( $K_\infty$ )은 환상 가돌리니아 밀도가  $2.5 \text{ g/cm}^3$ 인 경우 주기초 0.89847과 0.89525로 잘 일치하고 있으며, 다른 조건에서도 잘 일치하고 있음을 알 수 있다. 이 형태의 흡수체에 대한 깊은 연구는 수행되지 않았으나, Pyrex 형태의 가연성 흡수체를 대체할 수 있는 개념으로 이 보고서에서 소개하였으며, 앞으로 많은 연구가 필요할 것으로 보인다.

0.5 eV 근처에서 비교적 큰 공명 흡수 구조를 갖고 있는 어비움(Erbium)은 산화물로 제조되어 핵연료에 혼합하여 사용된다. 현재 어비아( $\text{Er}_2\text{O}_3$ )와 혼합되어 사용되는 핵연료 농축도는 제한을 두고 있지 않다. 그러나, 열중성자의 유효 흡수 단면적은 170 barn으로 붕소의 760 barn에 비해 작기 때문에[2-9] 같은 크기의 초과반응도를 제어하기 위하여 상당히 많은 양의 어비아를 사용하여야 한다. 일반 상용로의 경우, 수용성 붕산을 사용하므로 적정량을 사용하여 주기초 MTC를 낮추며 첨두 계수를 최소화하기 편리하나, 무붕산 초장주기 운전을 하는 경우 대단히 많은 양의 어비아가 필요하게 된다.

가연성 흡수체를 선정하기 위하여, 실제 노심을 구성하여 보고 이에 대한 민감도 조사를 하여 보았다. 그림 3.2-5는 가연성 흡수체 종류에 따른 노심의 초과반응도 변화를 보여준다. 9 wt.% 가돌리니아봉 32개를 사용한 집합체로 노심을 구성한 Case 1, 집합체의 모든 핵연료봉이 1.5 wt.% 어비아봉인 Case 2, 그리고 Case 3은 Case 1에서 4개의 집합체를 Pyrex로 대체시킨 경우이다. 핵연료 농축도는 모두 4.95 wt.%를 사용하였다. 또한, 핵연료 농축도 및 가돌리니아봉의 핵연료 농축도가 4.95 wt.%와 1.8 wt.% 대신 모두 5 wt.%를 사용한 경우(Case 4)도 함께 비교하여 보았다. 가연성 흡수체를 선정하기 위한

작업이므로, 노심 계산은 제어봉 완전 인출 위치에서 수행하였다. 그림 3.2-5에서 보듯이 연료가 상대적으로 많이 장전된 Case 4의 경우 주기말 노심 연소도가 가장 크게 나타났다. 가돌리니아만을 사용한 Case 1의 경우 주기초 초과반응도가 부족하게 나타났으나, 여기서는 상대적인 비교만 하므로 “음”의 반응도는 무시한다. 위의 4가지 경우 중 약간의 Pyrex(혹은 붕소)를 사용한 경우 주기말 연소도가 가장 작게 나타났다. 그러나, 노심 연소에 따른 초과반응도의 최소값과 최대값의 차이가 가장 적게 나타난 것을 알 수 있다. 즉, 초장주기 운전을 위하여 가연성 흡수체의 연소 속도가 비교적 늦은 가연성 흡수체가 필요함을 알 수 있다.

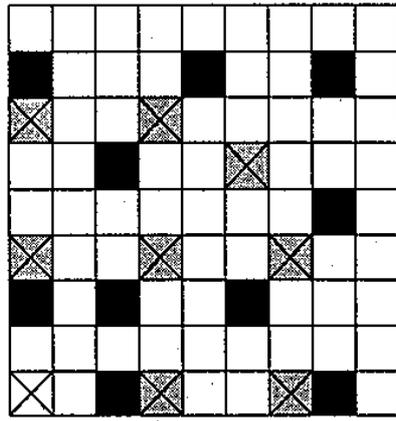
그림 3.2-6은 37개의 제어봉 구동 장치를 가정하여, 몇가지 흡수체에 대한 주기초 가용 정지여유도를 예비 평가한 것이다. 여기서 정의한 가용 정지여유도는 고온 전출력(Hot Full Power : HFP) 제어봉 완전 인출 위치와 상온 제어봉 완전 삽입 조건에서의 노심 반응도의 차이로써, 주기초 전출력 제어봉 완전 인출 위치에서 정확히 임계를 이룬 경우, 상온 영출력 상태에서 제어봉가와 출력 및 온도에 따른 반응도 결손과의 차이이다.

그림 3.2-6의 Case 1은 KOFA와 같은 9 wt.%의 가돌리니아붕을 사용한 경우이며, Case 2는 집합체당 64개 7 wt.% 어비아붕을 포함한 집합체로 노심을 구성한 경우이다. Case 3은 B<sup>10</sup>을 35%로 농축한 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-B<sub>4</sub>C 가연성 흡수봉이 집합체당 20개인 경우이고, Case 4는 30%로 농축된 Shim이 24개인 경우이다. Case 5는 Case 4와 같은 경우이나, 외각 집합체는 WABA로 대체한 경우고, Case 6는 5 wt.% 가돌리니아붕을 사용한 경우이다. 이 그림에서 알 수 있듯이 주기초 가용 정지여유도는 최대 2 % 이내로 유사함을 알 수 있다. 그러나 주기초 전출력 상태에서 초과반응도는 Case 2의 어비아를 사용하는 경우 5.4 %이고 20개 가연성 흡수봉을 사용하는 Case 3의 경우 7.1 %로써 Case 2와 3은 보다 많은 양의 가연성 흡수체의 사용이 필요하다.

그림 3.2-5에서 가연성 흡수체는 연소에 따라 반응도에 상당히 큰 영향을

미치는 것을 알 수 있다. 따라서, 노심 반응도가 가장 큰 연소도에서 정지여유도를 평가하여 보고 그림 3.2-7에 나타내었다. Case 3은 Case 4와 같은  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$  가연성 흡수봉을 사용하므로 계산하지 않았다. 이 그림에서 “음”의 부호는 정지여유도가 부족한 경우이다. 즉 가돌리니아나 어비아를 사용한 경우 주기중 정지여유도 확보에 어려움이 예상된다.  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$  가연성 흡수봉을 사용한 경우, 정지여유도는 4.8 %에 해당되며, 다른 가연성 흡수체에 비해 월등히 좋은 정지여유도 특성을 얻을 수 있었다. 그러나, 연소 속도가 빠른 5 wt.%의 가돌리니아를 집합체 외각에 사용한 Case 6의 경우 모든 집합체에 9 wt.% 가돌리니아를 사용한 Case 1보다 정지여유도 관점에서 더욱 불리한 결과를 나타내고 있다. 이는 노심 외각에 배치된 가돌리니아가 다른 노심에 비해 상대적으로 빨리 소진되어 제어봉가가 상대적으로 감소하였기 때문이다.

이로부터 기존 상용로와 달리 무봉산 노심의 장전 모형은 제어봉가의 극대화를 통한 정지여유도 확보에 주안점을 두어야 할 것임을 알 수 있다. 결론적으로 30 % 이상 농축된  $\text{B}^{10}$ 을 사용한  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$  가연성 흡수봉이 무봉산 초장주기 운전을 예상하는 SMART의 주요 가연성 흡수봉으로 적절하다.



- ⊗ 계측기 안내관
- ▨ 환상 가돌리니아 가연성 흡수체
- 일반 핵연료봉
- 가돌리니아봉

그림 3.2-1 환상 가돌리늄 합금 가연성 흡수체를 사용한 1/4 핵연료 집합체 배열

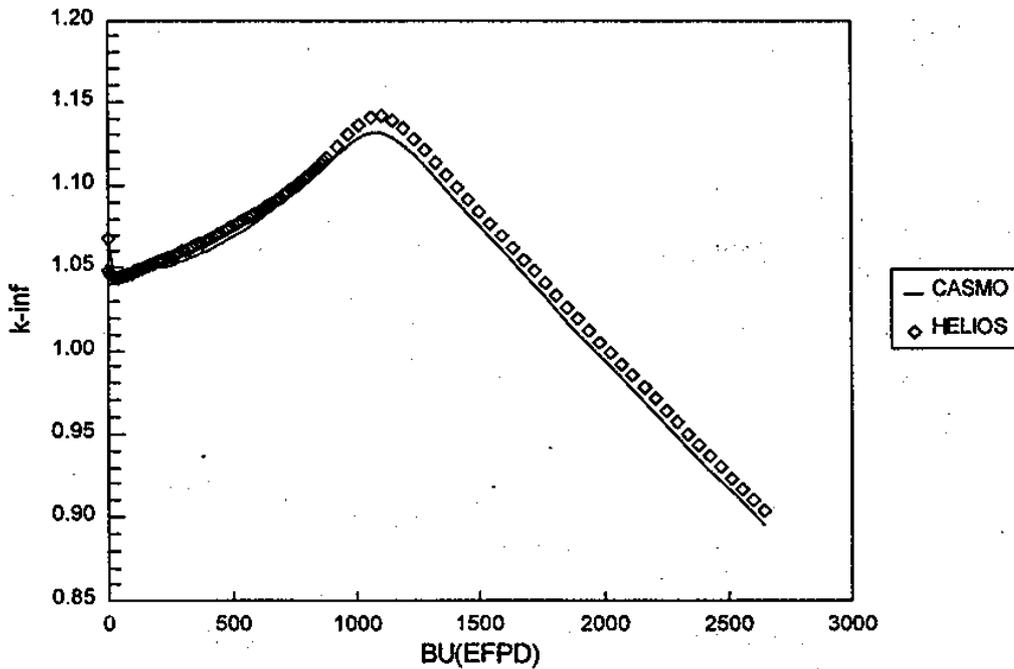


그림 3.2-2 12 wt.%의 가돌리니아봉을 포함한 집합체의 연소도별  $K_{\infty}$  변화

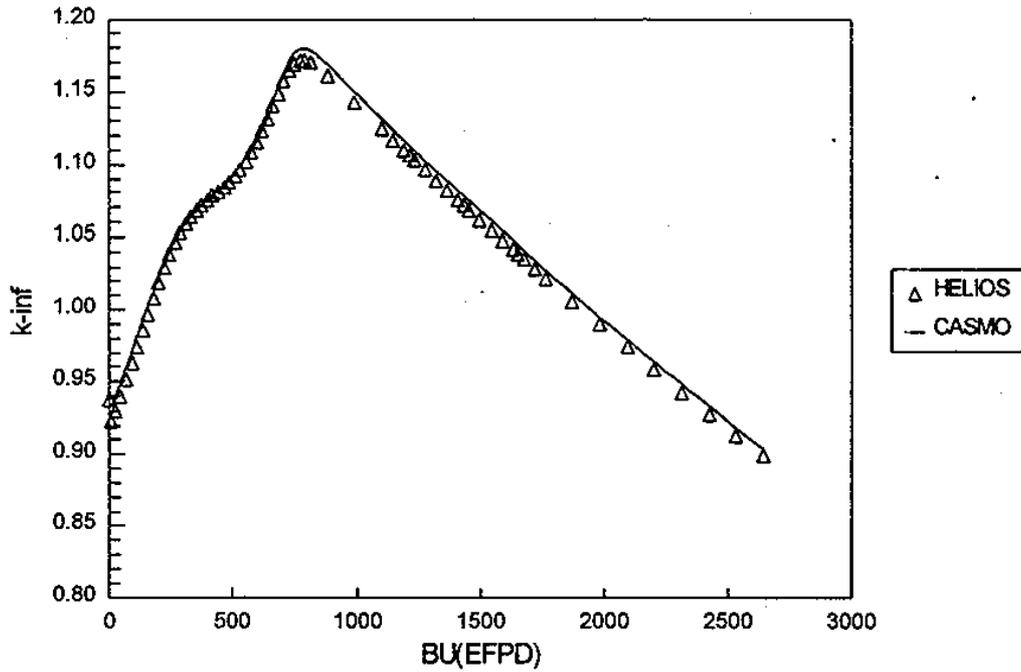


그림 3.2-3 2 wt.%의 가돌리니아봉과 1 g/cm<sup>3</sup>의 환상 가돌리니움 가연성 흡수체를 포함하는 집합체의 연소도별 K<sub>∞</sub> 변화

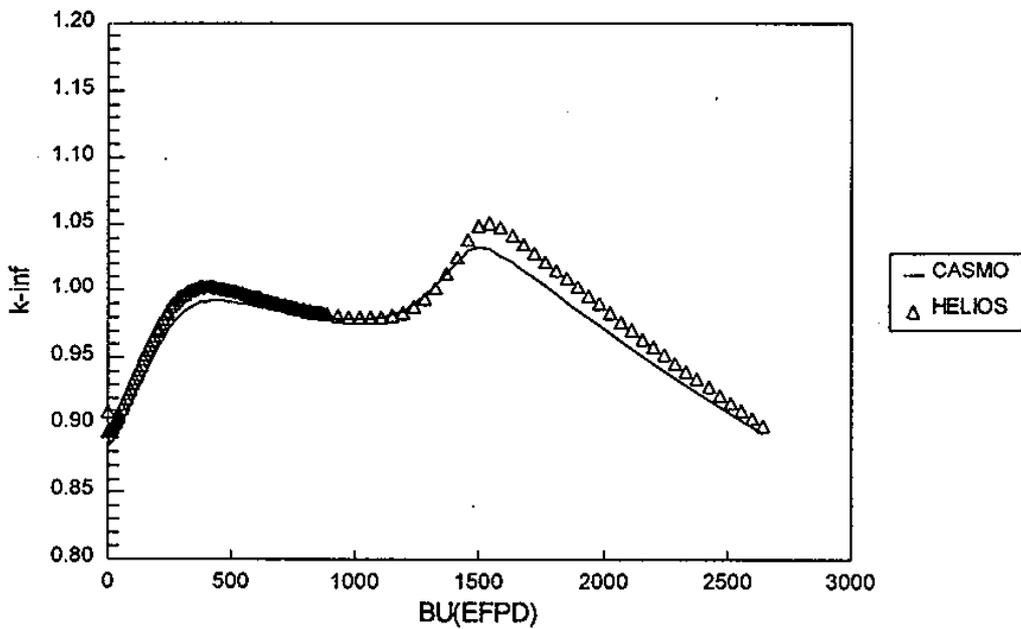


그림 3.2-4 2 wt.%의 가돌리니아봉과 2.5 g/cm<sup>3</sup>의 환상 가돌리니움 가연성 흡수체를 포함하는 집합체의 연소도별 K<sub>∞</sub> 변화

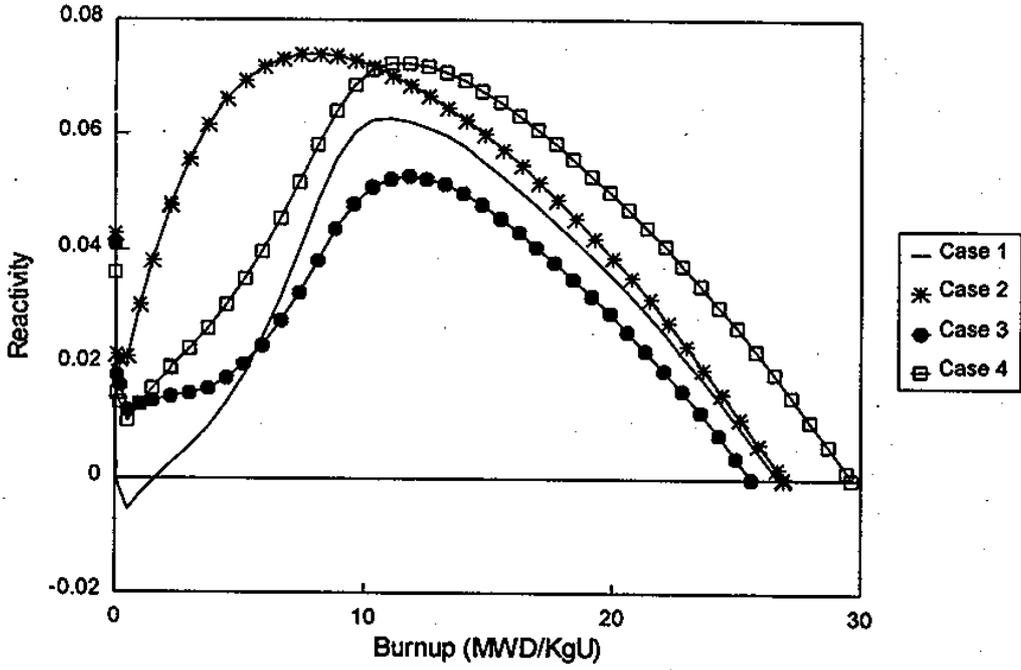


그림 3.2-5 가연성 흡수체 종류의 노심 연소에 따른 초과반응도

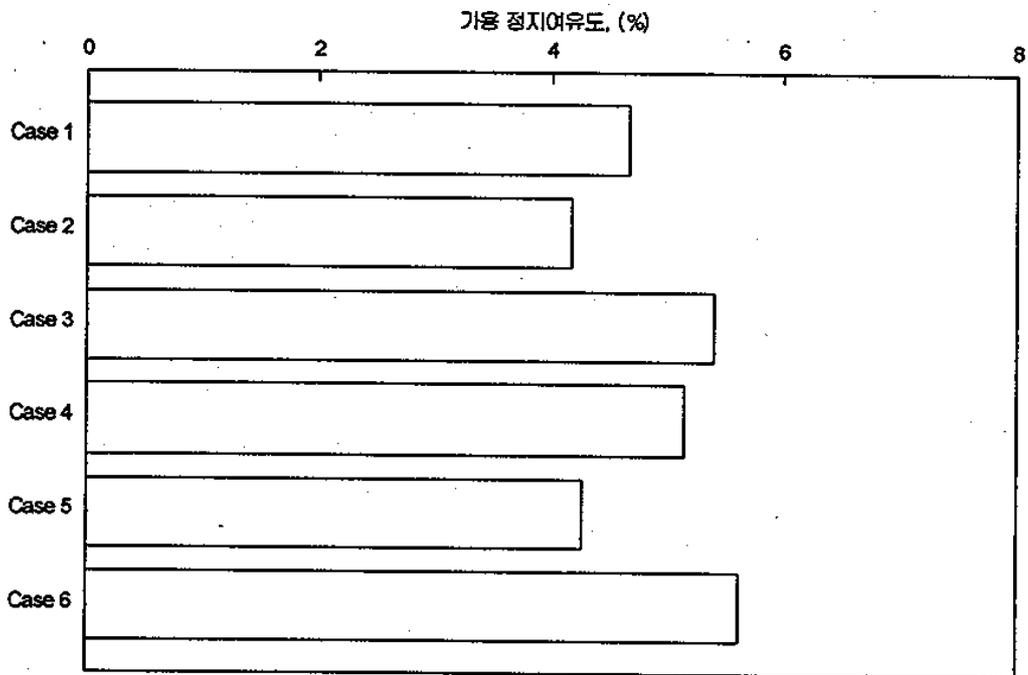


그림 3.2-6 주기초 흡수체별 가용 정지여유도

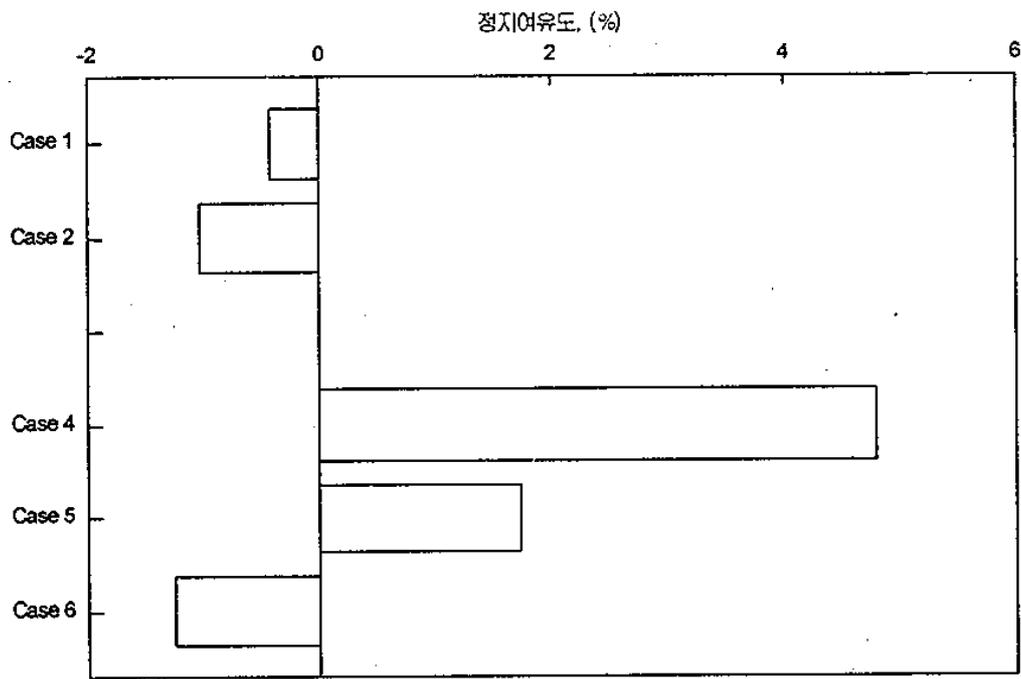


그림 3.2-7 주기중 정지여유도

## (2) 집합체 구성

그림 3.2-8부터 3.2-18까지 이 보고서에 사용된 집합체의 단면도를 나타내었다. 모든 핵연료의  $U^{235}$  농축도는 상용로의 사용후 핵연료 저장조 기준인 5 %에 제조 공차 0.05 %를 고려하여 4.95 %로 결정하였다. 주기 길이를 최대화하기 위하여 가능한 최대 농축도를 사용하였다. 표 3.2-2에 각 핵연료 집합체에 사용된 연료봉 및 가연성 흡수체의 구성을 나타내었다.

농축  $B^{10}$ 을 사용한  $Al_2O_3-B_4C$ 와 가돌리니아봉은 장기적 반응도 제어를 위하여 사용한다. 주로 35 %로 농축된  $B^{10}$ 을 사용하게 된 이유는 천연 붕소보다  $B^{10}$ 의 소진 시기를 늦춰 초장주기 노심의 주기초부터 주기말까지 초과반응도를 가능한 일정하게 제어하기 위함이다. 주기초에서 고착 제어봉가가 지나치게 커짐을 방지하기 위하여 연소 속도가 빠른 가돌리니아봉을 사용하여 반응도 손실을 최소화하도록 하였다.

이 보고서에 사용된 가연성 흡수체는 연소에 따른 첨두 계수 최소화 관점에서 최적화되지는 않았다. 그러나, 집합체내의 가연성 흡수체 장전 위치 변화로 인하여 연소에 따른 집합체 반응도 변화는 거의 차이가 없을 것으로 예상되므로, 예비 설계 단계에서 사용하기에는 문제가 없다. 최종 설계 단계에서는 민감도 연구를 수행하여 첨두 계수의 최적화를 이루어야 할 것이다.

표 3.2-2 핵연료 집합체 구성

구분	집합체당 핵연료봉 수	집합체당 Gd봉 수	Gd wt. %	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -B <sub>4</sub> C 심제어봉 수	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -B <sub>4</sub> C 의 B <sup>10</sup> %
A1	240	-	-	24	32
A2	240	-	-	24	35
B1	236	4	4	24	35
B2	232	8	4	24	35
B3	228	8	4	24	32
P8	244	-	-	20	30
K3	244	8	4	12	35
KG	216	24	4	24	35
K	248	4	4	12	35
K6	220	20	12	24	35
A3(*)	244	20	4	-	-
K8	240	12	4	12	35
T2	228	12	4	24	35

(\*) A3는 추가로 안내관에 24 Pyrex를 장전하였다.

A1 : 32% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (24)

A2 : 35% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (24)

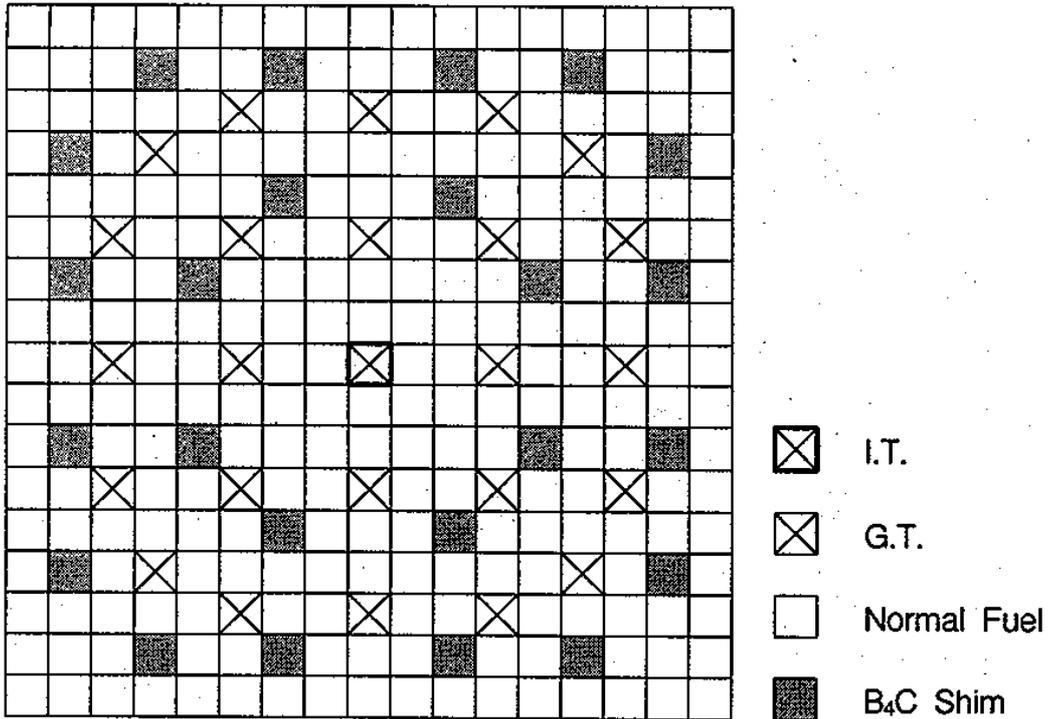


그림 3.2-8 집합체 장전 모형 - A1, A2

B1 : 35% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (24) / 4% Gd-1.8% Shim Rods - 4

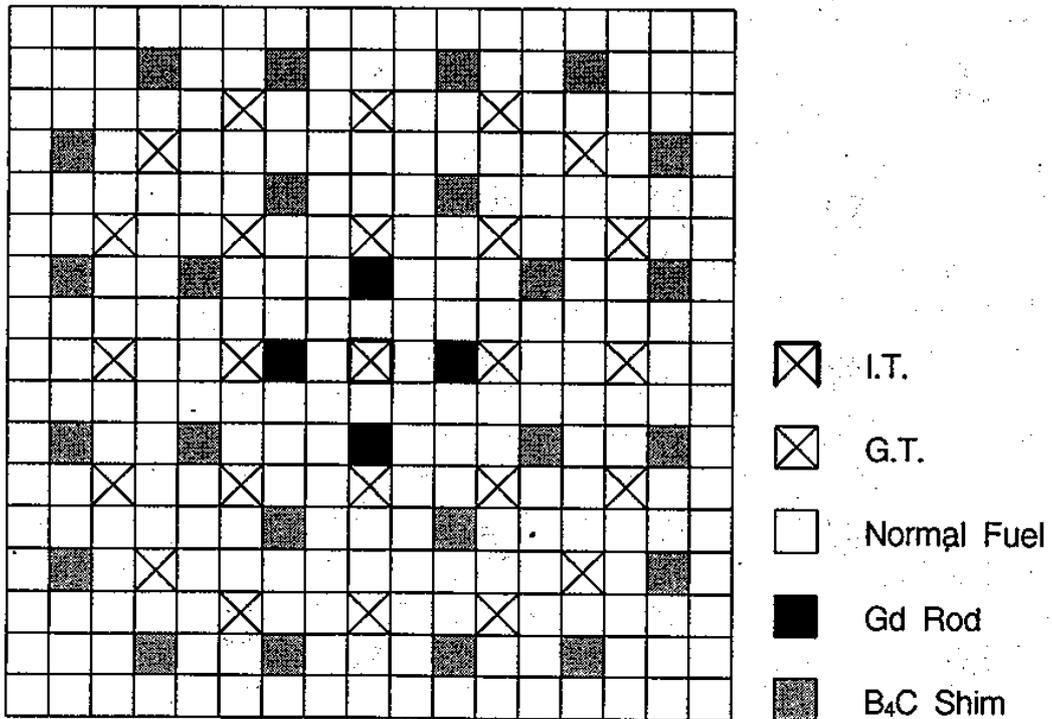


그림 3.2-9 집합체 장전 모형 - B1

B2 : 35% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (24) / 4% Gd-1.8% Shim Rods - 8  
 B3 : 32% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (24) / 4% Gd-1.8% Shim Rods - 8

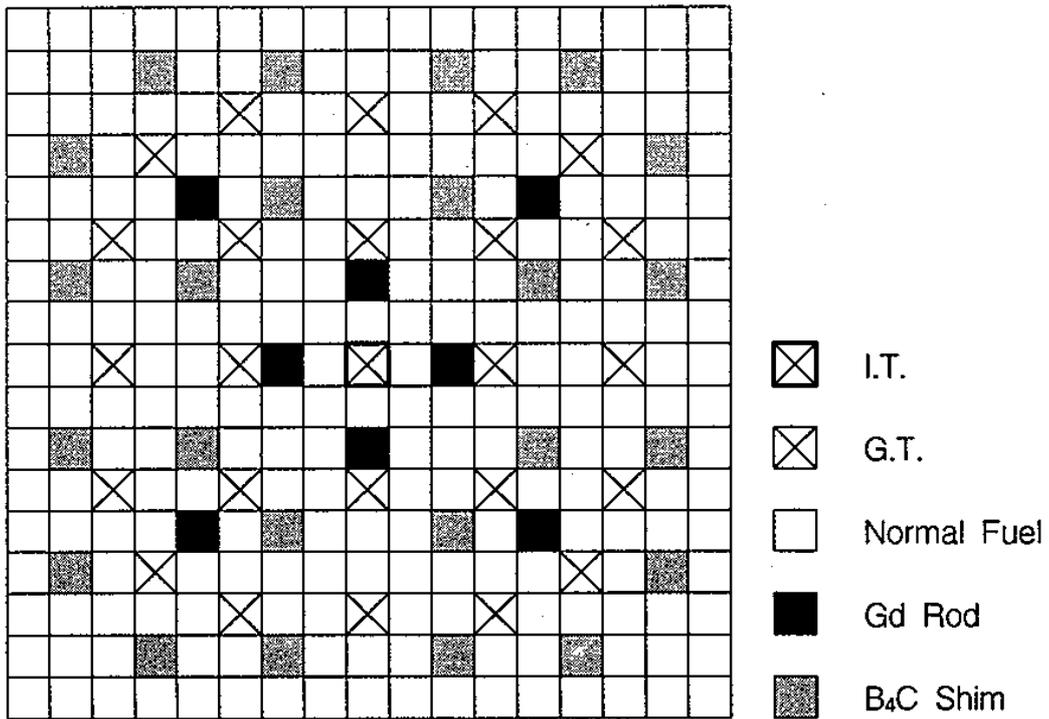


그림 3.2-10 집합체 장전 모형 - B2, B3

T2: 35% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (24) / 4% Gd-1.8% Shim Rods - 12

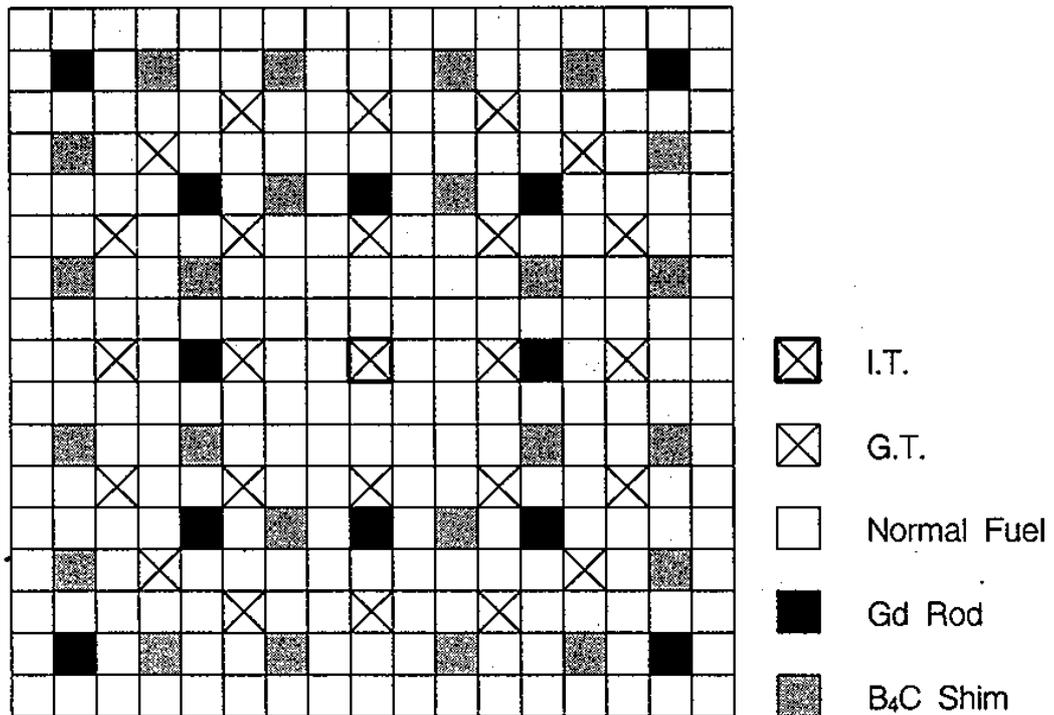


그림 3.2-11 집합체 장전 모형 - T2

P8 : 30% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (20)

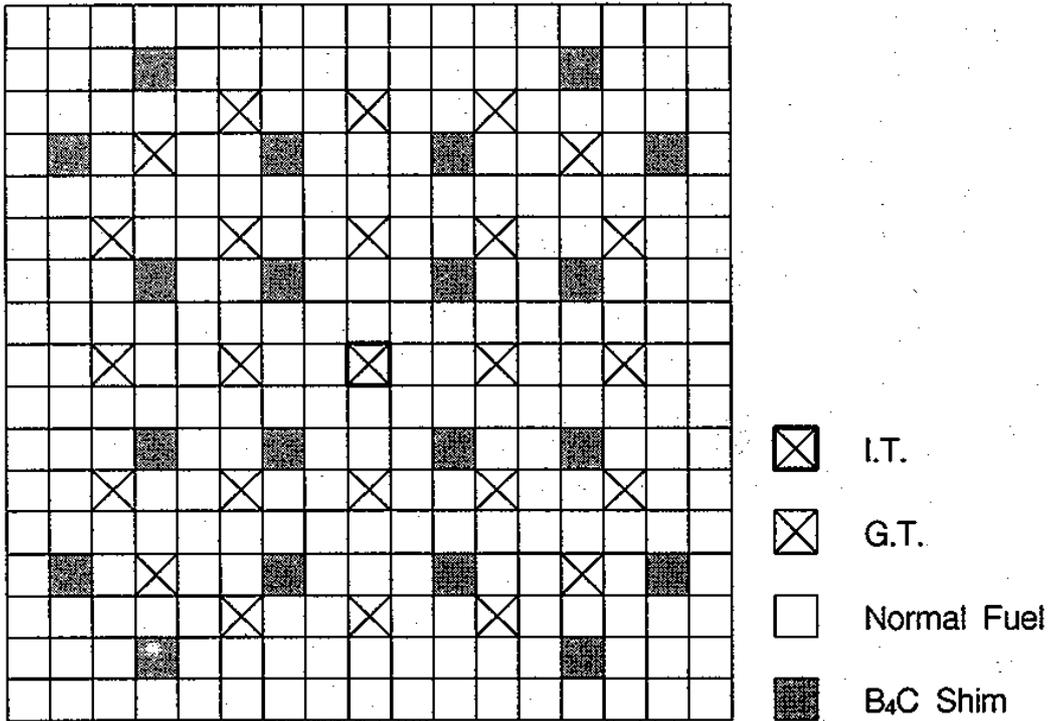


그림 3.2-12 집합체 장전 모형 - P8

KG : 35% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (24) / 12% Gd-1.8% Shim Rods - 24

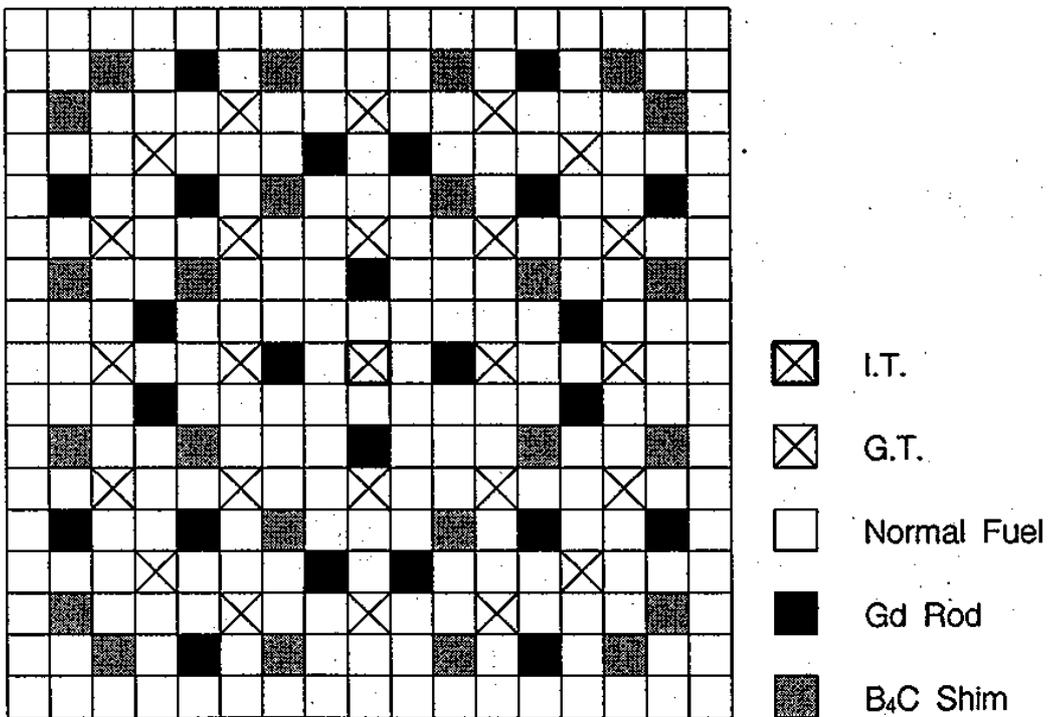


그림 3.2-13 집합체 장전 모형 - KG

K : 35% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (12) / 4% Gd-1.8% Shim Rods - 4

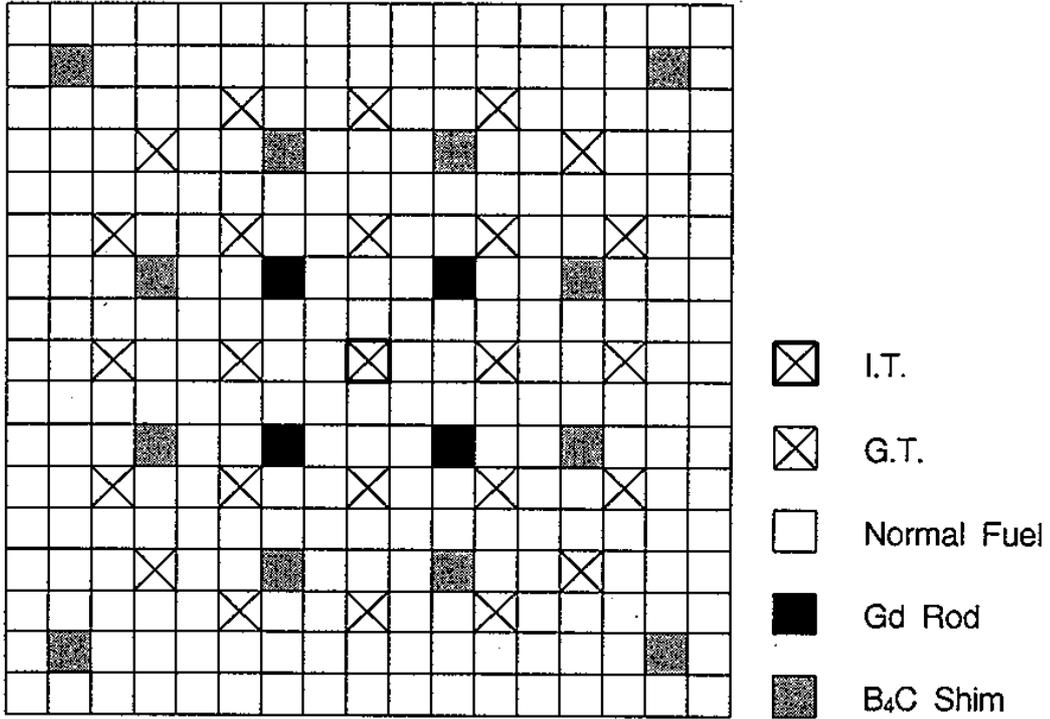


그림 3.2-14 집합체 장전 모형 - K

K3 : 35% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (12) / 4% Gd-1.8% Shim Rods - 8

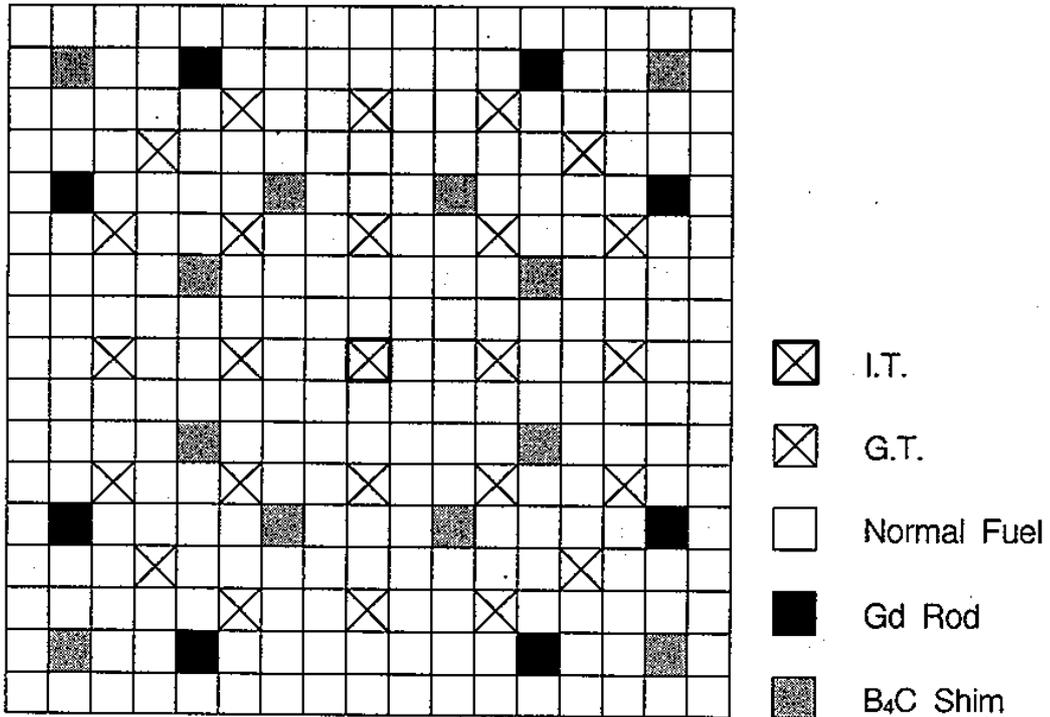


그림 3.2-15 집합체 장전 모형 - K3

K8 : 35% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (12) / 4% Gd-1.8% Shim Rods - 12

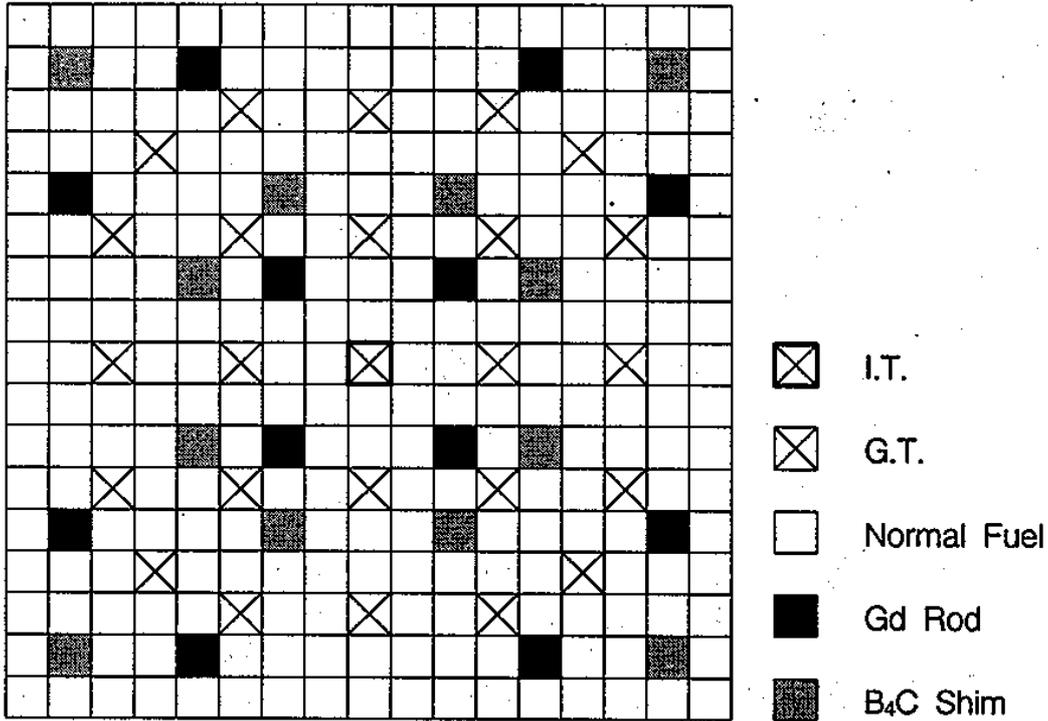


그림 3.2-16 집합체 장전 모형 - K8

A3 : 4% Gd-1.8% Shim Rods - 20/24 Pyrex in GT

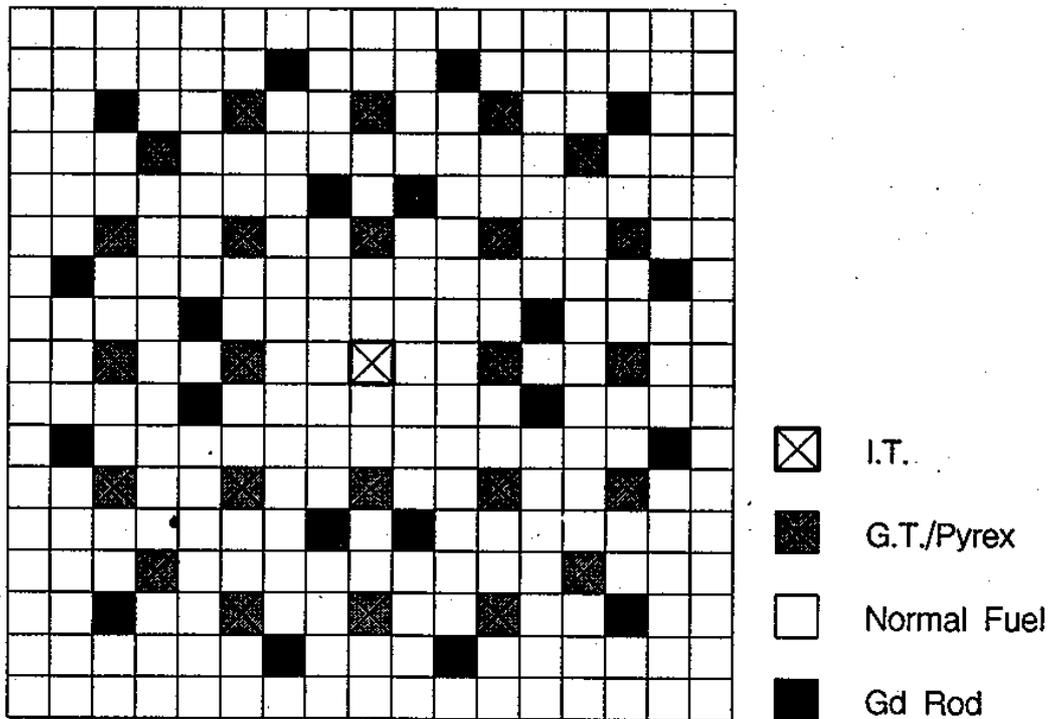


그림 3.2-17 집합체 장전 모형 - A3

K6 : 35% enriched B<sub>4</sub>C Shim Rods (24) / 12% Gd-1.8% Shim Rods - 20

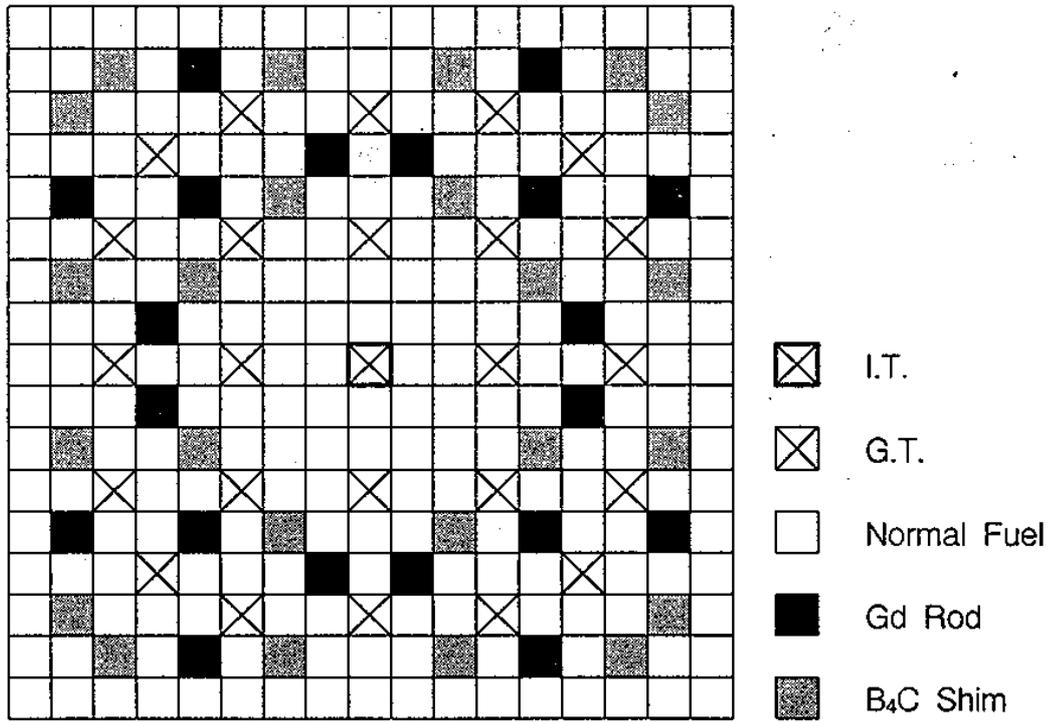


그림 3.2-18 집합체 장전 모형 - K6

## 나. 격자 계산 코드의 검증 계산

격자 계산 코드인 CASMO-3를 이용하여 균정수를 생산하기 위하여 17x17 KOFA에 대하여 검증 계산을 수행하였다. CASMO-3는 2차원 다군 중성자 수송 방정식을 이용하여, 경수로에 사용되는 핵연료 집합체 및 단위 핵연료봉의 연소 계산을 수행하는 코드이다. 이 코드는 원통형의 핵연료봉이 정사각형 구조로 배열된 경우를 처리할 수 있으며, 여러 종류의 가연성 흡수체, 노내 계측기, 제어봉 등을 고려할 수 있다. 또한, 노심 격막을 포함하는 반사체 영역에 대한 핵적 해석 능력을 갖추고 있다. 최대 10 MeV까지 포함하는 70- 또는 40-에너지군의 미시적 단면적을 사용한다. 가돌리니아의 유효 단면적은 MICBURN[2-10] 코드가 미리 처리한 결과를 CASMO-3의 라이브러리에 포함시켜 집합체 계산에 사용한다. CASMO-3에 대한 상세한 설명은 참고 문헌 [2-7]에 있다.

검증 계산을 위한 자료는 표 3.2-1에 있는 제원에 바탕을 두었으며, 보다 상세한 기본 입력 자료는 표 3.2-3에 수록하였다. 노심 유효 높이에 존재하는 그리드 스페이서는 3개의 지르칼로이-4(Zry-4) 그리드와 1개의 인코넬 합금(Inconel)으로 이루어져 있다. 표 3.2-4에 그리드 스페이서와 슬리브, 스프링 등의 무게와 밀도를 나타내었다. 그리드 스페이서의 평균 밀도는  $6.8314 \text{ g/cm}^3$ 로써, Zry-4와 인코넬은 각각 79.428 wt.%와 20.572 wt.%를 차지하고 있다. MICBURN에 입력되는 그리드 스페이서의 선밀도는 평균하여  $0.07898 \text{ g/cm}$ 를 사용하였다.

집합체 내의 핵연료봉 및 가돌리니아 가연성 흡수봉의 장전 모형은 그림 3.2-19에 나타내고 있다. 핵연료봉 및 가돌리니아봉의  $U^{235}$  농축도는 5 wt.%를 사용하였으며, 가돌리니아봉은 9 wt.% 가돌리니아를 사용하였다. 핵연료 소결체의 기공을 고려한 측정 밀도 뿐만 아니라, 디시(Dish)와 철퍼(Chanfer) 그리고 실제 핵연료 피복관에 소결체를 장입하여 생기는 소결체간의 틈새 등을 고려한 핵연료의 유효 밀도(Stack Density)는 이론 밀도의 92.27 %인

10.113 cm<sup>3</sup>를 사용하였다. 가돌리니아봉의 유효 밀도는 식 (3.2.2)와 같은 ABB-CE社의 설계 방법에 의하여 9.84 g/cm<sup>3</sup>을 얻었다.

$$SD_G = \frac{SD_F}{T.D.} \times (T.D. - 0.033 \times W_{BP}). \quad (3.2.2)$$

여기서 SD<sub>G</sub>는 구하고자 하는 가돌리니아봉의 유효 밀도 (g/cm<sup>3</sup>) 이고, SD<sub>F</sub>는 일반 핵연료봉의 유효 밀도, T.D.는 핵연료봉의 이론 밀도 10.96 g/cm<sup>3</sup>, W<sub>BP</sub>는 가연성 흡수체인 가돌리니아의 중량 퍼센트이다. 참고로 소결체의 측정 밀도 PD를 사용하는 Westinghouse-社 방법은 식 (3.2.3)와 같다.

$$SD_G = PD \times (10.96 - W_{BP} \times 0.04) / 10.96 \quad (3.2.3)$$

제어봉 피복재는 표 3.2-3에서 보여주듯이 304-스테인리스강(SS304)을 사용한다. SS304는 철(Fe) 68.35 %, 니켈(Ni) 11.70 %, 크롬(Cr) 17.40 %, 규소(Si) 0.51 %, 망간(Mn) 1.99 %로 이루어진 합금이며, 7.9 g/cm<sup>3</sup>의 밀도를 갖는다. 검증 계산에 쓰인 제어봉의 흡수 물질은 티타늄(Ti)과 디스프로시움(Dy) 산화물의 혼합물로 TiO<sub>2</sub>+Dy<sub>2</sub>O<sub>3</sub>이다. 혼합물의 밀도는 6.0 g/cm<sup>3</sup>이며, Ti, Dy, O의 원자량 47.88, 162.50, 15.999를 이용하여 구한 각 원자의 수밀도는 각각 0.007979, 0.015958, 0.039895 atoms/b-cm이다.

표 3.2-5에 MCNP[2-11], CASMO-3, DIT[2-12], HELIOS[2-13], MASTER 코드로 계산된 2-군 무한중배율(K<sub>∞</sub>)을 정리 비교하였다. DIT는 ABB-CE社에서 개발하고 사용중인 2차원 수송 이론 코드로써 노심의 소격 격자 계산을 위한 집합체를 대표하는 중성자 단면적과, 봉 단위의 미세 격자 계산을 위한 각 격자 단위로 평균된 소수군 중성자 단면적을 생산해 주는 코드이다. HELIOS 역시 2차원 중성자 수송 이론 코드이며, 핵연료의 연소와 감마선량 계산 등을 수행할 수 있으며, 입출력은 AURORA[2-14]와 ZENITH[2-15]가 각각 처리한다. MASTER의 결과는 CASMO-3로 생산한 단면적을 이용하여 계산된 것이나, 약간의 차이를 보이고 있다. 이는 제한 효과를 고려하기 위하여 단면적

이 기준 상태에서 벗어난 경우  $\delta\sigma/\delta T_{\infty}$  과 같은 선형 근사를 사용하기 때문이다. 제어봉이 완전 인출된 상태에서 HELIOS와 DIT의 2-군  $K_{\infty}$  계산 결과를 비교하여 보면 최대  $\Delta K$ 가 상온에서 0.00554이고, 고온에서 0.00415로 모든 코드가 집합체의 반응도를 잘 예측하고 있음을 알 수 있다. 제어봉이 삽입된 경우 반응도 차이가 증가되는 것을 알 수 있다. 제어봉가 결정에 중요한 반응도 차이를 보면, 상온에서 MCNP의 경우 23.772 % $\Delta\rho$ , DIT와 HELIOS의 계산 결과는 25.526 % $\Delta\rho$ 와 26.525 % $\Delta\rho$ 로 최대 2.75 % $\Delta\rho$ 의 차이를 나타내며, 고온에서도 비슷한 경향을 보이고 있다. 이러한 격자 계산 코드의 차이는 반응 단면적의 차이를 나타내고 최종적으로 노심 해석 코드 체계의 불확실도에 영향을 주게 된다. 제어봉가의 불확실도가 상용로에서 통상적으로 10 %인 점을 고려하면, DIT와 HELIOS의 결과는 잘 일치하고 있다.

그림 3.2-20과 3.2-21에는 상온에서 격자 계산 코드의 출력 분포를 비교하고 있다. DIT와 HELIOS는 최대 출력 차이가 제어봉이 인출된 경우 2 %, 제어봉이 삽입된 경우 2.5 %로 대단히 잘 일치하고 있다. CASMO-3와 MCNP도 최대 3 % 이내로 일치하고 있다. 제어봉 인출시 CASMO-3와 DIT는 출력이 비교적 낮은 핵연료봉에 대해 최대 5.8 %의 차이를 보이며 전체적으로 잘 일치하고 있다.

CASMO-3, HELIOS, DIT가 예측하는 집합체 연소도에 따른  $K_{\infty}$ 를 그림 3.2-22에 나타내었다. 가연성 흡수체인 가돌리니아가 없는 경우를 기준으로 보면, 가돌리니아봉이 있는 경우 주기초부터 가돌리니아가 소진되는 약 900일까지  $K_{\infty}$ 가 약 1.06부터 1.18까지 증가하다 기준 집합체의  $K_{\infty}$  곡선을 약간 아래쪽에서 따라가며 거의 선형적으로 감소하고 있다. 그림 3.2-22는 세 코드의 연소 계산 결과가 잘 일치하고 있음을 보여 준다.

표 3.2-3 격자 계산 코드의 검증 계산을 위한 기본 집합체 자료

항 목	단위	상온 조건	고온 조건
열출력	MWt	330	
입구 온도	°C	270.0	
감속재 평균 온도	°C	290.0	
피복재 평균 온도	°C	312.8	
유효 핵연료 온도	°C	480.0	
기준 붕산 농도	ppm	0.0	
냉각재 압력	MPa	15.0	
집합체 피치	cm	21.5036	21.6074
격자 피치	cm	1.260	1.266
핵연료봉			
- 소결체 직경	cm	0.805	
- 피복재 내측 반경	cm	0.411	0.4118
- 피복재 외측 반경	cm	0.475	0.4759
- 피복재 재료		Zry-4	
- 피복재 밀도	g/cm <sup>3</sup>	6.55	
안내관			
- 외측 반경	cm	0.570	0.5709
- 내측 반경	cm	0.612	0.6130
- 재료		Zry-4	
- 밀도	g/cm <sup>3</sup>	6.55	
제어봉(TiO <sub>2</sub> +Dy <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )			
- 피복재			
. 재료		SS304	
. 밀도	g/cm <sup>3</sup>	7.9	
. 내경	cm	0.888	
. 외경	cm	0.968	0.97256
- 흡수체			
. 재료		TiO <sub>2</sub> +Dy <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	
. 외경	cm	0.888	
. 밀도	g/cm <sup>3</sup>	6.0	
. 높이	cm	200.0	
노심 유효 높이	cm	200.0	200.84

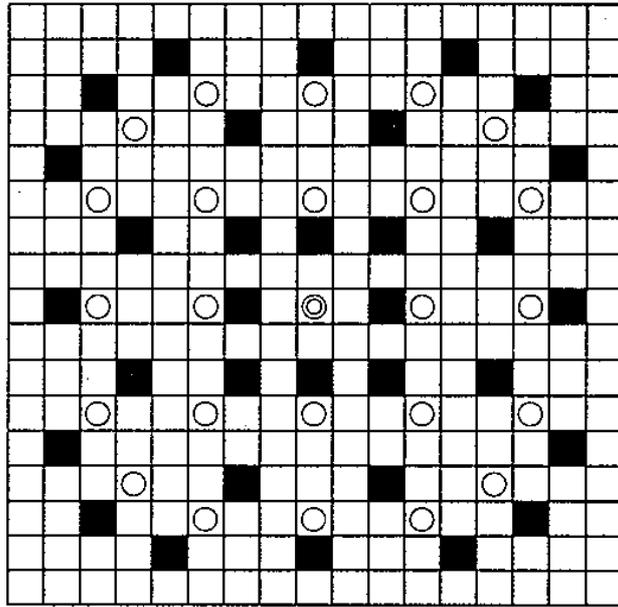
표 3.2-4 격자 계산을 위한 그리드 스페이서 자료

재 료	종 류	갯 수	단위 질량 (Kg)	밀 도 (g/cm <sup>3</sup> )
Zry-4	그리드 스페이서	3	1.041	6.55
	슬리브	3	0.131	
	슬리브	1	0.125	
Inconel	그리드 스페이서	1	0.685	8.19
	복합 스프링	3	0.083	
	스프링	3	0.003	

표 3.2-5 핵연료 집합체의 2군-K<sub>∞</sub> 비교

Code	상 온		
	제어봉 인출	제어봉 삽입	반응도 차이 (%)
CASMO-3	1.16570(1.16618)	x	
MASTER	1.16725	x	
MCNP	1.16870	0.91460	23.772
DIT	1.16932	0.90061	25.516
HELIOS	1.16378	0.88927	26.525
RDIPE	1.16997	0.87753	28.484
	고 온		
	제어봉 인출	제어봉 삽입	반응도 차이 (%)
CASMO-3	1.08503(1.08512)	x	
MASTER	1.08501	x	
DIT	1.08573	0.80564	32.021
HELIOS	1.08158	0.79809	32.842
RDIPE	1.08594	0.77343	37.208

주) 괄호속의 값은 미시적 단면적을 사용하여 계산한 결과이다.



32-GD(9 wt.%)

-  GUIDE TUBE
-  INSTRUMENTATION TUBE
-  NORMAL FUEL
-  Gd BEARING FUEL

그림 3.2-19 검증 계산용 집합체 장전 모형 (17X17-24/1 KOFA)

0.000								
0.000								
0.000								
0.000								
1.023	0.982							
1.010	0.991							
1.042	0.993							
1.054	1.002							
0.248	0.894	0.249						
0.246	0.917	0.244						
0.247	0.959	0.247						
0.252	0.949	0.252						
0.000	1.116	1.094	0.000					
0.000	1.113	1.097	0.000					
0.000	1.102	1.105	0.000					
0.000	1.115	1.108	0.000					
1.190	1.106	1.045	1.218	1.226				
1.184	1.103	1.052	1.217	1.211				
1.169	1.103	1.074	1.193	1.221				
1.192	1.112	1.075	1.205	1.226				
1.193	1.051	0.257	1.154	1.277	0.000			
1.187	1.054	0.253	1.167	1.262	0.000			
1.172	1.076	0.253	1.160	1.250	0.000			
1.192	1.076	0.258	1.160	1.264	0.000			
0.000	1.151	1.118	0.000	1.152	1.093	0.259		
0.000	1.145	1.136	0.000	1.164	1.103	0.255		
0.000	1.133	1.127	0.000	1.160	1.104	0.256		
0.000	1.140	1.124	0.000	1.161	1.096	0.259		
0.259	1.040	1.130	1.117	0.259	0.983	1.007	1.100	
0.253	1.044	1.116	1.124	0.253	0.999	1.016	1.094	
0.255	1.068	1.126	1.122	0.255	1.007	1.023	1.081	
0.260	1.059	1.130	1.120	0.259	0.998	1.015	1.077	
1.026	1.097	1.136	1.108	1.020	1.086	1.132	1.172	1.218
1.026	1.092	1.133	1.108	1.027	1.075	1.115	1.162	1.209
1.039	1.086	1.119	1.094	1.034	1.068	1.107	1.141	1.179
1.029	1.080	1.114	1.088	1.025	1.062	1.099	1.130	1.161

그림 3.2-20 상온, 제어봉 인출시 격자 계산 코드 출력 분포 비교

0.000									
0.000									
0.000									
1.153	1.073								
1.150	1.066								
1.165	1.083								
0.280	0.893	0.286							
0.281	0.915	0.283							
0.282	0.923	0.286							
0.000	0.898	0.855	0.000						
0.000	0.902	0.882	0.000						
0.000	0.919	0.891	0.000						
0.953	0.997	0.936	0.921	0.956					
0.954	0.978	0.937	0.916	0.952					
0.971	1.001	0.955	0.931	0.974					
0.964	0.977	0.291	0.868	0.911	0.000				
0.962	0.966	0.289	0.892	0.916	0.000				
0.978	0.980	0.294	0.901	0.931	0.000				
0.000	0.953	0.924	0.000	0.905	0.958	0.323			
0.000	0.962	0.951	0.000	0.919	0.978	0.323			
0.000	0.972	0.952	0.000	0.918	0.969	0.326			
0.301	1.070	1.129	1.015	0.317	1.163	1.270	1.424		
0.299	1.076	1.127	1.039	0.314	1.169	1.287	1.429		
0.301	1.082	1.141	1.031	0.318	1.154	1.263	1.403		
1.202	1.270	1.304	1.269	1.243	1.368	1.461	1.554	1.647	
1.188	1.236	1.269	1.250	1.244	1.346	1.451	1.539	1.613	
1.181	1.238	1.271	1.244	1.222	1.321	1.420	1.502	1.565	

그림 3.2-21 상온, 제어봉 삽입시 격자 계산 코드 출력 분포 비교

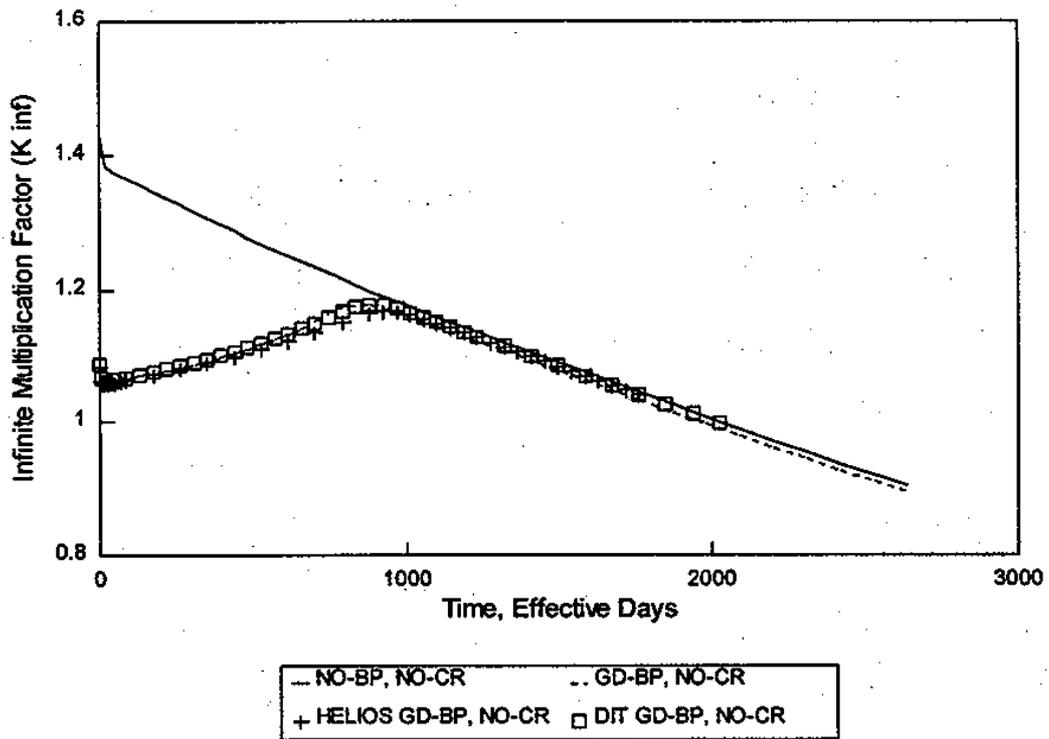


그림 3.2-22 연소도에 따른 집합체  $K_{\infty}$

## 라. 균정수 생산

### (1) 단면적

#### (가) 단면적 함수화

집합체 계산으로 생산된 단면적은 노심 인자, 즉 연소도, 핵연료 온도, 감속재 온도 및 밀도, 붕산 농도 등에 대하여 함수화된다. 이러한 증성자 단면적은 "Tableset" 이라는 표 형식으로 노심 계산의 입력이 된다. Tableset 속에는 임의의 연소도에서 균정수를 다음 식으로 표현하여 준다.

$$\begin{aligned} \sigma(B, ppm, T_f, T_m, D_m) = & \sigma(B, ppm_0, T_{f,0}, T_{m,0}, D_{m,0}) \\ & + \frac{\delta\sigma}{\delta ppm} \Delta ppm + \frac{\delta\sigma}{\delta \sqrt{T_f}} \Delta \sqrt{T_f} \\ & + \frac{\delta\sigma}{\delta \sqrt{T_m}} \Delta \sqrt{T_m} + \frac{\delta\sigma}{\delta \sqrt{D_m}} \Delta \sqrt{D_m} \end{aligned} \quad (3.2.4)$$

여기서,  $\sigma$ 는 단면적,  $B$ 는 연소도 또는 입자의 수밀도,  $ppm$ 은 수용성 붕산 농도,  $T_f$ 는 핵연료 온도,  $T_m$ 은 감속재 온도,  $D_m$ 은 감속재 밀도이다. 아래 첨자 "0"은 각 인자의 기준 조건을 의미하고,  $\Delta$ 는 각 인자의 기준 조건으로부터의 변위를 뜻한다.

윗 식의 미분항은 정상 운전 조건에서 노심 계산을 수행할 때는 상수로 근사할 수 있다. 그러나, 상온에서 노심 최대 예상 온도까지 넓은 범위의 감속재 온도 변화에 대하여 단면적의 변화는 선형적이 아니므로 이에 대하여 거시적 균정수 고차 변화량 합산법(Method of Lumped Higher-Order Macroscopic Cross Section Derivative)[2-16]을 이용하였다.

거시적 균정수 고차 변화량 합산법의 근간은 미시적 단면적은 1차 항에 의하여 함수화되는 반면, 나머지 고차 변화량은 하나의 거시적 단면적 변화량으로 합쳐지는데 있다. 따라서, 모든 핵종의 미시적 단면적은 1차 미분 계수만을 갖는 식 (3.2.4)와 같이 함수화되며, 고차 거시적 단면적 변화량은 식

(3.2.5)와 같이 표현된다.

$$\Delta \Sigma_D(T_m) = \sum_i N_i [\sigma_{c,i}(T_m) - \sigma_i(T_m)] \quad (3.2.5)$$

여기서,  $\sigma_{c,i}(T_m) = \sigma_i(T_{m,0}) + \frac{\delta \sigma}{\delta T_m}(T_m - T_{m,0})$ 이며,  $\sigma_i(T_m)$ 은 동위원소  $i$ 의 감속재 온도  $T_m$ 에서 미시적 단면적이다.

### (나) 핵종

Tableset에 포함되는 핵종은 MASTER 코드가 처리할 수 있도록 일관성을 유지하여야 한다. MASTER 코드를 위한 핵종은 표 3.2-6에 나타난 바와 같이 중핵종, 가연성 흡수체, 핵분열 생성물과 기타 노심 구조물 등의 구성 요소로 구분된다.

중핵종은 초우라늄 원소로 정의되며, MASTER 연소 모델에 포함되는 모든 핵종이 포함되어야 한다. 그림 3.2-23과 3.2-24에 CASMO-3와 MASTER에 사용되는 중핵종의 사슬을 보여주고 있다. MASTER에 포함되지 않는 나머지 중핵종은 구조물 또는 잔여물로 처리되어 거시적 단면적의 합이 보존되도록 한다. 모두 11 종의 중핵종이 MASTER에 있는데, 그 중  $NP^{239}$ 는 CASMO-3의 라이브러리가 단면적을 지원하지 않기 때문에 단면적 없이 붕괴 상수만을 갖는다.

"POIS"로 표시되는 가연성 흡수체는  $B^{10}$ , Gd, 또는 Er 동위 원소를 나타낸다. 이들 동위 원소들은 원자로 운전시 노심에서 연소가 가능하다.

Pm, Sm, I과 Xe을 제외한 모든 핵분열 생성물은 "FP.1"으로 표현되는 하나의 대표 원소로 통합되어 있다.

붕산에 포함되어 있는  $B^{10}$ , 물, 계측기 물질, 구조물 등이 기타 노심 성분의 범주에 속한다.

“RESI”로 명명된 동위 원소는 수밀도가 항상 1로 지정되는데, MASTER에 정의되지 않았으나 CASMO-3에서 집합체 계산에 고려되는 기타 동위 원소를 표현한다. 즉, RESI는 집합체의 거시적 단면적과 Tablesset에서 처리되는 모든 미시적 단면적과 원소의 수밀도를 곱하여 얻은 거시적 단면적의 합과의 차이를 뜻한다.

제어봉 단면적은 DEL# ( $1 \leq \# \leq 3$ ) 블록으로 표현되며, 집합체의 제어봉 삽입 및 인출 조건에서 거시적 단면적의 차이에 해당된다.

#### (다) 단면적 세트의 구조

모두 세 종류의 단면적이 다음과 같이 구분된다.

1. 축 방향 반사체 단면적[2-17]
2. 반경 방향 반사체 단면적[2-18,2-19]
3. 노심 단면적

축 방향 반사체 단면적은  $B^{10}$ 과  $H_2O$ 의 미시적 단면적과 축 방향 반사체 영역의 구조물에 대한 거시적 단면적으로 구성되어 있다. 상하부 반사체의 구조가 서로 다르므로 반사체 단면적도 달리 써야 할 것이나, 축 방향 반사체 영역에서 약간의 단면적 차이가 중성자 거동에 큰 영향을 미치지 않으므로 상하 반사체에 하나의 단면적을 사용하고 있다. 일반적으로 상부 반사체에서 생산된 단면적을 사용하고 있으며, 핵연료 및 감속재의 온도가 반사체 영역의 단면적에 미치는 영향이 적으므로, 고온 전출력 조건에서 생산된 단면적을 모든 노심 조건에서 사용하고 있다. 그림 3.2-25에 축 방향 반사체 영역의 단면적 구조를 보여주고 있다.

반경 방향 반사체의 단면적은 핵연료 집합체와 배플(Baffle)간의 경계면에서 중성자 누설량을 보존하는 균질화된 유효 거시적 단면적으로 구성된다. 반경 방향 반사체는 핵연료나 감속재의 온도보다는 봉산 농도에 관련이 있

다. 따라서, 붕산 농도에 대한 변화량만 존재한다. 꼭지점의 반경 방향 반사체 단면적은 하나의 집합체, 슈라우드(Shroud), 감속재를 일자로 배치한 1차원 구조에서 해석적으로 얻고 있다. 변의 반사체 단면적은 꼭지점 단면적의 산란 단면적을 보정하여 근사해를 구한다. 보정인자 ( $r_{2D}$ )는 다음과 같이 간략히 정해진다.

$$r_{2D} = \frac{P_{FA} - d}{P_{FA}} \quad (3.2.6)$$

이때,  $P_{FA}$ 는 집합체 피치이고,  $d$ 는 슈라우드 두께이다. 반경 방향 반사체의 단면적 구조는 그림 3.2-26에 표시하였다.

일반적인 노심 계산용 단면적 구조는 그림 3.2-27과 같다. v-Fission, 분열(Fission), 포획(Capture), 수송(Transport) 및 제거(Removal) 단면적 등이 포함된다. 여기에는 식 (3.2.4)를 위한 모든 정보가 포함되어 있다. 한 집합체에 대하여 하나의 단면적 세트(Set)가 배정되며, 축 방향으로 다른 조성을 갖는 경우 추가의 단면적 세트가 필요하게 된다.

## (2) 불균질 조형 함수(Heterogeneous Formfunction)

불균질 조형 함수는 붕 출력, 붕 연소도와 속중성자속 및 열중성자속 조형 함수에 대한 3종의 정보를 갖고 있다. 조형 함수는 전출력, 제어봉 완전 인출 위치에서 각 연소도별로 주어진다. 불균질 조형 함수의 구조는 그림 3.2-28에 수록하였다.

## (3) 단면적 생산 절차

CASLIB[2-20]으로 처리된 중성자 단면적 라이브러리와 가연성 흡수체 라이브러리를 이용하여, 격자 계산 코드인 CASMO-3로 균정수를 생산한다. CASMO-3는 여러 방법으로 중성자 단면적을 생산할 수 있으나, 참고 문헌 [2-6]에 제안된 절차에 따라 수행함으로써, 정량화된 편차 및 불확실도를 사용하도록 하였다. 참고 문헌 [2-6]에 제안된 균정수 생산 절차는 다

음과 같다.

- 40-에너지군을 갖는 K-library 사용
- 중성자 누출을 고려하기 위한 고유 모드 계산
- 7-에너지군을 이용한 2차원 집합체 계산
- 핵연료와 반사체간의 불연속 인자 고려

CASMO-3로 생산된 미시적 중성자 단면적은 카드 상으로 저장된다. 이렇게 저장된 자료는 XFORM[2-21]을 이용하여 MASTER 코드에 사용할 수 있는 형태로 변환하게 된다. 이때, 조형 함수도 동시에 저장되어 MASTER에서 붕 출력이나 연소 이력을 계산하는데 사용하게 된다. 일반적으로, CASMO-3/XFORM 체계가 생산하는 중성자 단면적은 미시적 단면적이다. 그러나, 여러 종류의 가연성 흡수체, 예를 들어 24개의  $Al_2O_3$ - $B_4C$  흡수봉과 4개의 가돌리니아봉을 한 집합체 내에 동시에 포함하는 B1 집합체와 같은 경우 (표 3.2-2 참조) 거시적 중성자 단면적이 하나의 가상 핵종 "POIS"으로 표현된다. 그림 3.2-29에 CASMO-3/XFORM을 이용하여 단면적과 불균질 조형 함수를 생산하는 절차를 나타내었다.

표 3.2-6 MASTER 코드에 쓰이는 핵종

구분	동위원소	표시	형태/함수	비고
중핵종	$U^{235}$	U235	미시적/연소도	연소가능
	$U^{236}$	U236	미시적/연소도	연소가능
	$U^{238}$	U238	미시적/연소도	연소가능
	$Np^{237}$	NP37	미시적/연소도	연소가능
	$Pu^{238}$	PU48	미시적/연소도	연소가능
	$Pu^{239}$	PU49	미시적/연소도	연소가능
	$Pu^{240}$	PU40	미시적/연소도	연소가능
	$Pu^{241}$	PU41	미시적/연소도	연소가능
	$Pu^{242}$	PU42	미시적/연소도	연소가능
	$Am^{234}$	AM43	미시적/연소도	연소가능
가연성 흡수체	$B^{10}$ , Gd, Er	POIS	미시적/수밀도	연소가능
핵분열 생성물	핵분열 생성물	FP.1	미시적/연소도	연소가능
	$Xe^{135}$	XE45	미시적/연소도	연소가능
	$Sm^{149}$	SM29	미시적/연소도	연소가능
기타 성분	붕산수내 $B^{10}$	B-10	미시적/연소도	
	물	H2O	미시적/연소도	
	구조물	STRM	거시적/연소도	$N_{STRM}=1.0$
	잔여물	RESI	거시적/연소도	$N_{RESI}=1.0$
	계측기	DETE	미시적/수밀도	연소가능
	제어봉	DEL#	거시적/연소도	$\#=1,2,3$
	Macro	MAC	거시적/연소도	

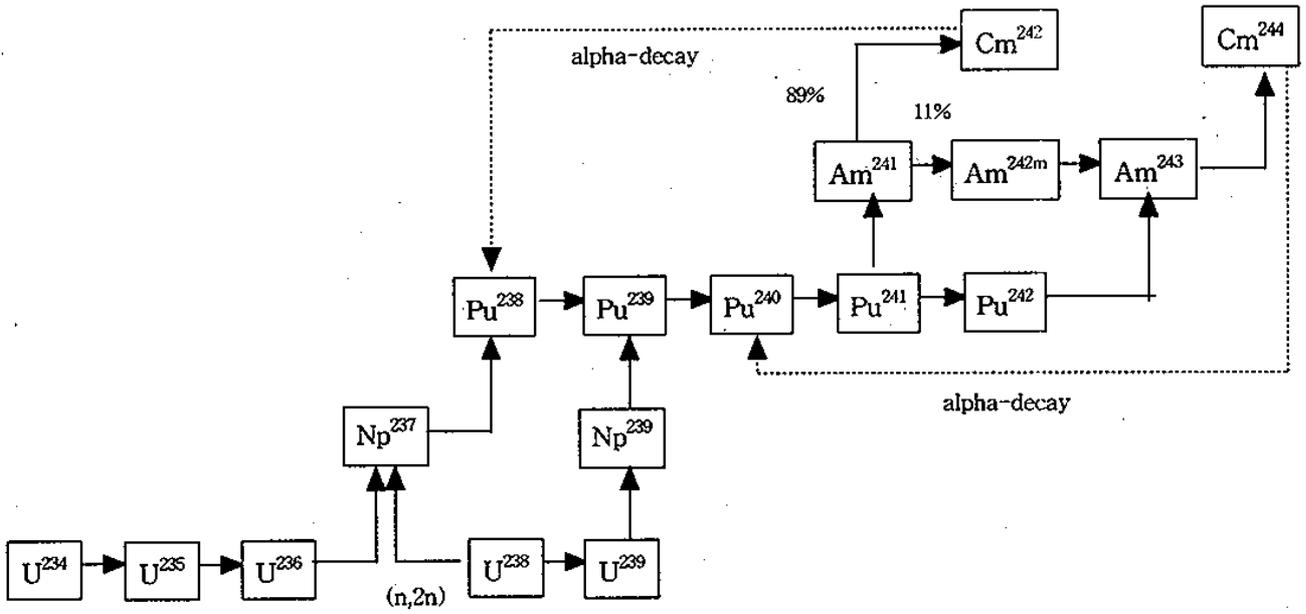


그림 3.2-23 CASMO-3의 중핵종 사슬

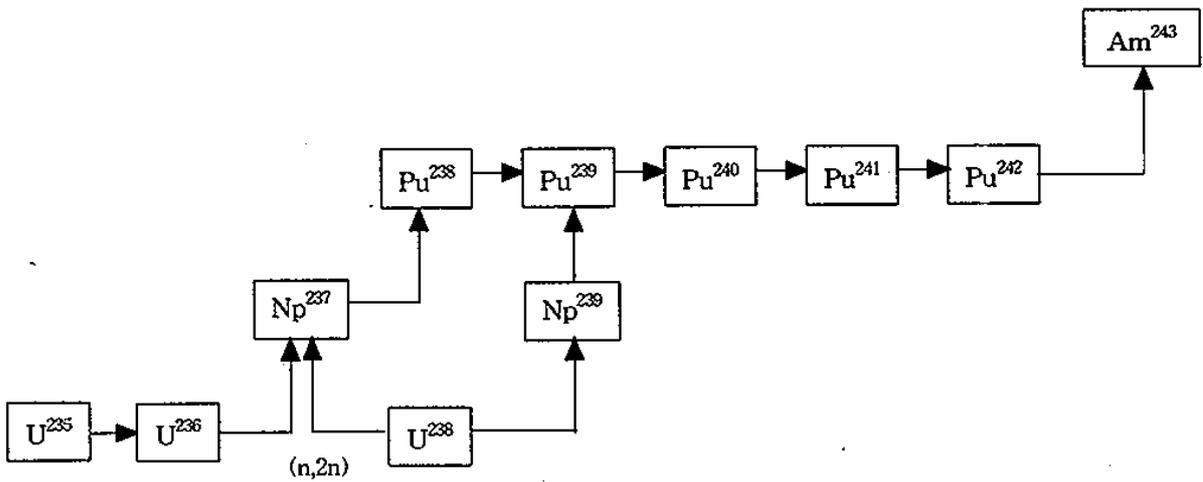


그림 3.2-24 MASTER의 중핵종 사슬

12345678901234567890123456789012345678901234567890123456789012345678901234567890

REFL REF\_AXIAL -----> *Heading*

No. of materials defined

AXIAL REFLECTOR B-10 + H2O + STRM TOP 3

3.76320E+01	3.92050E+00	0.00000E+00	1.73290E-02	Group-1	: B <sup>10</sup>
1.98190E+03	1.52250E+03	0.00000E+00	0.00000E+00	Group-2	
9.01760E-03	7.98400E+00	0.00000E+00	1.67280E+00	Group-1	: H <sub>2</sub> O
3.42990E-01	4.20930E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	Group-2	
6.84489E-04	6.79285E-02	0.00000E+00	7.27480E-04	Group-1	: Structure Material
1.99349E-02	1.78211E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	Group-2	
<i>Absorption Transport Dummy Removal</i>					

1234567890123456789012345678901234567890123456789012345678901234567890

그림 3.2-25 축 방향 반사체 단면적 구조

1234567890123456789012345678901234567890123456789012345678901234567890

REFL REF_CORNER	.....▶	Heading	
RADIAL REFL(CORNER)	.....▶	Boron PPM	
5.00000E+02	.....▶		1.55130E+02
1.39492E-03		$\Sigma_{a1}$	
1.57314E-01		$\Sigma_{a2}$	
2.11940E-07		$d\Sigma_{a1}/dppm$	
4.86319E-05		$d\Sigma_{a2}/dppm$	
4.03374E-01		$\Sigma_{tr1}$	
1.65066E+00		$\Sigma_{tr2}$	
0.00000E+00		$d\Sigma_{tr1}/dppm$	
4.73434E-04		$d\Sigma_{tr2}/dppm$	
2.67368E-02		$\Sigma_{12}$	
0.00000E+00		$d\Sigma_{12}/dppm$	
REFL REF_EDGE			
RADIAL REFL(EDGE)			
5.00000E+02			1.55130E+02
1.39492E-03			
1.57314E-01			
2.11940E-07			
4.86319E-05			
4.03374E-01			
1.65066E+00			
0.00000E+00			
4.73434E-04			
2.99403E-02			
0.00000E+00			

1234567890123456789012345678901234567890123456789012345678901234567890

그림 3.2-26 반경 방향 반사체 영역의 단면적 구조

12345678901234567890123456789012345678901234567890123456789012345678901234567890

COMP YG3K_B1X (Composition Id.)						Initial Number Density	Burnup Steps(i)
500000E+03	687840E+03	312140E+03	699270E+00	155130E+03	000000E+00		
U235						137806E-03	0-392 156 15 15 0 15 ( $\nu\sigma_f, \sigma_f, \sigma_c, \sigma_{tr}, \sigma_{12}$ )
000000E+00	650001E+02	259451E-02	580913E+00	956066E+02	000000E+00		
230000E+01	000000E+00	000000E+00	130000E+01	000000E+00	000000E+00		
16 236	100158E+01	110561E+01	000000E+00	000000E+00			Comment
YONGGWANG UNIT3&4 CASMO ( 8GD(4) 2.36/1.30W/O)							
XFORM ALPHA MOD1 UPDATED 02/29/96 + GEN. DATE: 1996- 5-14 11:29:13							
2 39 11							
1 2 2 2 2 1 2 2 2 2 1 2 2 2 2 1 2 2 2 2 1 2 2 2 2							
500000E+03	961000E+03	312140E+03	000000E+00	155130E+03	000000E+00		
ppm, $T_r(K)$ , $T_m(C)$ , Pressure,							
000000E+00	499857E+00	999933E+00	149994E+01	199994E+01	249994E+01	Burnup Steps(Bi)	
299994E+01	349994E+01	399994E+01	449994E+01	500042E+01	599999E+01		
699995E+01	799955E+01	900029E+01	100003E+02	110003E+02	125002E+02		
150000E+02	175000E+02	200000E+02	224999E+02	249999E+02	274999E+02		
299999E+02	324999E+02	349999E+02	374999E+02	400000E+02	425000E+02		
450000E+02	475000E+02	500000E+02	525001E+02	550001E+02	575001E+02		
600001E+02	625001E+02	650001E+02					
499857E+00	999933E+00	299994E+01	500042E+01	699995E+01	100003E+02	Variation Points(Bm)	
150000E+02	200000E+02	299999E+02	450000E+02	600001E+02			
324000E-10	324000E-10					Kappa(w/fission)	
184335E+02	185165E+02	185016E+02	184829E+02	184637E+02	184422E+02		
184176E+02	183887E+02	183601E+02	183414E+02	183399E+02	183651E+02		
184000E+02	184382E+02	184776E+02	185159E+02	185425E+02	185742E+02	NuFission cx-group1	
186221E+02	186730E+02	187317E+02	187837E+02	188249E+02	188603E+02	$\nu\sigma_{f1}(Bi)$	
188918E+02	189193E+02	189428E+02	189623E+02	189780E+02	189906E+02		
190000E+02	190064E+02	190105E+02	190124E+02	190123E+02	190105E+02		
190075E+02	190031E+02	189977E+02					
553448E+03	545671E+03	543834E+03	542484E+03	541614E+03	541181E+03		
541219E+03	541687E+03	542182E+03	542262E+03	541824E+03	540948E+03		
539946E+03	539270E+03	538830E+03	538573E+03	538382E+03	538376E+03	NuFission cx-group2	
538871E+03	539474E+03	540320E+03	541235E+03	542227E+03	543206E+03	$\nu\sigma_{f2}(Bi)$	
544261E+03	545022E+03	545706E+03	546186E+03	546660E+03	546904E+03		
547038E+03	547069E+03	547004E+03	546854E+03	546622E+03	546329E+03		
545978E+03	545588E+03	545163E+03					
245323E-03	243633E-03	243202E-03	252518E-03	248234E-03	240707E-03	$d\nu\sigma_{f1}(Bm)/dppm$	
232655E-03	227661E-03	220528E-03	210468E-03	202412E-03			
138816E-01	137958E-01	138676E-01	141215E-01	141189E-01	142866E-01	$d\nu\sigma_{f2}(Bm)/dppm$	
145118E-01	146769E-01	151119E-01	151987E-01	153093E-01			
241699E-02	302469E-02	374749E-02	461530E-02	551649E-02	694827E-02	$d\nu\sigma_{f1}(Bm)/d\sqrt{T}$	
826266E-02	969559E-02	122921E-01	142672E-01	155194E-01			
332578E+00	355744E+00	364620E+00	381341E+00	412426E+00	402187E+00	$d\nu\sigma_{f2}(Bm)/d\sqrt{T}$	
423807E+00	456917E+00	450067E+00	510689E+00	463178E+00			
161715E-02	170317E-02	195837E-02	204000E-02	207005E-02	180779E-02	$d\nu\sigma_{f1}(Bm)/dT_m$	
152111E-02	158272E-02	134058E-02	125866E-02	131502E-02			
534933E+00	539301E+00	543848E+00	547864E+00	557318E+00	565323E+00	$d\nu\sigma_{f2}(Bm)/dT_m$	
577890E+00	588599E+00	597140E+00	606439E+00	600861E+00			
563848E+02	549304E+02	588322E+02	591317E+02	584472E+02	562412E+02	$d\nu\sigma_{f2}(Bm)/dD_m$	
422382E+02	435337E+02	344010E+02	303312E+02	286477E+02			
803034E+04	802164E+04	792788E+04	769342E+04	769938E+04	782825E+04	$d\nu\sigma_{f2}(Bm)/dD_m$	
794733E+04	796034E+04	804648E+04	793873E+04	810729E+04			
756147E+01	759588E+01	758967E+01	758190E+01	757391E+01	756498E+01		
755481E+01	754279E+01	753097E+01	752319E+01	752259E+01	753299E+01		
754742E+01	756320E+01	757948E+01	759528E+01	760623E+01	761929E+01	Fission cx-group1	
763907E+01	766008E+01	768431E+01	770576E+01	772276E+01	773732E+01	$\sigma_{f1}(Bi)$	
775034E+01	776164E+01	777130E+01	777934E+01	778583E+01	779097E+01		
779480E+01	779745E+01	779909E+01	779983E+01	779976E+01	779901E+01		
779767E+01	779585E+01	779359E+01					
228811E+03	225596E+03	224836E+03	224278E+03	223918E+03	223739E+03		
223755E+03	223949E+03	224153E+03	224186E+03	224005E+03	223643E+03		
223229E+03	222950E+03	222767E+03	222661E+03	222582E+03	222580E+03	Fission cx-group2	
222784E+03	223034E+03	223383E+03	223762E+03	224172E+03	224577E+03	$\sigma_{f2}(Bi)$	

그림 3.2-27 노심 영역의 단면적 구조 (1/2)

.225013E+03	.225327E+03	.225610E+03	.225809E+03	.226005E+03	.226105E+03	
.226161E+03	.226174E+03	.226147E+03	.226085E+03	.225989E+03	.225868E+03	
.225723E+03	.225561E+03	.225386E+03				
.101827E-03	.101069E-03	.100886E-03	.104819E-03	.103004E-03	.998669E-04	$d\sigma_{t1}(Bm)/dppm$
.965128E-04	.944080E-04	.914316E-04	.872459E-04	.838766E-04		
-.573904E-02-	.570355E-02-	.573315E-02-	.583832E-02-	.583707E-02-	.590643E-02	$d\sigma_{t1}(Bm)/dppm$
-.599963E-02-	.606781E-02-	.624768E-02-	.628363E-02-	.632932E-02		
-.100996E-02-	.126000E-02-	.155666E-02-	.193043E-02-	.228175E-02-	.288830E-02	$d\sigma_{t1}(Bm)/d\sqrt{T}$
-.342752E-02-	.401595E-02-	.508172E-02-	.591069E-02-	.642545E-02		
-.137497E+00-	.147073E+00-	.150747E+00-	.157625E+00-	.170534E+00-	.166289E+00	$d\sigma_{t2}(Bm)/d\sqrt{T}$
-.175211E+00-	.188884E+00-	.186067E+00-	.211130E+00-	.191499E+00		
-.632119E-03-	.667500E-03-	.773859E-03-	.808930E-03-	.819659E-03-	.711918E-03	$d\sigma_{t1}(Bm)/dT_s$
-.592637E-03-	.617695E-03-	.516558E-03-	.482750E-03-	.504255E-03		
-.221157E+00-	.222962E+00-	.224843E+00-	.226501E+00-	.230412E+00-	.233720E+00	$d\sigma_{t2}(Bm)/dT_s$
-.238915E+00-	.243342E+00-	.246874E+00-	.250717E+00-	.248412E+00		
.224345E+02	.218356E+02	.234863E+02	.235642E+02	.233282E+02	.223726E+02	$d\sigma_{t2}(Bm)/dD_s$
.165726E+02	.171005E+02	.132980E+02	.115220E+02	.108292E+02		
.331998E+04	.331638E+04	.327754E+04	.318070E+04	.318312E+04	.323636E+04	$d\sigma_{t2}(Bm)/dD_s$
.328566E+04	.329106E+04	.332665E+04	.328216E+04	.335180E+04		
.394256E+01	.396435E+01	.396059E+01	.395591E+01	.395114E+01	.394595E+01	
.394015E+01	.393317E+01	.392644E+01	.392235E+01	.392260E+01	.392993E+01	
.393995E+01	.395074E+01	.396187E+01	.397251E+01	.397944E+01	.398774E+01	$\sigma_{a1}$
.400055E+01	.401464E+01	.403116E+01	.404547E+01	.405681E+01	.406658E+01	
.407526E+01	.408288E+01	.408942E+01	.409487E+01	.409928E+01	.410271E+01	
.410535E+01	.410719E+01	.410830E+01	.410875E+01	.410865E+01	.410814E+01	
.410725E+01	.410598E+01	.410445E+01				
.412037E+02	.406507E+02	.405003E+02	.403848E+02	.403047E+02	.402564E+02	
.402437E+02	.402585E+02	.402743E+02	.402629E+02	.402172E+02	.401340E+02	
.400464E+02	.399848E+02	.399403E+02	.399106E+02	.398858E+02	.398732E+02	$\sigma_{a2}$
.398906E+02	.399175E+02	.399654E+02	.400202E+02	.400820E+02	.401460E+02	
.402150E+02	.402644E+02	.403092E+02	.403413E+02	.403710E+02	.403858E+02	
.403935E+02	.403940E+02	.403874E+02	.403761E+02	.403585E+02	.403362E+02	
.403117E+02	.402824E+02	.402521E+02				
.633130E-04	.628772E-04	.625553E-04	.650163E-04	.639439E-04	.622196E-04	
.599213E-04	.585842E-04	.569010E-04	.540104E-04	.519333E-04		
-.939110E-03-	.933502E-03-	.942039E-03-	.958244E-03-	.955124E-03-	.968315E-03	
-.988129E-03-	.996170E-03-	.102650E-02-	.103088E-02-	.104271E-02		
.119267E-02	.101600E-02	.644531E-03	.291190E-03-	.850263E-04-	.752001E-03	
-.130460E-02-	.186885E-02-	.292341E-02-	.366721E-02-	.406141E-02		
-.184451E-01-	.196536E-01-	.208552E-01-	.226092E-01-	.243610E-01-	.237487E-01	
-.249387E-01-	.279358E-01-	.273488E-01-	.315061E-01-	.273603E-01		
-.476885E-03-	.497067E-03-	.571346E-03-	.604701E-03-	.613463E-03-	.534892E-03	
-.462985E-03-	.483012E-03-	.423121E-03-	.401354E-03-	.419903E-03		
-.331438E-01-	.335012E-01-	.340191E-01-	.344063E-01-	.352016E-01-	.358206E-01	
-.367588E-01-	.375547E-01-	.382238E-01-	.388773E-01-	.383883E-01		
.164898E+02	.162805E+02	.175129E+02	.176974E+02	.177543E+02	.169301E+02	
.132201E+02	.138143E+02	.111714E+02	.102044E+02	.992784E+01		
.549916E+03	.550087E+03	.547300E+03	.530636E+03	.531577E+03	.542308E+03	
.553387E+03	.553472E+03	.560200E+03	.552586E+03	.566781E+03		
.283584E-01	.285552E-01	.285094E-01	.284598E-01	.284070E-01	.283476E-01	
.282799E-01	.282000E-01	.281201E-01	.280600E-01	.280357E-01	.280403E-01	
.280619E-01	.280851E-01	.281081E-01	.281288E-01	.281499E-01	.281770E-01	$\sigma_{i2}$
.282155E-01	.282453E-01	.282662E-01	.282806E-01	.282892E-01	.282909E-01	
.282860E-01	.282766E-01	.282624E-01	.282434E-01	.282197E-01	.281929E-01	
.281628E-01	.281304E-01	.280954E-01	.280597E-01	.280226E-01	.279848E-01	
.279463E-01	.279089E-01	.278702E-01				
.459939E-06	.455540E-06	.451624E-06	.472885E-06	.457801E-06	.435537E-06	
.411190E-06	.394240E-06	.370629E-06	.337966E-06	.314813E-06		
-.175823E-04-	.191042E-04-	.183005E-04-	.177869E-04-	.177812E-04-	.178993E-04	
-.174722E-04-	.175890E-04-	.195268E-04-	.214589E-04-	.236394E-04		
-.152237E-04-	.154064E-04-	.156386E-04-	.154844E-04-	.154023E-04-	.154497E-04	
-.155075E-04-	.156508E-04-	.161647E-04-	.168179E-04-	.173981E-04		
.450920E+00	.448694E+00	.447769E+00	.442109E+00	.436443E+00	.434417E+00	
.434348E+00	.435896E+00	.442714E+00	.455787E+00	.465203E+00		
U236			.000000E+000	-.392	156	15 15 0 15

그림 3.2-27 노심 영역의 단면적 구조 (2/2)



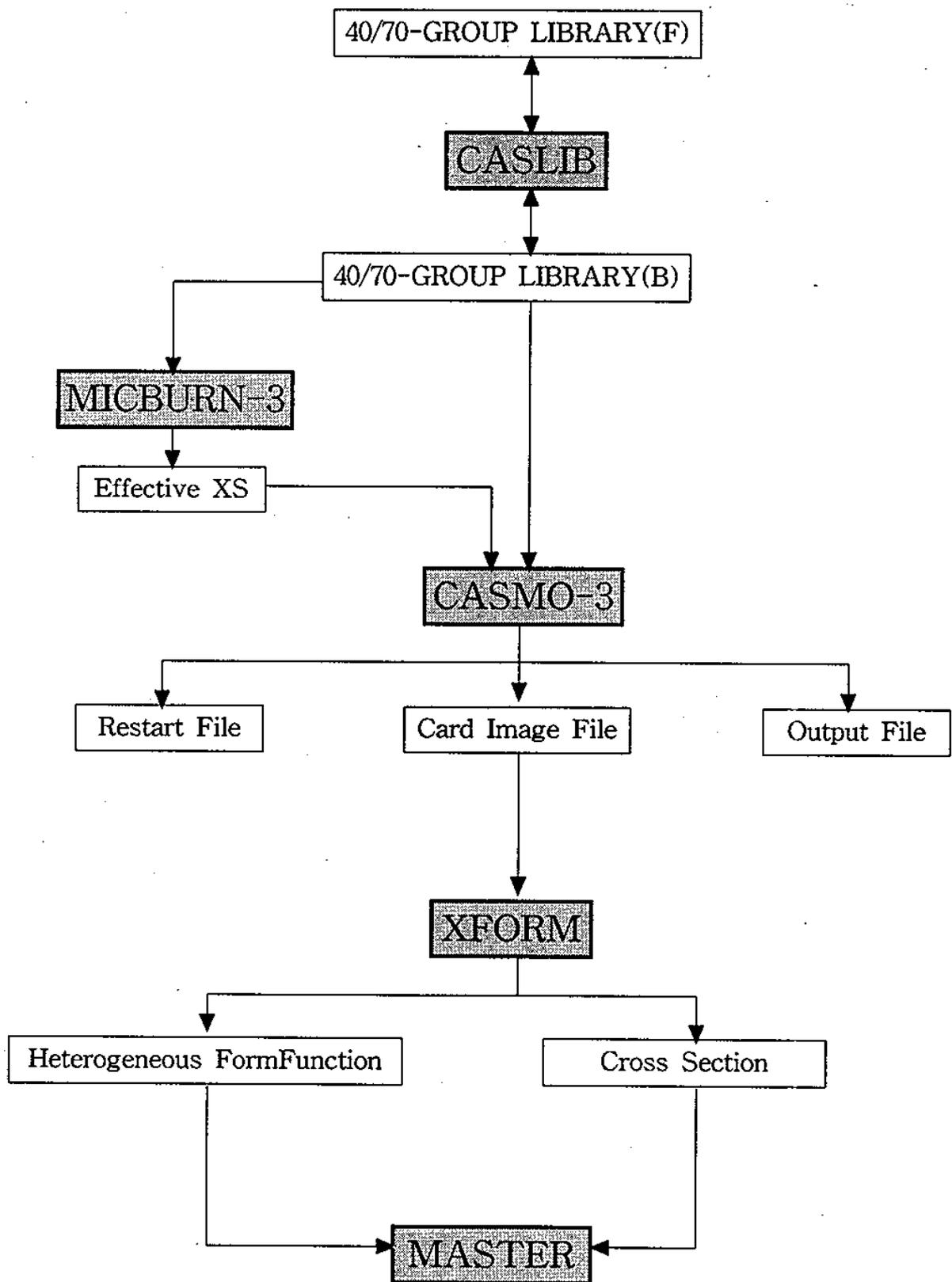


그림 3.2-29 CASMO-3/XFORM을 이용한 증성자 단면적 생산 절차

### 3. 예비 노심 장전 모형 및 평가

#### 가. 노심 핵 설계 기준

##### (1) 초과반응도 및 핵연료 연소도

핵연료 및 가연성 흡수체의 연소 특성에 근거하여 초과반응도가 결정되어야 한다. 핵연료의 평균 연소도는 최대 연소도가 제한치 내에 있도록 선택되어야 한다. 이 설계 기준은 출력 분포 제어와 함께 일반 설계 기준(General Design Criteria) 10[2-22, 2-23]을 만족하여야 한다.

##### (2) 노심의 설계 주기 길이 및 핵연료 교체 계획

노심의 설계 주기 길이와 핵연료 교체 계획은 대략 4~5년을 주기로 하며, 매 교체시마다 전체 핵연료를 교체하는 것을 기준으로 한다.

##### (3) 음의 반응도 궤환 효과

출력 운전 영역에서 노심 고유의 즉발 궤환 효과(핵연료 온도 계수, 감속재 온도 계수 및 감속재 압력 계수)는 총체적으로 급격한 반응도의 증가를 상쇄하는 방향으로 작용한다. 이러한 음의 반응도 궤환 효과는 일반 설계 기준 11을 만족 한다.

##### (4) 반응도 계수

각종 반응도 계수는 (3)에 기술된 음의 반응도 궤환 효과에 관한 설계 기준과 일관성이 있으며, 노심 보호 계통의 반응을 포함하도록 요구되는 가상 사고 및 운전중 발생 예상되는 사고 분석에 있어서 허용되는 결과와도 부합한다.

##### (5) 가연성 흡수체 요건

설계에 의해서 제공되는 가연성 흡수체의 반응도는 제어봉으

로 초과반응도를 제어할 수 있도록 충분히 커야 한다.

#### (6) 안정도 기준

만약 제논에 의한 출력 분포나 진동이 억제되지 않을 경우, 허용 핵연료 설계 제한치를 초과하는 상태를 초래할 수도 있으므로, 원자로 계통과 계측 제어 계통은 제논에 의한 출력 분포의 진동을 감지하고 억제할 수 있도록 설계된다. 원자로 및 관련 계통은 출력 준위의 진동 가능성이 없도록 설계된다. 이 설계 기준은 일반 설계 기준 12를 만족한다.

#### (7) 최대 제어 반응도 삼입률

원자로심, 제어봉 집합체, 그리고 원자로 제어 계통은 정상 운전과 가상 반응도 사고시, 반응도 삼입량과 삼입률로 인하여 아래의 사항이 초래되지 않도록 설계된다.

(가) 허용 핵연료 설계 제한치 초과

(나) 원자로 냉각재 압력 경계의 손상

(다) 비상 노심 냉각 계통의 기능을 손상시키기에 충분한 정도의 노심 및 원자로 내부 구조물의 파괴

이 설계 기준은 (11)의 제어봉 집합체 최대 구동 속도의 설계 기준과 함께 일반 설계 기준 25 및 28을 만족한다.

#### (8) 출력 분포 제어

노심 출력 분포는 여타의 노심 운전 변수와 연계하여 운전 제한 조건을 위배하지 않도록 제어되어야 한다. 운전 제한 조건과 안전 계통 제한 설정치는 사고 해석에 근거를 두어야 하며, 허용 핵연료 설계 제한치와 다른 요건들이 사고시에도 초과되지 않도록 한다. 이 설계 기준은 (1)에 기술된 설계 기준과 함께 일반 설계 기준 10을 만족한다.

### (9) 잉여 제어봉가 (고착 제어봉 기준)

모든 운전 조건에서 최대 제어봉가를 가진 제어봉 집합체가 고착되어 삽입되지 않는 경우에도, 임계 제어봉 위치에서 제어봉 집합체가 노심에 완전히 삽입되므로써 이용 가능한 총 반응도는 상온 영출력 상태로 노심이 냉각되도 안전성 분석에서 가정한  $K_{eff} < 0.99$ 를 만족시킨다. 이는 일반 설계 기준 26에서 언급한 상온 정지시 노심 미임계도 유지 능력 기준을 만족시킨다.

### (10) 붕소 농도 제어

무붕산 운전을 목표로 하므로, 해당 사항이 없다.

### (11) 제어봉 집합체 최대 구동 속도

제어봉 집합체의 최대 구동 속도는 (7)에서 논의된 최대 제어 반응도 삽입을 설계 기준에 일치한다.

### (12) 기타 요건

이 연구의 목적은 열출력 330 MW급 SMART 원자로 노심을 구성하는 것이다. SMART 원자로는 핵증기 계통이 하나의 용기안에 있는 일체형 구조로써, 가압 경수를 냉각재인 동시에 중성자 감속재로써 사용한다. 계통의 단순화를 위하여 무붕산 운전 개념을 도입하였다.

기존 상용로와 같이 핵연료는 지르코늄 합금 피복재에  $UO_2$  소결체를 사용하며  $U^{235}$ 의 농축도는 최대 5 wt.% 이내로 한다. 초과반응도는 무붕산 운전을 위하여, 설계 기준 (1), (5)에서 기술한 바와 같이 가연성 흡수체와 제어봉으로 제어가 가능하여야 한다.

원자로 안전성을 증진시키기 위하여 항상 “음”의 반응도 온도 계수를 유지하도록 한다. 붕산을 사용하는 상용로에서는 고온 영출력시 “양”의 감속재

온도 계수를 허용할 수 있으나, 무봉산 노심인 SMART는 항상 “음”의 감속제 반응도 온도 계수를 유지하도록 하며 Doppler 계수등과 함께 전체적인 반응도 온도 계수는 항상 “음”의 부호를 갖는다. 이는 설계 기준 (13), (14)를 강화한다.

### 상온 정지 미임계도

무봉산 운전 개념을 구체화하기 위한 가장 중요한 인자는 상온 정지시 노심 임계도이다. 상온 정지시 노심 임계도는 가장 반응도가 큰 제어봉이 完全 인출 위치에 고착되어 있음을 가정한 상태에서 유효증배율( $K_{eff}$ )이 0.99 미만 이 되어야 한다. 이러한 상태면 원자로는 1 %의 정지여유도를 갖고 미임계를 유지하게 된다. 핵연료나 감속제의 온도 궤환 효과에 의한 반응도 결손은 고온 상태에서 원자로의 정지를 보다 용이하도록 하여 준다. 뿐만 아니라, 고온에서 제어봉가는 상온 상태에 비해 크게 나타난다. 따라서, 상온 정지를 포함하는 정상 운전 상태에서 무봉산 운전 개념을 구현할 수 있다.

제어봉 이탈 사고와 같은 반응도 삽입 사고의 경우에는 안전 주입 계통을 설치함으로써, 고착 제어봉이 발생하는 경우에도 노심이 재임계에 도달하는 것을 방지할 수 있다. 상업용 가압수형 원자로의 경우, 주증기관 파단 사고는 2차측의 급격한 냉각 효과로 인하여 “양”의 반응도가 노심에 삽입되는 사고로 가장 심각한 원자로 사고의 하나로 구분된다. 냉각재와 핵연료 온도의 감소는 “음”의 궤환 효과에 의해 노심 반응도 증가에 기여하고, 제어봉과 안전 주입 계통에 의해 주입되는 수용성 붕소는 “음”의 반응도를 제공한다. 총 반응도가 “양”의 값을 갖게 되면, 원자로의 출력이 상승하고 핵연료의 손상을 초래할 수도 있다. 그러나, SMART의 경우 상온 정지시 1 %의 정지여유도를 확보하고 있기 때문에 주증기관 파단 사고가 발생하더라도 안전 주입되는 붕산이 없어도 원자로가 재임계에 도달하는 것은 불가능하다. 또한, 12개의 소용량 카세트(Cassette)로 구성된 증기 발생기는 4개의 독립적인 증기관으로 연결되므로, 한 증기관의 파단에 의해 발생하는 냉각 효과에 의한 “양”의 반

응도 삽입량은 기존 상용로에 비해 크게 줄어들어 사고 완화에 큰 도움을 주게 된다.

노심의 정지 조건을 만족하기 위하여는 어떻게 제어봉가와 초과반응도의 조화를 이루느냐에 달려 있다. 초과반응도는 주기 전체에 가능한 최소의 양으로 변화가 적을수록 바람직하다. 이러한 조건은 상이한 연소 특성을 갖는 가연성 흡수체를 적절히 배치함으로써 만족시켜야 한다. 그러나, 충분한 크기의 제어봉가를 확보하는 것은 더욱 어려운 문제이며, 이를 위하여 다양한 제어봉 물질에 대한 검토, 평가가 수반되어야 한다. 여러 가지 물질중에서 실질적으로 가장 큰 제어봉가를 나타내는 것은  $B^{10}$ 을 90 %까지 농축하여 만든  $B_4C$ 이다. 그러나, 무봉산 운전을 하는 경우 초과반응도 제어를 위하여 노심에 제어봉을 삽입한 상태로 운전을 해야 하므로, 중성자 흡수시 헬륨 기체를 발생하게 되는  $B_4C$ 를 조절 제어봉으로 사용하는 것은 바람직하지 못하다. 이와 같이 제어봉 삽입 운전을 고려해야 하는 경우,  $AgInCd$  합금이 좋은 후보가 될 것이다. 반경 방향 출력(또는 중성자속) 분포 역시 제어봉가의 결정에 큰 영향을 미친다. 제어봉가는 흡수 단면적  $\delta\Sigma(r)$ 에 의한 반응도 변화이므로, 참고 문헌 [2-24]에 따라 다음과 같이 수학적으로 나타낼 수 있다.

$$\Delta\rho(r) = - \frac{(\phi^*, \Delta\Sigma(r)\phi')}{(\phi^*, F\phi')} \quad (3.2.7)$$

여기서,  $\phi$ 는 기준 상태의 중성자속,  $\phi^*$ 는 수반 중성자속(Adjoint Flux),  $\phi'$ 는 변화 상태의 중성자속이다.  $F$ 는 중성자 생산 연산자(Operator)이다. 일차 근사 섭동 이론에 의하면  $\phi$ 는  $\phi'$ 로 치환할 수 있으므로, 식 (3.2.8)과 같이 근사할 수 있다.

$$\Delta\rho(r) \cong \frac{(\phi^*, \delta\Sigma(r)\phi)}{(\phi^*, F\phi)} \quad (3.2.8)$$

위 식에서 볼 수 있듯이, 큰 흡수 단면적 및 높은 중성자속을 가지면, 큰

제어봉가를 얻을 수 있다. 수반 중성자속은 중성자의 중요도로 해석될 수 있으며, 1-군 확산 근사를 이용하면, Self-Adjoint 특성때문에 수반 중성자속이 기준 중성자속  $\phi$ 와 동일하게 된다. 따라서, 제어봉가는 흡수 단면적의 크기와 중성자속의 제곱에 대략 비례함을 알 수 있다.

제어봉 구동 장치의 갯수도 무봉산 운전을 위한 장전 모형 선정에 대단히 중요하다. 이는 충분한 숫자의 제어봉을 확보해야 수용성 봉소의 도움없이 상온 정지가 가능하기 때문이다.

### 재장전시 미임계도

정지여유도와는 별도로 재장전시 임계도 요건이 있다. 보통 상용로에서는 재장전시 임계도 요건으로서  $K_{eff}$ 가 0.95를 넘지 않도록 제한하는데, 냉각수의 봉산 농도를 조절하여 만족시키고 있다. 핵연료 장전시 임계도에 대한 기준은 없으나, 영광 1/2호기 최종 안전성 분석 보고서[2-25]에 따르면 지속적인 감시와 제어를 하는 경우 핵연료 저장조의 임계도 조건과 일치하는 5%의 여유가 적절하다고 기술되어 있다. 상용로와 직접적인 관련은 없으나, 다목적 연구로인 한국원자력연구소의 하나로의 경우도 사고 해석은 1%  $\Delta k/k$ 의 조건을 적용한 반면 핵연료 장전시는 저장조 조건인 5%를 적용하고 있다[2-26]. 핵연료 저장조에 관하여 ANSI Standard N210-1976에서는  $K_{eff}$ 가 0.95를 초과하지 않을 것을 요구하며, NUREG-0800 Draft Rev.03[2-27]에서도 중성자 흡수체를 고려하여  $K_{eff}$ 가 약 0.95 이하면 적절하다고 기술하고 있다. 따라서, SMART의 사고 해석 조건으로 고착 제어봉을 고려한 상태에서  $K_{eff}$ 가 0.99 미만이고, 모든 제어봉이 완전 삽입된 경우 상온 조건에서  $K_{eff}$ 가 0.95 이하를 임계도 조건으로 결정하는 것이 타당할 것이다.

### 첨두 계수

SMART 노심의 평균 선형 열생성률(Average Linear Heat Generation Rate : ALHGR)은  $Al_2O_3-B_4C$  가연성 흡수봉 수에 따라 증가되겠지만 17x17 KOFA

형태의 집합체 57개를 사용하여 열출력 330 MW를 내는 경우 약 3.342 kW/ft가 될 것이다. 참고로 원자로 열출력 2,775 MW, 집합체수 157개, 핵연료 유효 높이 365.8 cm인 울진 2호기에 사용된 KOFA의 경우 ALHGR는 5.579 kW/ft이다. 안전 해석에 사용된 축 방향 출력 분포는 1.55 Chopped-Cosine을 사용하였으며, 핵적 열수로 계수(Hot Channel Factor) 1.435를 고려하면,  $F_q$ 로 2.2243에 해당된다. 따라서, 이에 대응하는 SMART 노심의 한계  $F_q$ 는 3.71 정도이다.

### 일반 설계 기준 26 및 27에 대한 검토

상용로의 일반 설계 기준 26은 반응도 제어 계통의 다중성 및 능력에 대해 기술하고 있다. 무봉산 노심의 경우, 일반 설계 기준 26에서 언급하고 있는 계획된 정상 운전시 반응도 변화를 감당할 제 2의 반응도 제어 계통인 붕소 농도 제어 계통이 필요 없이 가연성 흡수체와 제어봉이 담당하므로, 일반 설계 기준 26의 수정이 필요하다. 단지, 다양성을 위하여 비상 붕소 주입 계통과 같은 계통이 설치되어야 할 것이다. 이 계통은 제어봉 이탈 사고시, 고착 제어봉을 고려하는 경우 일반 설계 기준 27을 만족시켜야 한다.

일반 설계 기준 27은 합동 반응도 제어 능력에 관하여 기술하고 있다. 즉, 가상 상태시 반응도 제어 계통은 비상 노심 냉각 계통과 합동으로 고착 제어봉을 고려한 여유도를 유지하면서 반응도 제어를 할 수 있어야 한다. 그러나, 무봉산 노심의 경우 제어봉만으로 상온 정지가 가능하다.

## 나. 노심 코드 검증 계산

MASTER 코드의 검증은 CASMO-3와 함께 각종 정상 상태 및 천이 상태의 검증 계산과 더불어 영광 1호기, 영광 3/4호기 및 미국 Palo Verde 발전소 등 총 14 주기에 달하는 노물리 시험 및 출력 운전 중 얻어진 실측 자료와 비교를 통하여 이루어졌다[2-6]. 검증 계산에는 IAEA, OECD/NEA 문제의 참조해 및 임계로 실험치와의 비교를 포함하고 있다.

이 보고서에서는 추가로 러시아 RDIPE(Research and Development Institute of Power Engineering)의 중성자 확산 방정식을 이용한 노심 해석 코드인 PANDA[2-28] 및 PANTHER[2-29], CITATION[2-30], QUABOX/CUBBOX[2-31] 등으로 Loizzo 시험[2-32]에 대한 계산 결과와 MASTER 계산 결과를 비교 검증하였다. RBMK-3D 검증 문제인 Loizzo 시험은 RBMK의 단순화된 3차원 문제로써, 각 채널은 4x4 RBMK 다격자(Polycell)에 해당한다. 원자로의 반경 방향 좌측 2분면 장전 모형은 그림 3.2-30과 같다. 채널별 축 방향 조성은 그림 3.2-31과 같다. 표 3.2-7에 조성별 2-군 중성자 단면적을 제시하였다. 이밖에 노심의 평균적인 특성은 표 3.2-8과 같다.

표 3.2-9에 유효증배율( $K_{eff}$ )을 유한 차분법 및 노달 근사법으로 계산한 결과를 정리하였다. 표 3.2-10은 여러 채널의 축 방향 출력 분포를 나타낸 것으로 여러 코드의 계산 결과와 MASTER 계산 결과를 정리한 것이다. 기준 계산은 PANDA의 6x6x2의 상세 유한 차분법에 의한 해이고, 좌표 4-4의 27번 층의 1000에 정규화된 것이다.

그림 3.2-32에는 PANDA와 MASTER의 노달 방법을 사용하여 구한 반경 방향 출력 분포를 비교하였으며, 그림 3.2-33은 MASTER 결과를 PANDA 기준 계산 결과와 비교하여 보았다. 출력이 낮은 외각에서 상대 오차가 10 %에 달하는 곳도 있으나, 차이 자체는 거의 무시할 만큼 적으며, 출력이 높은 노심 내부에서는 상대 오차가 대부분 3 % 이내로 잘 일치하고 있음을 보여 준

다.

시험 계산을 수행한 결과, 모든 노심 해석 코드는 유효 숫자 5째나 6째에서  $K_{eff}$ 가 차이날 정도로 매우 유사한 결과를 보이며, 축 방향이나 반경 방향의 출력 분포도 서로 잘 일치하고 있음을 확인하였다.

표 3.2-7 Loizzo 시험용 원자로 단면적 조성 (1/2)

Material Type	Group i	D <sub>1</sub> cm	$\Sigma_{a,i}$ cm <sup>-1</sup>	$\Sigma_{s,12}$ cm <sup>-1</sup>	$v\Sigma_{f,i}$ cm <sup>-1</sup>
1	1	1.10708	1.20429E-3	4.60701E-3	5.44478E-4
	2	8.16867E-1	4.35914E-3	-	5.73871E-3
2	1	1.10703	1.18260E-3	4.62921E-3	5.70362E-4
	2	8.16649E-1	4.39618E-3	-	5.93151E-3
3	1	1.10713	1.22259E-3	4.58817E-3	5.20381E-4
	2	8.16616E-1	4.31028E-3	-	5.52589E-3
4	1	1.10708	1.20429E-3	4.60701E-3	5.44478E-4
	2	8.16867E-1	4.35914E-3	-	5.73871E-3
5	1	1.10717	1.23053E-3	4.57986E-3	5.08826E-4
	2	8.16258E-1	4.28290E-3	-	5.41480E-3
6	1	1.10713	1.21381E-3	4.59719E-3	5.32218E-4
	2	8.16729E-1	4.33572E-3	-	5.63402E-3
7	1	1.10721	1.23793E-3	4.57204E-3	4.97537E-4
	2	8.16318E-1	4.25287E-3	-	5.30004E-3
8	1	1.10713	1.22259E-3	4.58817E-3	5.20381E-4
	2	8.16616E-1	4.31028E-3	-	5.52589E-3
9	1	1.10721	1.24467E-3	4.56498E-3	4.86518E-4
	2	8.16041E-1	4.22320E-3	-	5.18598E-3
10	1	1.10717	1.23053E-3	4.57986E-3	5.08826E-4
	2	8.16258E-1	4.28290E-3	-	5.41480E-3
11	1	1.10721	1.24467E-3	4.56498E-3	4.86518E-4
	2	8.16041E-1	4.22320E-3	-	5.18598E-3
12	1	1.10717	1.23053E-3	4.57986E-3	5.08826E-4
	2	8.16258E-1	4.28290E-3	-	5.41480E-3
13	1	1.10708	1.20429E-3	4.60701E-3	5.44478E-4
	2	8.16867E-1	5.28774E-3	-	5.73871E-3
14	1	1.10703	1.18260E-3	4.62921E-3	5.70362E-4
	2	8.16649E-1	5.32478E-3	-	5.93151E-3
15	1	1.10713	1.22259E-3	4.58817E-3	5.20381E-4
	2	8.16616E-1	5.23888E-3	-	5.52589E-3
16	1	1.10708	1.20429E-3	4.60701E-3	5.44478E-4
	2	8.16867E-1	5.28774E-3	-	5.73871E-3
17	1	1.10717	1.23053E-3	4.57986E-3	5.08826E-4
	2	8.16258E-1	5.21150E-3	-	5.41480E-3
18	1	1.10713	1.21381E-3	4.59719E-3	5.32218E-4
	2	8.16729E-1	5.26432E-3	-	5.63402E-3
19	1	1.10721	1.23793E-3	4.57204E-3	4.97537E-4
	2	8.16318E-1	5.18147E-3	-	5.30004E-3
20	1	1.10713	1.22259E-3	4.58817E-3	5.20381E-4
	2	8.16616E-1	5.23888E-3	-	5.52589E-3
21	1	1.10721	1.24467E-3	4.56498E-3	4.86518E-4
	2	8.16041E-1	5.15180E-3	-	5.18598E-3

표 3.2-7 Loizzo 시험용 원자로 단면적 조성 (2/2)

Material Type	Group i	$D_1$ cm	$\Sigma_{a,i}$ $\text{cm}^{-1}$	$\Sigma_{s,12}$ $\text{cm}^{-1}$	$v\Sigma_{f,i}$ $\text{cm}^{-1}$
22	1	1.10717	1.23053E-3	4.57986E-3	5.08826E-4
	2	8.16258E-1	5.21150E-3	-	5.41480E-3
23	1	1.10721	1.24467E-3	4.56498E-3	4.86518E-4
	2	8.16041E-1	5.15180E-3	-	5.18598E-3
24	1	1.10717	1.23053E-3	4.57986E-3	5.08826E-4
	2	8.16258E-1	5.21150E-3	-	5.41480E-3
25	1	1.10708	1.20429E-3	4.60701E-3	5.44478E-4
	2	8.16867E-1	4.57153E-3	-	5.73871E-3
26	1	1.10713	1.18260E-3	4.62921E-3	5.70362E-4
	2	8.16649E-1	4.60858E-3	-	5.93151E-3
27	1	1.10713	1.22259E-3	4.58817E-3	5.20381E-4
	2	8.16616E-1	4.52268E-3	-	5.52589E-3
28	1	1.10708	1.20429E-3	4.60701E-3	5.44478E-4
	2	8.16867E-1	4.57153E-3	-	5.73871E-3
29	1	1.10717	1.23053E-3	4.57986E-3	5.08826E-4
	2	8.16258E-1	4.49530E-3	-	5.41480E-3
30	1	1.10713	1.21381E-3	4.59719E-3	5.32218E-4
	2	8.16729E-1	4.54812E-3	-	5.63402E-3
31	1	1.10721	1.23793E-3	4.57204E-3	4.97537E-4
	2	8.16318E-1	4.46527E-3	-	5.30004E-3
32	1	1.10713	1.22259E-3	4.58817E-3	5.20381E-4
	2	8.16616E-1	4.52268E-3	-	5.52589E-3
33	1	1.10721	1.24467E-3	4.56498E-3	4.86518E-4
	2	8.16041E-1	4.43560E-3	-	5.18598E-3
34	1	1.10717	1.23053E-3	4.57986E-3	5.08826E-4
	2	8.16258E-1	4.49530E-3	-	5.41480E-3
35	1	1.10721	1.24467E-3	4.56498E-3	4.86518E-4
	2	8.16041E-1	4.43560E-3	-	5.18598E-3
36	1	1.10717	1.23053E-3	4.57986E-3	5.08826E-4
	2	8.16258E-1	4.49530E-3	-	5.41480E-3
37	1	1.18738	7.34292E-5	4.82144E-3	0.
	2	8.16785E-1	1.97537E-3	-	0.
38	1	1.18738	7.34292E-5	4.82144E-3	0.
	2	8.16785E-1	1.97537E-3	-	0.
39	1	1.18738	7.34292E-3	4.82144E-3	0.
	2	8.16785E-1	1.04677E-3	-	0.

표 3.2-8 노심 평균 핵적 특성

항 목	값
v	2.5
x <sub>1</sub>	1.0
x <sub>2</sub>	0.0
v <sub>1</sub>	1.25x10 <sup>7</sup> cm/sec
v <sub>2</sub>	2.5x10 <sup>5</sup> cm/sec
열출력	1 MW

표 3.2-9 코드별 K<sub>eff</sub> 계산 결과

Codes	FD 1x1	FD 2x2	FD 4x4	Nodal 1x1
PANTHER	1.05266	1.05076	1.05035	1.04990
QUABOX/CUBBOX	1.05266	1.05076	1.05034	1.05005
CITATION	1.05269	1.05080	1.05040	-
PANDA	1.05269	1.05080	1.05038	1.04987
MASTER	1.05270	-	-	1.04987

- 1) PANDA 코드의 6x6x2 메쉬로 유한 차분법 상세 계산 결과는 1.04989 임.
- 2) FD n<sub>x</sub>xn<sub>y</sub>는 n<sub>x</sub>xn<sub>y</sub> 개의 메쉬 수를 갖는 유한 차분법이다.
- 3) Nodal 1x1은 n<sub>x</sub>xn<sub>y</sub> 개의 메쉬 수를 갖는 노달 근사법이다.

표 3.2-10 노달 방법에 의한 축 방향 출력 밀도 비교

좌표	축 방향 층					코드
	6	16	26	27	28	
4-4	14	313	1009	1000	903	QUABOX/CUBBOX
	14	319	1012	1000	902	PANTHER
	15	329	1014	1000	901	PANDA
	15	319	1011	1000	903	FD 6x6x2
	14	319	1012	1000	902	MASTER
4-5	15	351	1139	1130	1021	
	16	358	1139	1128	1017	
	16	366	1147	1135	1024	
	16	361	1153	1143	1033	
	16	360	1147	1136	1025	
4-7	18	406	1315	1303	1178	
	18	413	1319	1305	1178	
	19	422	1332	1318	1191	
	18	419	1347	1336	1208	
	18	417	1332	1319	1191	
7-2	11	129	326	316	281	
	12	133	334	324	289	
	13	147	362	351	312	
	12	138	344	334	297	
	12	133	333	323	287	
7-5	25	296	771	752	671	
	26	304	783	763	681	
	27	312	801	781	698	
	27	317	815	795	711	
	26	307	793	773	690	
8-6	58	268	486	450	388	
	60	275	498	460	398	
	64	284	517	479	415	
	66	292	524	486	420	
	61	279	506	468	405	
5-7	19	420	1337	1324	1196	
	20	427	1342	1328	1198	
	20	435	1353	1339	1209	
	20	437	1381	1368	1237	
	20	432	1359	1345	1214	

주) 좌표는 x-y 좌표를 뜻한다.

1	2	3	4	5	6	7	
			R	R	R	R	1
		R	R	A	A	A	2
	R	R	A	B	B	B	3
R	A	A	B	B	B	B	4
R	A	B	B	B	B	B	5
R	A	B	B	B	B	B	6
R	A	B	B	B	B	B	7
R	C	D	D	D	D	D	8
R	C	D	D	D	D	D	9
R	C	D	D	D	D	D	10
R	R	C	C	D	D	D	11
	R	R	C	D	D	D	12
		R	R	C	C	C	13
			R	R	R	R	14

격자 피치는 100 cm.

원자로의 좌측 2분면에 대한 장전 모형.

A, B, C, D와 R은 채널 구분.

그림 3.2-30 RBMK 장전 모형

Reactor Top

No.	A	B	C	D	R
32	37	37	37	37	37
31	37	37	37	37	37
30	2	1	26	25	39
29	2	1	26	25	39
28	4	3	28	27	39
27	4	3	28	27	39
26	6	5	30	29	39
25	6	5	6	5	39
24	8	7	8	7	39
23	8	7	8	7	39
22	10	9	10	9	39
21	10	9	10	9	39
20	10	9	10	9	39
19	10	9	10	9	39
18	12	11	12	11	39
17	12	11	12	11	39
16	12	11	12	11	39
15	12	11	12	11	39
14	10	9	10	9	39
13	10	9	10	9	39
12	34	33	10	9	39
11	34	33	10	9	39
10	32	31	8	7	39
9	32	31	8	7	39
8	30	29	6	5	39
7	18	17	30	29	39
6	16	15	28	27	39
5	16	15	28	27	39
4	14	13	26	25	39
3	14	13	26	25	39
2	38	38	38	38	38
1	38	38	38	38	38

Reactor Bottom

1-39: 중성자 단면적 자료 세트 번호  
모든 축 방향 노드 길이는 25 cm임.

그림 3.2-31 채널별 축 방향 조성

			82	120	136	
			77	115	130	
			-6.10	-4.17	-4.41	
		100	146	176	192	
		98	146	178	194	
		-2.00	0.00	1.14	1.04	
	91	167	188	206	218	
	88	170	192	211	223	
	-3.30	1.80	2.13	2.43	2.29	
58	114	165	194	213	223	
55	114	168	199	218	229	
-5.17	0.00	1.82	2.58	2.35	2.69	
73	114	149	176	194	203	
70	115	152	181	200	209	
-4.11	0.88	2.01	2.84	3.09	2.96	
65	97	122	143	157	164	
62	97	123	145	160	168	
-4.62	0.00	0.00	1.40	1.91	2.44	
49	72	88	103	113	118	
46	71	88	103	114	119	
-6.12	-1.39	0.00	0.00	0.88	0.85	
34	51	63	73	80	83	
32	50	63	73	80	84	
-5.88	-1.96	0.00	0.00	0.00	1.20	
20	35	47	53	58	60	
18	34	46	53	58	60	
-10.0	-2.86	-2.13	0.00	0.00	0.00	
	22	37	39	41	43	
	20	36	38	41	42	
	-9.09	-2.70	-2.56	0.00	-2.33	
		19	25	28	30	
		18	24	28	30	
		-5.26	-4.00	0.00	0.00	
			12	17	19	
			11	16	18	
			-8.33	-5.88	-5.26	

- RDIPE (PANDA Nodal 1x1)
- MASTER (Nodal 1x1)
- Diff. (R-M)/R\*100 (%)

그림 3.2-32 PANDA와 MASTER 노달 방법에 의한 반경 방향 출력 분포

			75	112	127
			77	115	130
			2.67	2.68	2.36
		95	141	173	189
		98	146	178	194
		3.16	3.55	2.89	2.65
	86	165	188	207	219
	88	170	192	211	223
	2.33	3.03	2.13	1.93	1.83
54	111	165	196	215	226
55	114	168	199	218	229
1.85	2.70	1.82	1.53	1.40	1.33
68	113	150	179	198	207
70	115	152	181	200	209
2.94	1.77	1.33	1.12	1.01	0.97
62	96	123	145	160	168
62	97	123	145	160	168
0.00	1.04	0.00	0.00	0.00	0.00
46	71	89	104	115	120
46	71	88	103	114	119
0.00	0.00	-1.12	-0.96	-0.87	-0.83
32	51	65	76	83	87
32	50	63	73	80	84
0.00	-1.96	-3.08	-3.95	-3.61	-3.45
19	35	49	56	61	63
18	34	46	53	58	60
-5.26	-2.86	-6.12	-5.36	-4.92	-4.76
	22	38	41	44	46
	20	36	38	41	42
	-9.09	-5.26	-7.32	-6.82	-8.70
		19	26	30	33
		18	24	28	30
		-5.26	-7.69	-6.67	-9.09
			12	18	20
			11	16	18
			-8.33	-11.1	-10.0

- RDIPE (Extrapolated Solution)
- MASTER (Nodal 1x1)
- Diff. (R-M)/R\*100 (%)

그림 3.2-33 MASTER 노달 방법과 PANDA 상세 계산에 의한 반경 방향 출력 분포

## 다. 노심 장전 모형

### (1) 예비 장전 모형 1 (25 제어봉)

현 단계에서 SMART 노심은 17x17 KOFA 형태의 57개 핵연료 집합체로 구성되는 것을 가정하였다. 25개의 제어봉 구동 장치가 서양 장기관 형태로 배열된 경우에 대하여 노심을 구성하여 보고, 상온 정지시 임계도 등을 살펴보았다. 그림 3.2-34에 25개 제어봉 배치 예를 나타내었다. 앞에서 언급한 바와 같이 정상 운전시 완전 인출 위치에 있는 정지 제어군(부호 "S")과 운전 중 노심의 반응도 제어를 위해 삽입이 허용되는 조절 제어군(부호 "R")으로 나누었다. 정지 제어군은  $B^{10}$ 이 90 % 농축된  $B_4C$ 를 사용하였고,  $AgInCd$ 을 조절 제어군에 사용하였다.

노심에 핵연료가 장전된 유효 높이는 200 cm이며, 일반 핵연료의  $U^{235}$ 의 농축도는 4.95 wt.%를 사용하였다. 가돌리니아와 혼합된 핵연료의 농축도는 KOFA와 같이 1.8 wt.%로 제한하였다. 가돌리니아는 비교적 적은 4 wt.%를 사용하였는데, 주기초 고착 제어봉가를 최소화하기 위해서다. 이 장전 모형에 사용된 핵연료 집합체의 설명을 표 3.2-11에 나타내었다.

기본적인 가연성 흡수체로  $Al_2O_3-B_4C$  가연성 흡수봉을 사용하였다. 초장주기 운전시 비교적 평탄한 연소 특성을 확보하기 위하여  $B^{10}$ 의 농축도는 35 %를 선택하였다. 그림 3.2-35에 예비 장전 모형을 나타내었다.

표 3.2-12에는 위 장전 모형에 대한 초과반응도와 제어봉가를 수록하였다. 제어봉 구동 장치의 부족으로 인하여, 주기초부터 주기말까지 필요한 초과반응도를 충분히 제어하지 못함을 보여 준다. 연소 계산은 모든 제어봉이 완전 인출 위치에 있다고 가정하고 수행하였다. 정지여유도만 평가하는 경우 제어봉 삽입을 고려한 연소 계산 결과와 최소 정지여유도를 나타내는 시기에 약간의 차이가 있으나, 그 크기는 거의 동일하다. 그러나, 예측된 주기 길이는 제어봉 삽입 운전 형태에 따라, 차이가 존재한다. 완전 인출 위치에서 연소

계산을 수행한 경우 예상 주기 길이는 유효 전출력일(Effective Full Power Day : EFPD)로 942일이었으나, 연소 계산중 원자로의 임계를 유지하기 위하여 제어봉 삽입 운전을 고려한 경우 995 EFPD로 약 50 EFPD의 차이를 나타내고 있다. 이와 같은 차이가 나타나는 이유는, 제어봉을 노심 중앙부에 삽입한 경우, 노심에 초과반응도가 충분한 때 중성자 이용률이 나쁜 외각 핵연료의 기여를 높이고 주기말로 진행됨에 따라 노심 중앙부의 중성자 이용률을 높임으로써 주기 길이가 증가하게 된다.

고온 전출력 평형 제논 조건에서 노심 연소에 따른 초과반응도를 그림 3.2-36에 나타내었다. 주기 중 약 1 % 이상의 초과반응도는 반응도 관점에서 운전 여유도가 확보되어 있음을 보여 준다. 또한, 상온 영출력에서 초과반응도를 나타냄으로써, 원자로 정지시 제어봉이 제어해야 할 반응도 크기를 보여주고 있다.

그림 3.2-37은 주기초 온도에 따른 노심 반응도를 제어봉 위치에 따라 보여주고 있다. 고착 제어봉을 고려한 경우 원자로 상온 정지를 위하여 약 300 ppm 이상의 수용성 붕소가 필요함을 알 수 있다. 고착 제어봉 조건에서 노심에 300 ppm의 수용성 붕소가 있는 경우, 노심 온도에 따른 붕소능은 그림 3.2-38에 나타내었으며, 그림 3.2-39는 온도에 따른 초과반응도와 이를 제어하기 위한 최소 붕소 요구량을 불확실도를 고려하여 나타내었다. 약 200 °C 이하에서 원자로를 미임계로 유지하기 위하여 수용성 붕소가 필요함을 알 수 있다. 초과반응도가 최대가 되는 600 EFPD에서 최소 붕소 요구량은 그림 3.2-40에 나타내었다. 원자로의  $K_{eff}$ 가 0.99 미만이기 위하여 노심 온도가 200 °C 아래로 내려오기 전에 이미 수용성 붕소가 주입되어야 한다. 그러나, 상온 상태에서 요구되는 붕소량은 300 ppm 미만이다. 그림 3.2-36에서 알 수 있듯이, 고온 전출력때 초과반응도는 최대이나, 상온에서 노심 반응도는 주기초에 비하여 적기 때문이다.

그림 3.2-41은 고온 전출력 운전시 임계 제어봉 위치의 예를 보여 준다. 축

방향 출력 변위(Axial Offset : AO)와 침두 계수  $F_q$ 를 그림 3.2-42에 표시하였다. 최대  $F_q$ 는 제어봉 인출에 따른 AO의 급격한 증가로 주기말에 3.7까지 도달되어 예상되는 한계  $F_q$  3.71에 근접하였으나, 주기 중  $F_q$ 는 2~3 사이에서 움직이는 것을 보여준다. 가연성 흡수체의 적절한 축 방향 영역화(Axial Zoning)가 이루어지면,  $F_q$ 가 한계 값을 충분히 만족시킬 것으로 예상된다.

표 3.2-11 예비 장전 모형 1의 핵연료 집합체

구 분	일반 연료봉 수	Gd봉 수	심제어봉 수	심제어봉 중 B <sup>10</sup> (%)
A2	240	0	24	35
B1	236	4	24	35
T2	228	12	24	35

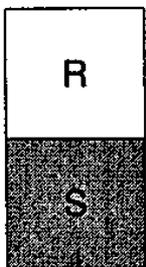
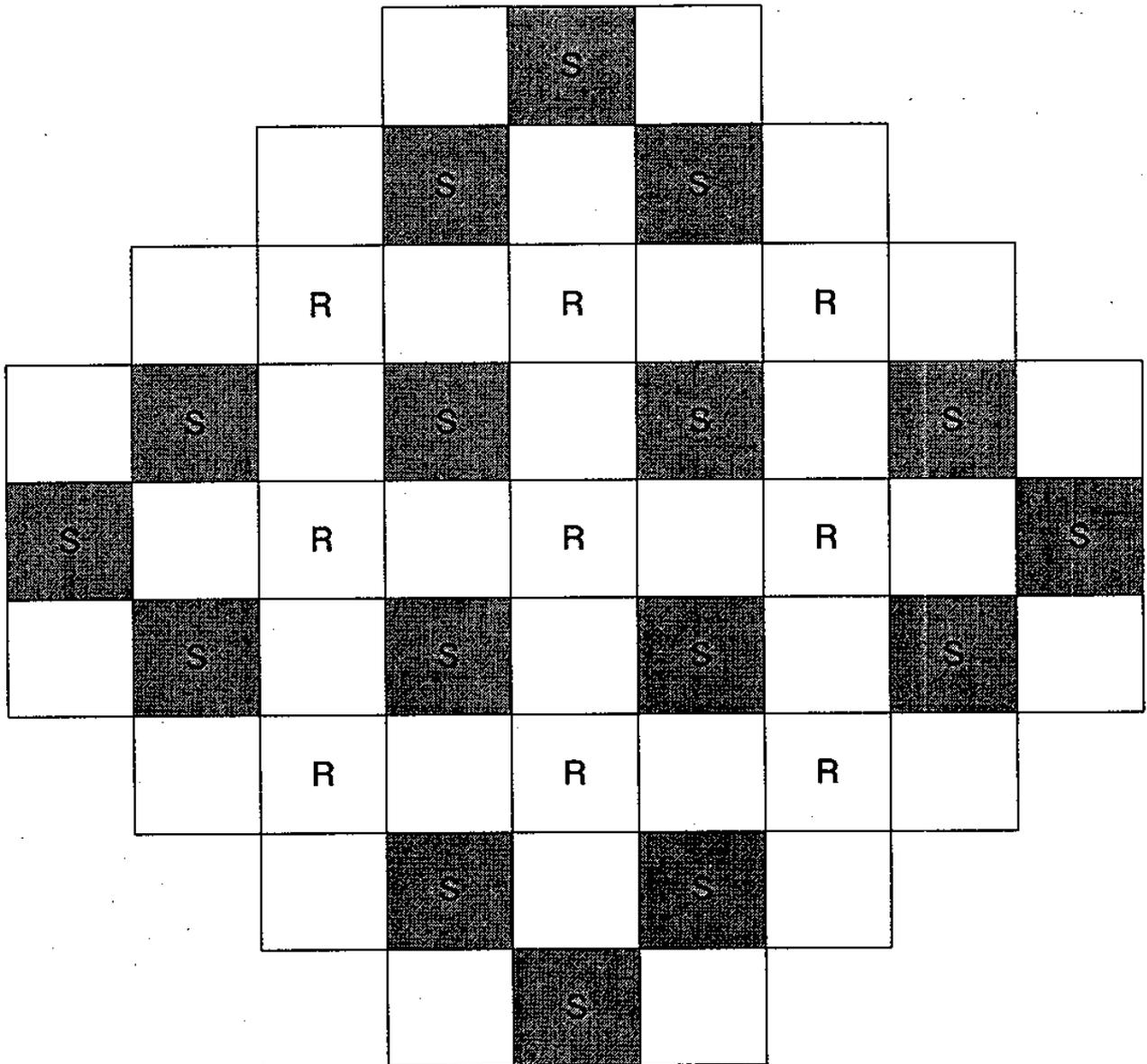
표 3.2-12 반응도 요약

	주기초	주기중 (600 EFPD)	주기말 <sup>1</sup> (942 EFPD)
반응도			
HFP 초과반응도, %	1.5	2.2	0.0
제논 반응도, %	2.1	2.5	2.6
HFP to HZP <sup>2</sup> 출력 결손, %	1.1	1.3	1.2
HZP to CZP <sup>3</sup> 온도 결손, %	8.0	5.0	5.4
합계, %	12.7	11.0	9.2
제어봉가			
총제어봉가, %	12.1	12.2	13.0
유효제어봉가(고착제어봉 고려), %	9.6	9.3	10.1
순제어봉가(불확실도 고려), %	8.6	8.3	9.1

1) 제어봉 삽입 운전시 주기 길이는 995 EFPD이다.

2) HZP : Hot Zero Power

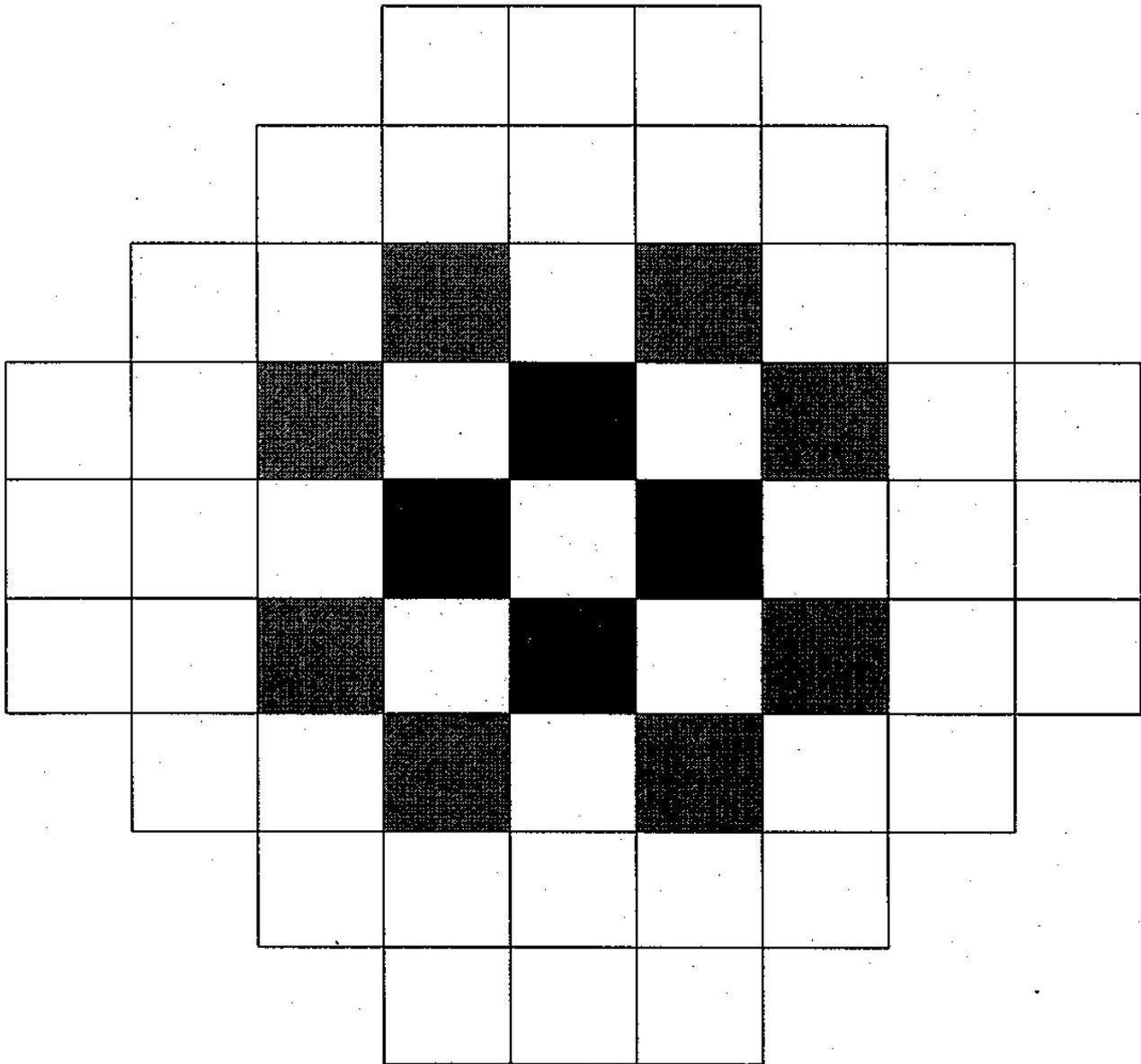
3) CZP : Cold Zero Power



조절 제어군 (AgInCd)

정지 제어군 ( $B^{10}$  90 % 농축  $B_4C$ )

그림 3.2-34 제어봉 배치도 - 25 제어봉



Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-B<sub>4</sub>C 심제어봉 24개를 포함한 집합체 (A2)

Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-B<sub>4</sub>C 심제어봉 24개와 4 wt.% 가돌리니아봉 4개를 포함하는 집합체 (B1)

Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-B<sub>4</sub>C 심제어봉 24개와 4 wt.% 가돌리니아봉 12개를 포함하는 집합체 (T2)

그림 3.2-35 예비 노심 장전 모형 1 - 25 제어봉

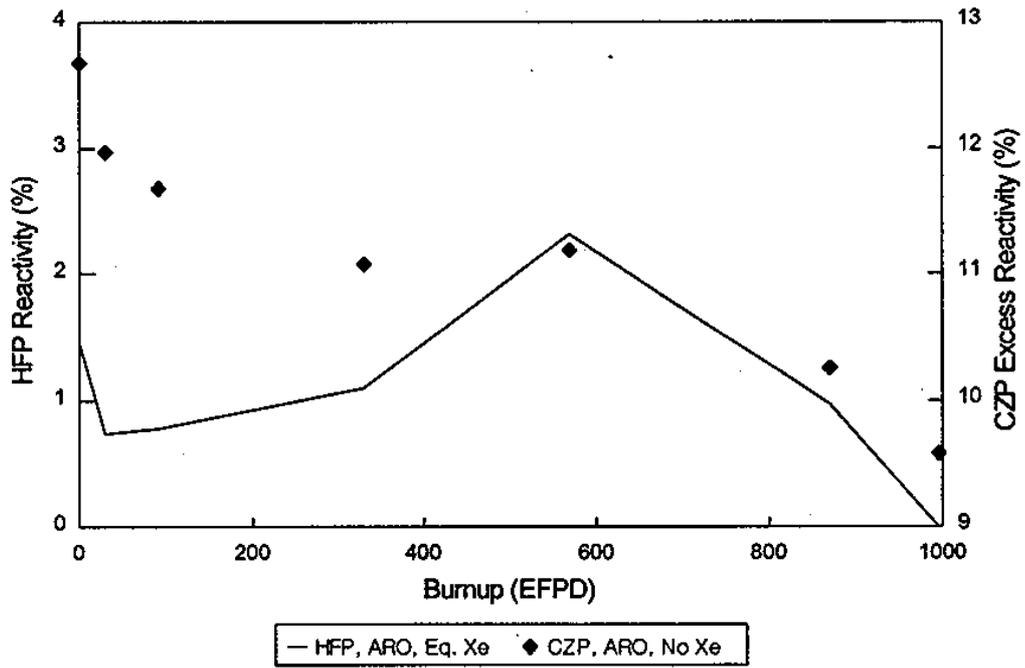


그림 3.2-36 연소에 따른 초과반응도 - 25 제어봉

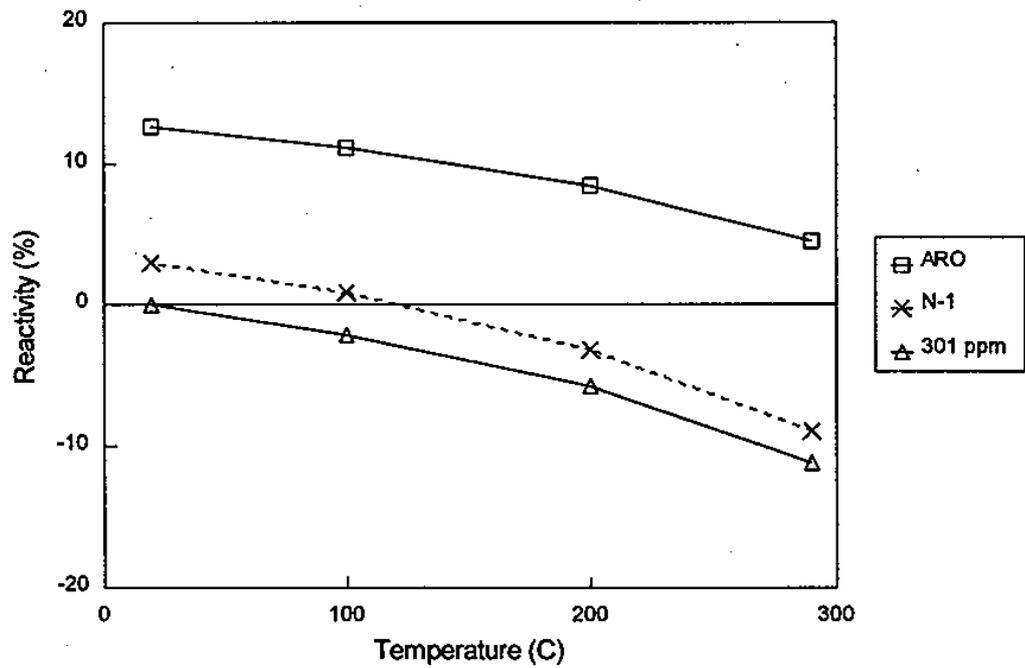


그림 3.2-37 주기초 온도에 대한 반응도 변화 - 25 제어봉

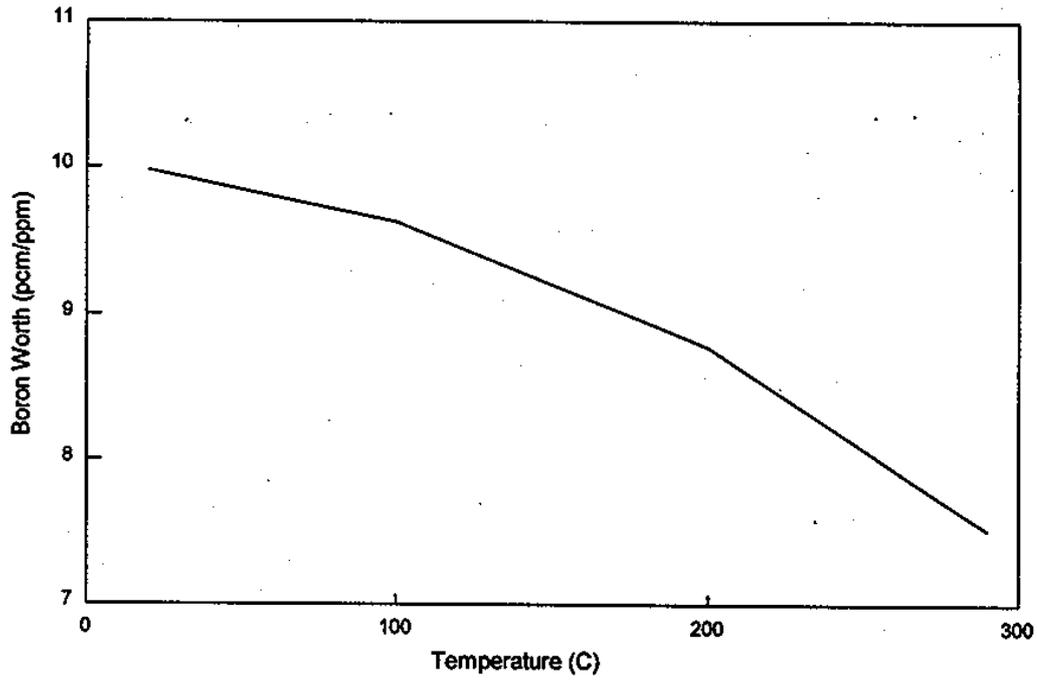


그림 3.2-38 주기초 온도에 따른 붕소능 - 25 제어봉

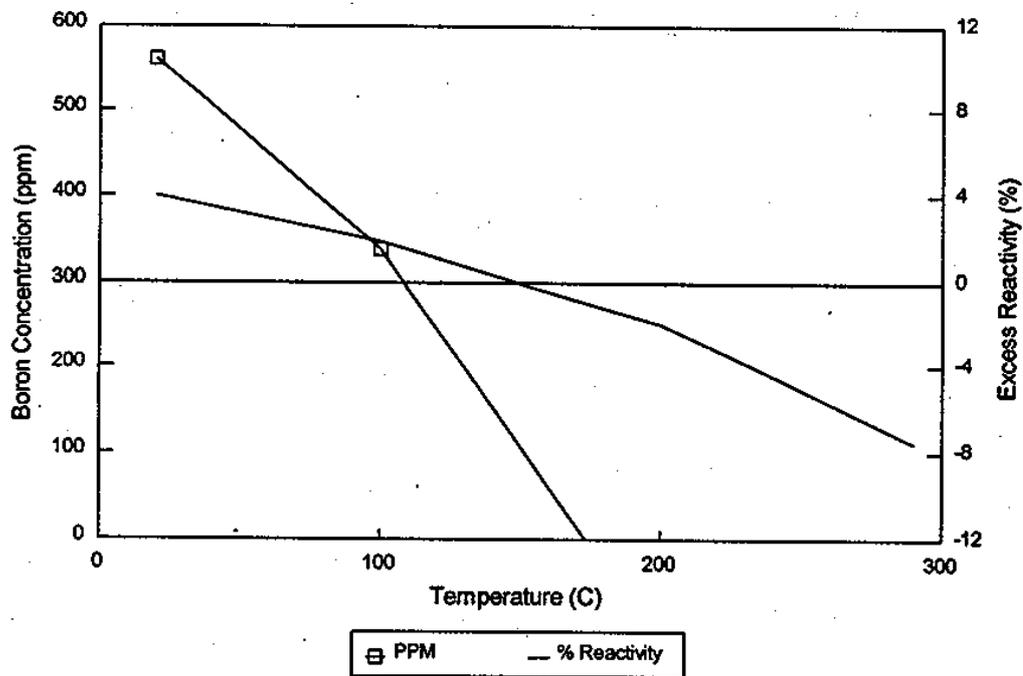


그림 3.2-39 주기초 온도에 따른 최소 붕소 농도

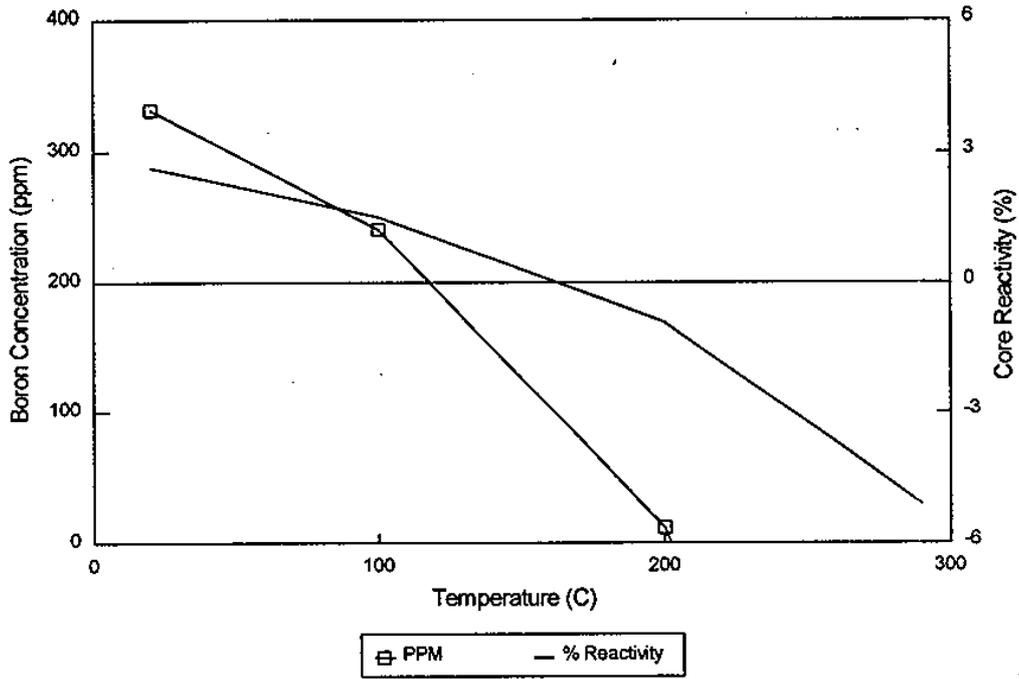


그림 3.2-40 주기중 온도에 따른 최소 붕소 농도 - 25 제어봉

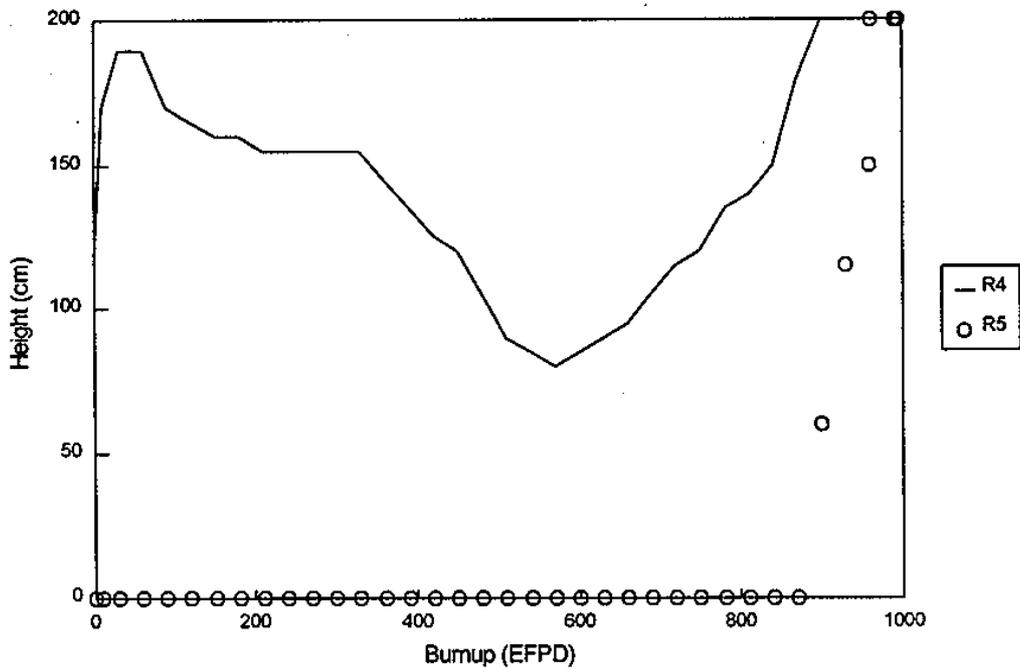


그림 3.2-41 연소에 따른 임계 제어봉 위치 예 - 25 제어봉

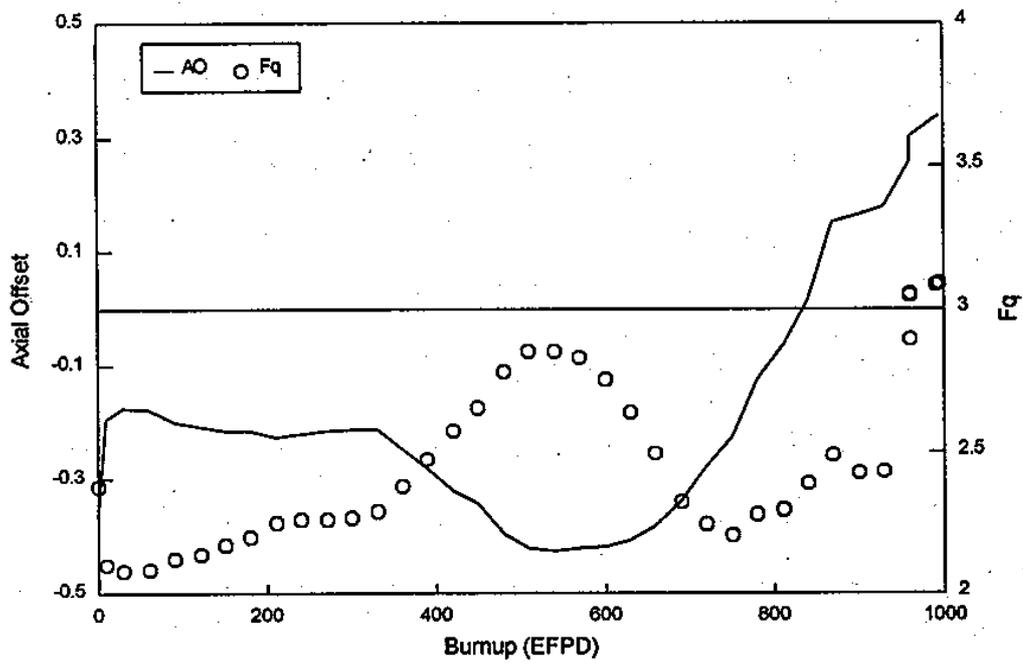


그림 3.2-42 연소에 따른 축 방향 출력 변위와  $F_q$  - 25 제어봉

## (2) 예비 장전 모형 2 (33 제어봉)

25개 제어봉을 사용하는 예비 장전 모형 1은 무봉산 운전시 상온에서 초과반응도를 제어하고 미임계를 유지하기 위한 충분한 제어봉가를 확보하지 못하였다. 따라서, 보다 많은 제어봉이 무봉산 운전에 필요하게 되었다. 37개 제어봉을 이용하는 경우 무봉산 운전을 위한 제어봉가 확보는 가능하였으나, 제어봉 구동 장치의 수리나 교환을 위한 접근성에 어려움이 예상되었다. 접근성을 향상시키기 위하여 구동 장치의 소형화를 생각할 수 있으나, 현재 제안된 구동 장치보다 더욱 작은 구동 장치의 개발은 대단히 어려운 형편이다. 따라서, 37개 구동 장치보다 4개가 줄어든 33개의 제어봉만을 사용하여 상온 정지가 가능한 장전 모형 및 제어봉 배치도를 살펴보기로 한다.

예비 장전 모형 2에 사용된 핵연료에 대한 제원을 표 3.2-13에 수록하였으며 장전 모형은 그림 3.2-43에 나타내었다. 가연성 흡수봉의 주기말 잔류 반응도를 최소화하고 주기 길이를 증가시키기 위하여 일부  $Al_2O_3-B_4C$  가연성 흡수봉의  $B^{10}$  농축도를 35 %에 비해 약간 작은 32 %를 사용하였다. 고착 제어봉가를 최소화하고 유효 제어봉가를 극대화하기 위하여 예비 장전 모형 1보다 많은 양의 가돌리니아봉을 고착 제어봉이 있는 집합체나 그 주변에 장전하였다.

그림 3.2-44는 33개 제어봉 구동 장치의 배치도이다. 이 배치는 어떠한 4개의 제어봉도 사각형을 이루지 못하게 하는 것이다. 즉, 어떠한 구동 장치도 최소한 서로 마주 보는 두 면이 직접(또는 이웃하는 구동 장치를 해제한 후) 접근 가능하도록 배치한 것이다.

33개의 제어봉중, 노심 한가운데에 있는 제어봉을 포함하여 9개의 제어봉은 조절 제어군으로 지정하고 나머지 24개 제어봉은 정지 제어군으로 지정하였다. 9개의 조절 제어군은 고온 영출력 상태에서 정지 제어군이 삽입되지

않은 상태에서도 미임계를 유지할 수 있다. 따라서, 출력 운전중 정지 제어군의 노내 삽입 필요성을 배제하였다. 이들 조절 제어군은 노심의 중앙부에 집중 배치하여 노심 중앙의 높은 중성자속 분포를 억제하고 노심 주변에 배치된 핵연료 집합체의 연소를 증진시켜 결과적으로 주기 길이 증가에 도움이 되도록 하였다.

제어봉 완전 인출 위치로 모사 계산을 한 경우 주기 길이는 943 EFPD이었으며, 제어봉 삽입 운전시 약 80일의 주기 길이 증가를 고려하면 약 1,023 EFPD가 예상된다. 80일의 증가는 예비 장전 모형 3의 계산 결과를 인용한 것이다.

그림 3.2-45는 고차 제어봉을 고려한 상태에서 고온 전출력 조건에서 초과 반응도와 함께 상온 정지시 반응도를 나타내었다. 이 그림은 주기 전체를 통하여 최소 2 %의 상온 정지여유도가 확보되어 있음을 보여준다.

표 3.2-13 예비 장전 모형 2에 사용된 핵연료 제원

구분	핵연료봉 수	Gd봉 수	Gd wt. %	심제어봉 수	심제어봉의 B <sup>10</sup> %
A1	240	0	-	24	32
A2	240	0	-	24	35
B1	236	4	4	24	35
B2	232	8	4	24	35
B3	232	8	4	24	32

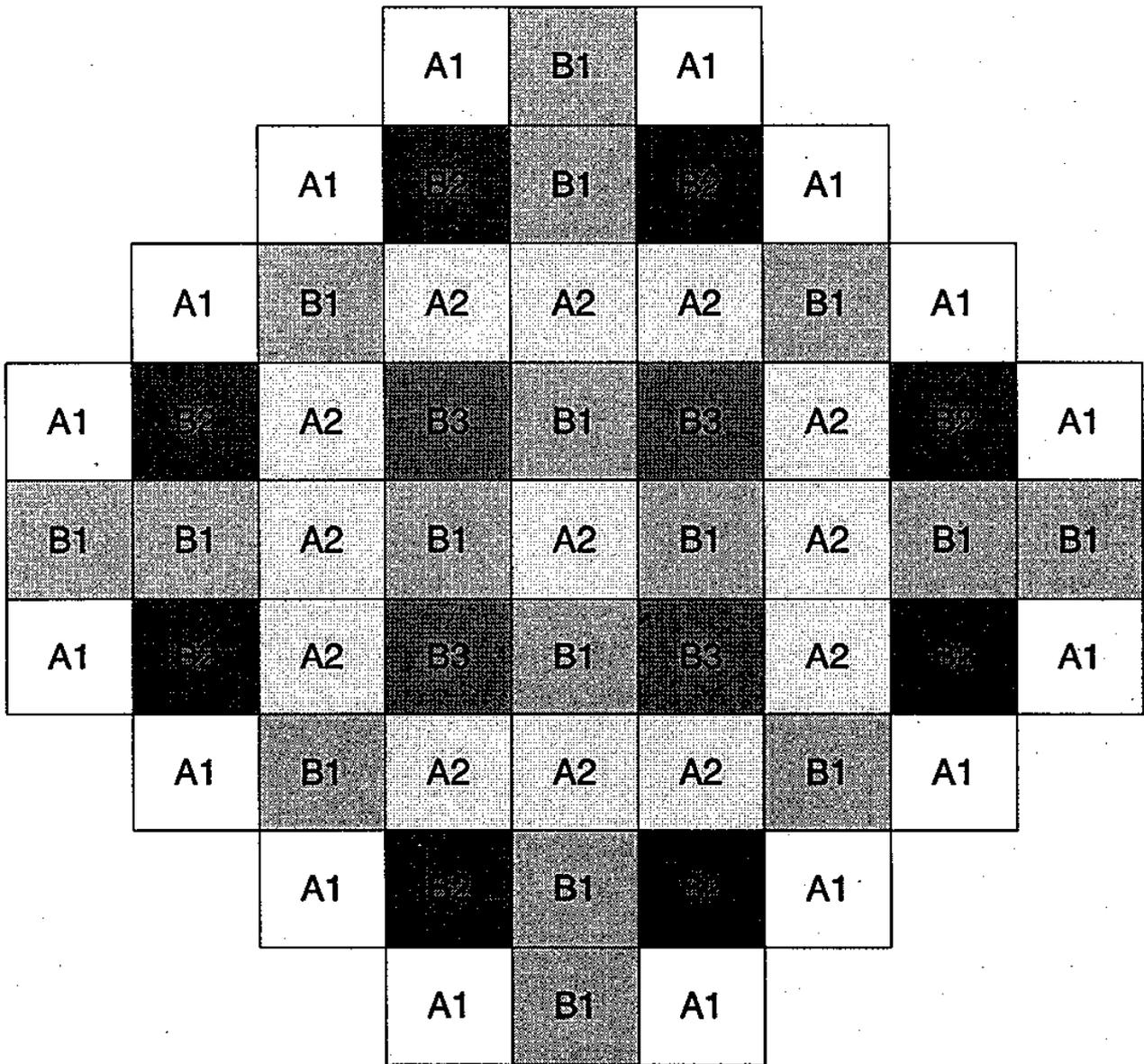
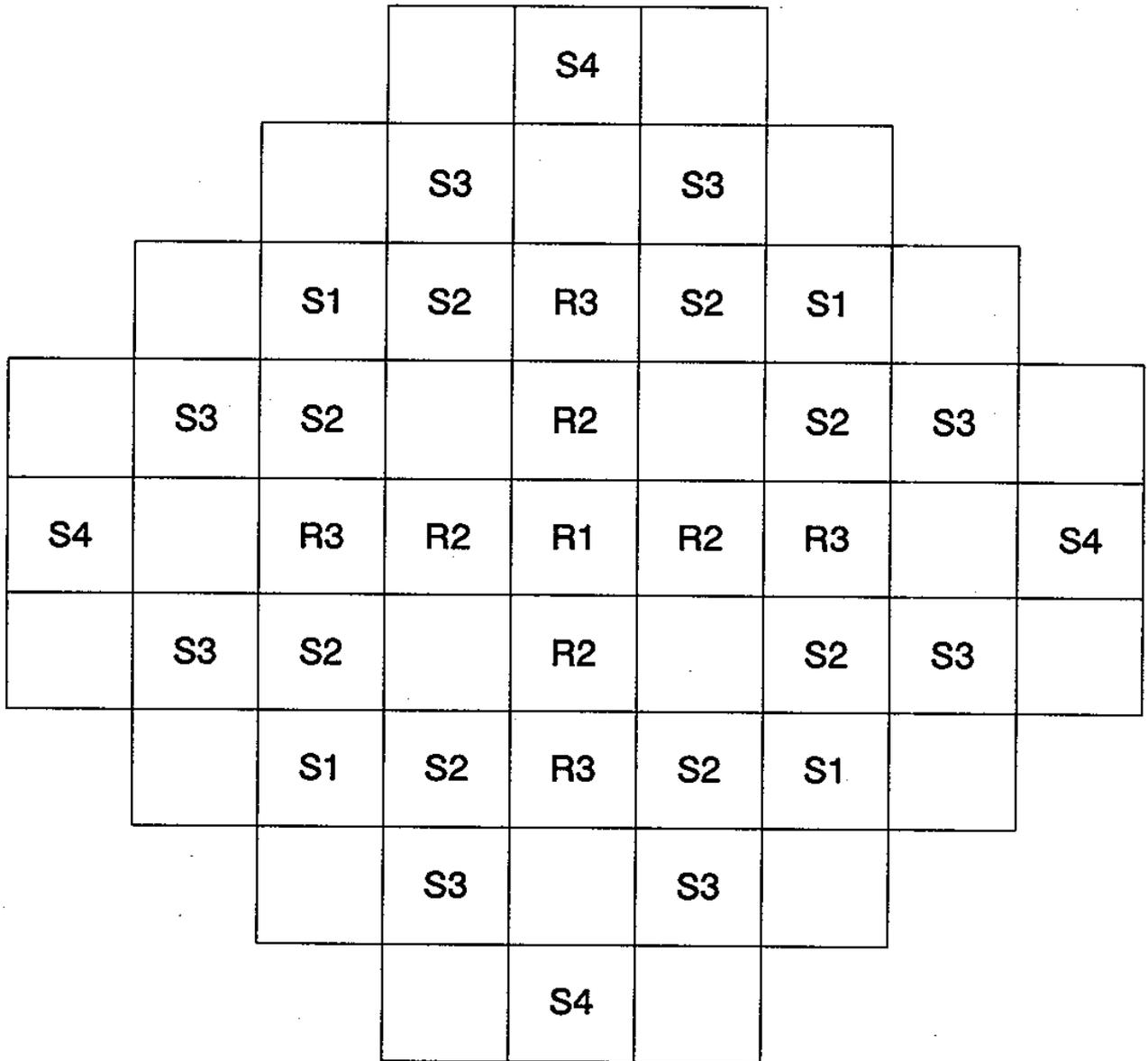


그림 3.2-43 예비 노심 장전 모형 2 - 33 제어봉



R : 조절 제어군

S : 정지 제어군

그림 3.2-44 예비 장전 모형 2의 제어봉 배치도 - 33 제어봉

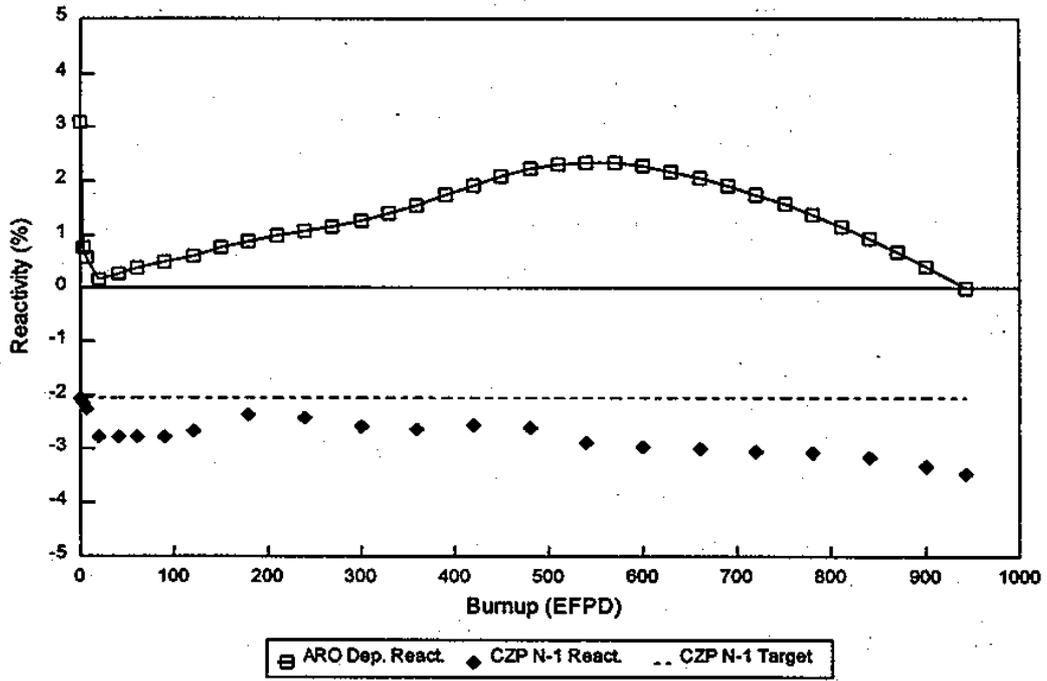


그림 3.2-45 연소에 따른 노심 반응도 - 33 제어봉

### (3) 예비 장전 모형 3 (29 제어봉)

33개의 제어봉을 사용한 예비 장전 모형 2는 무봉산 운전시 상온 정지 조건을 만족하였다. 그러나, 제어봉 구동 장치의 접근성을 향상시키고 보다 많은 노내 계측기를 설치하기 위하여, 제어봉 수를 4개 더 줄인 29 제어봉 사용 안이 대두되었다. 따라서, 상온 정지 조건을 만족하는 장전 모형이 가능한 지 살펴 보았다.

29개 제어봉 구동 장치의 배치도를 그림 3.2-46에 나타내었다. 전체적인 형태는 그림 3.2-44에서 보인 33개 제어봉 배치도와 외각의 제어봉 위치만 제외하면 동일하다. 그림 3.2-44와 또 다른 차이는 조절 제어봉 수가 4개 증가한 점이다. 이유는 축상에 있는 어떤 4개의 제어봉도 그림 3.2-44의 경우 보다 노심 중앙에서 떨어져 상대적으로 제어봉가의 감소가 초래되고, 따라서 조절 제어봉 수의 증가 없이는 고온 상태에서 정지 제어군의 삽입이 불가피해지기 때문이다.

조절 제어봉에는 AgInCd이 사용되었고, 정지제어봉에는 B<sup>10</sup>이 90 % 농축된 B<sub>4</sub>C가 사용되었다. 전체 제어봉 수가 33개에서 29개로 감소하였고, 또한 제어봉가가 큰 정지 제어봉 4개가 상대적으로 제어봉가가 작은 조절 제어봉으로 대체되었기 때문에 정지 제어군의 제어봉가를 높이는 방법을 고안해야 했다. 상용로에 사용되던 제어봉의 B<sub>4</sub>C 소결체의 직경이 0.3734 cm이고 AgInCd 제어봉의 흡수체 직경이 0.4331 cm인 점을 고려하여, 여기서는 B<sub>4</sub>C 소결체의 직경을 0.4331 cm까지 증가시켰다. 이는 약 35 %의 흡수체 증가를 가져와 제어봉가를 높이는데 매우 중요하다. B<sub>4</sub>C 소결체의 직경을 늘리는 대신 현재 1.77 g/cm<sup>3</sup>의 밀도를 약 2 g/cm<sup>3</sup>으로 증가시키는 방법도 있으나, 본 연구에서는 직경을 늘리는 방법을 선택하였다. 다만, B<sub>4</sub>C를 사용하는 경우 중성자 흡수에 따라 발생하는 헬륨 기체는 정지 제어군의 경우 운전중 완전 인출 위치를 유지할 것이므로, 헬륨 기체 발생으로 인한 문제는 없을 것으로 예상된다. B<sub>4</sub>C 소결체의 직경과 밀도의 결정은 추후 제어봉 성능 해석

과 함께 수행될 것이다.

예비 장전 모형 3은 그림 3.2-47에 나타내었으며, 사용된 핵연료의 사양은 표 3.2-14에 정리하였다.  $U^{235}$  농축도는 4.95 wt.%를 사용하였으며, 가돌리니아봉의  $U^{235}$  농축도는 1.8 wt.%를 사용하였다. 가연성 흡수봉으로  $B^{10}$  농축도 30 %와 35 %인  $Al_2O_3-B_4C$ 를 사용하였다. 정지 제어봉이 있는 위치에 반응도가 큰 핵연료를 배치하고 제어봉이 없는 위치에 보다 가연성 흡수봉이 많이 장입된 집합체를 배치하여 정지 제어봉가가 크게 나타나도록 하였다. 제어봉이 설치되지 않는 외각 집합체에는 Pyrex를 사용하여 일반 핵연료봉이 가연성 흡수봉으로 대체되는 것을 최소화하였다. 또한 가돌리니아봉을 사용하여 주기초 고착 제어봉가가 지나치게 커지는 것을 방지하였다.

이 노심의 연소도별 반응도 인자를 표 3.2-15에 나타내었다. 상용로에서는 붕산을 사용하여 초과반응도를 억제하기 때문에 붕산 농도가 감소함에 따라 상대적으로 제어봉가가 증가하게 된다. 그러나, 무붕산 노심에서는 연소에 따른 집합체 출력 분포의 변화가 제어봉가에 큰 영향을 미친다. 표 3.2-15에서는 특히 고착 제어봉가와 불확실도를 고려한 순 제어봉가가 노심 연소가 진행됨에 따라 감소하고 있음을 확연히 보여 준다. 이러한 이유는 주기초의 제어봉가를 높이기 위하여 제어봉이 있는 핵연료 집합체의 반경 방향 출력을 대단히 높게 설계하였기 때문이다. 주기초 출력이 높은 집합체는 상대적으로 연소 속도가 빨라, 연소가 진행됨에 따라 출력 분포가 평탄해지므로, 이에 따라서 제어봉가도 감소하는 경향을 띄게 된다. 그림 3.2-48 ~ 3.2-51에 1/4 노심에 대하여 반경 방향 출력 분포를 집합체  $K_{\infty}$ 와 함께 나타내었다. 영역 KG와 K3의  $K_{\infty}$ 는 연소가 진행됨에 따라 각각 높아지고 낮아지는 것을 알 수 있다. 표 3.2-15에서 보이는 바와 같이 주기 길이는 1,075일로 예측되었다. 참고로 제어봉 완전 인출 위치에서 연소 계산된 경우 예측되는 주기 길이는 997일로 약 80일의 차이가 있다.

표 3.2-16에는 반응도 계수 중 MTC와 Doppler 溫度 係數(DTC)를 주기초

전출력 및 영출력에서 평가하였다. 표에서 보이듯이 MTC는 상온 조건을 포함하여 항상 “음”의 값을 나타내고 있다. 이는 상용로와 달리 붕산을 사용하지 않기 때문이다. 붕산을 사용하는 상용로의  $-10 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$  정도와 비교하여 대단히 큰 “음”의 값을 갖는다. DTC 역시 항상 “음”의 값을 보이고 있으며, MTC와 함께 반응도 계수가 “음”의 값을 갖도록 한다. 제어봉이 삽입된 경우 MTC의 변화는 중성자 스펙트럼의 변화와 중성자 누설률 증가에 따라 보다 더 “음”의 값을 갖게 된다. 반응도 온도 계수는 일반 설계 기준인 “음”의 반응도 온도 계수를 충분히 만족하고 있으며, 특히 상온 영출력 조건에서도 “음”의 MTC를 나타내고 있어, 사고에 대한 저항성이 대단히 클 것으로 예상된다.

그림 3.2-52는 고온 전출력 상태와 상온 영출력 상태의 초과반응도를 보여 준다. 고온 전출력 상태에서 초과반응도는 약 570일 근처에서 최대에 도달한다. 상온 영출력 상태의 초과반응도는 주기초 약 13 %에서 주기말 약 10 %로 점차 감소하고 있다.

그림 3.2-53은 원자로 상온 정지시 연소도에 따른  $K_{\text{eff}}$ 를 보인다. 연소도 약 360일에서 주기 최소 정지여유도 약 1.5 %를 나타내며, 상온 정지 조건인  $K_{\text{eff}} < 0.99$ 를 만족시키고 있다. 이 그림은 두 개의 봉우리를 보이는데, 그 이유는 연소 속도가 빠른 가돌리니아를 고착 제어봉 부근에 사용하기 때문이다. 고착 제어봉 근처의 연소가 빠른 가돌리니아가 제 1 극대점을 나타내고, 상대적으로 연소 속도는 느리나 전반적으로 노심의 초과반응도를 제어하는  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$ 가 제 2 극대점을 나타낸다.

노심 재장전 조건인  $K_{\text{eff}} \leq 0.95$  와 관련한 결과를 그림 3.2-54에 나타내었다. 그림 3.2-54에서 알 수 있듯이 모든 제어봉이 완전 삽입된 경우 주기 중 최대  $K_{\text{eff}}$ 는 0.945로 연소도 약 720일에서 나타난다. 이 경우 상온 정지 때와 달리 단 하나의 극대점만 보이는데, 이는 고착 제어봉을 고려하지 않기 때문

이다.

이 장전 모형은 고온 영출력에서 제논이 없는 경우에도 조절 제어군만으로 충분히 미임계를 보장한다. 그림 3.2-55는 이 조건에서 1 % 이상의 여유를 갖고 원자로가 미임계임을 나타낸다. 따라서, 정상 운전시 고온 상태만 유지되면 정지 제어군의 삽입은 불필요하며, 정지 제어봉에 사용되는 붕소로 인해 발생하는 헬륨 기체의 생성을 억제할 수 있다.

전출력 운전중 연소도에 따른 제어봉 임계 위치의 예를 그림 3.2-56에 나타내었으며, 이때의 AO와  $F_q$ 는 그림 3.2-57에 보였다. 무수한 조절 제어군의 위치 조합으로 운전중 노심 임계를 유지할 수 있으나, 이 보고서에서는 노심 증앙에서 멀리 떨어진 조절 제어군을 나중에 삽입하고 먼저 인출하는 계획에 따라 찾은 임계 위치이다. 제어봉 위치는 주기 길이, 침투 계수, AO 등에 영향을 미치므로, 가연성 흡수체의 축 방향 영역화(Axial Zoning)와 함께 추후 이에 대한 많은 연구가 필요한 분야이다. 이 장전 모형은 고온 전출력 운전시 최대  $F_q$ 가 3.1 이하이므로 예상 한계  $F_q$ 인 3.71을 충분히 만족시키고 있다.

이 노심의 AO는 상용로에 비해 주기초 매우 큰 "음"의 방향에서 주기말 매우 큰 "양"의 방향으로 변해간다. 주된 이유는 전 주기에 걸친 대단히 큰 "음"의 감속재 온도 계수(MTC) 때문이다.  $F_q$ 는 축 방향 침투 계수( $F_z$ )에 비례하고,  $F_z$ 는 축 방향 출력 분포 또는 AO에 관계되므로, 적절한 가연성 흡수체의 축 방향 영역화를 통하여 AO와  $F_q$ 를 크게 감소시킬 수 있다. 그림 3.2-58은 연소도에 따른 전형적인 노심 평균 축 방향 출력 분포를 보여주고 있다.

표 3.2-14 장전 모형 3의 핵연료 사양

구분	연료봉 수	Gd봉 수	Gd wt.%	심제어봉 수	심제어봉의 B <sup>10</sup> %
A2	240	-	-	24	35
P8	244	-	-	20	30
K3	244	8	4	12	35
KG	216	24	4	24	35
K	248	4	4	12	35
K6	220	20	12	24	35
A3(*)	244	20	4	-	-
K8	240	12	4	12	35

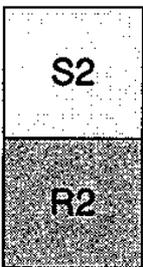
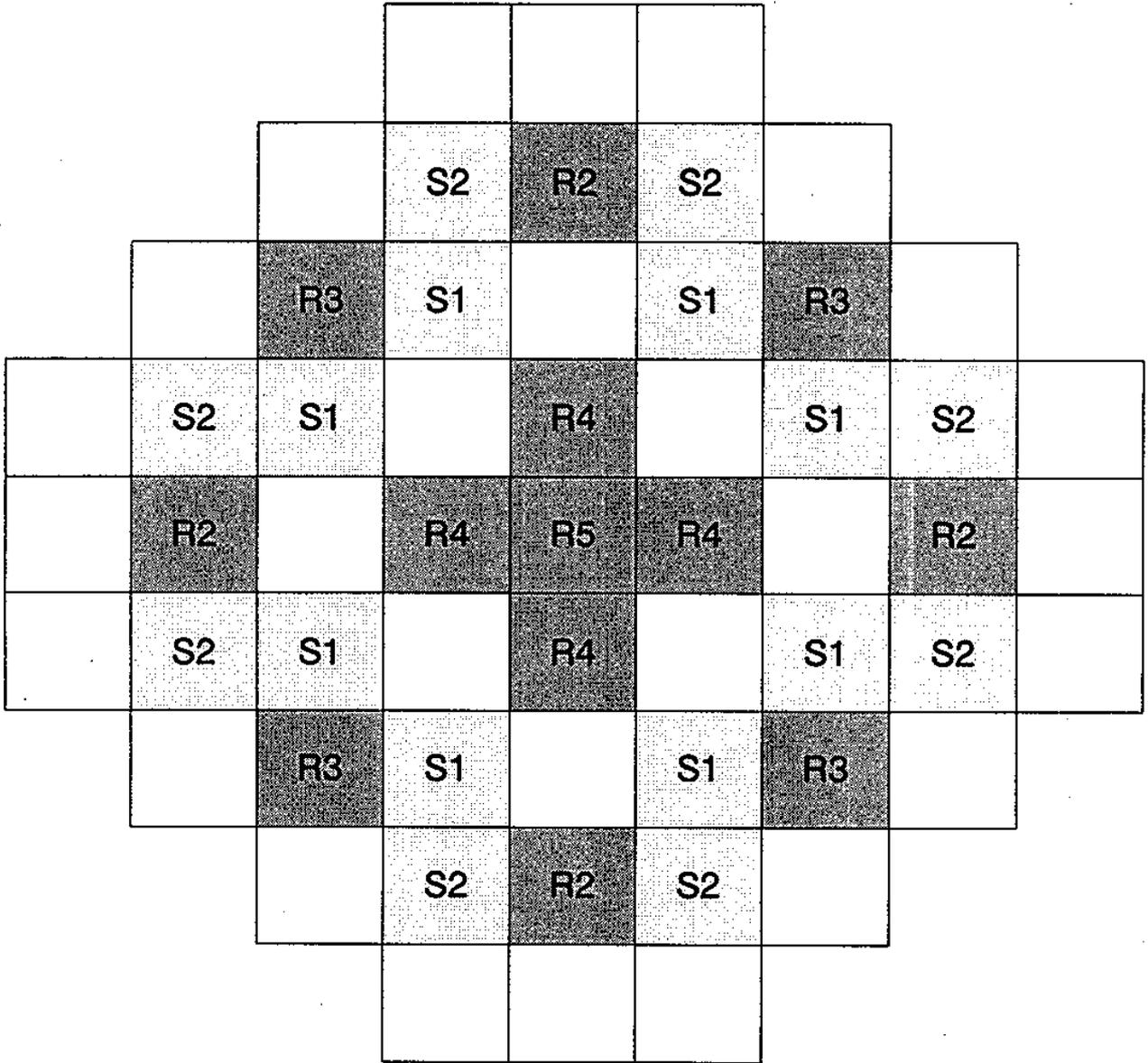
(\*) A3에는 안내관에 Pyrex 가연성 흡수체를 장입하였다.

표 3.2-15 반응도 요약

	주기초	주기중 (330 EFPD)	주기말 (1,075 EFPD)
반응도			
HFP 초과반응도, %Δρ	1.86	2.48	0.00
제논 반응도, %Δρ	2.15	2.18	2.67
HFP to HZP 출력 결손, %Δρ	1.22	1.04	1.67
HZP to CZP 온도 결손, %Δρ	7.78	6.51	5.41
합계, %Δρ	13.00	12.21	9.75
제어봉가 (불확실도 포함)			
총 제어봉가, %Δρ	20.34	19.45	17.36
순 제어봉가, %Δρ	15.00	13.74	13.00
상온 정지 K <sub>eff</sub> (N-1)	0.980	0.985	0.969
재장전 K <sub>eff</sub> (ARI)	0.932	0.933	0.929

표 3.2-16 주기초 반응도 계수

온도/출력	제어봉	Xe	MTC	DTC
고온 전출력	완전 인출	평형	-58.30	-3.61
	R4,R5 삽입		-66.72	-3.85
	완전 인출	없음	-60.73	-3.65
	R4,R5 삽입		-69.27	-3.90
고온 영출력	완전 인출	"	-54.34	-4.65
	R 삽입		-69.96	-4.83
상온 영출력	완전 인출	"	-11.79	-5.92
	R 삽입		-15.12	-6.39



정지 제어군 ( $B^{10}$  90 % 농축  $B_4C$ )

조절 제어군 ( $AgInCd$ )

그림 3.2-46 제어봉 배치도 - 29 제어봉

			K6	A3	K6			
		A3	K8	K	K8	A3		
	A3	K	K3	KG	K3	K	A3	
K6	K8	K3	KG	P8	KG	K3	K8	K6
A3	K	KG	P8	A2	P8	KG	K	A3
K6	K8	K3	KG	P8	KG	K3	K8	K6
	A3	K	K3	KG	K3	K	A3	
		A3	K8	K	K8	A3		
			K6	A3	K6			

그림 3.2-47 예비 노심 장전 모형 3 - 29 제어봉

FIRST LINE: ASSEMBLY BATCH ID  
 SECOND LINE: ASSEMBLY POWER  
 THIRD LINE: ASSEMBLY BURNUP  
 FOURTH LINE: ASSEMBLY K-INFINITE

NO. =	2	DAY =	.000	EFPD =	.000
Y/X	E	D	C	B	A
5	S2	P8	KG	K	A3
	.458	.697	1.000	1.450	.603
	.000	.000	.000	.000	.000
	1.104	1.151	.871	1.189	1.039
6	P8	KG	K3	K8	K6
	.697	.859	1.542	1.276	.439
	.000	.000	.000	.000	.000
	1.151	.874	1.152	1.125	.926
7	KG	K3	K	A3	
	1.000	1.542	1.553	.730	
	.000	.000	.000	.000	
	.871	1.152	1.186	1.036	
8	K	K8	A3		
	1.450	1.276	.730		
	.000	.000	.000		
	1.189	1.125	1.036		
9	A3	K6			
	.603	.439			
	.000	.000			
	1.039	.926			

그림 3.2-48 반경 방향 출력 분포 ( 0 EFPD)

FIRST LINE: ASSEMBLY BATCH ID  
 SECOND LINE: ASSEMBLY POWER  
 THIRD LINE: ASSEMBLY BURNUP  
 FOURTH LINE: ASSEMBLY K-INFINITE

NO. = 14    DAY = 330.000    EFPD = 330.000

Y/X	E	D	C	B	A
5	S2 .371 4.951 1.093	P8 .535 6.662 1.133	KG 1.057 9.034 .916	K 1.438 11.834 1.150	A3 .725 5.074 1.088
6	P8 .535 6.662 1.133	KG .845 7.655 .910	K3 1.442 12.416 1.140	K8 1.320 10.700 1.136	K6 .493 3.989 .930
7	KG 1.057 9.034 .916	K3 1.442 12.416 1.140	K 1.364 12.269 1.150	A3 .841 6.109 1.096	
8	K 1.438 11.834 1.150	K8 1.320 10.700 1.136	A3 .841 6.109 1.096		
9	A3 .725 5.074 1.088	K6 .493 3.989 .930			

그림 3.2-49 반경 방향 출력 분포 (330 EFPD)

FIRST LINE: ASSEMBLY BATCH ID  
 SECOND LINE: ASSEMBLY POWER  
 THIRD LINE: ASSEMBLY BURNUP  
 FOURTH LINE: ASSEMBLY K-INFINITE

NO. = 25 DAY = 660.000 EFPD = 660.000

Y/X	E	D	C	B	A
5	S2	P8	KG	K	A3
	.441	.628	1.224	1.337	.752
	9.346	12.804	19.218	23.360	11.004
	1.089	1.126	.999	1.117	1.130
6	P8	KG	K3	K8	K6
	.628	1.023	1.394	1.219	.503
	12.804	15.852	24.080	21.207	8.374
	1.126	.981	1.107	1.116	.951
7	KG	K3	K	A3	
	1.224	1.394	1.295	.825	
	19.218	24.080	23.142	12.697	
	.999	1.107	1.118	1.127	
8	K	K8	A3		
	1.337	1.219	.825		
	23.360	21.207	12.697		
	1.117	1.116	1.127		
9	A3	K6			
	.752	.503			
	11.004	8.374			
	1.130	.951			

그림 3.2-50 반경 방향 출력 분포 (660 EFPD)

FIRST LINE: ASSEMBLY BATCH ID  
 SECOND LINE: ASSEMBLY POWER  
 THIRD LINE: ASSEMBLY BURNUP  
 FOURTH LINE: ASSEMBLY K-INFINITE

NO. = 39 DAY = 1078.000 EFPD = 1078.000

Y/X	E	D	C	B	A
5	S2	P8	KG	K	A3
	2.038	1.838	1.310	1.014	.574
	21.179	26.789	33.594	35.741	17.760
	1.068	1.081	1.004	1.062	1.139
6	P8	KG	K3	K8	K6
	1.838	1.537	1.265	.920	.402
	26.789	30.241	38.111	32.513	13.504
	1.081	1.006	1.039	1.076	.988
7	KG	K3	K	A3	
	1.310	1.265	1.036	.628	
	33.594	38.111	35.553	20.084	
	1.004	1.039	1.063	1.130	
8	K	K8	A3		
	1.014	.920	.628		
	35.741	32.513	20.084		
	1.062	1.076	1.130		
9	A3	K6			
	.574	.402			
	17.760	13.504			
	1.139	.988			

그림 3.2-51 반경 방향 출력 분포 (1,078 EFPD)

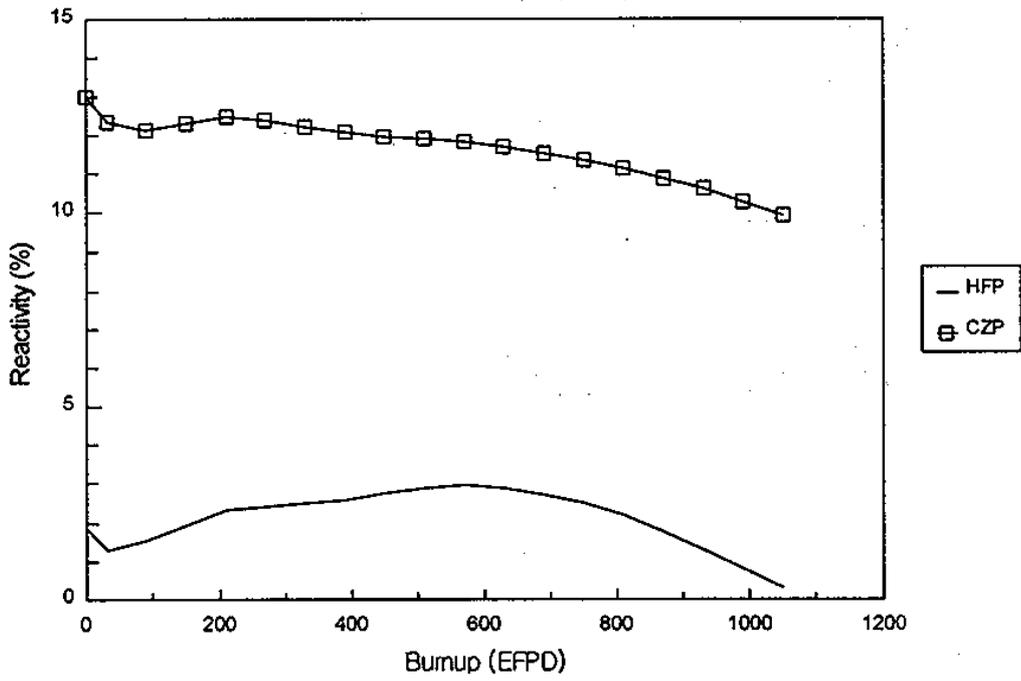


그림 3.2-52 연소도에 따른 초과반응도 - 29 제어봉

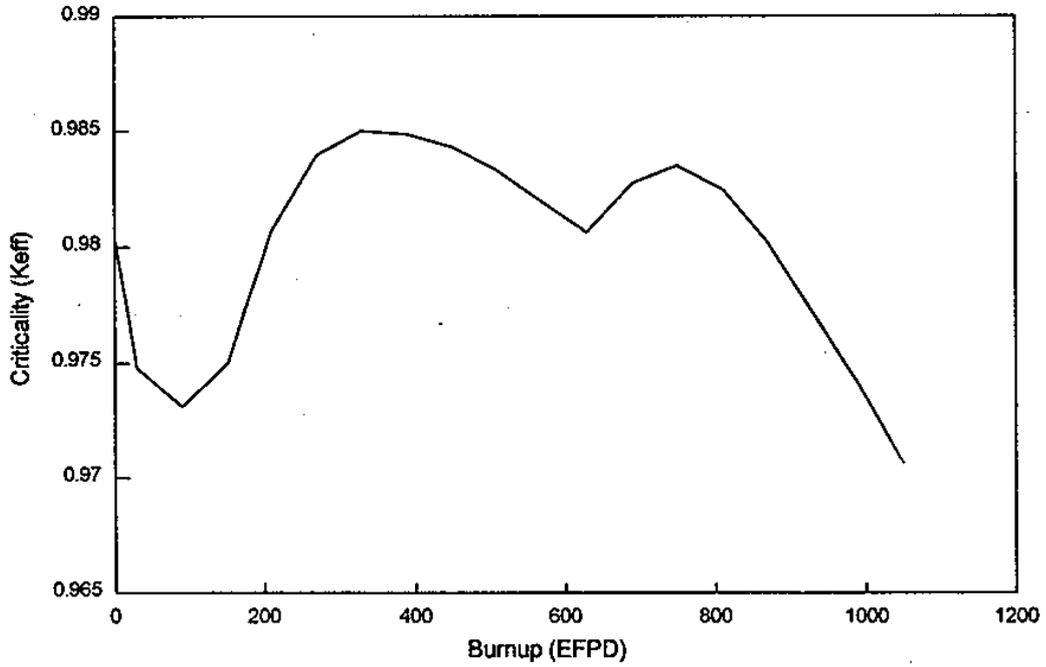


그림 3.2-53 연소도에 따른 상온 정지시 노심 임계도 - 29 제어봉

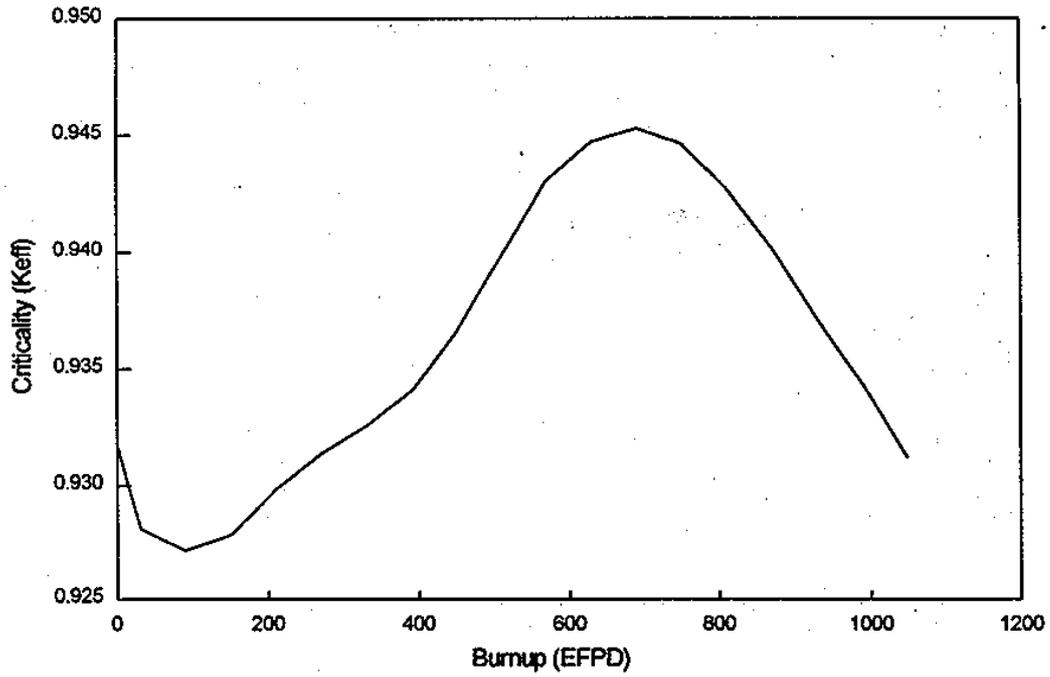


그림 3.2-54 연소도에 따른 재장전 조건의 노심 임계도 - 29 제어봉

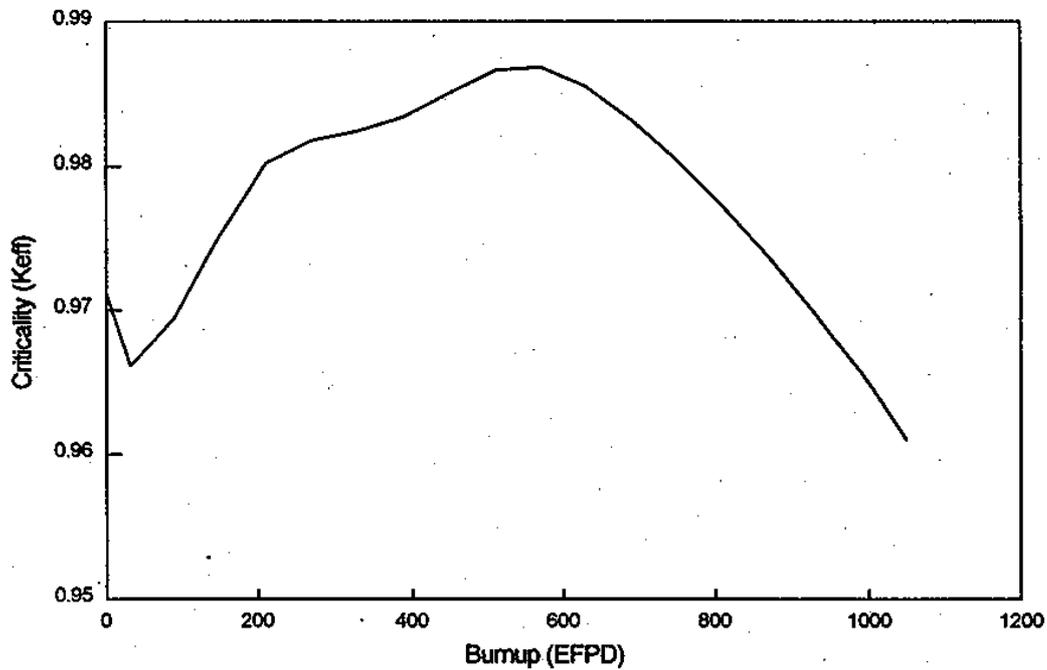


그림 3.2-55 조절 제어군 완전 삽입, 고온 영출력 조건의 노심 임계도 (무제논, 29 제어봉)

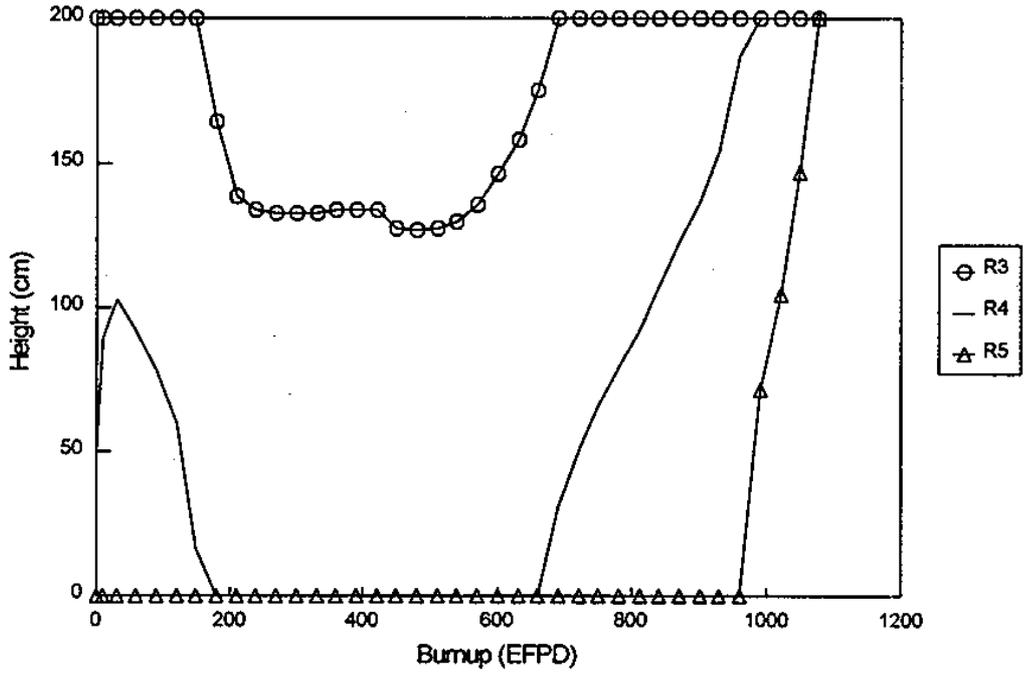


그림 3.2-56 임계 제어봉 위치 예 - 29 제어봉

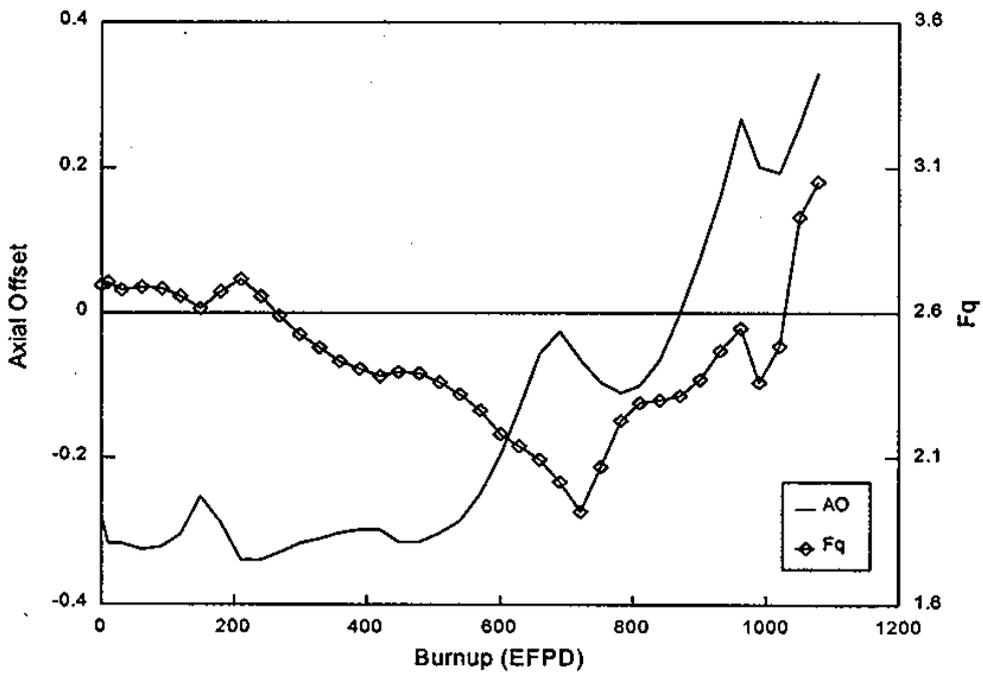


그림 3.2-57 연소도별 축 방향 출력 변위 및 침투 계수 - 29 제어봉

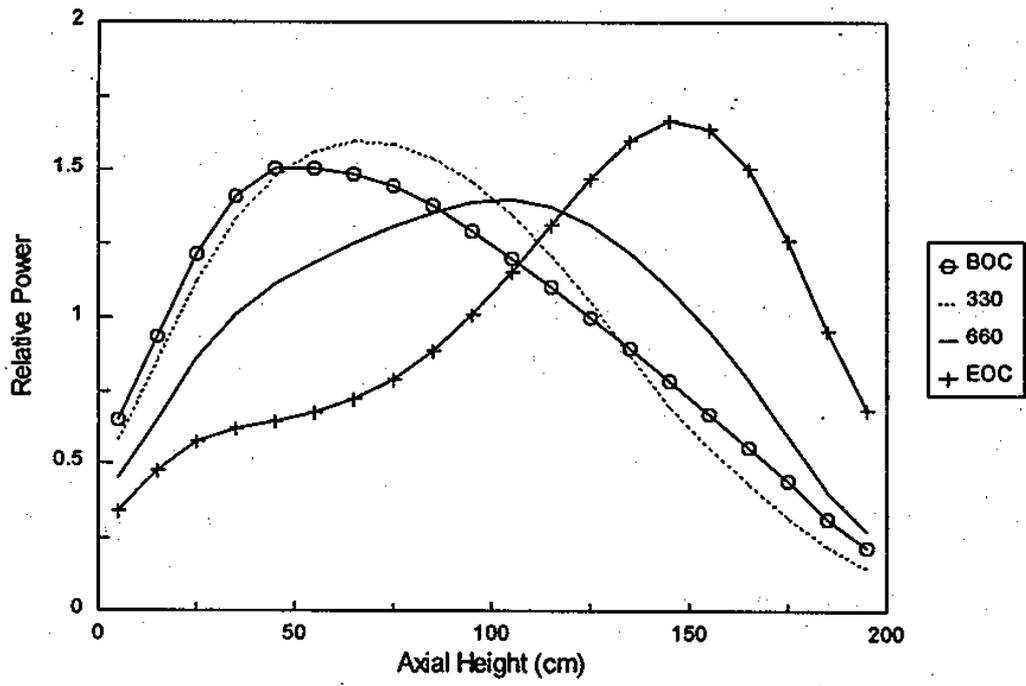


그림 3.2-58 축 방향 출력 분포 - 29 제어봉

#### (4) 예비 장전 모형 4 (69 집합체/45 제어봉)

앞의 (1), (2), (3)에서 조사한 57개 집합체로 구성된 노심보다 반경 방향으로 약간 커진 69개 집합체로 이루어진 노심을 구성하고 12개의 집합체 추가로 얻을 수 있는 주기 길이 증가량을 평가하여 보았다. 예비 장전 모형 2 (33 제어봉)의 제어봉 배치를 기초하여 45개의 제어봉 구동 장치를 가정하였다. 그림 3.2-59에 제어봉 배치도를 나타내었다. 앞과 같이 조절 제어봉에는 AgInCd를 사용하고, 정지 제어봉에는 B<sup>10</sup>이 90 % 농축된 B<sub>4</sub>C를 사용하였다. 제어봉의 유효 길이는 노심의 연료 높이와 같은 200 cm를 사용하였다. 정지 제어봉에 사용된 B<sub>4</sub>C 소결체의 크기는 예비 장전 모형 1, 2와 같은 0.3734 cm를 사용하였다.

사용된 연료는 이전과 같이 4.95 wt.%로 농축된 UO<sub>2</sub>이고 35%로 농축된 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-B<sub>4</sub>C 가연성 흡수봉을 사용하여 장기적인 초과반응도 제어에 사용하였다. 주기초 고착 제어봉가를 낮추기 위하여 4 wt.%의 가돌리니아봉을 약간 사용하였다. 표 3.2-17에 이 장전 모형에 사용된 핵연료의 설명이 있으며, 그림 3.2-60에 예비 장전 모형을 나타내었다. 이 노심에 대한 반응도 요약을 표 3.2-18에 수록하였다.

제어봉 완전 인출 위치로 연소 계산을 수행한 경우 주기 길이는 1,194 EFPD로 나타났다. 이는 57개 집합체로 구성된 노심에 비해 약 200일의 증가를 가져온 것이다. 제어봉 삽입 운전을 고려한 경우 주기 길이는 1,310 EFPD이었다.

그림 3.2-61은 제어봉 완전 인출 상태에서 연소 계산을 한 결과이다. 연소 계산시 제어봉 위치에 따라 주기 길이 등에 영향을 미치나, 최소 정지여유도 관점에서는 연소 이력이 큰 차이를 나타내지 않으므로, 정지여유도는 제어봉 완전 인출 위치로 연소된 상태에서 평가하였다. 고온 전출력에서 초과반응도를 보여 주고, 상온 정지 및 재장전 조건에서 K<sub>eff</sub>가 모두 0.99 및 0.95 요건

을 만족시키고 있음을 나타낸다.

그림 3.2-62는 연소도별 임계 제어봉 위치를 보여 준다. 노심 중앙에 배치된 조절 제어군 R4는 약 1,200일 근처에서 인출되기 시작하며, 조절 제어군 R3이 연소에 따른 대부분의 초과반응도 제어에 기여한다. 가연성 흡수체의 소진으로 노심에 최대 초과반응도가 나타나는 600일에서 800일 사이에는 조절 제어군 R2의 노심 삽입이 필요하게 된다. 조절 제어군 R1은 저 출력 운전 을 대비하여 지정된 제어군으로 전출력 상태에서는 삽입되지 않는다.

표 3.2-19에 반응도 온도 계수 중 주기초 MTC와 DTC를 보였다. 예비 장전 모형 3의 경우와 같이 항상 "음"의 반응도 계수를 나타내고 있다. 출력, 온도 및 제어봉 위치에 따른 DTC나 MTC는 표 3.2-16과 유사함을 알 수 있다.

그림 3.2-63은 연소도에 따른 AO와  $F_q$ 를 표시하였다. "음"의 MTC와 제어봉의 움직임으로 인하여 주기초 AO는 -0.4의 매우 아래로 치진 출력 분포에서, 주기말 +0.45 정도로 매우 위로 치우친 출력 분포를 나타낸다. 그림 3.2-64는 주기초와 주기말 그리고 주기 중에서 대표적으로 300일과 810일에서의 축 방향 출력 분포를 나타내고 있다. 제어봉이 삽입되면서 300일의 축 방향 출력 분포는 주기초보다 더욱 아래로 처지며, 연소가 진행될수록 노심 하부의 빠른 연소로 인해 출력이 노심 상부로 움직이는 것을 볼 수 있다.  $F_q$ 는 주기말 최대 3.4를 제외하고는 주기중 2~3 사이의 값을 갖고 있어, 첨두 계수 역시 예상 제한치를 만족할 것으로 판단된다.

표 3.2-17 예비 장전 모형 4 (69 집합체)의 핵연료 집합체 사양

구분	연료봉 수	Gd봉 수	Gd wt. %	심제어봉 수	심제어봉 B <sup>10</sup> %
A2	240	0	-	24	35
T2	228	12	4	24	35

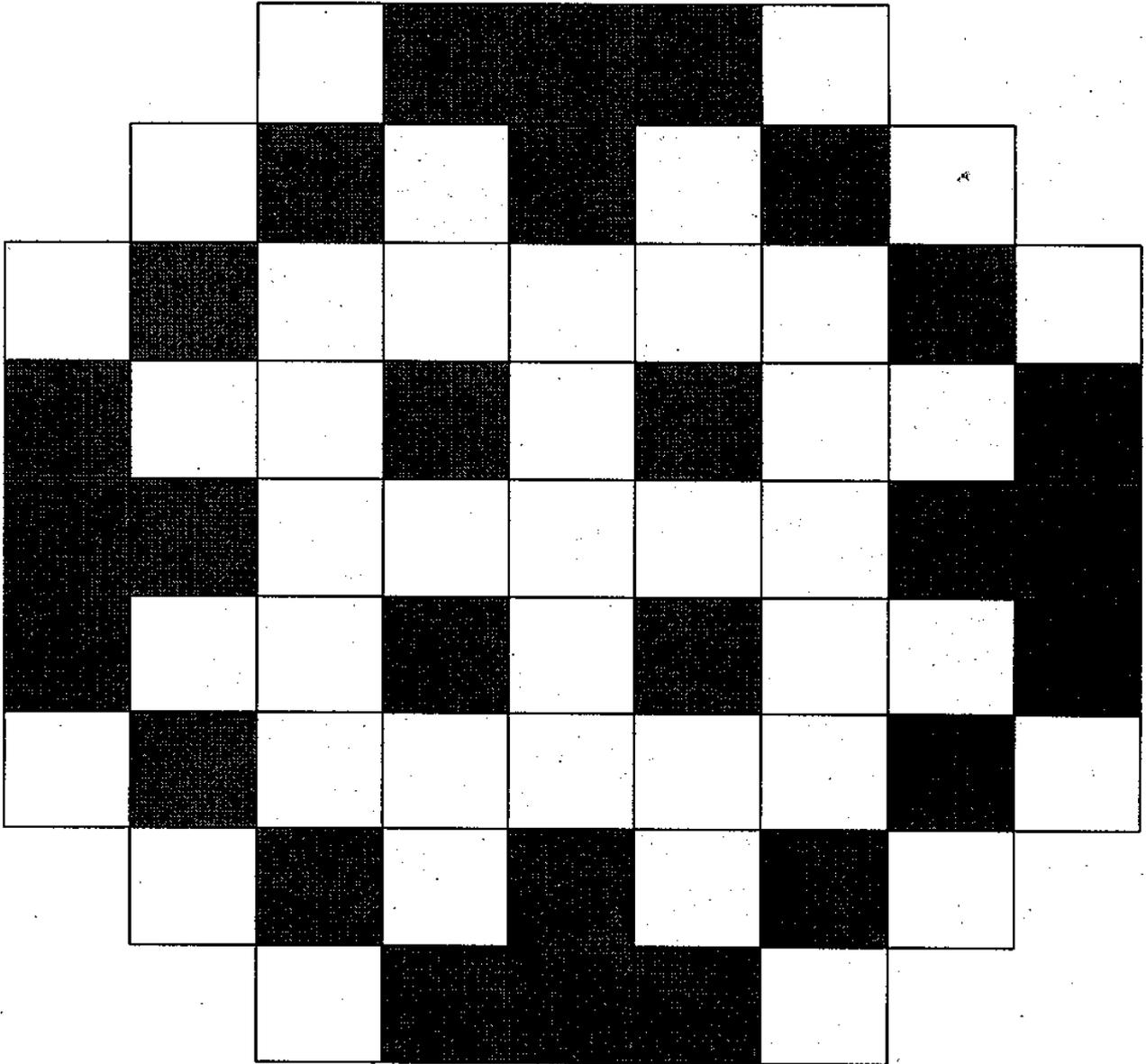
표 3.2-18 예비 장전 모형 4 (69 집합체) 반응도 요약표

	주기초	주기중 ( 630 EFPD)	주기말 (1194 EFPD)*
반응도			
HFP 초과반응도, %Δρ	1.50	3.17	0.0
제논 반응도, %Δρ	2.02	2.33	2.43
HFP - CZP 반응도 결손, %Δρ	9.32	6.22	6.47
합계, %Δρ	12.84	11.72	8.90
제어봉가			
총 제어봉가, %Δρ	20.47	19.24	18.33
유효 제어봉가, %Δρ	16.24	15.12	13.27
순 제어봉가(불확실도 포함), %Δρ	14.62	13.61	11.94
상온 정지 Keff (N-1)	0.983	0.982	0.970
재장전 Keff (ARI)	0.947	0.947	0.929

\*) 제어봉 삽입 운전시 주기 길이는 1,310 EFPDs.

표 3.2-19 반응도 계수 요약

출력(%)	냉각재 온도(°C)	제어봉 위치	MTC (pcm/°C)	DTC (pcm/°C)
100	290	완전 인출	-60.23	-4.04
		R3, R4 삽입	-64.43	-3.69
0	290	완전 인출	-54.94	-5.56
		R 삽입	-70.75	-7.05
	20	완전 인출	-12.40	-7.21
		R 삽입	-15.87	-9.59



Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-B<sub>4</sub>C 심제어봉이 있는 집합체

Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-B<sub>4</sub>C 심제어봉과 4 wt.% 가돌리니아봉이 있는 집합체

그림 3.2-59 제어봉 배치도 - 69 집합체 노심

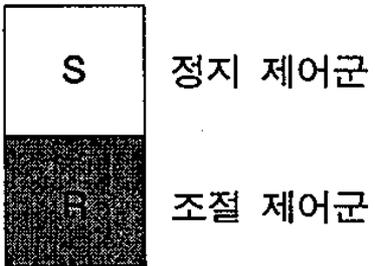
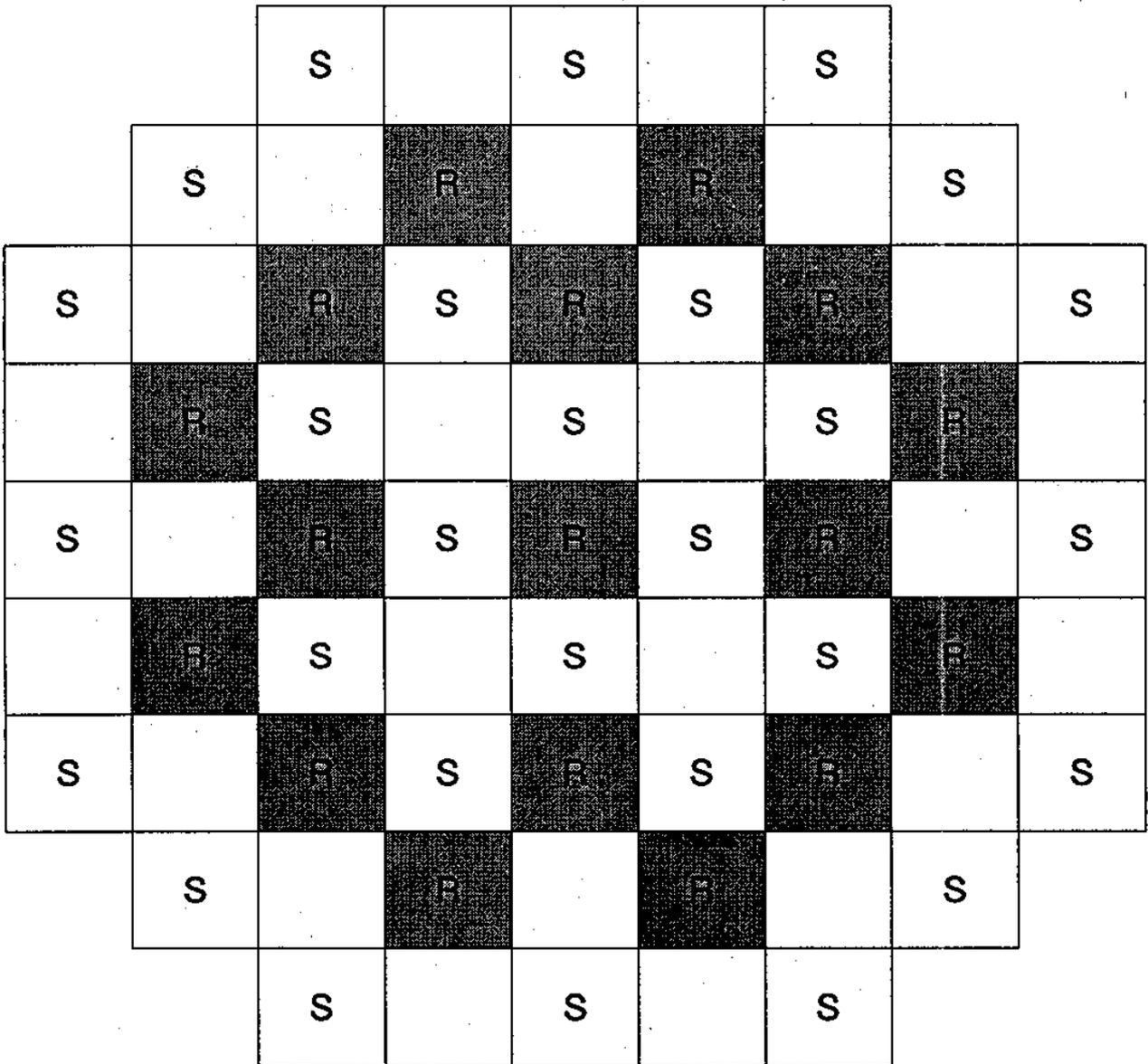


그림 3.2-60 예비 노심 장전 모형 4 - 69 집합체

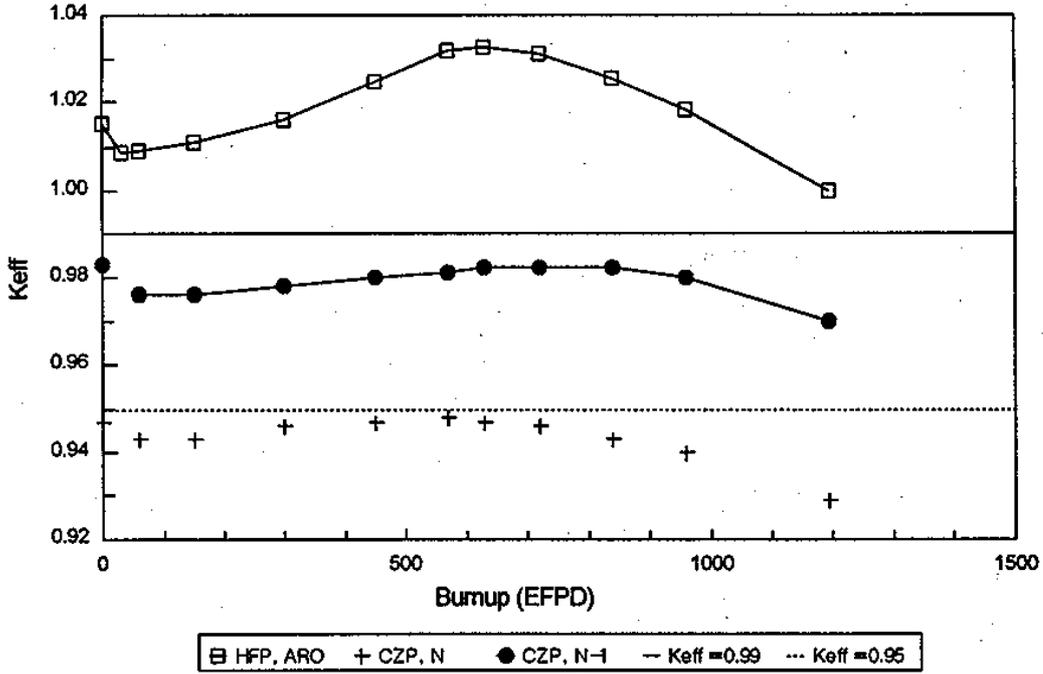


그림 3.2-61 연소도에 따른 K<sub>eff</sub> - 69 집합체

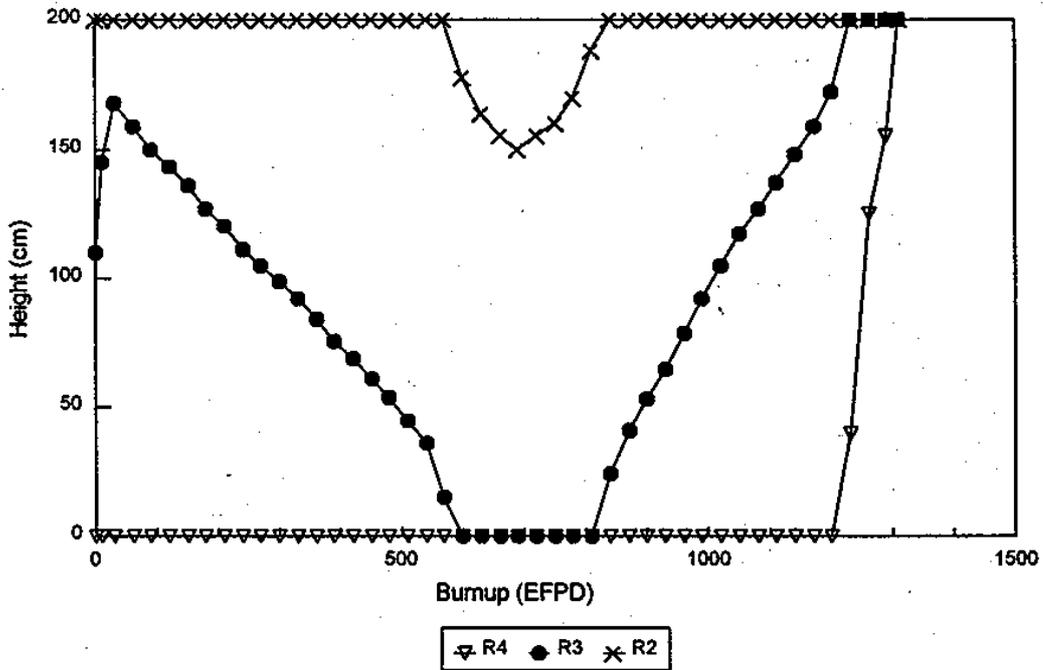


그림 3.2-62 임계 제어봉 위치 예 - 69 집합체

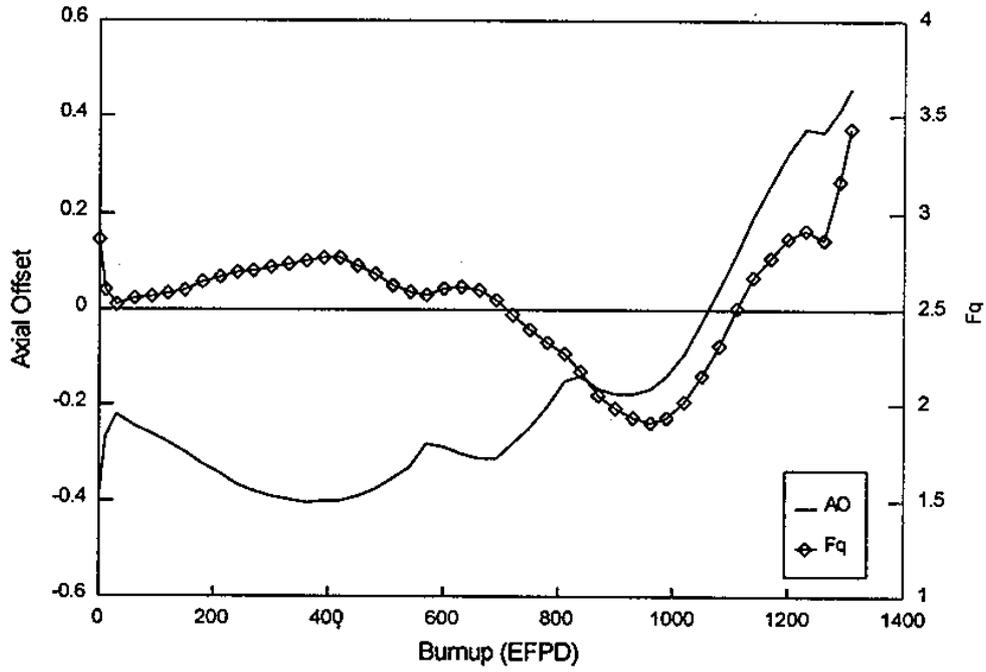


그림 3.2-63 연소도별 축 방향 출력 변위 및 침투 계수 - 69 집합체

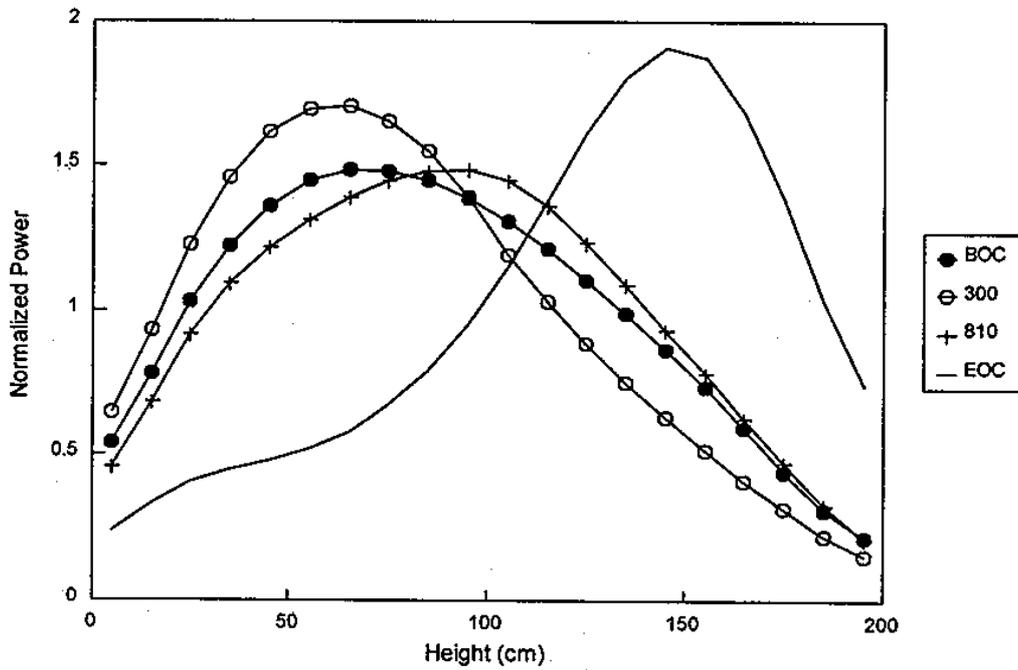


그림 3.2-64 축 방향 출력 분포 - 69 집합체 노심

#### 4. 요약 및 결론

열출력 330 MW급 일체형 원자로인 SMART의 핵 설계 기준으로 무봉산 노심, 핵연료 농축도 5 wt.%이내, "음"의 감속재 온도 계수, 운전 정지 여유도  $1\% \Delta\rho$ , 재장전시  $K_{eff}$  0.95이하 등을 선정하였으며, 4 가지 노심을 구성하고 평가하였다. 또한, Loizzo 검증 계산 등을 통하여 CASMO-3/MASTER 전산 코드 체계를 SMART 노심 계산에 적용할 수 있음을 보였다.

현 단계에서 핵연료는 17x17 KOFA를 기본으로 유효 노심 높이 200 cm에 대하여 평가하였다. 최대 핵연료 농축도는 4.95 wt.%를 사용하였으며, 가돌리니아봉의 핵연료 농축도는 1.8 wt.%를 사용하였다.

열출력 330 MW급 일체형 원자로 SMART에 대하여 4가지 노심 장전 모형을 대상으로 무봉산 노심 구성의 가능성을 상온 정지시 미임계도 관점에서 살펴보았다. 표 3.2-20에 정리된 바와 같이 25개 제어봉을 사용한 경우, 주기 초 상온 정지시  $K_{eff}$ 가 1.043으로 미임계에 도달하지 못하였다. 그러나, 33개의 제어봉을 사용한 경우 무봉산 노심의 구성은 가능함을 보였다. 29개의 제어봉을 사용하는 경우, 상용로와 같은  $B_4C$  소결체의 크기로는 상온 정지를 위한 충분한 제어봉이 확보가 어려우나, 이 보고서에서는  $B_4C$  소결체의 직경을 조절 제어봉인 AgInCd과 같은 크기로 하여 상온 정지를 가능하게 하였다. 현재  $B_4C$  소결체의 밀도는  $1.77 \text{ g/cm}^3$ 을 사용하였으나,  $2 \text{ g/cm}^3$ 으로 증가시키는 방법도 있으므로, 추후 적절한 크기와 밀도를 결정하기 위한 연구가 필요하다.

57개 핵연료 집합체를 이용하여 얻은 주기 길이는 약 1,000 ~ 1,100 EFPD이었으며, 12개의 집합체를 더 사용하여 얻은 주기 길이는 1,310 EFPD로 나타났다.

노심의 안전성에 중요한 MTC나 DTC는 57 집합체 노심이나 69 집합체 노심 모두 상온 열출력부터 고온 전출력까지 주기초에서 항상 "음"의 값을 갖

는 것을 확인하였다.

출력 침투 계수  $F_q$ 에 대하여 예상 한계치를 3.71로 제안하고, 이를 만족하고 있음을 보였다. 그러나, 가연성 흡수체의 축 방향 영역화를 통하여 축 방향 출력 분포를 개선하면 침투 계수도 더욱 개선될 것이다.

향후 연구 과제로는 주기 길이를 최대화할 수 있도록, 장전 모형의 최적화를 이루어야 하며, 제어봉 삽입 운전 및 “음”의 감속재 온도 계수에 따른 축 방향 출력 분포를 개선하기 위한 가연성 흡수체의 축 방향 영역화 등이 있다.

표 3.2-20 장전 모형별 상온 정지시  $K_{eff}$  및 주기 길이 요약

집합체 수	제어봉 수	초과반응도 주기초, 전출력, 평형 Xe [% $\Delta\rho$ ]	$K_{eff}$ 주기초 상온정지	$K_{eff}$ 주기중 최대 상온정지	주기길이 [EFPD]
57	25	1.5	1.043	1.043	995
	33	0.8	0.980	0.980	1023
	29	1.9	0.980	0.985	1075
69	45	1.5	0.983	0.983	1310

### 제 3 절 노심 열수력 설계

#### 1. 개요

##### 가. 노심 특성 및 운전 조건

330 MWt 출력을 생산하는 일체형 원자로 SMART 노심의 핵연료는 저 출력 밀도(62.6 kW/l)에서 운전되며 저농축 이산화우라늄 핵연료를 사용하고 있다. SMART는 정비를 위한 운전 정지(Outage of Preventive Maintenance) 사이 동안 18개월 가동되며 3년 이상의 주기 길이를 달성하도록 농축도가 결정되었다. 노심의 반응도는 움직일 수 있는 제어봉 집합체와 핵연료 집합체에 고정된 가연성 흡수체에 의해 제어된다. 따라서 반응도 제어를 위한 수용성 붕소의 사용은 요구되지 않는다.

SMART의 피동 안전 특성 중의 하나는 모든 운전 조건에 대해 강한 “음”의 반응도 궤환이다. 무붕산 운전 특성에 의해 모든 운전 조건에 대해 강한 “음”의 감속재 온도 계수를 유지한다. 수용성 붕소를 사용하지 않는 상태에서 출력 제어를 용이하게 하기 위해 제어봉이 삽입된 상태에서 운전함에 따라 축방향 출력 분포는 주기초에는 노심 하부에서 출력이 높고 연소가 진행됨에 따라 제어봉이 인출되기 때문에 출력 정점도 노심 상부로 이동한다.

노심 저 출력 밀도 특성은 열적 여유도 증가와 같은 이점이 있으며 강한 “음”의 반응도 궤환 효과와 함께 노심의 운전성과 과도 상태에서의 노심 반응을 향상시켰다. 제어봉과 가연성 흡수체를 사용하여 노심의 반응도를 제어함에 따라 수용성 붕소 사용이 요구되지 않는다. 따라서 붕산에 의한 부식의 염려가 감소하며 붕소 회수 계통이 요구되지 않는다.

계통의 주요 운전 인자는 아래와 같다.

◦ 노심 공칭 열출력, MWt : 330

◦ 1차 계통, Mpa

공칭 압력 : 15.0

설계 압력 : 17.0

◦ 정격 출력시 냉각재 온도 °C

노심 출구 : 310

노심 입구 : 270

◦ 노심을 통한 냉각재 유량, kg/s : 1556

나. 핵연료 집합체

노심 내 핵연료 집합체는 총 57개이며 핵연료 피치는 215.4 mm이다. 이 중 25개 핵연료 집합체는 제어봉 집합체를 포함하고 있다. 노심에 위치한 핵연료는 냉각재 수로를 제공하기 위해 하단은 개구부로 구성된 노심 배열에 위치한 하부 지지판의 지지 핀에 의해 고정되고 상단은 리프 스프링에 의해 원자로 상부에 지지된다. 각 핵연료 집합체는 17X17 배열이고 일체형 가연성 흡수체가 삽입되어 있으며 24개의 안내관과 1개의 계측관으로 이루어져 있다. 150 bar 하에서 고순도 물이 냉각재로 사용되며 제어봉 집합체에 의해 반응도가 제어된다.

핵연료 집합체는 KOFA의 형상과 동일하나 노심의 크기에 따라 핵연료 집합체의 길이를 줄여 사용하였다. 기존 KOFA와 SMART용 핵연료의 차이점은 다음과 같다.

- 핵연료 전체 길이가 4,058 mm에서 2,400 mm로 감소하였다.
- 리프 스프링의 개수가 4개에서 2개로 감소하였다.
- 중간 지지 격자의 개수가 6개에서 3개로 줄었고 격자의 거리는 522 mm에서 564 mm로 증가하였다.
- 냉각재 유동 제한 장치가 없다.
- 안내관 직경이 축방향에 따라 일정하다.

- 핵연료봉 유효 길이가 3,658 mm에서 2,000 mm로 감소하였다.

#### 다. 열수력 설계 요구 조건

SMART 노심은 국제적인 기준인 INSAG-3, IAEA SS-50-C&D 및 ASME의 설계 기준을 만족시킨다. 이 기준 중 중형 원자로의 열수력 설계 관련 기능 설계 요건(Functional Design Requirement)은 다음과 같다.

- 반응도 제어를 위해 수용성 붕소를 사용하지 않는다.
- 핵연료 집합체 요구 조건을 만족시키도록 허용 핵연료 설계 제한치 (Specified Acceptable Fuel Design Limits;SAFDL)를 결정한다. 이 한계는 아래의 항목들을 수용한다.
  - 지지 격자, 안내관, 연료봉, 제어봉 혹은 기타 핵연료 집합체 요소에 대한 응력, 변형 혹은 하중 한계가 정해져야 한다.
  - 위에서 언급된 요소에 대해 접촉점에서의 마모 한계가 정해져야 한다.
  - 산화, 수소화 및 크리드의 발생에 대해 한계가 정해져야 한다.
  - 연료봉 휨 혹은 연료봉과 제어봉, 안내관의 조사 성장으로 인한 기하 형상 변형에 대한 제한이 일정한 수치로 정해질 필요는 없으나 설계 분석을 통해 이들의 영향이 운전 공차에 포함되어야 한다.
  - 정상 운전 중 수력 하중이 스프링력을 넘지 말아야 하며 수력 하중은 설계 보고서에 기술되어야 한다.
- 운전 중 발생 예상 사건(Anticipated Operational Occurrences; AOO's)을 포함한 정상 운전 중 노심 및 이와 연관된 냉각재, 제어 및 보호 계통은 SAFDL을 넘지 않으며 여유도를 가지고 있음이 확인되어야 한다. 발전소 운전 조건(Plant Operating Condition;POC) 1, 2 및 3 상황에서 설계 수명 동안 피복관 손상이나 연료의 용융이 발생하지 않아야 한다.
- POC 4 사고시 핵연료봉 파손율이 50 %를 초과해선 안된다. POC 4 사고시 방사능 물질은 1차 계통 내에 머물러야 한다.
- POC 4 사고시 핵연료로부터 급속한 열전달로 인해 증가된 압력은 냉각

재 압력 경계 건전성 제한치를 넘어서지 말아야 한다.

- 정상 운전 중에 적어도 95 % 신뢰도와 95 % 확률로 노심 내 고온 연료봉이 핵비등 이탈(Departure from Nucleate Boiling; DNB)을 경험하지 않도록 임계 열속(Critical Heat Flux; CHF) 상관식의 한계가 결정되어야 한다.
- 열적 여유도 평가에 사용되는 불확실도는 노심 설계 인자 및 계산 방법에 대해 적어도 95 % 신뢰도와 95 % 확률로 처리되어야 한다.
- 부수로 코드는 노심 측정치에 의해 증명되어야 하며 노심 유동 분포, 반경 방향 계산 전 압력 구배 영향이 평가되어야 한다.
- 정상 상태에서의 열적 수력적 불안정성에도 노심은 충분한 여유도가 있음이 증명되어야 한다.

## 2. 노심 열수력 인자 평가

참고문헌 [3-1]에 제시된 운전 조건에서 노심의 주요 열수력 인자를 평가하였다. 계산에 사용된 인자는 아래와 같으며 결과는 표 3.3-1에 나타나 있다. 한편 SMART의 열수력 인자를 참조 발전소인 고리 3/4호기와도 비교하였다.

- 출력 : 330 MWt
- 입구 온도 : 270 °C
- 계통 압력 : 150 Bar
- 유량 : 1.9927 m<sup>3</sup>/s

노심에 장전된 핵연료의 기하 형상은 기본적으로 17X17 KOFA의 형태와 동일하나 유효 길이를 SMART 노심 높이에 맞게 기존의 3,658 mm에서 2,000 mm로 줄이고 지지 격자 갯수도 8개에서 5개로 감소시켰다. 축방향 및 반경방향 출력 침투치는 정상 상태시 주기초에서 주기말까지의 봉 및 집합체 출력 형태 중에서 보수적으로 선택되었다[3-2].

### 가. 기본 열수력 인자 생산

노심 열출력은 330 MW이며 핵연료 집합체 평균 열출력은 5.78 MWt이다. 이 값은 고리 3/4호기 핵연료 평균 출력의 약 1/3이다. 노심의 입구 온도는 고리 3/4호기에 비해 약 20 °C 낮은 270 °C이며 계통 압력은 고리 3/4호기와 유사한 150 Bar이다. 냉각재 유속은 1.34 m/s로 고리 3/4호기 값 4.358에 비해 약 1/3으로 줄었다. 노심 평균 선출력은 고리 3/4호기에 비해 약 60 % 정도이다. 정상 상태에서 핵연료 집합체 축방향 침투 계수 및 핵연료봉 반경방향 침투 계수는 각각 2.4 및 1.67로 고리 3/4호기 값에 비해 크다. 고리 3/4호기 축방향 침투 계수는 정상 상태 및 운전 과도 상태의 축방향 출력 분포가 고려된 설계치이고 SMART 핵연료의 침투치는 정상 상태시의 값이다. SMART 노심의 침투치가 정상 상태의 값인데도 고리 3/4호기 설계치보다 큰

이유는 SMART 노심은 제어봉만을 사용하여 출력 제어를 하는 특성에 따라 정상 운전시 삽입된 제어봉에 의하여 노심 하부에서 높은 침투치가 발생하기 때문이다. SMART 핵연료봉의 노심 최대 선출력 및 열속은 고리 3/4호기와 유사하게 나타났다.

#### 나. 정상 상태 핵비등 이탈률(DNBR)

정상 상태시 노심에서의 최소 DNBR 분석은 KOFA 핵연료 분석에 사용된 ERB-2 상관식[3-3]이 장착된 PUMA 코드[3-4]를 이용하여 수행되었다. 계산에 사용된 축방향 출력 분포는 주기 초, 주기 중 및 주기 말에서의 값으로 그림 3.3-1과 같다. 계산에 사용된 ERB-2 상관식의 국부 냉각재 인자 범위는 아래와 같다.

- 압력 [bar] : 99.0 ~ 172.0
- 질량속 [ $\text{kg/m}^2\text{s}$ ] : 1221.0 ~ 5018.0
- 국부 건도 [%] : -20 ~ +30

계산시 출력에 4 %의 불확실도와 0.2의 연료 침투 인자(fuel spike factor)가 고려되었다. 계산 결과 정상 상태의 DNBR은 표 3.3-2에서 보는 바와 같이 주기 초, 주기 중 및 주기 말에서 각각 2.402, 2.184 및 1.523이다. 결과로부터 정상 상태 노심의 DNBR은 연소가 진행될수록 낮아지고 있음을 알 수 있고 이는 참고 문헌 [3-1]의 결과와 잘 일치한다. 그러나 주기 초, 주기 중에서의 DNBR은 약간의 차이를 보이고 있으나 상부로 치우친 형태의 출력 분포를 갖는 주기말에서 최소 DNBR은 1.523으로 참고 문헌 [3-1]의 분석 결과와 유사하다. 이 값은 참조 발전소인 고리 3/4호기의 2.03에 비해 작게 나타났다. SMART용 핵연료는 KOFA에 비해 핵연료 집합체의 길이가 짧아 임계 열속을 증가시키는 요인이 있으나 참조 발전소 유속의 1/3에 불과한 SMART 노심 유속이 상대적으로 최소 DNBR을 낮추었다.

#### 다. 핵연료 압력 손실 특성

노심에서의 압력 손실 역시 기존 KOFA 핵연료 분석시 사용되었던 DIWAN 코드[3-5]를 이용하여 계산되었고 표 3.3-3에서 고리 3/4호기의 결과와 비교하였다. 계산에 사용된 유량은 최적 유량을 사용하였으며 우회 유량은 4.5 %로 고려되었다. 계산 결과 핵연료 각 요소의 압력 손실 계수는 동일한 기하 형상의 요소를 사용함에 따라 기존 KOFA의 값과 유사하였다. 요소의 압력 손실은 기존 고리 3/4호기 값의 10 % 정도로 매우 작았다. 고리 3/4호기 노심의 유속은 SMART 노심의 유속보다 3배 정도 큰 데 압력 손실은 속도의 제곱에 비례함에 따라 약 10배 정도 크다. 핵연료 집합체 총 압력 손실은 0.0947 bar이며 이는 고리 3/4호기 KOFA 연료 1.3759의 7 %이다.

표 3.3-1 기본 열수력 인자

Parameter	Unit	SMART	Kori 3,4
Core Power	MWt	330	2775
System Pressure	Bar	150	155.1
Core Inlet Temperature	℃	270	291.2
Core Exit Temperature	℃	310	327.2
Enthalpy Rise In Core	kJ/kg	212.08	208.12
Thermal Design Flow Rate	m <sup>3</sup> /s	1.9927	17.91
Core Bypass Fraction	%	6.1	6.1
Core Flow Area	m <sup>2</sup>	1.40	4.358
Core Average Mass Flux	kg/(hr·m <sup>2</sup> )	3.757·10 <sup>6</sup>	1.270·10 <sup>7</sup>
Core Average Coolant Velocity	m/s	1.34	4.358
Total Heat Transfer Area	m <sup>2</sup>	901.03	4549.5
Core Average Heat Flux	kW/m <sup>2</sup>	356.7	593.7
Rod Average Linear Heat Generation Rate	kW/m	10.66	17.76
Total Number of Fuel Rods	---	15048	41448
Fq	---	3.5	2.4
Fxy	---	2.4	1.435
Fz	---	1.67	1.55
Maximum Heat Flux	kW/m <sup>2</sup>	1429.7	1425.6
Maximum Linear Heat Generation Rate	kW/m	42.73	42.62

표 3.3-2 정상상태 DNBR

Life Cycle	DNBR		$\Delta$ DNBR (SMART - Reference[3-1])
	SMART	Reference[3-1]	
BOC	2.402	1.80	0.602
MOC	2.184	1.73	0.454
EOC	1.523	1.53	-0.007

표 3.3-3 핵연료 압력 손실

Parameters	SMART	Kori-3/4	Difference [%]
<b>Operating Condition</b>			
Inlet Temperature      ℃	270	287	-5.9
Bypass Fraction      ---	0.045	0.045	0.0
Velocity      [m/s]	1.4262	4.8822	-70.82
Dynamic Pressure      [bar]	0.0075	0.08392	-91.1
Re.      ---	127496	447431	-71.5
<b>Pressure Loss Coefficient</b>			
Bottom Nozzle	1.8471	1.8454	0.1
1st Grid	0.8539	0.7723	10.6
Inner Grid	3.4629	6.2707	-44.8
1 Inner Grid	1.1543	1.0451	10.45
Last Grid	0.8947	0.8213	8.9
Top Nozzle	0.8320	1.1061	1.3
Friction	4.1238	4.7672	-13.5
Total	12.0146	15.5829	-22.9
<b>Pressure Drop [Bar]</b>			
Bottom Nozzle	0.0146	0.1629	-91.0
1st Grid	0.0067	0.0682	-90.1
Inner Grid	0.0273	0.5536	-95.1
Last Grid	0.0071	0.0725	-90.2
Top Nozzle	0.0066	0.0976	-93.2
Friction	0.0325	0.4209	-92.3
Total	0.0947	1.3757	-93.1

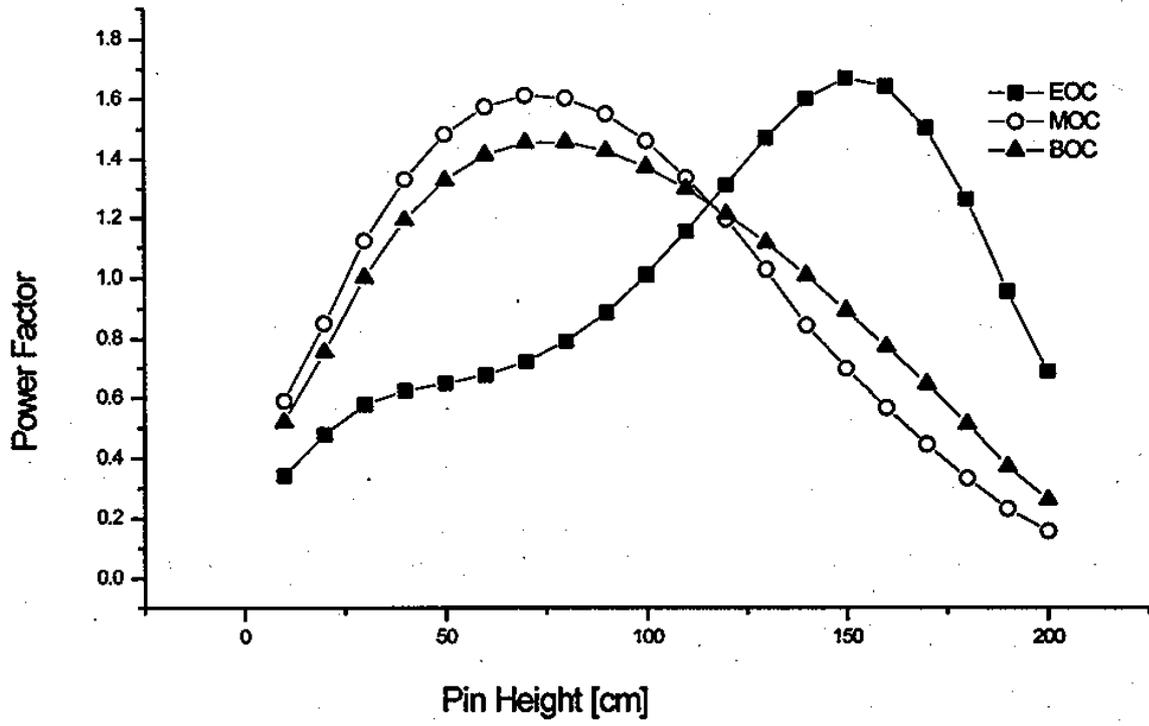


그림 3.3-1 축방향 출력 분포

### 3. 열수력 시험 자료 분석

SMART 노심 설계를 위한 한계 DNBR 설정, 열적 여유도 평가, 수력적 성능 및 열적 혼합 성능 평가를 위해 기준 열수력 시험 자료들에 대한 Database를 구축하였다. 이 Database에는 임계 열속 시험 자료, 압력 손실 시험 자료 및 열 혼합 시험 자료를 포함하고 있다. 이 자료들은 파일 형태로 저장되어 있다.

#### 가. 임계 열속

수집된 임계 열속 자료는 KWU, Westinghouse, SPC 및 ABB-CE社에 대해 확보되었으며 각 社의 시험 집합체에 대한 기하 형태 및 시험 영역에 대해 표 3.3-4에 나타내었다. KWU社는 다른 핵연료 공급사에 비해 시험 자료가 많고 시험 자료의 영역도 넓다. 표 3.3-5에는 임계 열속에 영향을 미치는 시험 집합체 기하 인자인 부수로의 크기, 부수로 형상, 지지 격자 간격, 혼합날개 형상, 가열 길이, 집합체 크기, 시험 집합체 벽과 봉간의 간격 등으로 구분하여 나타내었다. 수집된 자료 중 KWU社는 모두 축방향으로 균일한 출력 분포에 대한 것이다. Westinghouse, SPC 및 ABB-CE社의 시험 자료는 균일한 축방향 출력 분포 외에도 여러 형태의 비균일 축방향 출력 분포를 포함하고 있다.

#### 나. 압력 손실

수집된 압력 손실 자료의 기하 형태는 표 3.3-6에 나타나 있다. 표 3.3-6의 지지 격자는 각 社의 대표적인 형태이다. 각 社의 지지 격자의 특징으로 KWU社는 지르칼로이 지지 격자판에 인코넬 스프링이 대각선으로 설치된 지지 격자이며, ABB-CE社는 물결형 격자판으로 구성된 지르칼로이 지지 격자이고 SPC社는 이중 격자판으로 된 노즐형 유동 혼합 장치가 있는 HTP 지지 격자이다. 시험은 최대 레이놀즈 수(Re)  $6 \times 10^5$  까지 수행되었다. HID-1B와 HTP-calvert 지지 격자 시험 Re의 범위는 정상 운전시 노심의 값

보다 낮다.

#### 다. 열 혼합

수집된 KWU 열 혼합 시험의 시험 자료 범위는 표 3.3-7과 같다. KWU社가 임계 열속 시험과 병행하여 수행하였으며 시험 영역은 임계 열속 시험 영역과 유사하다. 시험 자료의 수는 표 3.3-5 두번째 소괄호 내에 나타내었다.

#### 라. Database

수집된 임계 열속, 열 혼합 및 압력 손실 시험 자료는 표 3.3-5와 3.3-6에 제시된 파일 명으로 저장되었다.

표 3.3.4 임계 열속 시험 자료 인자 범위

Fuel Vendor	No. of Pts.	No. of Bundles	Rod Pitch [mm]	Rod Dia [mm]	SG Span [mm]	Pressure [bar]	Inlet Temp. [°C]	Mass Flux [kg/s · m <sup>2</sup> ]	CHF [kW/m <sup>2</sup> ]
KWU	3946	48	12.32 ~ 14.30	9.5 ~ 10.80	272 ~ 545	40 ~ 165	110 ~ 335	592 ~ 3705	439 ~ 3914
SPC	1511	16	12.60 ~ 14.70	9.1 ~ 11.20	203 ~ 569	122 ~ 167	210 ~ 327	1269 ~ 4846	424 ~ 3180
CE	197	4	12.85 ~ 14.74	9.7 ~ 11.18	361 ~ 442	123 ~ 167	194 ~ 340	1180 ~ 4353	496 ~ 3057
W	1143	24	12.60 ~ 16.70	9.5 ~ 12.70	508 ~ 813	103 ~ 165	196 ~ 331	1288 ~ 5045	742 ~ 4385

표 3.3-5 임계 열속 시험 자료 기하 인자 특성 (1/4)

(KWU)

TEST NO.	ROD ARRAY (TOT./HE.)	NO. OF PTS.	ROD PITCH [mm]	ROD DIA [mm]	G.T DIA. [mm]	HEATED LEN. [mm]	WALL GAP [mm]	GRID SP. [mm]	MIXING VANE	AXIAL POW.	GRID MAT	TDC	GRID LOSS COE.	FILE NAME
1	25/22	101 (25)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	F	U	In.	0.04	1.20	rk1.hwp
2	25/22	72 (25)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	F	U	In.	0.04	1.20	rk2.hwp
3	25/22	97 (44)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	None	U	In.	0.01	0.88	rk3.hwp
4	25/22	52 (5)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	P	U	In.	0.04	1.06	rk4.hwp
5	25/22	80 (11)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	P	U	In.	0.04	0.86	rk5.hwp
6	25/22	40 (5)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	P	U	In.	0.04	0.86	rk6.hwp
7	25/25	49 (12)	14.3	10.8	0	2.99	4.52	534	None	U	In.	0.005	0.53	rk7.hwp
8	25/25	17 (26)	12.32	9.5	0	3.0	4.32	523	None	U	In.	0.005	0.58	rk8.hwp
8.1	25/22	86 (4)	12.32	9.5	0	3.0	4.32	523	None	U	In.	0.005	0.58	rk8.1.hwp
9	25/24	100 (25)	12.32	9.5	11.96	3.0	4.32	523	P	U	In.	0.03	0.70	rk9.hwp
10	25/24	101 (25)	12.32	9.5	11.96	3.0	4.32	523	P	U	In.	0.03	0.87	rk10.hwp
11	25/25	26 (26)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	None	U	In.	0.005	0.62	rk11.hwp
11.1	25/25	83 (23)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	None	U	In.	0.005	0.62	rk11.1.hwp
12	25/24	106 (27)	12.7	9.5	11.96	3.0	3.56	545	P	U	In.	0.03	0.99	rk12.hwp
13	25/22	89 (23)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	P	U	Zr.	0.04	1.35	rk13.hwp
14	25/22	75 (5)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	None	U	Zr.	0.01	1.10	rk14.hwp
15	25/22	54 (26)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	None	U	Zr.	0.01	1.21	rk15.hwp
16	25/22	71 (18)	14.3	10.8	13.72	2.99	4.52	534	None	U	?	0.01	0.56	rk16.hwp
19	25/25	99 (23)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	None	U	In.	0.005	0.62	rk19.hwp
20	25/25	86 (22)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	S	U	In.	0.03	0.75	rk20.hwp
21	25/25	101 (22)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	None	U	Zr.	0.005	1.40	rk21.hwp
22	36/36	97 (18)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	None	U	Zr.	0.005	1.302	rk22.hwp
23	36/36	98 (17)	12.7	9.5	0	3.0	3.50	545	None	U	Zr/Zr	0.005	?	rk23.hwp
24	36/36	98 (29)	12.7	9.5	0	3.0	3.50	545	None	U	Zr/In	0.005	?	rk24.hwp
26	25/25	101 (34)	12.7	9.5	0	3.0	3.50	545	S	U	In.	0.055	0.75	rk25.hwp

표 3.3-5 입계 열속 시험 자료 기하 인자 특성 (2/4)

(KWU)

TEST NO.	ROD ARRAY (TOT./HE.)	NO. OF PTS.	ROD PITCH [mm]	ROD DIA [mm]	G.T DIA. [mm]	HEATED LEN. [mm]	WALL GAP [mm]	GRID SP. [mm]	MIXING VANE	AXIAL POW.	GRID MAT	TDC	GRID LOSS COE.	FILE NAME
28	25/22	105 (23)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	272	S	U	In.	0.072	0.75	rk28.hwp
29	25/22	20 (23)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	S	U	Zr.	0.03	1.41	rk29.hwp
29.1	25/25	91 ( 2)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	S	U	Zr.	0.03	1.41	rk29_1.hwp
30	25/25	103 ( 3)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	F1	U	Zr.	0.035	1.52	rk30.hwp
30.1	25/25	0 (100)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	F1	U	Zr.	0.035	1.52	rk30_1.hwp
31	25/25	47 (15)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	Swirl	U	Zr.	0.04	?	rk31.hwp
31.1	25/25	76 ( 4)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	Swirl	U	Zr.	0.04	?	rk31_1.hwp
32	25/25	101 (34)	14.3	10.8	0	2.99	2.66	534	None	U	Zr.	0.005	1.02	rk32.hwp
33	25/25	102 (34)	14.3	10.8	0	2.99	2.66	534	F1	U	Zr.	0.035	1.35	rk33.hwp
34	25/25	106 (37)	12.32	9.5	0	3.0	2.13	523	None	U	In.	0.005	?	rk34.hwp
35	25/24	102 (45)	12.32	9.5	11.96	3.0	2.13	523	P	U	In.	0.03	?	rk35.hwp
37	25/25	51 ( 8)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	Swirl	U	Zr.	0.055	1.40	rk37.hwp
37.1	25/25	53 (25)	12.7	9.5	0	3.0	3.56	545	Swirl	U	Zr.	0.055	1.40	rk37_1.hwp
38	25/25	102 ( 4)	12.7	9.5	0	3.0	3.14	545	Swirl	U	Zr.	0.055	?	rk38.hwp
39	25/25	127 ( 4)	12.7	9.5	0	3.0	3.14	545	F1	U	Zr.	0.055	?	rk39.hwp
40	25/24	78 ( 2)	12.7	9.5	12.32	3.0	3.14	545	Swirl	U	Zr.	0.055	?	rk40.hwp
41	25/24	79 ( 5)	12.7	9.5	12.32	3.0	3.14	545	Swirl	U	Zr.	0.055	?	rk41.hwp
43	25/25	31 ( 7)	12.7	9.5	0	3.0	3.14	545	Swirl	U	Zr.	0.055	?	rk43.hwp
46	25/25	32 ( 7)	12.7	9.5	0	3.0	3.14	545	Swirl	U	Zr.	0.055	?	rk46.hwp
47	25/24	49 ( 2)	12.7	9.5	12.32	3.0	3.14	545	Swirl	U	Zr.	0.055	?	rk47.hwp
48	25/24	49 ( 2)	12.7	9.5	12.32	3.0	3.14	545	Swirl	U	Zr.	0.055	?	rk48.hwp
51	25/25	34 (18)	14.3	10.8	0	2.98	2.66	534	Swirl	U	Zr.	0.055	?	rk51.hwp
51.1	25/25	75 (25)	14.3	10.8	0	2.98	2.66	534	Swirl	U	Zr.	0.055	?	rk51_1.hwp
52	25/25	82 ( 6)	12.7	9.5	0	3.0	3.14	545	FOCUS	U	Zr.	0.055	?	rk52.hwp

표 3.3-5 입계 열속 시험 자료 기하 인자 특성 (3/4)

(Westinghouse)

TEST NO.	ROD ARRAY (TOT./HE.)	NO. OF PTS.	ROD PITCH [mm]	ROD DIA [mm]	G.T DIA. [mm]	HEATE D LEN. [mm]	WALL GAP [mm]	GRID SP. [mm]	MIXING VANE	AXIAL POW.	GRID MAT	TDC	GRID LOSS COEF.	FILE NAME
108	16/16	29	14.1	10.72	0	2.44	3.89	508	L	UsinU	?	0.062	?	wr108
109	9/9	33	16.71	12.7	0	4.27	4.67	508	L	UsinU	?	0.062	?	wr109
114	16/16	33	14.1	10.72	0	2.44	3.89	660	L	cosine	?	0.051	?	wr114
124	16/16	35	14.1	10.72	0	2.44	3.89	508	R	cosine	?	0.062	?	wr124
125	16/16	33	14.1	10.72	0	2.44	3.89	508	R	UsinU	?	0.062	?	wr125
127	16/16	37	14.1	10.72	0	2.44	3.89	559	R	UsinU	?	0.057	?	wr127
131	16/16	37	14.1	10.72	0	4.27	2.59	660	R	UsinU	?	0.051	?	wr131
132	16/16	36	14.1	10.72	0	4.27	2.59	508	R	UsinU	?	0.062	?	wr132
133	16/16	38	14.1	10.72	0	4.27	2.69	660	R	UsinU	?	0.051	?	wr133
134	16/16	38	14.1	10.72	0	4.27	2.69	813	R	UsinU	?	0.046	?	wr134
139	16/15	38	14.1	10.72	13.84	4.27	2.69	813	R	UsinU	?	0.046	?	wr139
140	16/16	32	14.1	10.72	0	2.44	3.89	813	R	UsinU	?	0.046	?	wr140
144	16/15	38	14.1	10.72	13.84	4.27	2.69	660	L	UsinU	?	0.051	?	wr144
145	16/16	41	14.1	10.72	0	4.27	2.69	660	L	UsinU	?	0.051	?	wr145
146	16/15	39	14.1	10.72	13.84	4.27	2.69	660	R	UsinU	?	0.051	?	wr146
148	16/16	72	14.1	10.72	0	4.27	2.69	660	R	UsinU	?	0.051	?	wr148
153	16/16	43	14.1	10.72	0	4.27	2.59	660	R	U	?	0.051	1.25	wr153
156	25/25	51	12.6	9.5	0	4.27	2.49	660	R	U	?	0.051	1.25	wr156
156.1	25/25	25	12.6	9.5	0	4.27	2.49	660	R	U	?	0.051	1.25	wr156_1
156.2	25/25	39	12.6	9.5	0	4.27	2.49	660	R	U	?	0.051	1.25	wr156_2
157	25/25	79	12.6	9.5	0	2.44	2.49	660	R	U	?	0.051	1.25	wr157
158	25/24	68	12.6	9.5	12.24	2.44	2.49	660	R	U	?	0.051	1.25	wr158
160	25/25	76	12.6	9.5	0	2.44	2.54	559	R	U	?	0.057	1.25	wr160
161	25/25	71	12.6	9.5	0	4.27	2.54	559	R	U	?	0.057	1.25	wr161
162	25/24	70	12.6	9.5	12.32	4.27	2.54	559	R	cosine	?	0.057	1.25	wr162
164	25/25	98	12.6	9.5	0	4.27	2.54	559	R	cosine	?	0.057	1.25	wr164

표 3.3-5 임계 연속 시험 자료 기하 인자 특성 (4/4)

(SPC)

TEST NO.	ROD ARRAY (TOT./HE.)	NO. OF PTS.	ROD PITCH [mm]	ROD DIA [mm]	G.T DIA. [mm]	HEATED LEN. [mm]	WALL GAP [mm]	GRID SP. [mm]	MIXING VANE	AXIAL POW.	GRID MAT	TDC	GRID LOSS COEF.	FILE NAME
39	25/24	83	12.6	9.45	12.2	3.66	2.64	239	nozzle	U	Zr.	0.0135	0.64(0.46)*	su.hwp
40	25/24	60	12.6	9.45	12.2	3.66	2.64	231	nozzle	UsinU	Zr.	0.0135	0.64(0.46)*	snu.hwp
48	25/24	61	14.3	10.8	13.7	3.66	2.69	244	nozzle	U	Zr.	0.0135	0.50(0.36)*	su.hwp
49	25/24	87	14.3	10.8	13.7	3.66	2.69	569	nozzle	U	Zr.	0.0135	0.50	su.hwp
51	36/32	193	14.7	11.2	28.3	3.66	2.67	422	nozzle	cosU	Zr.	0.0135	0.60	snu.hwp
52	25/24	63	12.6	9.1	12.2	3.66	2.79	218	nozzle	cosU	Zr.	0.0135	0.59	snu.hwp
53	25/24	54	12.6	9.1	12.2	3.66	2.79	457	nozzle	cosU	Zr.	0.0135	0.59	snu.hwp
56	25/25	84	14.3	10.8	0	2.99	2.69	330	nozzle	U	Zr.	0.0135	0.50	su.hwp
57	25/25	79	14.3	10.8	0	3.66	2.69	330	nozzle	U	Zr.	0.0135	0.50	su.hwp
59	25/24	123	12.7	9.5	12.3	2.99	2.41	483	nozzle	U	Zr.	0.0135	1.47	su.hwp
62	25/24	66	14.3	10.8	13.7	2.99	2.69	330	nozzle	U	Zr.	0.0135	0.50	su.hwp
63	25/24	64	14.3	10.8	13.7	2.99	2.69	541	nozzle	U	Zr.	0.0135	0.50	su.hwp
65	25/24	181	12.7	9.45	12.2	3.66	2.41	465	nozzle	U	Zr.	0.0135	1.09	su.hwp
67	25/25	126	12.6	9.55	0	4.27	2.59	422	nozzle	U	Zr.	0.0135	1.51	su.hwp
68	25/24	104	14.1	10.8	13.7	2.41	2.57	429	nozzle	U	Zr.	0.0135	1.47	su.hwp
69	25/25	83	12.6	9.55	0	4.27	2.59	203	nozzle	U	Zr.	0.0135	1.51(0.50)*	su.hwp

\* IFM Loss Coefficient

(ABB-CE)

TEST NO.	ROD ARRAY (TOT./HE.)	NO. OF PTS.	ROD PITCH [mm]	ROD DIA [mm]	G.T DIA. [mm]	HEATED LEN. [mm]	WALL GAP [mm]	GRID SP. [mm]	MIXING VANE	AXIAL POW.	GRID MAT	TDC	GRID LOSS COEF.	FILE NAME
58	22/21	74	14.74	11.18	28.32	3.81	3.43	442	no	top	In.	?	?	celn.hwp
59	22/21	107	12.85	9.7	24.89	3.81	3.12	361	no	symm.	In.	?	?	celn.hwp
60	22/21	82	14.74	11.18	28.32	3.81	3.43	442	no	bottom	In.	?	?	celn.hwp
66	22/21	106	12.85	9.7	24.89	3.81	3.12	361	no	top	In.	?	?	celn.hwp

표 3.3-6 압력 손실 시험 자료 기하 인자 특성

Parameter	KWU		CE				SPC	
	AH86	AH277	HID-1B	HID-1	HID-2	HTP-EDF	HTP-Calvert	
SG Type	16X16	17X17	16X16	16X16	16X16	17X17	14X14	
Rod Diameter [mm] ([in])	10.75	9.49	9.7(0.382)	9.7(0.382)	9.7(0.382)	9.55(0.376)	11.18(0.440)	
Rod Pitch [mm] ([in])	14.3	12.6	12.85(0.506)	12.85(0.506)	12.85(0.506)	12.6(0.500)	14.7(0.579)	
Strap Thickness [mm] ([in])	0.575	0.502	0.485(0.023)	0.485(0.023)	0.635(0.025)	0.381(0.015)	0.356(0.015)	
Strap Height [mm]	42	40	34.9	34.9	50.8	44.5	44.5	
Flow Area [mm <sup>2</sup> ]	28673	24651	23286	23286	23286	24410	26263	
Upper Bound Reynolds	7X10 <sup>5</sup>	7X10 <sup>5</sup>	1X10 <sup>5</sup>	7X10 <sup>5</sup>	7X10 <sup>5</sup>	5X10 <sup>5</sup>	3X10 <sup>5</sup>	
Hydraulic Diameter [mm]	11.8	10.2	12.3	11.86	11.86	10.02	14.03	
Material	Zr.							
Mixing Vane	no	yes	no	no	no	nozzle	nozzle	
File Name	ah86.hwp	ah277.hwp	guardian.hwp	hid-1.hwp	hid-2.hwp	edf15.hwp	cal14.hwp	

표 3.3-7 열혼합 시험 자료 인자 범위

Fuel Vendor	No. of Pts.	No. of Bundles	Rod Pitch [mm]	Rod Dia. [mm]	SG Span [mm]	Pressure [bar]	Inlet Temp. [°C]	Mass Flux [kg/s · m <sup>2</sup> ]
KWU	932	48	12.32 ~ 14.30	9.5 ~ 10.80	272 ~ 545	70 ~ 165	90 ~ 330	600 ~ 3650

#### 4. 결론

열수력 설계에 영향을 미치는 노심의 특성, 핵연료 및 설계 요구 사항에 대하여 검토하고 아울러 노심에서의 기본 열수력 자료를 생산하였다. 기본 자료를 토대로 정상 상태에서의 DNBR을 분석하였으며 노심에서 핵연료의 압력 손실을 계산하고 기존 참고 자료와 비교하였다. 또한 앞으로의 열수력 설계를 위해 필요한 기본 시험 자료들을 정리하고 아래와 같은 결론을 얻었다.

- (1) 노심은 저출력 밀도, 피동 안전 계통 및 무봉산 운전을 특징으로 한다.
- (2) 핵연료의 기하 형상은 기존 고리 3/4호기에 사용된 KOFA와 유사하나 중간 지지 격자의 수가 6개에서 3개로 줄었다.
- (3) 노심에서 최대 선출력은 고리 3/4호기의 값과 유사하나 유속은 고리 3/4호기에 비해 약 1/3 감소하였다.
- (4) 정상 상태의 최소 DNBR은 참고 문헌 [3-1]의 값과 유사한 것으로 나타났다. 주기 변화에 따라서 DNBR 차이는 컸으며, 최소 DNBR은 1.523으로 평가되었다.
- (5) 노심에서의 압력 손실은 고리 3/4호기 KOFA 핵연료 값의 7 %이다.

## 제 4 절 노심 보호/감시 계통 설계 및 노심 안전성 분석

### 1. 노심 보호/감시 계통 설계

#### 가. 개요

원자로의 안전한 운영과 발전소 이용률 향상을 위해 노심 운전 조건의 감시 기능과 과도 상태시 적절한 노심 보호 기능이 필요하다. 노심 보호/감시 계통은 노심의 감시와 보호 기능을 수행하기 위한 계통이며 하드웨어(계측기, 계측 신호 처리 장치, 연산기 등)와 소프트웨어로 구성된다. 이러한 노심 보호/감시 계통(DNBR과 선출력 밀도 관련)에는 아날로그 방식과 디지털 방식이 있으며 자료 처리와 연산 방법에 따라 실시간(On-line) 방식과 Off-line 방식으로 구분된다. 여기서 아날로그 방식은 계측기 신호 처리와 필요한 연산을 하드웨어를 이용하여 수행하는 것이며 디지털 방식은 소프트웨어를 이용하는 것을 의미한다. 따라서 디지털 방식의 경우 소프트웨어의 설계 변경이 가능하므로 기능의 확장이 편리한 장점이 있다. 한편 실시간 방식은 계측기 신호를 직접적으로 연산기에 입력하여 실시간으로 필요한 연산을 수행하는 것이며 Off-line 방식은 필요시 계측기 신호를 처리하여 필요한 연산을 수행하는 것이다. 즉 실시간 방식은 노심의 실제 운전 조건을 항상 감시하여 운전에 이용하는 방식이며 Off-line 방식은 필요시에 측정된 노심 조건과 설계치를 비교하여 노심 운전 상황을 진단하는 방식이다.

상용 가압 경수로에 이용되고 있는 대표적인 노심 보호 계통으로는 ABB-CE社의 노심 보호 연산기 계통(Core Protection Calculator System: CPCS)과 Westinghouse社의 OPAT/OTAT가 있으며 노심 감시 계통으로는 ABB-CE社의 노심 운전 제한치 감시 계통(Core Operating Limit Supervisory System: COLSS)과 Westinghouse社의 INCORE가 있다. ABB-CE社의 COLSS와 CPCS는 디지털 방식으로 핵계측기 신호를 비롯한 각종 계측기 신호를 이용하여 주요 노심 운전 조건을 실시간으로 계산한다. 즉 COLSS는 DNBR 여유도, 선출력

밀도(LPD) 여유도, 노심 축방향 출력 분포와 노심 출력에 대한 정상 운전 제한치를 실시간으로 감시하여 제한치를 위반한 경우에는 경보가 발생하여 운전원으로 하여금 필요한 조치를 취하도록 한다. 또한 CPCS는 DNBR과 선출력 밀도를 실시간으로 계산하여 AOO's 발생시 핵비등 이탈과 핵연료 용융이 발생하지 않도록 하고 가상 사고시에는 공학적 안전 설비 계통(Engineered Safety Features System: ESFS)을 보조하기 위해 低 DNBR 트립 신호와 高 선출력 밀도 트립 신호를 발생시켜 원자로를 보호한다. 한편 Westinghouse社의 INCORE는 노내 핵계측기 신호를 이용하여 off-line으로 엔탈피 상승 인자와 선출력 밀도에 대한 제한치를 감시하는 체계이며 OPΔT/OTΔT는 아날로그 방식으로 핵비등 이탈과 핵연료 용융의 발생을 방지하기 위해 노심 온도 차이에 대한 제한치를 실시간으로 계산하여 제한치를 넘을 경우 원자로 정지 신호를 발생시킨다. 디지털 방식의 노심 보호/감시 계통이 설계 절차가 다소 복잡한 반면에 노심 출력 분포와 노심 출력에 대한 운전 여유도가 아날로그 방식에 비해 현저히 큰 것을 알 수 있다. 이러한 디지털 방식의 장점을 이용하기 위해 Westinghouse社도 최근에 EAGLE21과 BEACON이라는 디지털 방식의 노심 보호/감시 계통을 개발하였다. 현재는 프랑스의 Edf社와 독일의 Siemens社 등에서도 디지털 방식(계측 계통의 디지털화 포함)의 노심 보호/감시 계통 개발에 노력을 기울이고 있다.

SMART에 사용될 노심 보호/감시 계통은 계통 특성에 맞는 설계 기준(설계 제한 인자, 설계 기준 사고)과 계통 요건(계측기 요건, 운전원 연계성)을 고려하여 설계되어야 한다. 러시아의 RDIPE는 4개의 노외 전류 핵계측기를 이용한 노심 제어 및 보호 계통(Core Control and Protection System: CPS)과 4개의 HfO<sub>2</sub>로 이루어진 25개의 노내 핵계측기 다발을 이용한 노심 감시 계통(In-Core Monitoring System: ICMS)을 SMART 노심 보호/감시 계통으로 제안하고 있다. 그러나 이것은 아직 개념 설계 단계이며 계통 방식도 불분명한 상태이다. 노심 보호/감시 계통 기본 설계에 있어서 중요한 것은 계측기의 중

류와 갯수, 위치 선정이며 특히 핵계측기의 선정이 우선적으로 이루어져야 한다. 핵계측기는 노내형과 노외형이 있으며 종류도 다양하다. 지금까지 많이 이용되고 있는 노내형 핵계측기는 자기출력형 Rh 계측기(열 중성자 검출기)이고 노외형 핵계측기는 FC(Fission Chamber: 속 중성자 검출기)이다. 노내형 핵계측기는 다시 노내 고정형과 노내 이동형으로 구분된다. ABB-CE社의 노심 감시 계통인 COLSS는 노내 고정형 Rh 계측기를 사용하며 노심 보호 계통인 CPCS는 노외 핵계측기인 FC를 사용한다. Westinghouse社의 노심 감시 계통에는 노내 이동형 핵계측기가 사용되며 노심 보호 계통에는 노외 Ion Chamber가 사용되고 있다. Siemens/KWU는 노심감시를 위해 노내 고정형 PDD(Power Distribution Detector)와 노내 이동형 Aeroball을 함께 사용하고 있으며 Siemens/SPC의 노심 감시용 POWERTRAX는 노내 이동형 핵계측기를 사용하고 있다. 일반적으로 노심 보호 계통에는 반응 속도가 빠른 노외형 핵계측기가 사용되며 노심 감시 계통에는 정확도가 높은 노내형 핵계측기가 사용되는 것을 알 수 있다. 따라서 SMART에 사용될 핵계측기는 반응 속도와 정확도는 물론이고 원자로의 기하학적 특성 등을 고려하여 선정되어야 한다. 이 보고서에서는 DNBR과 LPD 관련 기존 노심 보호/감시 계통 현황과 중소형 일체형 원자로용 노심 보호/감시 계통의 설계 기준 및 계통 요건에 대해 1차적으로 검토된 내용을 기술하였다.

## 나. 예비 분석 내용

### (1) 노심 보호/감시 계통 현황

원자로의 안전성 확보와 노심 제어의 효율성 제고를 위해 지금까지 여러 형태의 노심 감시 계통과 노심 보호 계통이 개발되었다. 미국의 ABB-CE社는 노심 감시 계통인 COLSS와 노심 보호 계통인 CPCCS를 1970년대에 개발하여 가압 경수로인 PVNGS를 비롯한 미국내의 4개 발전소(7개 호기)와 영광 3/4호기 이후의 국내 가압 경수로에 적용하고 있다. ABB-CE社의 COLSS와 CPCCS는 디지털 방식으로 계측기 신호를 이용하여 노심의 주요 운전 인자를 실시간으로 계산하는 노심 보호/감시 계통이다.

COLSS[4-1]는 정상 운전 제한치(Limiting Conditions for Operation: LCO)를 감시하기 위한 컴퓨터를 이용한 디지털 방식의 실시간 노심 감시 계통이다. 즉, 노심의 주요 운전 변수인 선출력 밀도, DNBR, 노심 출력, 노심 사분 출력 경사와 축방향 출력 편차에 대한 각각의 제한치를 감시하는 기능이 있다. 이러한 기능을 수행하기 위해서 노내 고정형 핵계측기(자기출력형 로듐 점측기) 신호, 제어봉 위치 신호, 압력 측정치, 각종 온도 측정치와 냉각재 유량 측정치 등을 이용한 소정의 계산이 이루어진다. COLSS의 특징은 주요 노심 운전 변수인 선출력 밀도와 DNBR 계산에 중요한 운전 인자들을 독립적으로 감시하지 않고 이들 운전 인자들을 이용한 종합적인 계산을 통해 선출력 밀도와 DNBR을 직접적으로 감시하는 것이다. 만일 계산 결과가 정상 운전 제한치를 초과하는 경우에는 운전원으로 하여금 적절한 조치를 취하도록 경보를 발생시킨다. 1980년대 중반에는 3차원 노심 출력 분포의 실시간 계산 기능을 COLSS에 추가하여 노심의 열적 여유도 증대를 꾀한 CECOR<sup>TM</sup>[4-2]을 개발하여 Westinghouse 가압경수로인 미국의 Calvert Cliff와 스웨덴의 Ringhals 등에 적용하였다.

한편, CPCCS[4-3]는 AOO시 핵비등 이탈과 핵연료 용융에 대한 안전 제한치

가 초과되지 않도록 하고 가상 사고시 공학적 안전 설비 계통을 보조하기 위해 低 DNBR 및 高 LPD 트립 기능을 수행한다. 또한 급격한 노심 출력 상승의 방지와 고온관에서의 비등 방지 등을 위해 보조 트립 기능도 수행한다. CPCCS는 노외 핵계측기(Fission Chamber) 신호와 각종 노심 운전 조건 측정치 등을 이용하여 DNBR과 LPD 계산을 수행한다. CPCCS의 특징은 COLSS와 마찬가지로 DNBR과 LPD 계산에 필요한 운전 인자들을 이용하여 DNBR과 LPD를 직접적으로 계산하는 것이다. 계산된 노심 최소 DNBR 또는 최대 LPD 값이 각각에 대한 원자로 정지 제한치를 위반하는 경우에는 자동으로 원자로를 정지시킨다.

위와 같은 ABB-CE社의 노심 감시 계통인 COLSS와 노심 보호 계통인 CPCCS는 모든 안전 요건이 만족되도록 상호 보완적인 기능을 수행한다. 즉, COLSS는 정상 운전 제한치 이내에서 노심 운전이 이루어지도록 하고 비정상 상태가 발생하는 경우에는 노심을 안전한 상태로 유지시키기 위해 CPCCS가 필요한 조치를 자동으로 실행하므로써 AOO 또는 가상 사고 발생시에도 만족스러운 결과를 유도하게 된다.

미국의 Westinghouse社는 필요시 off-line으로 노심에 대한 감시 기능을 수행하기 위해 INCORE를 사용하였다. INCORE[4-4]는 이동식 노내 핵계측기 신호를 이용하여 출력 분포 첨두치( $F_q$ )를 계산하고 엔탈피 상승 인자( $F_{\Delta H}$ ) 입력 자료를 생산한다. 이렇게 얻어진 측정 인자들을 설계치와 비교하여 노심 운전의 이상 여부를 판단하게 된다. 1980년대 후반에는 3차원 노심 출력 분포와 임계 붕소 농도 등을 off-line으로 계산하여 노심 운전 조건의 감시와 예측이 가능한 BEACON[4-5]을 개발하였다. Westinghouse-형 발전소 노심 보호 계통으로는 OPAT/OTAT[4-6]가 있으며 아날로그 방식이다. OPAT/OTAT는 측정 가능한 노심 운전 인자들(노심 평균 온도, 노심 압력, 노심 온도 차이, 출력 분포 편차)의 함수로 DNB 제한, 설계 과출력 제한과 고온관 비등 제한 등에 대한 허용 노심 운전 영역을 감시하여 허용 영역을 위반하는 경우에는 자동

으로 원자로를 정지시킨다. Westinghouse社는 1980년대 후반에 ABB-CE社의 CPCPS에 대응하여 디지털 방식의 노심 보호 계통인 EAGLE21을 개발하여 Watts Bar 1호기와 Sequoyah 1/2호기에 적용하고 있는 것으로 알려져 있다. 그러나 ABB-CE社의 CPCPS처럼 노심 최소 DNBR을 직접적으로 계산할 수 있는 기능이 없다. 한편, AP600의 노심 보호 계통으로 IPS(Integrated Protection System)를 개발하기도 하였으나 자세한 내용은 아직 파악되지 않고 있다.

독일의 KWU社는 고정형 노내 핵계측기와 이동식 핵계측기를 사용하는 노심 감시 계통을 개발하였다. 미국의 SPC社는 자기출력형 고정형 노내 핵계측기를 이용한 INPAX11을 개발하여 ABB-CE社 발전소인 St. Lucie 1호기와 Millstone 2호기의 노심 감시용으로 이용하고 있으며 또한 노외 핵계측기와 이동식 노내 핵계측기를 사용하여 노심을 감시하는 POWERTRAX™를 개발하여 Westinghouse社 발전소에 적용할 예정이다. 한편, 프랑스의 EdF社는 노외 핵계측기를 이용한 노심 보호 계통인 SPIN을 개발하여 Paluel 1과 N4에 적용하고 있다. 러시아의 RDIPE는 노심 감시와 제어를 위해 노내 핵계측기를 이용한 SKALA와 SKALA-M을 개발하였다. 이들은 모두 실시간으로 실행되면서 노심 출력을 조절하고 안전 여유도를 운전원에게 제공한다.

지금까지 살펴본 노심 보호/감시 계통은 아날로그 방식과 디지털 방식으로 구분되며 자료 처리와 연산 방법에 따라 실시간 방식과 off-line 방식으로 세분된다. 표 3.4-1은 국내의 가압 경수로에 적용하고 있는 아날로그 방식과 디지털 방식의 노심 보호/감시 계통을 비교한 것이다. 디지털 방식의 노심 보호/감시 계통의 정상 운전 영역이 더 넓은 것을 알 수 있으며 아날로그 방식에 비해 2.7 % 출력 여유도 증가와 약 3배의 넓은 축방향 출력 분포 편차(Axial Shape Index: ASI) 운전 영역을 제공하는 것으로 평가되었다[4-7]. 그러나 디지털 방식의 노심 보호/감시 계통의 설계는 다소 복잡하며 SMART에 적용하기 위해서는 핵계측기 사양(종류, 위치, 갯수)과 제어봉 위치 신호 다중화 방안에 대한 검토가 선행되어야 할 것으로 판단된다.

## (2) 설계 기준 및 계통 요건

### (가) 설계 기준

SMART용 노심 감시 계통은 운전 여유도가 크고 소프트웨어만의 변경으로 기능의 개선이 가능한 실시간 디지털 방식이 바람직하다. 이러한 노심 감시 계통은 DNBR 여유도, 선출력 밀도 여유도, 사분 출력 경사 (Azimuthal Tilt)와 축방향 출력 분포 편차 및 인허가 출력에 대한 각각의 정상 운전 제한 조건을 감시할 수 있도록 설계되어야 한다. 이와 같은 설계 요건을 충족시키기 위해서는 다음과 같은 기능이 요구된다.

- 측정 인자들로부터 DNBR 출력 제한치 계산 기능
- 측정 인자들을 사용한 선출력 밀도 출력 제한치 계산 기능
- 사분 출력 경사를 계산하여 제한치와의 비교 기능
- 노심 축방향 출력 분포 편차 계산과 제한치와의 비교 기능
- 측정 인자들을 사용한 노심 출력 계산 기능
- 인허가 출력 제한치 및 선출력 밀도와 DNBR 출력 제한치 여유도 계산 기능
- 노심 운전 조건에 대한 다양한 정보 제공 기능과 정상 운전 제한치 위배 시 경보 기능.

여기서 DNBR 출력 제한치와 선출력 밀도 출력 제한치는 과도 상태가 발생하더라도 핵연료 설계 안전 제한치를 초과하지 않고 또한 가상 사고 발생 시에도 안전 해석의 예측 결과가 만족될 수 있도록 정상 운전 영역을 제한하기 위한 것이다. 만일 과도 상태 또는 가상 사고가 정상 운전 제한 영역 내에서 발생하는 경우 보호 계통이 정상 작동되면 원자로는 안전한 상태가 된다. 그러나 정상 운전 제한 영역을 벗어나서 운전하다가 과도 상태 또는 가상 사고가 발생하는 경우에는 보호 계통이 정상 작동되더라도 원자로는 안전하게 유지될 수 없다. 즉, 정상 운전 조건의 DNBR 출력 제한치와 선출력

밀도 출력 제한치는 안전 해석의 초기 조건을 의미한다. 따라서 노심 운전 조건이 DNBR 출력 제한치와 선출력 밀도 출력 제한치를 초과한 경우에는 운전원으로 하여금 필요한 조치를 취하도록 정보 제공 기능이 있어야 한다.

노심 보호 계통은 저 DNBR 트립과 고 LPD 트립 기능이 있어서 과도 상태 시에는 핵비등 이탈 및 핵연료 용융에 대한 설계 한계가 초과되지 않도록 하고 가상 사고시에는 다른 안전 계통과 함께 사고 결과를 제한하여 원자로가 안전하게 유지될 수 있도록 설계되어야 한다. 아울러 노심 보호 계통의 설계에서는 급격한 노심 출력 상승 방지와 노심 유량의 감소 방지 및 고온판에서의 비등 발생 방지 등의 보호 기능을 수행하기 위해 보조 정지 기능도 고려되어야 한다. 이와 같은 설계 요건을 충족시키기 위해서는 다음과 같은 기능이 요구된다.

- 노심 유량 계산 기능
- 노심 출력 및 출력 분포 계산 기능
- 노심 최소 DNBR과 최대 LPD 계산 기능
- 필요시 원자로 정지 신호 발생 기능.

과도 상태 또는 가상 사고시 요구된 시점 이전에 원자로 정지 신호를 발생시킬 수 있도록 모든 시간 지연 요인을 고려한 노심 보호 계통의 동특성 보정도 필요하다. 즉, 정지 신호 발생후 제어봉이 낙하할 때까지의 지연 시간을 고려하여 요구되는 원자로 정지 시간을 정한다. 만일 노심 보호 계통의 원자로 정지 신호 발생 시간이 요구되는 시점보다 느리면 동특성 보정의 최적화 또는 노심 보호 계통의 불확실도 증가를 통해 정지 신호 발생 시간을 앞당기도록 한다. 이러한 원자로 정지 시간의 확인은 원자로 정지가 요구되는 각각의 AOO와 가상 사고에 대해 이루어져야 한다. 여기서 AOO는 단일 원자력 발전소 수명동안 한 번 또는 그 이상 발생 가능한 운전 조건으로 10 CFR 50 Appendix A에 정의되어 있다. 가압 경수로에서 AOO로 분류되는 과도 상태의 예는 제어봉 삽입/인출 사고, 2차측 고장으로 인한 과도한 열 방출 사고, 냉

각재 유량 상실 사고, 원자로 냉각재 계통(Reactor Coolant System: RCS) 압력 강하 사고, 부하 상실 사고와 비대칭 증기 발생기 사고 등이 있고 가상 사고로는 냉각재 펌프 축 고착 사고, 증기 발생기 튜브 파열 사고 등이 있다. SMART에 대해서도 AOO와 가상 사고의 유형을 설정하여 이들 중 노심 보호 계통 설계 기준 사고를 선정해야 한다.

### (나) 계통 요건

노심 보호/감시 계통은 크게 하드웨어와 소프트웨어로 구성되며 하드웨어는 계측기, 계측기 신호 처리 장치, 연산 전산기와 출력 장치 등으로 나누어지고 소프트웨어는 실행 소프트웨어(Executive Software)와 응용 소프트웨어(Application Software)로 구분될 수 있다. 응용 소프트웨어는 각각의 기능을 수행하기 위한 알고리즘으로 모듈화되어 있으며 이러한 응용 소프트웨어의 입력/출력과 실행을 제어하는 것이 실행 소프트웨어이다. 이 보고서에서는 SMART용 계측기와 출력 장치 및 응용 소프트웨어에 대한 검토 사항 및 예비 요건을 기술하였다.

### 계측기

노심 보호/감시 계통에 사용되는 계측기로는 핵계측기(노내형, 노외형), 제어봉 위치 계측기, 온도 계측기, 압력 계측기, 냉각재 펌프 회전 속도 계측기, 차압 계측기 등이 있다. 일반적으로 노심 감시 계통에는 노내형 핵계측기가 사용되며 노심 보호 계통에는 노외형 핵계측기가 사용된다. 이는 반응 시간이 느리나 정확도가 높은 자기 출력형 핵계측기가 주로 노내형 핵계측기로 사용되기 때문이다. 한편, 노외형 핵계측기는 반응 시간이 빠른 속중성자 검출기를 주로 사용하며 사고 발생시에도 손상될 우려가 적기 때문에 노심 보호 계통에 이용된다. 가압 경수로인 영광 3/4호기의 경우 노내형 고정식의 자기 출력형 로듐(Rh) 열중성자 검출기가 COLSS에 사용되고 있으며 노심 보호 계통인 CPCS에는 노외형 속중성자 검출기인 FC가 사용되고

있다. 러시아의 RBMK 원자로의 경우에는 노외형 전류 감지기를 노심 제어 및 보호 계통(CPS)에 이용하고 있으며 노내형 고정식의  $HfO_2$  중성자 검출기를 노심 감시 계통(ICMS)에 사용하고 있다[4-8]. 중수로인 월성 1/2호기의 경우 노내형 Vanadium 계측기를 노심 감시용으로 노내형 Platinum 계측기를 노심 제어와 보호용으로 사용하고 있으며 연구로인 하나로에는 노내형 고정식 자기 출력형 로듐(Rh) 열중성자 검출기를 노심 감시용으로 사용하고 있다.

이상의 핵계측기 사용 현황을 살펴보면 SMART의 노심 감시 계통의 핵계측기 방식은 노내형 고정식이 바람직하고 중성자 검출기로는 Rhodium(Rh), Vanadium(V), Platinum(Pt)과  $HfO_2$  등을 고려할 수 있다. Rh은 반응 시간이 다소 느리고 연소율이 크지만 좁은 공간에 설치하기가 용이하고 사용 경험도 풍부한 장점이 있다. Vanadium은 연소율은 작지만 반응 시간이 매우 느리다. Pt과  $HfO_2$ 는 반응 시간이 매우 빠르지만 사용 가능 기간과 관련 자료가 아직 미미한 상태이다. 따라서 SMART의 노심 감시 계통용 중성자 검출기는 반응 시간, 사용 가능 기간과 관련 계측기 자료의 확보 여부 및 노심 보호 계통에의 적용 가능성 등을 고려하여 선정되어야 한다. 노내 핵계측기는 전체 핵연료 다발의 약 25 % 이상에 설치되는 것이 바람직하며, 3차원 노심 출력 분포와 사분 출력 경사를 잘 측정할 수 있도록 적절히 배치되어야 한다. 위에서 살펴본 바와 같이 기존의 노심 보호 계통 핵계측기 방식은 모두 노외형(중수로만 예외)을 사용하고 있는데 이는 반응 시간이 빠르고 사고시 손상 염려도 적기 때문이다. 그러나 노외형 핵계측기는 노내형에 비해 정확도가 크게 떨어지는 단점이 있다. 따라서 SMART의 노심 보호 계통의 핵계측기 방식은 반응 시간, 정확도, 사용 가능 기간과 노내형의 사용 적합성 등을 고려하여 결정되어야 할 것으로 판단된다. 한편으로는 노내형 고정식과 노외형의 복합 사용도 검토되고 있다. 즉, 정상 운전시에는 정확도가 높은 노내형 핵계측기를 사용하고 저출력 운전시나 사고시에는 노외형을 사용하는 방법이다. 노외형 중성자 검출기로는 기존 발전소에 주로 사용되고 있는 우라늄으로 이루

어진 Fission Chamber가 적절한 것으로 판단된다. 노심 보호 계통은 다중성의 원칙에 입각하여 일반적으로 4개의 독립된 계통으로 구성되므로 4세트의 노외 핵계측기가 원자로 주변에 배치되어야 한다.

제어봉의 움직임이 많을 것으로 예상되는 SMART의 경우 제어봉 위치에 대한 정보는 노심 보호/감시 기능 수행에 필수적이다. 영광 3/4호기의 경우 2세트의 독립적인 제어봉 다발 각각의 위치 신호(안전 등급)가 노심 보호 계통에 이용되며 이와는 별도로 1세트의 제어봉 그룹 위치와 편차 신호(비안전 등급)가 노심 제어 및 감시 계통에 이용되고 있다. 영광 3/4호기 노심 보호 계통은 4세트의 독립적인 안전 채널로 이루어져 있으나 제어봉 위치 신호 계통은 2세트이므로 제어봉 관련 이상 현상(고장, 거짓 신호, 잡음 신호 등) 발생시 불필요한 원자로 정지 신호 발생의 경험이 있다. 이는 제어봉 위치 지시 계통의 구조상 4세트의 위치 지시계를 설치할 수 없기 때문이므로 SMART의 제어봉 위치 지시 계통 설계시 검토되어야 할 사항이다. 즉, 안전 등급과 비안전 등급 신호의 분리와 안전 등급 신호의 다중화 방안 등에 대해 계통 설계 분야와 협의가 필요하다.

위에서 언급한 핵계측기와 제어봉 위치 지시기 이외에도 노심 보호/감시 계통의 기능을 수행하기 위해서는 온도, 계통 압력, 냉각재 펌프 회전 속도, 차압(유량 측정용) 등의 측정 입력 신호가 요구된다. 표 3.4-2는 지금까지 검토된 내용을 바탕으로 SMART의 노심 보호/감시 계통의 입력 신호에 대한 기본 요건으로 최종 요건(종류, 위치, 갯수)은 사용 가능한 계측기에 대한 추가 검토와 계통 설계와의 협의 후에 도출되어야 한다.

### 출력 장치

노심 보호/감시 계통은 운전 조건을 실시간으로 진단하여 노심 운전 시 필요한 정보를 제공해야 하므로 여러 형태의 출력 장치들이 요구된다. 정상 운전 시에는 노심 조건에 대한 각종 정보(노심 출력 분포도, 제어

봉 위치도, 노심 출력과 운전 여유도 등)를 제공하기 위해 표시와 보고가 필요하며 주요 운전 인자들의 제한치가 초과된 경우 청각적 경보(Alarm)와 시각적 경보(Display, Annunciator) 등이 요구된다. 또한 고장난 계측기 신호에 대한 정보가 제공되어야 하며 원자로 정지시 정지 원인 분석에 필요한 자료도 반드시 기록되어야 한다. 그러나 이러한 출력 장치의 상세 설계는 상용화 단계에서 계측 계통 설계 분야와 협의하여 이루어져야 한다.

### 응용 소프트웨어

각각의 기능을 수행하기 위한 알고리즘으로 구성되며 실시간 계산을 위해 실행 간격별로 그룹화되어야 한다. 실시간 디지털 방식의 노심 보호/감시 계통(ABB-CE社의 COLSS/CPCS) 알고리즘은 기능별로는 입력 신호 처리 알고리즘, 노심 유량 계산 알고리즘, 노심 출력 계산 알고리즘, 노심 출력 분포 합성 알고리즘, 선출력 밀도와 DNBR 계산 알고리즘 및 경보/정지 신호 발생 알고리즘으로 구성되어 있다. SMART용 노심 보호/감시 계통 알고리즘은 이와 같은 COLSS/CPCS 알고리즘 구조를 기본으로 하여 개량하고자 한다. 즉, 불필요한 알고리즘은 삭제하고 매우 단순하며 보수적인 알고리즘(노심 출력 분포 합성 알고리즘과 DNBR 계산 알고리즘)은 개선하여 좀 더 많은 유용한 정보를 제공하고 운전 여유도를 극대화시키는 구조로 변경하고자 한다. 알고리즘 각각의 실행 간격은 일반적으로 계산 운전 인자의 변화 간격, 입력 인자의 처리 속도와 연산 전산기의 계산 속도 등을 고려하여 결정된다. 참고로 실시간 디지털 방식의 COLSS는 1초, 10초, 30초 그룹으로 구분되어 있으며 노심 보호 계통인 CPCS는 0.05초, 0.1초, 1초, 2초 그룹으로 나누어져 있다.

표 3.4-1 국내 가압 경수로 노심 보호/감시 계통 비교

구분 항목	아날로그 방식		디지털 방식	
	노심보호계통	노심감시계통	노심보호계통	노심감시계통
계통 명 계통 방식 핵계측기 方式 主要 출력 인자	OPΔT/OTΔT On-line 노외형 $\Delta T_{sp}$	INCORE Off-line 노내형 이동식 $F_{AH}, F_q$	CPCS On-line 노외형 DNBR, LPD	COLSS On-line 노내형 고정식 DNBR, LPD
정상 운전 제한 조건	$290.0 \leq T_c \leq 294.1 \text{ }^\circ\text{C}$ $158.3 \leq Pr \leq 162.4 \text{ kg/cm}^2$ $97.9 \leq G \leq 102.1 \%$ $-0.09 \leq AO \leq +0.03$		$288.9 \leq T_c \leq 298.9 \text{ }^\circ\text{C}$ $142.4 \leq Pr \leq 161.6 \text{ kg/cm}^2$ $95 \leq G \leq 116 \%$ $-0.3 \leq ASI \leq +0.3$	
운전 여유도	0.0 $-0.093 \leq ASI \leq +0.19$		+2.7 % 출력 여유도 $-0.3 \leq ASI \leq +0.3$	
설계 절차	단순		복잡	
중소형 원자로 설계 문제점	하향 외곽 출력 분포 생산 경험 부족		핵계측기(종류, 위치, 갯수) 제어봉 위치 신호 다중화	

표 3.4-2 SMART용 노심 보호/감시 계통 입력 신호 예비 요건

계통 구분	신호 종류	갯수
노심보호계통 (4개의 안전등급채널)	냉각재 펌프 회전속도 냉각재 펌프 차압 노심입구 온도 노심출구 온도 노심 압력 제어봉 위치 노외 핵계측기 노내 핵계측기	채널당 최소 2개/Pump 채널당 최소 2개/Pump 채널당 최소 2개 채널당 최소 2개 채널당 최소 2개 각각의 제어봉 다발당 4개 채널당 1세트(FC 사용) 타당성 검토후 사용여부 결정
노심감시계통 (비안전등급)	냉각재 펌프 회전속도 냉각재 펌프 차압 노심입구 온도 노심출구 온도 노심 압력 제어봉 위치(비안전등급) 노내 핵계측기 터빈 1단 압력	최소 2개/Pump 최소 2개/Pump 최소 2개 최소 2개 최소 2개 각각의 제어봉 다발당 1개 전체 핵연료 다발의 약 25% 이상 (SPND Rh, V, Pt, HfO <sub>2</sub> 중 택일) 최소 2개

## 다. 향후 연구 개발 방향

원자력 발전소의 기존 노심 보호/감시 계통(DNBR과 선출력 밀도 관련)의 현황을 간략히 살펴보았으며 SMART용 노심 보호/감시 계통의 설계 기준 및 계통 요건을 1차적으로 검토해 보았다. 기존 가압 경수로와는 달리 SMART는 정상 운전시에도 많은 제어봉이 삽입되는 경우가 있어 노심 운전 조건이 실시간(On-line)으로 감시되어야 하고 운전 여유도도 크게 확보되어야 한다. 따라서 SMART의 노심 보호/감시 계통은 실시간 디지털 방식이 적절할 것으로 판단된다. 지금까지 상용화된 대표적인 실시간 디지털 방식의 노심 보호/감시 계통은 앞서 살펴본 바와 같이 ABB-CE社가 개발한 COLSS와 CPCS이다. 따라서 COLSS/CPCS를 기본으로 하여 SMART의 노심 보호/감시 계통을 개발하고자 한다. 그림 3.4-1은 SMART용 노심 보호/감시 계통의 설계 흐름도를 나타낸다. 먼저 DNBR과 선출력 밀도 이외의 추가적인 설계 제한 인자를 설정하고 설계 기준 사고를 선정해야 한다. 또한 중소형 일체형 원자로인 SMART는 기존 분리형 가압 경수로와 계통 구조가 상이하므로 계측기 사양(종류, 위치, 갯수)의 재결정이 요구되며 특히 핵계측기 종류의 선정이 우선되어야 한다. 제어봉의 움직임도 빈번할 것으로 예상되므로 제어봉 위치 신호의 다중화(안전 등급과 비안전 등급의 분리, 안전 등급 신호의 다양화) 방안도 필수적이다. 설계 기준이 설정되고 계통 요건이 정립되면 SMART의 원자로 보호/감시 기능 설계 요건을 수립하고 운전 여유도를 극대화시키기 위해 기능을 개선한다. 기능 설계가 완료되면 필요 전산 코드를 개발하고 예비 Database를 생산하여 최종적으로 불확실도와 운전 여유도를 평가할 예정이며, 또한 기능 설계 내용을 중심으로 표준 안전성 분석 보고서(SSAR)도 작성하고자 한다.

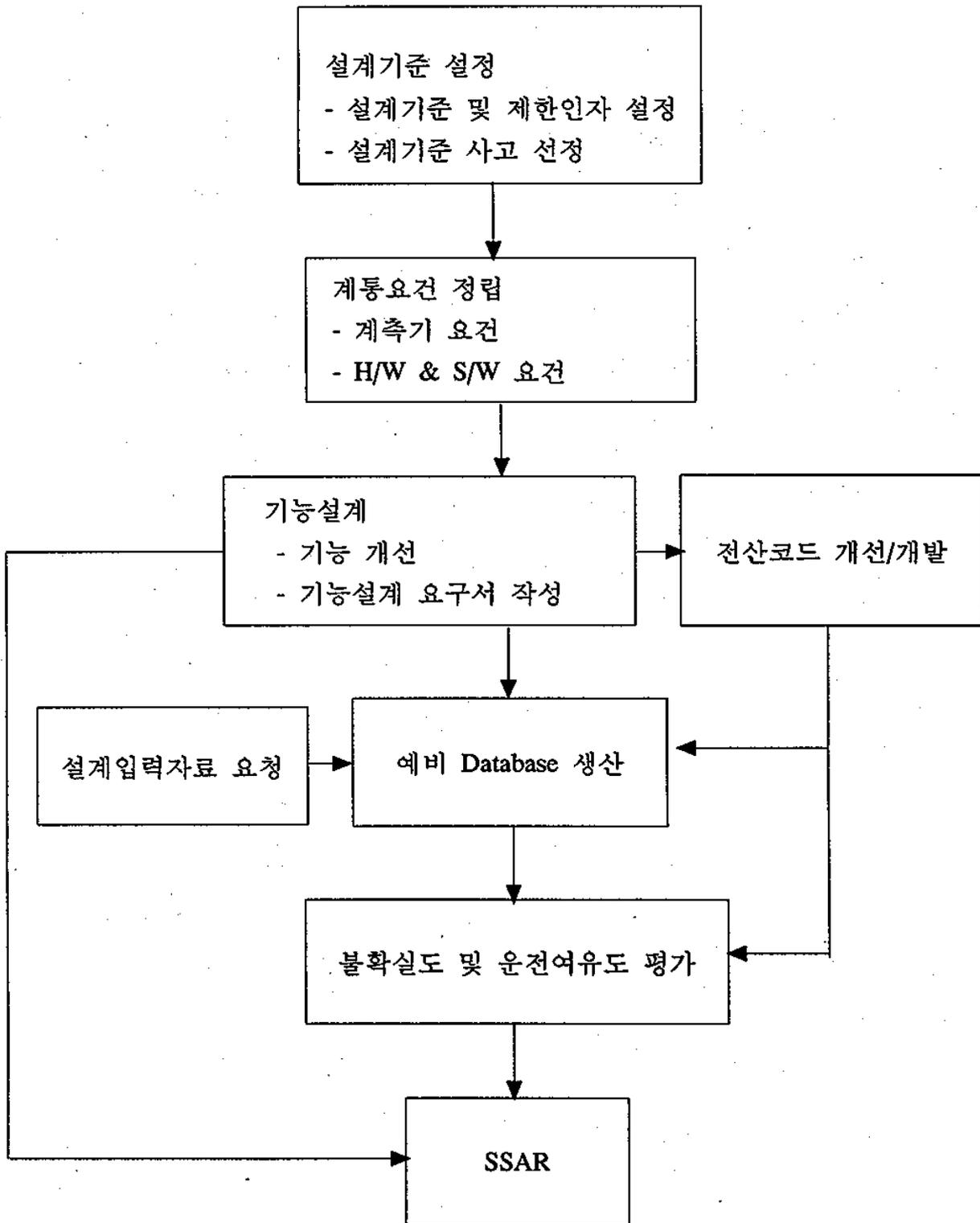


그림 3.4-1 SMART 노심 보호/감시 계통 설계 흐름도

## 2. 노심 안전성 분석

### 가. 개요

중소형 일체형 원자로인 SMART는 그 설계 특성상 여러 가지 계통이 기존의 가압 경수로와는 판이하게 다르다. SMART는 무봉산 운전 을 목표로 하기 때문에 가압 경수로의 실시간으로 운전되는 화학 및 체적 제어 계통(CVCS)과 그와 관련된 계통이 없고, 사건이 발생할 확률과 초기 사건 이 나쁜 방향으로 전파되어 나가는 것을 완화시키도록 노심과 가압기, 증기 발생기와 같은 주요 부품이 원자로 용기안에 있는 일체형으로 설계가 수행되고 있다. 따라서 노심 안전성 분석 방법과 절차가 기존의 가압 경수로와는 다르게 된다. 현 단계에서는 SMART의 노심과 계통의 개념 설계가 진행 중 이므로 노심 안전성 분석의 일반적인 고려 사항을 검토하여 보고 몇가지 사고에 대하여 영광 5/6호기에서 사용된 ABB-CE社의 안전성 분석 방법을 살펴봄으로써 SMART의 노심 안전성 분석 방법과 절차를 확립하기 위한 토대로 삼는다.

설계자가 수행하는 노심 안전성 분석은 크게 다음 두 가지 분야로 분리할 수 있다. 첫번째 분야는 핵비동 이탈, 선출력 생성률, 운전 제한 조건(Limiting Conditions for Operation: LCO)과 안전 계통 제한 설정치(Limiting Safety System Setting: LSSS)를 확립하는 입력 값을 제공하는 설계 기준 사고(Design Basis Event: DBE) 분석과 관련된 것이다. 두번째 분야는 정지 여유도와 같은 그 밖의 다른 기술 지침 제한치를 확립하는 입력 자료를 제공하고, 원자로 냉각재 계통의 침투 압력과 발전소 경계 피폭 선량률과 같은 핵비동 이탈률이나 선출력 생성률 외의 다른 기준치를 위반하지 않는다는 것을 확인하는 설계 기준 사고를 분석하는 것이다. 노심 안전성 분석 두 분야의 흐름도가 그림 3.4-2에 나타나 있다.

#### (1) 노심 안전성 분석 철학의 개략

노심 안전성 분석을 수행하는 철학은 원자로 보호 계통 및 감시 계통의 설계 특성과 발전소 특성 그리고 안전성, 운전 허가, 운전 요건을 만족함을 확인하는 기술 지침서에 설정된 운전 조건을 종합하는 것이다. 즉, 피복재와 1차측 압력 경계의 건전성을 악화시킬 수 있는 확률이 매우 적다는 것을 확인하는 것이다. 이러한 설계 목표는 그림 3.4-3에 설명된 것과 같이 노심 안전성 분석 분야와 관련하여 매우 많은 자료의 흐름을 요구하게 된다.

## (2) 노심 안전성 분석에서 사용되는 허용 제한치

피복재와 1차측 압력 경계의 건전성이 유지됨을 확인하기 위해서 먼저 허용 제한치가 결정되어야 한다. 피복재와 1차측 압력 경계의 건전성을 유지하기 위한 허용 제한치는 아래와 같다. 또한, 발전소 경계 피폭 선량에 대한 허용 제한치도 아래와 같다.

### (가) 피복재 건전성을 확인하는 설계 제한치

설정치 생산을 위한 노심 안전성 분석을 수행함에 있어, 핵연료의 건전성을 분석하기 위한 기준치가 필요하다. 따라서 첫번째 단계는 허용 핵연료 설계 제한치의 존재를 가정하는 것이다. 즉, 해석적으로 또는 실험적으로 확립된 핵연료나 피복재 조건에 대한 제한치가 있어 이 제한치보다 보수적인 측면으로 운전하면 피복재 손상을 유발하지 않는다고 가정한다. 현재 노심 안전성 분석을 수행함에 있어 두가지 허용 핵연료 설계 제한치가 정의되어 왔는데 이들은 다음과 같다.

- 핵비등 이탈률은 95 % 신뢰 수준에 95 % 확률로 핵비등이 일어나지 않게 되는 최소 허용 한계치를 갖는다.
- 어떤 핵연료봉에 대해서도 침투 선출력 생성률은 정상 상태 운전에서 핵연료 중심 용융에 해당하는 값보다 크지 않다. 예를 들면, 침투 kW/ft = 21.0 kW/ft 이다.

핵비등 이탈률은 핵비등이 발생하게 되는 확률의 값이 된다. 즉, 핵비등 이탈률이 감소하게 되면 핵비등이 발생할 가능성은 증가하게 된다. 정해진 최소값(이것은 사용된 핵비등 관계식에 의존한다)과 같거나 더 큰 핵비등 이탈률로 운전하게 되면 피복재 열전달 계수는 피복재 온도를 증가시켜 피복재 손상을 초래할 정도로 크게 줄어들지 않는다고 확신할 수 있다.

선 출력 생성률은 핵연료 단위 길이당 생산되는 열 출력 양이다. 선출력 생성률 허용 핵연료 설계 제한치보다 더 작은 첨두 선출력 생성률은 핵연료에서 생산되어 내재된 에너지가 피복재 손상을 초래할 정도로 과다하지 않는 것을 확신할 수 있게 한다.

핵비등 이탈률과 선출력 생성률은 직접적으로 관측되거나 측정할 수 있는 인자가 아니다. 따라서 그것들은 어떠한 실험적 이론적 관계식을 통해 허용 핵연료 설계 제한치로 이어져 평가할 수 있도록 측정 가능한 핵증기 공급 계통 변수들의 항목으로 재정의되어야 한다. 핵비등 이탈률과 선출력 생성률에 영향을 주는 주요 핵증기 공급 계통 변수의 목록이 표 3.4-3에 나타나 있다.

#### (나) 원자로 냉각재 계통 압력 경계에 대한 설계 제한치

영광 5/6호기의 원자로 냉각재 계통 압력에 대한 설계 제한치는 2750 psia이고, 이것은 설계 압력(=2500 psia)의 110 %이다. SMART의 경우 1차측의 정상 압력이 15.0 MPa이고 설계 제한치가 17.0 MPa이다.

#### (다) 발전소 경계 피폭 선량에 대한 설계 제한치

10 CFR 100에 인용된 피폭 선량 제한치는 모든 설계 기준 사고에 대해 발전소 경계 피폭 선량에 대한 허용 제한치로 사용된다. 지침의 제한치는 0에서 2시간 동안 발전소 경계 피폭 선량은 갑상선에 대해 300 rem(3 Sv)이고 전신에 대해 25 rem(0.25 Sv)보다 클 수 없다는 것이다.

#### (3) 설계 기준 사고

노심 안전성 분석에서 고려되는 설계 기준 사고는 AOO's와 가상 사고로 구분된다. 10 CFR 50에 정의된 AOO's는 원자력 발전소의 수명 동안 한 번 이상 일어날 것으로 예상되는 과도 상태이다. 그에 따라 코드에서는 핵증기 공급 계통의 설계와 운전이 정상 운전이나 운전 중 발생 예상 사건에서 피복재 건전성을 유지한다는 것을 확신할 것을 요구하고 있다. 즉, 핵비등 이탈률과 선출력 생성률의 허용 핵연료 설계 제한치가 초과되지 않음을 보여야 한다. 가상 사고는 적은 양의 핵연료 손상은 허용되나 그로 인한 발전소 경계 피폭 선량이 10 CFR 100에 기술되어 있는 허용 제한치 안에 드는 매우 낮은 확률을 갖는 사고로 정의되어 있다.

노심 안전성 분석에서 고려되는 설계 기준 사고가 표 3.4-4에 기술되어 있다. 이 표에는 또한 관련된 주요 기준치와 각 사고동안 이들 기준치를 초과하지 않도록 만드는 원자로 보호 계통 트립이 나타나 있다.

핵비등 이탈률과 선출력 생성률의 허용 핵연료 설계 제한치가 초과되지 않도록 하는 규제 요건은 핵비등과 선출력 생성률 운전 제한 조건과 안전 계통 제한 설정치에서 열적 여유도를 규정하여 만족되게 된다. 따라서, 원자로 운전시 예측되는 과도 사건은 두가지 부류로 나뉘어지며 이들은 다음과 같다.

- 허용 핵연료 설계 제한치가 초과되는 것을 방지하는데 필요한 원자로 보호 계통 트립의 동작이 있는 설계 기준 사고로, 이들 운전중 발생 예상 사건은 원자로 보호 계통에 의해 직접 감시되거나 안전 계통 제한 설정치를 생산하는데 있어 가정된 값보다 보수적인 계통 변수의 변화를 가져온다. 충분한 여유도가 안전 계통 제한 설정치에 설정되면 이들 운전중 발생 예상 사건은 트립으로 종결되어 허용 핵연료 설계 제한치를 초과하지 않게 된다.
- 원자로 보호 계통의 동작이나 또는 허용 핵연료 설계 제한치를 초과하는 것을 방지하기에 필요하고, 운전 제한 조건에 의해 유지되는 충분한 초기 정상 상태 여유도가 있는 설계 기준 사고로, 이들 운전중 발생 예상 사건

에는 허용 핵연료 설계 제한치를 초과하지 않음을 확신할 수 있도록 발전소 기술 지침서에 의해 유지되고 시행되는 충분한 초기 정상 상태 열적 여유도가 요구된다. 이러한 범주에 들어가는 운전중 발생 예상 사건은 노심 보호/감시 계통의 설계 기준에서 언급한 바와 같다.

#### (4) 열적 여유도의 개념

열적 여유도의 개념은 정상 상태 핵비등과 선출력 생성률 운전 제한 조건을 확립하기 위한 설정치 생산 과정에서 중요한 요소이다. 열적 여유도는 특정 조건의 출력에서부터 제한 출력까지의 출력 여유도를 의미한다. 핵비등 이탈률의 경우에 있어, 만약 2 %의 출력을 올리는 것이 핵비등 이탈률 허용 핵연료 설계 제한치와 동일한 고온 수로(Hot Channel) 핵비등 이탈률을 유발시킨다면, 그 때 발전소는 2 %의 핵비등 여유도를 갖고 있다고 말한다.

표 3.4-3에 나와 있는 것처럼 핵비등 이탈률과 선출력 생성률은 여러 가지 핵증기 공급 계통 변수들의 함수이다. 이들 변수들의 고정된 값에 대해, 원자로가 핵비등 이탈률이나 선출력 생성률 허용 핵연료 설계 제한치에 도달하기 전에 올릴 수 있다고 가정되는 출력이 허용 가능 과출력 여유도(Available Overpower Margin: AOPM)로 정의된다. 허용 가능 과출력 여유도는 정격 출력에 대한 백분률로 표시된다.

과도 상태동안 허용 가능 과출력 여유도는 핵비등 이탈률과 선출력 생성률에 영향을 끼치는 핵증기 공급 계통 변수들의 변화로 인해 감소될 수 있다. 따라서, 정상 상태 운전동안 초기 열적 여유도가 충분하여 (1) 트립이 일어나지 않더라도 원자로가 사고를 이겨낼 수 있도록 하거나, 또는 (2) 허용 핵연료 설계 제한치가 초과되지 않도록 핵비등 이탈률이나 선출력 생성률의 변화를 제한하기 위해 트립 계통을 이용해야 한다.

이러한 초기 열적 여유도는 요구 과출력 여유도(Required Overpower

Margin: ROPM)로 정의되며 각각의 운전중 발생 예상 사건에 따라 다르다. 또한 요구 과출력 여유도는 ASI와 출력 준위의 함수이다. 요구 과출력 여유도의 정의는 다음과 같으며, 제한 사고(Limiting Event)에 의해 결정되는 최대 요구 과출력 여유도는 핵비동 이탈률과 선출력 생성률 운전 제한 조건의 생산에 있어 중요 입력 자료이다.

$$ROPM(\%) = \frac{\text{Initial Steady State AOPM}}{\text{AOPM at the time of closest approach to the SAFDL}} \times 100\%$$

표 3.4-3 핵비등 이탈률과 선출력 생성물에 영향을 주는 핵증기 공급 계통 변수들

핵비등 이탈률	1. 노심 출력
	2. 축방향 출력 분포
	3. 반경방향 출력 분포
	4. 방위각방향 출력 경사
	5. 노심 냉각재 입구 온도
	6. 일차측 냉각재 압력
	7. 일차측 냉각재 유량
선출력 생성물	1. 노심 출력
	2. 축방향 출력 분포
	3. 반경방향 출력 분포
	4. 방위각방향 출력 경사

표 3.4-4 노심 안전성 분석에서 고려되는 설계 기준 사고

운전중 발생 예상 사건	RPS Trips <sup>(3)</sup>	Criteria
제어봉 집합체 인출 <sup>(1)</sup>	TM/LP, VHPT, APD	DNBR, LHR
봉소 회석 <sup>(1)</sup> (SMART에는 해당되지 않음)	TM/LP, VHPT	Time to Criticality
과부하 <sup>(1)</sup>	TM/LP, VHPT	DNBR, LHR
부하 상실 <sup>(1)</sup>	HPPT, TM/LP	Peak Pressure
보충수 유량 상실 <sup>(1)</sup>	TM/LP, HPPT, LSGL	Peak Pressure
보충수 오작동으로 인한 과다 열 제거 <sup>(1)</sup>	TM/LP, HPPT	DNBR, LHR
원자로 냉각재 계통의 감압 <sup>(1)</sup>	TM/LP	DNBR
냉각재 유량 상실 <sup>(2)</sup>	LF	DNBR
교류 전원 상실 <sup>(2)</sup>	LF	DNBR, Site Boundary Dose
전장 제어봉 집합체 낙하 <sup>(2)</sup>	NONE	DNBR, LHR
하나의 증기 발생기 오작동으로 인한 과도 상태 <sup>(2)</sup>	LSGP, TM/LP, LSGL, VHPT	DNBR, LHR
가상사고		
제어봉 집합체 이탈	HPT, VHPT	Site Boundary Dose
증기관 파단	LSGP	Site Boundary Dose
증기 발생기 전열관 파열	TM/LP	Site Boundary Dose
회전자 고착	LF	Site Boundary Dose

- (1) AOO's for which action of RPS trip is necessary to prevent exceeding SAFDLs.
- (2) AOO's where action of RPS and/or sufficient initial steady state margin is necessary to prevent exceeding the SAFDL's.
- (3) TM/LP - Thermal Margin Lower Pressure  
 VHPT - Variable High Power Trip  
 HPPT - High Pressurizer Pressure Trip  
 LSGL - Low Steam Generator Level  
 HP - High Power  
 LF - Low Flow  
 APD - Axial Power Distribution  
 LSGP - Low Steam Generator Pressure

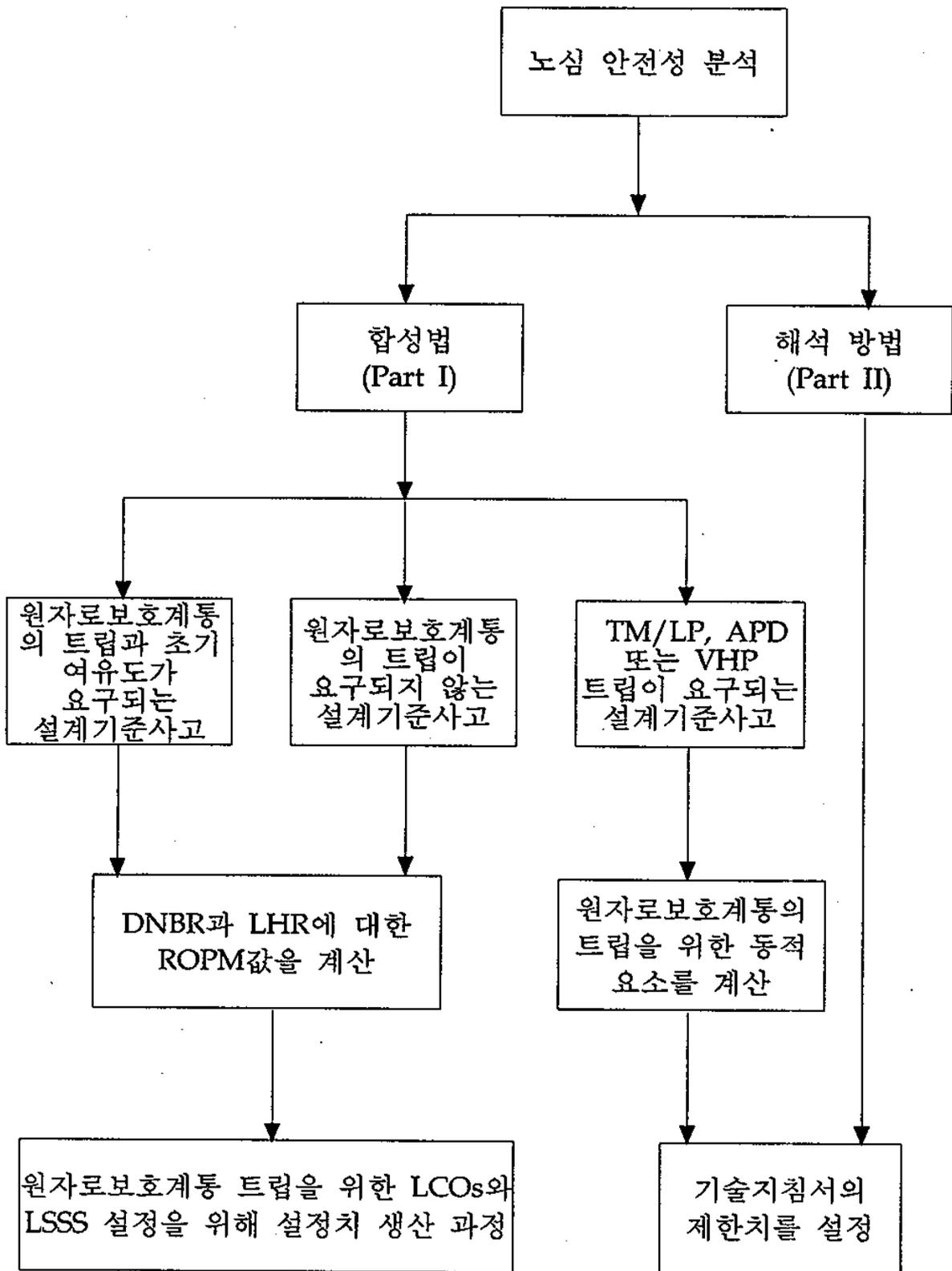


그림 3.4-2 노심 안전성 분석의 유형과 생산물의 흐름도

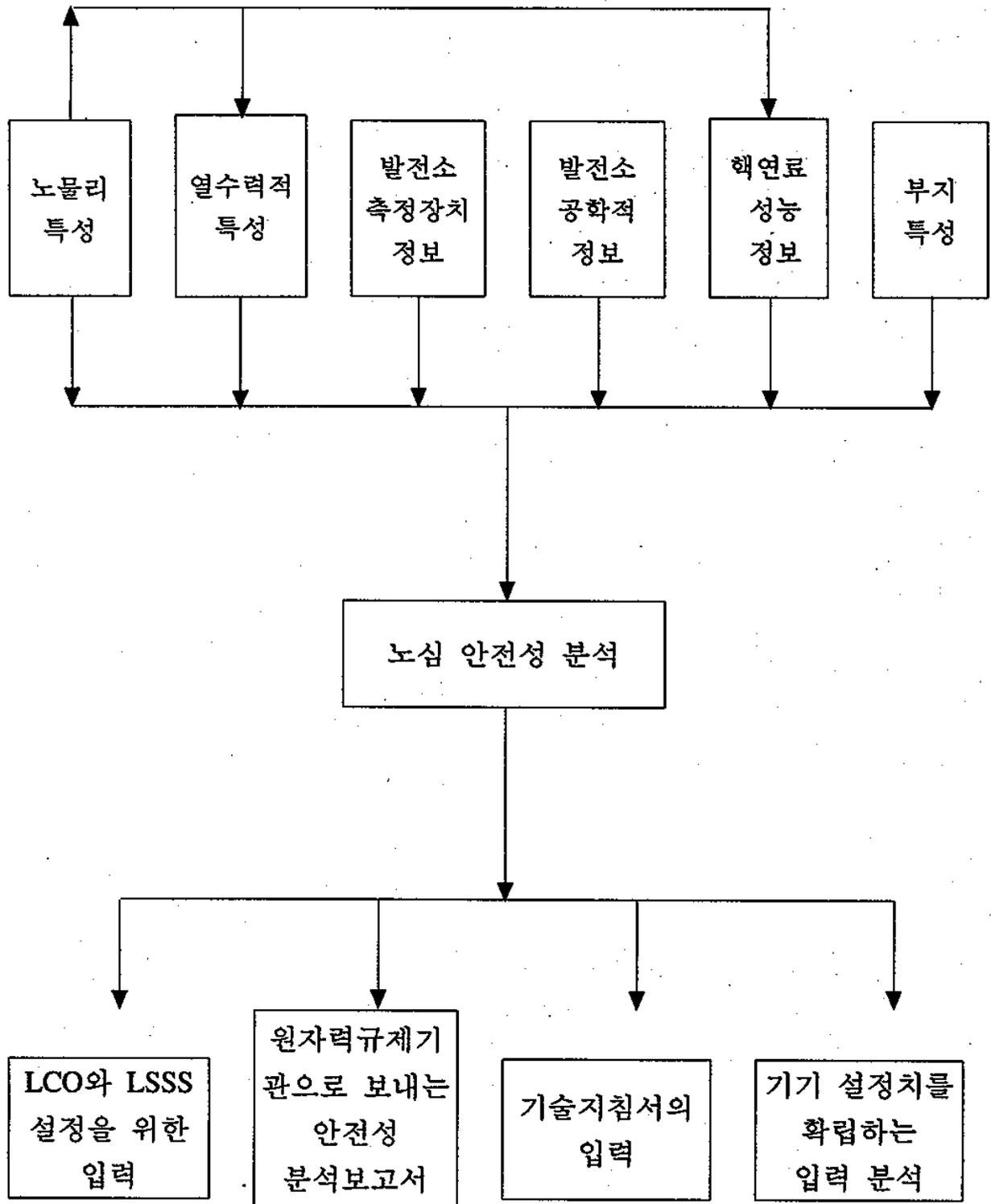


그림 3.4-3 노심 안전성 분석을 수행하기 위해 필요한 정보

## 나. 출력 중 통제되지 않은 제어봉 집합체 인출

### (1) 개요

SMART의 경우, 최대 동작 속도가 50 mm/s 이고 미세한 조절이 가능한 선형 계단식 전동기(Linear Step Motor)를 제어봉 구동 장치(Control Element Drive Mechanism: CEDM)에서 채택하고 있어 제어봉 집합체 인출 사고시 반응도 삽입률이 매우 크다. 또한 기존의 가압 경수로에 비해 상대적으로 짧은 1차측, 나선형 관류형 증기 발생기, 살수기나 히터가 없이 질소 가스에 의해 자체 조절 기능을 갖추고 있는 가압기 등 주요 부품의 설계 특성이 다르다. 무봉산 운전을 전제로 한 노심의 설계 특성은 출력 계수와 온도 계수가 항상 “음”의 값을 갖고 출력 밀도가 낮으나 3년 이상의 주기 길이를 갖는 초장주기 운전을 예상하고 있어 연소도가 높다는 것이다. 이러한 여러 가지 요인으로 SMART의 제어봉 집합체 인출 사고시 나타나는 과도 상태의 양상은 기존의 가압 경수로와는 다른 형태를 보일 것이며, 그에 따라 사고 분석의 방법과 절차도 적절하게 수립되어야 한다. 여기서는 SMART의 제어봉 집합체 인출 사고의 분석 방법을 마련하기 위한 예비 단계로 영광 5/6호기의 최종 안전성 분석 보고서를 토대로 ABB-CE社에서 사용하는 출력 중 통제되지 않은 제어봉 집합체 인출 사고의 분석을 검토한다. 따라서 인용된 수치는 영광 5/6호기의 값들이고, 가압기의 살수기 작동과 같은 SMART에 해당되지 않는 계통의 동작도 기술되어 있음을 유념해야 한다.

### (2) 원인

출력중 통제되지 않은 제어봉 인출 사고는 제어봉 구동 장치 제어 계통(Control Element Drive Mechanism Control System: CEDMCS), 원자로 제어 계통(Reactor Regulation System: RRS)의 단일 고장으로 인해 발생한다고 가정한다. 여기서 단일 고장이라 함은 자동 인출 방지 신호의 고장으로 제어봉 집합체의 인출을 방지하지 못하게 됨을 말한다. 미임계나 저출력에서

는 제어봉 구동 장치나 운전원의 실수가 추가로 사고의 원인이 될 수 있다.

### (3) 해석 기준

통제되지 않은 제어봉 집합체 인출 사고는 운전중 발생 예상 사건 조건 II 사고로 분류되며, 그 해석 기준은 일반 설계 요구 사항(일반 설계 기준 10과 17)과 10 CFR 50 Appendix A의 기준 20과 25에 기술된 것처럼 다음 기준을 만족해야 한다:

- 과도 상태 고온 수로 최저 핵비등 이탈률 1.30  
: SRP Section 4.4, Subsection II.1
- 침투 선출력 생성률(PLHGR) < 21 kW/ft (689 W/cm) 또는 핵연료 최고 중심 온도가  $UO_2$  용융 온도보다 낮아야 한다;  
 $5080\text{ }^\circ\text{C} - 280\text{ }^\circ\text{C} \times \text{BU(MWD/MT)} / 50000(\text{MWD/MT})$ ; ABB-CE社 경우  
: SRP Section 4.2, Subsection II.A.2(a) and (b)
- 침투 원자로 냉각재 계통 압력 < 설계압력의 110 % (= 2750 psia)
- 비등수형 원자로에서 균일 피복재 Strain이 SRP Section 4.2, Subsection II.A.2(b)에 규정된 것보다 1 %를 초과하지 않는다.

매우 빠른 출력 상승의 침투치에서 만약 침투 선출력 생성률이 초과된다면 과도 상태 동안 핵연료 중심 온도가  $UO_2$  용융점을 넘지 않는다는 것을 보이기 위하여 고온 지점에서 총 에너지와 그에 해당하는 온도를 계산한다. 이때는 도달된 침투 선출력 생성률보다 핵연료 내에서 생산되어 축적된 에너지가 보다 중요하게 된다.

참고로 이 사고와 관련된 10 CFR 50 Appendix A에 기술된 일반 설계 기준은 다음과 같다.

일반 설계 기준 10 - 원자로 설계

일반 설계 기준 17 - 전력 계통

## 일반 설계 기준 20 - 방호 계통 기능

### 일반 설계 기준 25 - 반응도 제어 오작동에 대한 방호 계통 요구 사항

#### (4) 사건 경위 및 계통 운전

표 3.4-5는 통제되지 않은 제어봉 집합체 인출 사고시 제어봉 집합체가 인출되는 순간부터 운전원이 냉각을 시작할 때까지 시간에 따른 경위를 나타낸다. 전출력 운전중 제어봉 집합체의 인출은 대개 제어봉가가 낮은 선도 조절군이 단지 25 % 정도 삽입된 상태에서 시작되므로 적은 양의 “양”의 반응도 삽입을 가져온다. 그러나 이러한 적은 양의 “양”의 반응도 삽입은 노심 출력과 노심 열속, 원자로 냉각재 계통의 온도와 압력을 증가시키고 핵비등과 선출력의 여유도를 감소시킨다. 1차 계통의 압력 증가는 가압기 살수기를 작동시켜 압력 증가를 둔화시키고, 가압기 내의 기포는 압력 증가를 완화시킨다. 냉각재와 핵연료의 온도 증가는 “음”의 감속재 온도 계수와 도플러 계수(항상 음수)에 의해 “음”의 반응도가 삽입되어 노심 출력과 열속의 증가를 완화시킨다. 제어봉 집합체의 인출은 또한 축방향 출력 분포를 노심의 상부로 이동시킨다. 축방향 침투 출력의 증가는 그와 관련하여 적분된 반경방향 침투 인자의 감소에 의해 보상된다. 3차원 침투치의 변화 크기는 주로 초기 제어봉 집합체의 위치와 초기 축방향 출력 분포에 의존한다.

제어봉 집합체의 인출은 제어봉 집합체의 움직임에 따른 노외 계측기에 의해 측정되는 중성자속 출력의 조정 편차(즉, Rod Shadowing Effects)를 야기한다. 그러나 노외 계측기의 조정 편차는 부분적으로 감속재 밀도 변화에 따른 감속재 감쇄의 감소(즉, Temperature Shadowing Effects)로 보상된다.

초기 운전 조건과 반응도 삽입률에 따라 다르지만 노심 출력과 열속의 증가에 따라 노심 보호 연산기의 가변 과출력 트립이나 고출력 트립에 의해 원자로 트립이 일어나 사건을 종결하게 된다. 트립이 발생하면, 제어봉 집합체가 노심에 낙하하여 부반응도를 주입하여 더 이상 열적 여유도가 줄어드는

것을 방지한다. 만약 트립이 발생하지 않고 운전원의 적절한 조치가 없다면, 제어봉 집합체는 완전 인출되고 핵증기 공급 계통은 초기보다 높은 출력과 온도, 침투 선출력 생성과 더 낮은 고온 수로 핵비등 이탈률 값에서 새로운 정상 상태를 이루게 된다. (붕산을 사용하는 가압 경수로에서는 일단 발전소 주요 변수가 안정화되면 감온에 앞서 미임계 상태에 도달하도록 붕산 농도를 조정한다. 하지만 무붕산 원자로에서는 제어봉 집합체의 삽입으로 적절한 미임계 상태를 유지한다.)

트립 이후에 운전원은 적합한 제어 절차에 따라 정지 냉각 상태에 도달하도록 아래와 같은 조치를 취한다.

#### (가) 원자로 열제거

냉각 운전에서 이어 원자로 냉각재 계통의 온도와 압력이 각각 350 °F(176.6 °C)와 410 psia(28.8 kg/cm<sup>2</sup>A) 이하로 내려가면 정지 냉각 계통을 수동으로 작동시킨다. 이 계통은 원자로 냉각재 계통을 상온 정지까지 냉각시킬 만큼 충분한 냉각 유량을 제공한다.

#### (나) 1차 계통 건전성

1차 계통의 압력 변화 동안 원자로 냉각재 압력은 가압기 압력 안전 밸브 설정치 이하로 유지되며 설계 압력의 110 %보다 낮다. 냉각 기간 동안 가압기 압력과 수위 제어 계통들은 1차 계통 내의 압력과 수위를 조절하기 위해 사용되기도 한다. 원자로 냉각재 압력이 약 650 psia(45.70 kg/cm<sup>2</sup>A)까지 내려가면, 운전원은 안전 주입 탱크를 배기 또는 배수하여 압력을 감소시켜 안전 주입 탱크(Safety Injection Tank: SIT)를 격리시킨다. 냉각이 진행될 때 운전원은 불필요한 안전 주입 작동 신호(Safety Injection Actuation Signal: SIAS)가 발생하지 않도록 안전 주입 작동 설정치를 낮추어야 한다.

## (다) 2차 계통 건전성

원자로 트립에 의한 터빈 트립 발생이후 주급수 제어 계통(Feed Water Control System: FWCS)은 원자로 트립 우위 방식으로 들어가고 정격 전출력 유량의 3 %로 급수 유량을 줄인다. 증기 우회 제어 계통(Steam Bypass Control System: SBCS)은 모든 우회 밸브가 잠긴 상태의 수동 방식이라 가정되었기 때문에 주증기 계통 압력을 제한하고 노심과 원자로 냉각재 계통에 저장된 열을 제거하기 위해 주증기 안전 밸브(Main Steam Safety Valve: MSSV)들이 열린다. 주증기 안전 밸브가 잠긴 후에 주급수 제어 계통은 고수위 우위(High Level Override: HLO)에 의해 증기 발생기로의 과급수를 못하게 하여 증기 발생기의 수위가 정상 영역으로 내려갈 때까지 급수 유량을 제한한다. 일단 발전소 변수들이 안정되면 운전원은 주급수와 증기 우회 제어 계통을 사용하여 냉각을 시작한다. 냉각이 진행될 때 운전원은 불필요한 주증기 격리 신호가 발생하지 않도록 주증기 격리 계통 작동 설정치를 낮추어야 한다. 증기 압력이 증기 구동 주급수 펌프가 사용될 수 없는 압력까지 내려가면 운전원은 이 펌프들의 작동을 중지시키고, 증기 우회 제어 계통과 연계된 모터 구동 주급수 펌프 또는 기동 급수 펌프를 사용하여 냉각을 계속한다. 운전원은 발전소가 상온 정지 진입 상태에 도달할 때까지 공학적 안전 설비 작동 계통(Engineering Safety Feature Actuation System: ESFAS)에 의해 AFAS-1과 AFAS-2 신호의 발생, 최소로 급수 유량이 조절되도록 한다.

### (5) 입력 변수와 초기 조건

초기 조건과 핵증기 공급 계통의 특성 인자들은 핵비등 이탈률과 선출력 생성 여유도를 최소화하도록 선택된다. 노심 입구 온도와 가압기 압력, 노심 유량은 사고 발단시 원자로가 출력 운전 한계 상태(Power Operation Limit: POL)에서 운전되었다고 가정하여 선택된다. 제어봉 집합체 인출시 조절 제어봉 집합체의 위치는 첫번째 제어군이 25 % (보수적으로 28%) 삽입에 해당하는 위치이다. 계산된 제어봉 집합체 반응도와 관련된

불확실성을 근거로 하여 가장 제한적인 과도 상태를 가져다 주는 이와 같은 특별한 삽입을 선택한다. 보수적으로  $0.0109 \text{ \%}\Delta\rho/\text{inch}$ 의 최대 미분 반응도가를 가정한다. 이 값은 최대 제어봉 집합체 인출 속도,  $30 \text{ inch/min}(1.27 \text{ cm/sec})$ 에 근거한 모든 불확실성을 포함한 최대 반응도 삽입률  $0.545 \times 10^{-4} \Delta\rho/\text{inch}$ 에 해당한다.

증기 우회 계통을 제외한 모든 제어 계통은 자동 방식이라고 가정한다. 왜냐하면 이들 계통들은 과도 상태 동안 최소 핵비등 이탈률에 영향을 주지 않기 때문이다. 사고 해석에 사용되는 원자로 주요 변수들의 일반적인 값은 아래와 같이 구한다.

- |                   |   |
|-------------------|---|
| - 노심 출력           | 전출력 + 2 % 측정 불확실도   |
| - 축방향 출력 인자       | 최대 “음”의 값   |
| - 도플러 계수          | 주기 초, 최소 “음”의 값   |
| - 감속재 온도 계수       | 최대 “양”의 값   |
| - 압력 용기 입구 냉각재 유량 | 기술 지침서에 명시된 최소 유량   |
| - 한 개의 핵연료봉 침투 인자 | 주어진 초기 출력 준위에서 최대값  |
| - 노심 냉각재 입구 온도    | 불확실도와 기술 지침서에 명시된 최대값   |
| - 가압기 압력          | 최소값   |
| - 반응도 인출률         | 최대값   |
| - 트립시 정지 제어봉가     | 최소값 : 최대반응도 제어봉은 완전 인출 위치에서 고착되어 있음   |
| - 정지 반응도가 곡선      | 최대 하부 침투 축방향 분포(“양”의 값)   |
| - 동력학 변수          | 불확실도를 포함하여 최소 절대 지발 중성자 생성률 $\beta$ (주기 말), $\beta$ 와 일관된 $\lambda_i$ 와 $l^*$ |
| - 노심 평균 Hgap      | 최대값   |
| - 반응 시간           | 기술 지침서 트립 절차에 따른 최대 지연 시간   |

- Rod Shadowing Factors

불확실도를 포함하여 각기 다른 제어봉  
 집합체군에 대한 Rod Shadowing Factor중  
 최대 편차값, 전형적인 값은 다음과 같다:

전 제어봉 인출	= 1.00 ± 0%
뱅크 4 삽입	= 1.01 ± 3%
뱅크 4+3 삽입	= 1.12 ± 8%
뱅크 4+3+2 삽입	= 1.27 ± 8%

- Temperature Shadowing Factor

Temperature Shadowing Effects는 제어봉  
 집합체 인출 사고 동안 노외 계측기의  
 반응을 개선시킨다. 왜냐하면 냉각재  
 밀도가 감소되어 노심외부로 투사되는  
 중성자의 감쇄를 감소시키기 때문이다.

- 가압기 수위/압력 조절

작동되지 않는다고 가정

표 3.4-6은 예로 영광 5/6호기 제어봉 집합체 인출 사고 해석을 위한 가정  
 과 초기 조건을 보여준다.

(6) 핵설계 자료 생산 및 해석

제어봉 집합체 인출 사고의 핵적 분석의 주요소는 1차원  
 HERMITE 모델을 사용하여 반응도 삽입률( $\Delta\rho/\text{inch}$ )과 3차원 출력 침투 인자  
 ( $F_q$ )의 한계치를 얻기 위해 제어봉 집합체 인출을 모사하는 것이다. 1차원  
 HERMITE로 모사하기 위해서 다음과 같은 단계를 거친다.

- (가) ROCS로 계산된 군별 제어봉가와 MC로 계산된 침투 출력 인자가  
 HERMITE 모델에 반영된다.
- (나) ROCS에서 계산한 제어봉가와 MC  $F_{xy}$ 를 1차원 HERMITE 모델에서  
 재현하기 위하여 HERMITE 제어봉가를 조정한다.
- (다) 계산된 반응도 삽입률이 보수적이도록 HERMITE가 계산하는 출력 분  
 포를 인출 초기 조건에 일치되도록 한다.
- (라) 전출력 제어봉 집합체 인출 모사

또한 저출력 또는 미임계 상태에서 제어봉 집합체 인출 사고는 아래와 같은 단계를 거친다.

(마) 고온 영출력 제어봉 집합체 인출 모사

(바) 미임계 제어봉 집합체 인출 모사

2차원 ROCS 모델로 노심의 거동을 계산하는 것이 일반적이다. 따라서 2차원 ROCS 모델을 사용하여 제어봉 집합체가를 적절하게 계산할 수 있다. 그러나 축방향으로 가연성 독봉을 비대칭적으로 쓰거나 농축도 영역 분할을 하면 3차원 계산을 해야 하며 SMART에서도 3차원 계산이 필요하다. 제어봉 집합체 인출 속도가 30 inch/min(76.2 cm/min)이므로 제논의 양은 일정하다고 볼 수 있다. 따라서 제어봉가는 전 제어봉 완전 인출 상태(All Rod Out: ARO)의 평형 제논 조건과 감속재 온도와 도플러 온도 궤환이 존재하는 조건에서 계산된다. 제어봉 집합체가 삽입되었을 때 제논 궤환은 무시한다. 고온 전출력에서 연소도에 따른 연속적인 제어봉가가 제어봉 집합체 인출 사고 해석에 필요하며, 직접 계산하거나 제어봉 집합체 프로그램 계산과 같은 다른 계산에서 수행된 값도 유용하게 사용된다. SMART 해석에서는 고려하지 않아도 되나 기존 가압 경수로의 경우, 제어봉가 계산에서 정확한 붕산 농도는 중요하지 않기 때문에 인출 초기의 붕산 농도로 고정시키고 제어봉가를 계산한다. 붕산 농도 차이에 따른 제어봉가의 변화는 작은 편이고 이러한 작은 차이들은 사고 해석의 최종 결과에 충분한 보수성이 포함되어 덮어진다. 제어봉이 모두 인출된 계산에서 적절한 노심 조건을 맞추기 위해 모든 궤환 효과가 사용된다. 고온 전출력 제어봉 삽입 계산에서 제어봉 집합체는 출력 대비 삽입 한계(Power dependent Insertion Limit: PDIL)에 따라 제논이 재분포될 정도로 깊이 삽입되지 않으므로 제논 궤환은 고정되고, 핵연료 온도 궤환은 그 효과가 작으므로 선택에 따른다.

고온 전출력 제어봉 집합체 인출 사고에 대한 다음과 같은 자세한 절차가 관심이 있는 각 연소도에서 반복된다.

- (가) 제어봉 집합체 프로그램 계산이나 직접 계산을 통해 ROCS 결과로부터 균별 제어봉가를 얻는다.
- (나) 단계 (가)에서 획득한 주기 초, 주기 중, 주기 말 연소도에서 부분강 제어봉이 삽입된 상태와 ARO 조건에서 선도 제어군(뱅크 5)의 제어봉가를 얻는다.
- (다) 단계 (나)에서 획득한 최대 제어봉가가 완전 인출에서 완전 삽입까지의 제어봉가와 같도록 HERMITE 제어봉가를 조정한다. 즉, 얻고자 하는 제어봉가와 계산된 제어봉가의 비로 흡수 단면적에 곱하여 모든 평면에 새로운 단면적으로 대체한다.

$$\text{새단면적} = [ (\text{원하는 제어봉가}) / (\text{계산된 제어봉가}) ] * \text{구단면적}$$

- (라) 고온 전출력 인출에서는 제어봉이 삽입된 상태의 Fxy가 HERMITE에 적용된다.
- (마) HERMITE에서 제어봉 위치를 고온 전출력 PDIL(뱅크 5 ; 28% 삽입)로 놓고 ASIU = -0.3 이 되는 축방향 출력 분포 입력과 일치하는 Shape-Matching 계산 “경우 1”을 수행한다.
- (바) 단계 (마) “경우 1” 계산에서 생산된 221 파일을 선택하고, Shape-Matching은 끄고 HFP PDIL에서 노심 높이의 5%씩 단계적으로 제어봉을 완전 인출하는 “경우 2” HERMITE 계산을 한다.
- (사) 계산 결과를 편집하여 인출의 각 경우에 대한 Fq를 획득한다.
- (아) 인출의 연속된 각 단계에서 미분 제어봉가를 다음과 같이 계산한다.

$$\Delta\rho/inch = \frac{\Delta\rho(x) - \Delta\rho(x-y)}{(x-y)\% \times 1.5 \text{ in}\%}$$

여기서  $\Delta\rho(x)$ 는 제어봉이 노심의  $x$  % 위치에 있을 때의 반응도이다.

대개  $y$ 는 노심 높이의 5 %이다.

- (자) 단계 (아)에서  $\Delta\rho/inch$ 의 최대값과 단계 (사)에서 Fq의 최대값과 최소값을 택한다.
- (차) 단계 (자)에서 구한 최대값에 적절한 불확실도를 적용하여 95/95K 신

되수주에서 제한값을 획득한다.

$$Fq(95/95) = 1.0708 \times (\text{단계 (자)의 최대 최소 } Fq \text{ 값})$$

$$\Delta p/inch = 1.2042 * (\text{단계 (자)의 최대 } \Delta p/inch \text{ 값})$$

#### (7) 수학적 모델

이 사건에 대한 열수력학적 거동과 같은 핵증기 공급 계통의 반응은 CESEC-III 전산 프로그램을 사용하여 모사한다. 또한 원자로 노심의 과도 상태 핵비등 이탈률은 CETOP 전산 프로그램을 이용하여 계산한다. 그림 3.4-4는 제어봉 집합체 인출 사고 해석에 사용되는 전산 프로그램과 주요 정보들의 흐름을 보여준다.

#### (8) 결과와 결론

제어봉 집합체의 인출로 노심에 반응도가 삽입되어 노심 출력과 열속이 증가하고 결과로 원자로 냉각재 온도와 가압기 압력이 증가한다. 영광 5/6호기 최종 안전성 분석 보고서의 그림 15.4.2-1부터 그림 15.4.2-11은 사고에 따른 중요한 핵증기 공급 계통 변수들의 동적 거동을 보여준다. 사고 시작 21.05초 후에 노심 보호 연산기의 가변 과출력 트립에 의한 원자로 트립이 발생하고, 21.06초에 트립 차단기가 개방된다. 제어봉 집합체가 22.1초에 노심으로 떨어지기 시작하여 사고는 종결된다. 사고 전개 동안 도달한 최소 핵비등 이탈률은 21.65초에 발생하며 그 값은 1.30보다 크다. 최대 반경방향 침투 계수가 축방향 출력이 최대인 영역에서 일어난다면, 사고 동안 침투 선출력 생성률은 18.87 kW/ft(619.09 W/cm)에 달한다.

통제되지 않은 제어봉 집합체 인출 사고는 앞에서 제시한 일반 설계 기준 20과 25를 만족하며, 이들 기준은 허용 핵연료 설계 제한치를 위배해서는 안 되고 보호 계통이 자동적으로 작동함을 요구한다. 전출력 상태에서 제어봉 집합체의 인출은 이 사고에 대한 허용 기준인 (1) 고온 수로 최소 핵비등 이탈률이 1.30보다 크거나 같은 상태에서 종결되며, (2) 사고동안 침투 선출력

생성률이 21 kW/ft(689 W/cm)보다 작음을 보임으로써 노심 안전성 분석을 완료한다.

표 3.4-5 출력 중 제한적인 제어봉 집합체 인출 사고의 사건 경위

시간 (sec)	사건	설정치 또는 값
0.0	제어봉 집합체 인출 시작	-
21.05	노심 보호 연산기 가변 과출력 트립 조건 도달, 정격 출력의 %	115.0
21.50	노심 보호 연산기 트립 신호 발생	
21.60	트립 차단기 개방	-
21.65	최소 핵비등 이탈률	1.30
22.10	제어봉 집합체 낙하 시작	
22.65	최대 노심 출력, 설계 출력의 %	115.87
23.05	최대 노심 평균 열속, 전출력 열속의 %	114.39
25.05	최대 가압기 압력, psia (kg/cm <sup>2</sup> A)	2225.3 (156.45)

표 3.4-6 전출력 중 제어봉 집합체 인출 사고 해석을 위한 가정과 초기 조건

변수	값
노심 출력 준위, MWt	2871.3
노심 입구 온도, °F (°C)	570.0 (298.9)
노심 유량, 10 <sup>6</sup> lbm/hr (10 <sup>6</sup> kg/hr)	112.0 (50.8)
가압기 압력, psia (kg/cm <sup>2</sup> A)	2000.0 (140.6)
불확실성이 내포된 단일 연료봉 반경방향 침투 계수	1.27
노심 초기 최소 핵비등이탈률	1.71
증기 발생기 압력, psia (kg/cm <sup>2</sup> A)	1131.1 (79.51)
트립시 제어봉 집합체 반응도가, %Δρ	-9.0
반응도 삼입률, 10 <sup>-4</sup> Δρ/sec	0.545
제어봉 집합체 인출 속도, inch/min (cm/min)	30.0 (76.2)

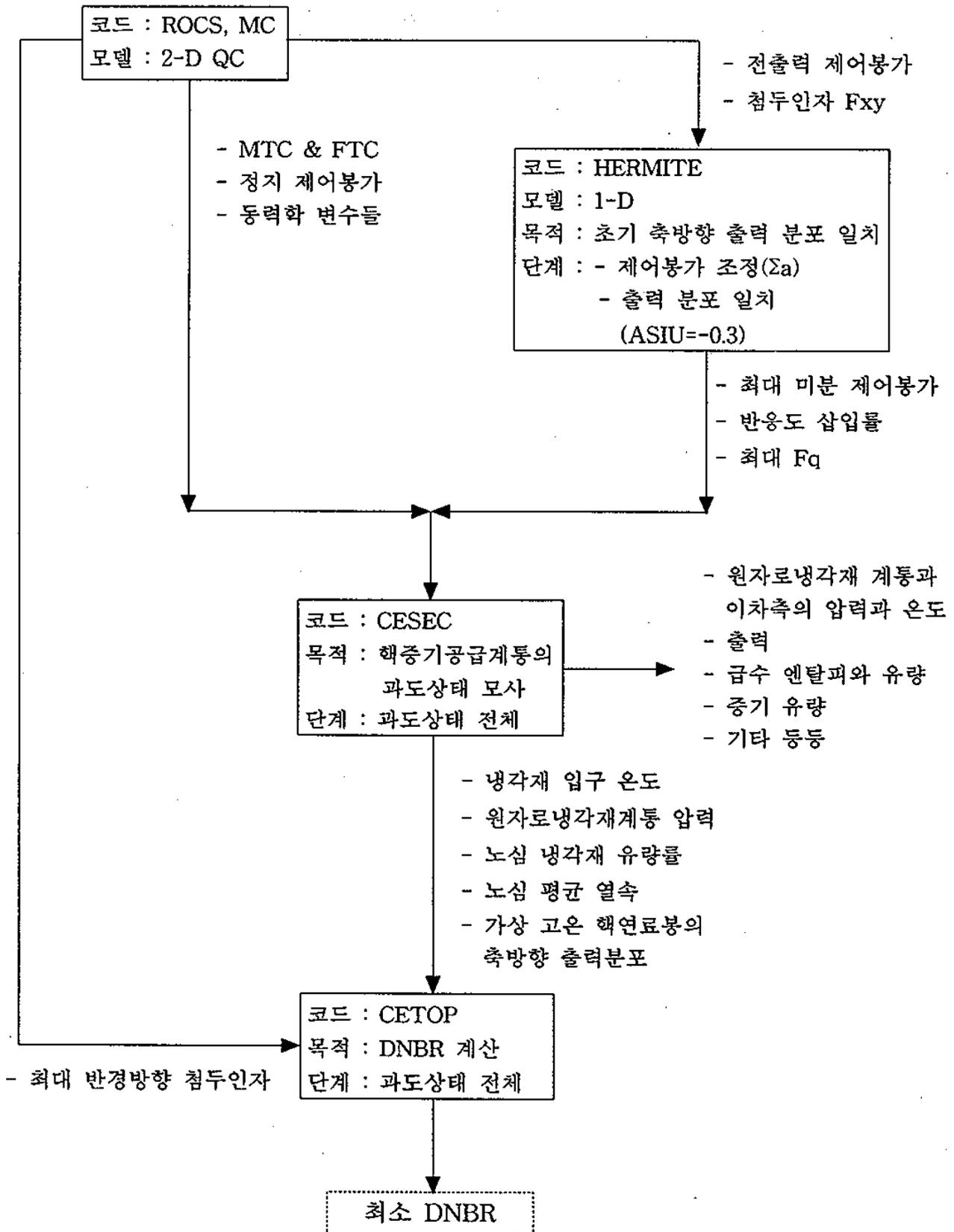


그림 3.4-4 제어봉 집합체 인출 사고에 사용되는 전산 프로그램과 정보의 흐름

## 다. 단일 제어봉 집합체 이탈 사고 해석

### (1) 서론

#### (가) 사고의 개요 및 원인

단일 제어봉 집합체 이탈 사고는 제어봉 구동 장치 하우징이나 제어봉 구동 장치 노즐의 원주상 파열로 인하여 물리적 경계 및 압력 경계가 깨어져서 노내 냉각재의 압력이 제어봉 및 제어봉 지지축(Drive Shaft)을 완전 인출 상태로 밀어낼 것을 가정한다.

제어봉 집합체의 이탈에 따라 노심내 반응도는 급격히 상승하고 또한 이탈 제어봉 집합체 주위로 노심 출력이 심각하게 편중된다. 급격한 반응도 주입은 급격한 출력 상승을 초래하게 되고, 이러한 상황은 핵연료 온도 계수 및 지발 중성자속의 증가로 인하여 완화된다. 궁극적으로는, 가변 과출력-고출력 조건에 의해 원자로 보호 계통에 의한 원자로 트립이 발생하고 제어봉 집합체들이 노심내로 낙하함으로써 노심 출력 상승이 종료된다.

#### (나) 사고 결과 허용 기준 및 안전 제한치

제어봉 구동 장치 하우징이나 제어봉 구동 장치 노즐의 건전한 기계적 설계로 말미암아 본 사고가 실제로 발생할 가능성은 거의 없다. 따라서, 제어봉 집합체 이탈 사고는 참고 문헌 [4-9]의 분류에 따라 사고(Limiting Faults)로 인지된다. 사고로 분류되는 사건들은 상당량의 방사능 물질의 유출을 포함한다. 본 사고와 관련된 허용 기준은 참고 문헌 [4-10]에서 발견된다. 이들을 요약하면 다음과 같다.

1. 10 CFR 50 Appendix A (Criterion 15: Reactor Coolant System)
2. 10 CFR 50 Appendix A (Criterion 28: Reactivity Limits)
3. 10 CFR 50.46 (ECCS Acceptance Criterion)
4. 10 CFR 100 (Radiation Exposure)

이들 중에서 사고 해석의 결과를 우선적으로 비교해야 하는 것은 항목 2이다. 항목 2는 반응도 제어 계통은 가상의 반응도 삽입 사고시 냉각재 압력 경계를 유지할 것과 냉각 가능한 노심내 구조물 및 가압기 형태를 유지할 것을 요구한다.

상기 사건 허용 기준(Event Acceptance Criteria)은 정성적인 것으로 이를 정량화하여 안전 규제치로 선정하는 방법론 및 그 결과는 각 공급사별로 상이하며 ABB-CE社의 경우에는 다음과 같은 값들을 안전 규제치로 사용하고 있다.

1. 어떠한 핵연료봉도 반경방향 평균 엔탈피가 280 cal/gm 보다 작아야 한다.
2. 침투 원자로 냉각재 압력은 3000 psia (즉, 설계값의 120 %) 보다 작아야 한다.
3. 10 CFR 50.46 (ECCS Acceptance Criterion)
4. 비거주 구역 경계, 저인구 지역 외곽 경계에서 방사선량은 10 CFR 100의 제한치 보다 작아야 한다.

## (2) 핵설계 해석 방법론

### (가) 주기별 해석과 경계치 해석

사고 해석의 결과는 사건 허용 기준과 비교하여 이를 만족하면 사건 허용 기준과 안전 해석 결과치의 차이는 정량화되어서 설계 여유도로 이름지어 진다. 이러한 설계 여유도는 원자로 정지 제한치(Limiting Safety System Setpoint, LSSS) 및 정상 운전 제한치(Limiting Condition for Operation, LCO) 설정과 연계성을 갖고 있다.

전형적으로, 이 설계 여유도는 기존 고출력 상용 발전소에서는 그 정도가 충분해서 제어봉 집합체 이탈 사고 등은 개략적인 해석 방법으로도 사고의

결과가 안전 규제치를 만족함을 보여 줄 수 있다. 이러한 이유는 상용 발전소의 경우, 핵연료의 연소에 의한 반응도 상실을 보전하는 방법으로써 수용성 붕소를 사용하므로 출력 운전중의 제어봉 삽입을 최소화하는데 기인한다. 출력 운전 중 제어봉 삽입 한계를 설정함으로써 제어봉 집합체 이탈시 반응도 주입과 노심 출력 편중이 개략적 해석으로도 수용 가능한 범위 내에 존재하도록 기여한다.

이에 반하여, 현재 개발 중인 SMART는 핵연료 연소에 의한 반응도 감소 보전 기구로서 수용성 붕소의 사용을 고려치 않고 있다. 따라서, 제어봉 이탈시 반응도 주입을 제한하기 위한 노력은 매우 제한된 성과만을 거둘 수 있을 뿐이다. 더욱이, SMART는 핵연료의 재장전이 없이 수 년을 운전하고자 하므로 주기초의 잉여 반응도는 상용 노심에서 일찍이 본 바 없는 막대한 양이 될 것이므로 상당수의 제어봉이 전출력 상태에서 노심내에 머무르게 될 것이다.

이러한 설계 개념을 받아들이면 경계치 해석 방법은 불가하게 되고 심지어 주기별 해석조차도 통상적인 방법론으로 안전 규제치를 만족시키기 어려울 것으로 예상된다. 사고 해석의 결과를 완화시켜 적정한 LSSS 및 LCO를 설정하기 위해서는 3차원의 노심 천이 상태 해석이 필수 불가결 하다고 판단된다.

### 신속 트립

원자로 냉각재 압력은 출력 상승과 아울러, 제어봉 구동 장치 하우징에 구멍 발생 여부에 따라 급격히 또는 서서히 상승한다. 압력 경계의 손상이 수반되는 경우는 소규모 LOCA 해석에서 취급하게 된다. Non-LOCA 과도 해석에서는 압력 경계의 손상을 가정하지 않으므로 원자로 냉각재 압력은 이를 허용 기준치 이내로 제한하기 위한 주 안전 밸브가 열릴 때까지 급격히 상승하게 된다. 이러한 시나리오를 해석하는 경우를 신속 트

립 경우라고 부르며, 수초 내에 사고는 종료된다. 이 사고 해석의 주안점은 핵연료봉 내 축적 열량이 허용기준치 이내에 있는지를 판단하고자 하는데 있다.

### 지연 트립

작은 반응도를 가지는 제어봉의 이탈을 가정하면 초기 반응도 주입에 의한 출력 상승은 가변 과출력-고출력 조건을 이용하는 원자로 보호 계통에 의한 트립이 발생하기에는 불충분하다. 반면에, 최초의 출력 급상승 후, 노심 출력은 계속 서서히 증가하게 되고, 궁극적으로는 원자로 냉각재의 상당한 온도 및 압력 상승을 유발한다. 이에 따라, 압력기의 고압력 트립이 사고를 종료시키게 되고 이러한 일련의 사고 진행 과정은 지연 트립으로 분류된다.

#### (나) 노물리 자료 생산 (정상 상태 모델 이용)

##### 2차원 예비 계산

제어봉 집합체 이탈은 정지 제어봉으로만 사용되도록 설계되지 않은 모든 제어봉 집합체에서 발생 가능하다. 따라서, 경우의 수를 줄이려는 노력의 일환으로 2차원 계산을 통하여 제어봉 집합체 이탈시 주입 가능한 최대 반응도가 및 극심한 출력 분포 편중을 초래하는 제어봉 집합체를 인지하고자 하는 계산 과정이다.

##### 3차원 제어봉 집합체 이탈 핵 계산

제어봉 집합체 이탈 사고 해석을 위한 노물리 자료는 출력별 제어봉 삽입 한계가 지정된 경우에는 노심 출력별로 각각 필요하고 통상적으로는 95, 65, 50, 20, 0 % 출력에서 노물리 자료가 생산된다. 제어봉 집합체 이탈 사고의 초기 조건은 출력별 제어봉 삽입 한계에 의해 결정된다. 일반적으로, 저출력에서의 사고 해석은 2차원 계산으로도 충분하다.

제어봉 집합체 이탈이 발생하기 전에는 모든 열수력적 변환 효과를 고려하며 이탈 이후에는 변환 효과를 고려하지 않는다. 지연 트립을 해석하는 경우에는 핵연료 온도는 열적 평형을 이루고 있으므로 핵연료 온도 계수를 이탈 이후에도 고려한다. 감속재 온도 계수는 통상적인 상용 노심 설계에서는 연소도별 해석을 피하기 위해 감안하지 않으나 SMART는 연소도에 따른 감속재 온도 계수 변화가 심하지 않으므로 고려하는 것도 무방하다고 여겨진다.

3차원 노심 계산으로부터는 반경방향 침투 출력 계수  $F_r$ 의 변화량이 아니라  $F_q$  변화량이 생산되어야 하는데, 이는 과도 해석시 사용되는 STRIKIN 코드가 제어봉 집합체 삽입 전/후의 축방향 출력 분포의 변화를 모사하지 못하기 때문이다.

#### 봉별 출력 조사(Pin Census)

두 종류의 봉별 출력 조사가 필요한데, 지연 트립의 경우는 반경방향 침투 출력이 1이 되도록 한 1차원의 봉별 출력 조사이다. 핵연료 온도 계수를 고려한 반경방향 봉별 출력이 사용된다. 평탄한 출력 분포가 보수적인 결과를 초래하므로, 고출력에서의 봉별 출력 조사는 같은 제어봉 삽입 환경을 모사하는 경우, 저출력에도 보수적으로 사용될 수 있다. 같은 논리를 따라서, 제어봉이 덜 삽입된 경우의 봉별 출력 분포는 다수의 제어봉이 삽입된 경우의 봉별 출력 분포로서 보수적으로 사용될 수 있다. 그러나, 보수적인 봉별 출력 분포의 사용은 때로는 심각할 정도로 사고 해석의 결과를 악화시키는 경향이 있으므로 출력 준위별, 제어봉 삽입 정도별로 따로 봉별 출력 조사 자료를 생산하는 것이 강력히 추천된다.

신속 트립의 경우에는 2차원 봉별 출력 조사가 수행된다. 이 경우는 핵연료 온도의 변환 효과가 고려된다는 점에서 지연 트립과 달리한다. 2차원 봉별 출력 조사는 또한 침투 출력 인자가 1로 평준화되지 않고 1.50의 값을 가지도록 한다. 제어봉 이탈 이후의 반경방향 침투 출력 인자도 1.50의 값을 가

지도록 한다. Fq 변화량이 3차원 계산에서 생산되는 것도 이 사실에 연유한다.

### 제어봉 집합체 이탈시 이용 가능 제어봉 반응도가

제어봉 집합체 이탈이 발생한 뒤 원자로 정지를 위한 제어봉 반응도가는 하나의 이탈 제어봉 집합체와 노심 상부에 고착된 제어봉 집합체를 고려하여 평가된다. 최소 제어봉 반응도가는 다음과 같은 상황에서 발생한다.

- 출력별 제어봉 삽입 한계에 따른 모든 제어봉의 이탈전 삽입을 가정한다.
- 이탈 제어봉에 인접한 고착 제어봉 집합체의 경우를 모사한다.
- 삽입되지 않는 두 제어봉 집합체는 높은 무한 증배 계수를 갖는 집합체에 놓일 것이었다.
- 삽입되지 않는 두 제어봉 집합체로 인하여 노심내 넓은 범위가 제어봉에 노출되지 않는다.

각 출력별로 최악의 제어봉 집합체 이탈 집합체는 이미 인지되었으므로 사실상 최소 전제어봉가는 고착 제어봉의 위치를 파악하는 과정으로 간주된다.

전제어봉가는 제어봉 집합체 이탈 사고해석에서 중요한 변수가 되지 못한다. 따라서, 전제어봉가는 주기 전체에 걸쳐서 최소의 값을 보여주는 연소도의 고온 영출력 조건에서 구한다.

#### (다) 노물리 자료 생산 (과도 상태 모델 이용)

정상 상태 3차원 계산은 사고 해석을 위한 보수적인 노물리 자료를 생산하게 된다. 정상 상태 3차원 노심 계산에 비하여 과도 상태 3차원 계산은 다음과 같은 이점들을 제공한다.

- 보수성을 최소화하여 시간 종속 노심 출력과 고온 수로 열발생율을 평가해 낸다. 사고 해석 단계에서 노심 출력 변화와 고온 수로 열발생량을 따

로이 복구할 필요가 없어진다.

- 모든 열수력적 제한 효과는 운전 압력, 유량, 노심 입구 온도 등이 시간의 함수로 입력되므로 현실적인 모사가 가능해진다.
- 핵증기 계통을 제외한 노심 내부 구조물의 사고 진행에 따른 변화 추이를 하나의 계산으로 평가함으로써 계산 과정을 단순화시킬 수 있다.

상기의 목적에 부합하는 노심 계산 코드는 열수력적 해석 모델(CETOP, COBRA, TORC Module)과 핵연료/피복관 열적 계산(STRIKIN)을 포함할 필요가 있으므로 열적 여유도 향상을 기하기 위하여 이들 모듈의 결합이 선행되어야 할 것이다.

### (3) 사고 해석 방법론

#### 핵연료 엔탈피 계산

STRIKIN-II 전산 프로그램은 원자로 핵연료봉 내의 열전도와 그 표면에서의 열전달을 모사하는데 사용된다. 또한, 고온 및 평균 핵연료봉에서 반경방향 평균 엔탈피의 계산도 수행한다. 평균 핵연료봉의 시간적 출력 변화는 점 동특성 방정식을 활용하며, 원자로 냉각재 및 핵연료 온도 계수의 모델링이 가능하다. 사고의 진행 과정을 통하여, 축방향 출력 분포는 변하지 않는 것으로 가정되고  $F_q$  변화량을 통하여 제어봉 집합체 이탈 이후의 열출력을 고려한다.

핵연료봉 최대 엔탈피는 핵연료에 축적되는 열과 피복관 표면을 통한 열전달을 고려하는, 에너지 평형에 의해 결정된다. 보수적으로, 최초의 핵연료봉 엔탈피는 반경방향 평균치가 아니라 핵연료봉 중심선에서의 값이 사용된다.

이러한 계산 과정을 끝내면, 최대 핵연료 및 피복관 온도, 최대 핵연료 엔탈피 및 원자로 냉각재 가열 계산을 위한 냉각재로의 시간 종속 열전달량이 평가된다.

## 핵비등 이탈률 및 핵연료 손상 해석 방법론

원자로 노심내의 유동 상태 모사 및 핵연료봉의 핵비등 이탈률을 계산하기 위해서는 CETOP 또는 STRIKIN 전산 프로그램이 사용된다. 어떤 사건이 발생했을 때 핵연료 손상이 발생할 것인가에 대한 결정은 과도 상태 결과와 허용 핵연료 설계 제한치를 비교함으로써 가능하다. 주된 허용 핵연료 설계 제한치에는 침투 선출력 생성률과 최소 핵비등 이탈률이 있다. 만약, 어떤 사건에 대한 핵비등 이탈률이 최소 핵비등 이탈률보다 크면 핵연료 손상이 발생하지 않는 것으로 판단한다.

핵비등 이탈을 겪는 핵연료봉의 갯수를 계산하는 데에는 일반적으로 결정론적 방법이 사용된다. 몇몇 선택된 사건에 대해서는 핵비등 이탈을 겪는 핵연료봉의 갯수를 계산하는데 통계적인 회선법이 사용되며 이는 미국 원자력 규제위원회로부터 승인받았다[4-11]. 두 방법 모두 핵비등 이탈률에 도달한 핵연료봉은 모두 손상된 것으로 보수적으로 가정한다. 결정론적 방법에서는 핵비등 이탈률이 허용 핵연료 설계 제한치 이하로 떨어진 모든 핵연료봉이 손상된 것으로 가정하고, 통계적인 회선법에서는 손상이 생기는 핵연료봉의 수를 좀 더 정확히 예측하기 위하여 주어진 핵비등 이탈률에서 핵비등 이탈 상태에 있을 확률을 이용하여 계산한다. 통계적인 회선법은 신속 트립 제어봉 집합체 이탈 사고 해석에서 사용하며, 결정론적인 방법은 지연 트립의 해석에 이용된다.

## 핵증기 공급 계통 거동 평가 방법론

CESEC 전산 프로그램은 과도 상태 동안의 노심 열속, 온도, 압력 및 밸브 작동 등과 같은 주요 계통 변수들을 계산한다. 핵증기 공급 계통 모사에 내장된 동적 기능들 중에는 경보, 제어, 보호 및 공학적 안전 설비 계통 뿐만 아니라 증성자의 점 동특성, 도플러와 감소재 반응도 궤환, 붕소와 제어봉 집합체 반응도의 영향, 다수 결점 평균 원자로 노심 열수리학, 원자로

냉각재 압력 상승 및 물질 전달, 가압기 안전 밸브의 거동, 증기 발생, 증기 발생기 수위, 터빈 우회 그리고 주증기 안전 밸브 및 터빈 정지 밸브의 거동 등이 있다.

계산 수행 동안에 CESEC 전산 프로그램은 상기한 부속 계통들의 물리적인 모델을 수학적으로 모사한 일련의 방정식에 대한 정상 상태 및 과도 상태의 해를 구한다. 시간에 따라 변화하는 계수를 갖는 비선형인 1차 미분 방정식에 대한 수치적인 동시 적분은 연립 방정식의 해를 구하여 수행된다. 계산 수행중 주요 계통 변수값들은 입력으로 지정된 시간 간격으로 출력된다. 이산화우라늄, 물, 지르칼로이의 열역학적 특성에 대한 방대한 라이브러리가 CESEC 전산 프로그램과 연계되어 있다. 또한, CESEC은 여러 가지 운전 조건에 대한 대칭 및 비대칭적인 발전소의 거동을 모사할 수 있다.

#### (4) 사고 해석 절차

##### 초기 조건 설정

제어봉 집합체 이탈에 대한 핵증기 공급 계통 반응을 분석하기 위하여 주기 초와 주기 말의 특성 조건을 포함하여 노심 입구 온도, 노심 입구 유량, 가압기 압력 및 다양한 축방향 출력 분포 등 광범위한 초기 원자로 상태가 고려된다.

65 % 출력 준위 이상에서는 우선 초기 상태에서 CETOP을 사용하여 출력 운전 제한치에 이르도록 노심의 유량을 줄여서 핵증기 계통 모사시 초기 조건으로 사용한다.

저출력에서는 유용 과출력 여유도가 크므로 출력 운전 제한 조건은 최고 허용 입구 온도, 최저 원자로 냉각재 압력, 최고 초기 반경방향 침투 출력 인자, 노심 상부로 왜곡된 출력 분포, 최저 허용 유량 등이다.

해석되는 모든 경우에 대해, 축방향 출력 분포는 고온 핵연료봉의 엔탈피

가 최대가 되도록 선택된다. 나머지 변수들은 과거의 유사한 발전소의 경험과 민감도 분석을 기초로 선정된다. 이들 변수들은 노심 보호/감시 계통의 출력 운전 제한치에 도달할 때까지 변화시켜서 초기 조건을 결정한다.

### 신속 트립

전체적인 계산 과정은 그림 3.4-5에 보여진 바와 같다. 신속 트립의 경우, 기술 지침서, 기본 운전 계획, 핵설계 자료로부터 선택된 각 변수들 중 가장 보수적인 값을 사용하여 사고 해석이 이루어진다.

핵연료봉 내에 열축적 및 핵비등 이탈을 경험하는 것으로 예상되는 핵연료봉 수는 STRIKIN을 사용하여 계산한다. 제어봉 집합체 이탈 전/후의 봉별 출력 분포 2차원 행렬을 이용하여 핵비등 이탈을 겪는 핵연료봉 갯수를 결정한다. 또한, 보수적으로 핵비등 이탈을 겪게 되면 그 핵연료봉 피복관은 파손된 것으로 간주한다. 만약, 최고 핵연료봉 중심선 엔탈피가 허용치보다 작으면 어떠한 핵연료봉도 핵연료봉 중심의 용융이 발생하지 않는다.

핵비등 이탈을 경험하는 핵연료봉 수는 다음과 같이 계산된다 : STRIKIN 전산 프로그램의 고온 핵연료봉을 포함하는 채널의 유량 인자는 CETOP-D 핵비등 이탈률과 비교하여 STRIKIN 핵비등 이탈률이 보수적으로 평가되도록 조정된다. 더욱 현실적인 계산을 위하여 결정론적 방법보다 통계적 회선법이 선호된다. CE-1 관계식의 개발과 관련된 통계법에 따르면, 핵비등 이탈률이 주어지면 핵비등 이탈을 겪을 확률이 정해진다.

시간별 원자로 냉각재 열축적은 STRIKIN으로부터 계산되고 CESEC을 이용하여 핵증기 계통의 거동 모사가 이루어진다.

### 지연 트립의 경우

전체적인 계산 과정은 그림 3.4-6에 주어진 바와 같다. 서서히 진행되는 사건이므로 핵연료봉 엔탈피, 핵연료봉 및 피복관 온도, 원자로

냉각재 압력 등의 측면에서 신속 트립의 경우와 비교하면 덜 심각한 사고 결과를 가져 온다. 그럼에도 불구하고, 지연 트립이 원자로 운전을 더욱 제한할 가능성이 있는데, 이는 사고 해석 허용 기준이 핵비등 이탈에 기초를 두고 있기 때문이다. 지연 트립은 과도 열수력적 케환 효과의 모사가 중요하므로 CESEC을 이용하여 핵중기 공급 계통 거동을 알아 내고 또한 과도 상태 열수력적 노심 상태 및 열속을 계산한다. CESEC을 사용함으로써 노심 출력-부하 불일치에 의한 원자로 냉각재 온도 상승의 모사가 가능하다. 양의 감속재 온도 계수를 갖는 경우에는 원자로 냉각재 온도 상승은 추가의 노심 출력 상승을 초래한다.

일반적으로는 이탈 제어봉 집합체의 반응도가는 신속 트립으로 이르게 된다. 그러므로, 지연 트립을 해석할 때에는 먼저 가장 나쁜 지연 트립 경우를 유발하는 제어봉 집합체 반응도가와 감속재 온도 계수의 조합을 찾게 된다. 즉, 제어봉 집합체 이탈로 인하여 최초에는 노심 출력이 급상승하나 이후의 추가 노심 출력 상승은 가변 과출력 트립 설정치를 바로 못미치는 경우의 조합이다. 이러한 경우는 궁극적으로는 가압기 고압력 트립으로 사고가 종료되는데, 가변 과출력 트립 설정치는 최초의 출력에 비해 최소 25 % 이상의 출력을 허용하도록 모델이 이루어져야 한다. 감속재 온도 계수는 기술 지침서의 한계치를 사용한다.

CESEC을 이용한 핵중기 공급 계통의 모사로부터 제어봉 집합체 이탈 후의 시간에 따른 핵중기 공급 계통의 열수력적 환경 변화를 알 수 있다. CESEC으로 평가한 열수력적 환경하에서 핵비등 이탈률 계산은 CETOP-D를 이용하여 초기 반경방향 침투 출력 인자의 함수로 계산된다. LINKTOP-CETOP을 이용하여 지정 허용 핵연료 설계 제한치(Specified Acceptable Fuel Design Limit, SAFDL)에 해당하는 최소 핵비등 이탈률을 유발하는 제어봉 집합체 이탈 후의 반경방향 침투 출력 인자를 결정한다. 이렇게 결정된 반경방향 출력 인자보다 큰 반경방향 출력 인자를 갖는 모든 핵연료봉은 파손되는 것으로 간주

하고 ABBFFEC 코드를 이용하여, 그 핵연료봉의 수를 계산한다. ABBFFEC 코드는 최소 핵비등 이탈률의 단순한 비교뿐만 아니라, 핵비등 이탈률의 통계적 정의에 기초를 둔 더욱 복잡한 통계적 회선법의 적용도 수행할 수 있다.

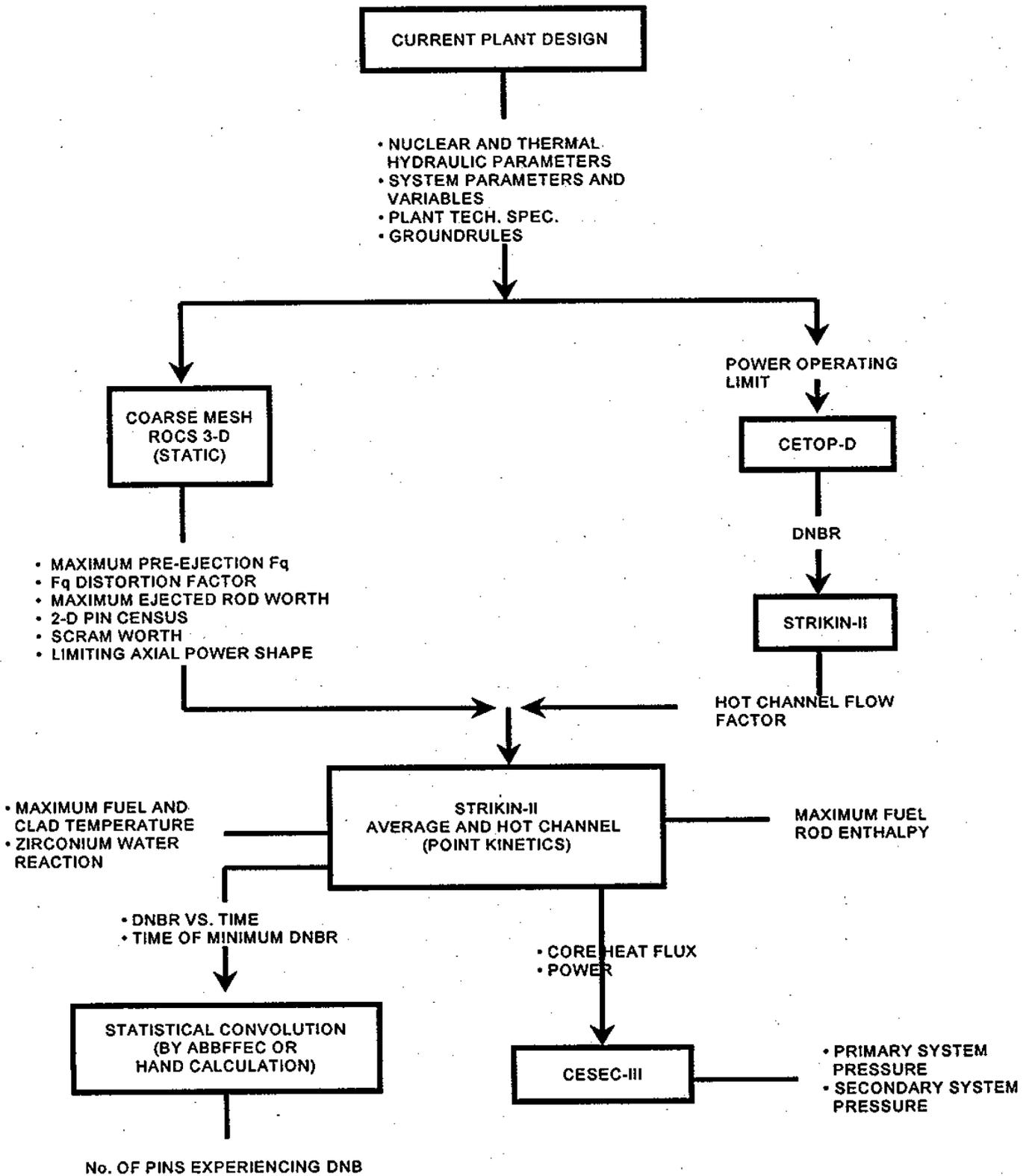


그림 3.4-5 신속 트립 제어봉 집합체 이탈 해석을 위한 ABB-CE 방법론

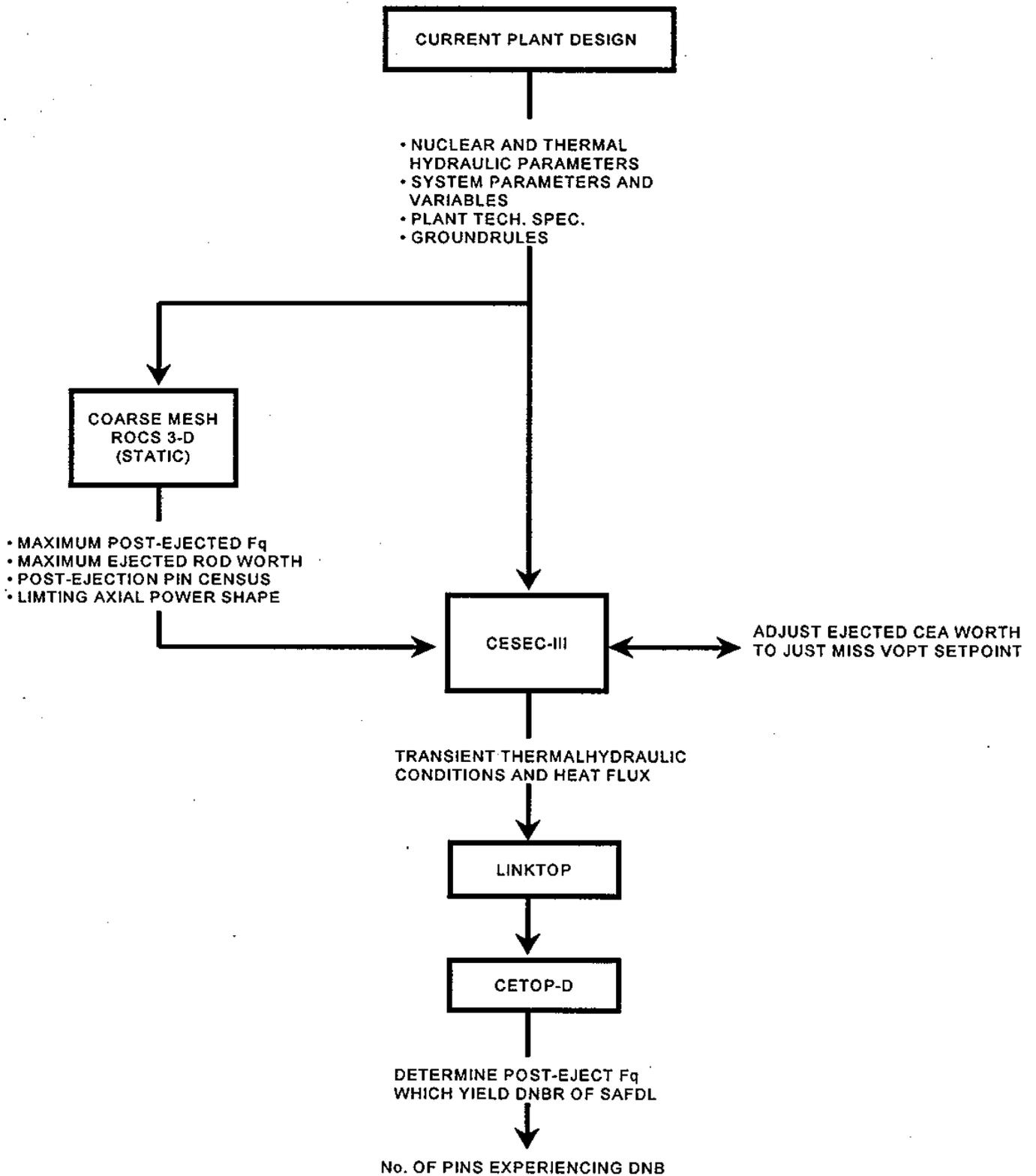


그림 3.4-6 지연 트립 제어봉 집합체 이탈 해석을 위한 ABB-CE 방법론

## 라. 결론 및 논의

상용 노심 설계과 비교하여 SMART의 노심 반응도 관련 사고 해석 측면에서 가장 크게 달리하는 부분은 다음의 몇 가지로 요약될 수 있다.

- (1) 무봉산 운전을 목표로 함으로써 노심 잉여 반응도의 조절은 가연성 흡수체의 초기 배치와 제어봉의 삽입/인출에 의존한다.
- (2) 제어봉 삽입/인출로써 노심 반응도를 조절하므로 출력 준위별 제어봉 삽입 한계는 상용 노심의 출력 운전 제한치로 명시된 것에 비하여 다수의 제어봉이 삽입될 것을 허용해야 한다.
- (3) 상용 노심에서는 제어봉 집합체 이탈/인출 사고 해석을 수행하여 출력 준위별 제어봉 삽입 한계를 설정하는데, SMART에서는 제어봉 집합체 이탈/인출 사고 해석은 삽입 한계의 엄격한 제한을 요구할 것이나, 출력 증가/감발을 기준, 초기 잉여 반응도 억제 등의 필요로 인하여 일정 수준 이상의 제어봉의 삽입을 전출력 운전 중에도 필요로 하게 될 것이다.

제어봉 집합체 이탈 및 제어봉군 인출 사고 외에 노심 반응도 관련 사건들은 제어봉 집합체 낙하, 인지되지 못할 정도의 단일 제어봉 집합체 인출, 부적절한 위치로의 부적절한 핵연료 집합체 장전 등이 있다. 이러한 사건들은 SMART의 경우, 상용 노심에 비하여 그 크기가 작으므로 노심 반사체로의 중성자 누출이 매우 크고 따라서 노심내 출력 분포는 0차의 베셀 함수(Bessel Function)를 따르도록 강력히 드라이브된다. 즉, 이러한 사건들에 의한 사건 발생후 노심 출력 재배치는 기존 상용 노심에 비하여 그 양이 크지 않을 것이고 3차원 침투 출력 인자의 위치도 상용 노심에 비하여 사건 전후로 변할 가능성이 작다고 예상된다. 다만, 노심의 초기 조건이 상용 노심에 비하여 다수의 제어봉군의 삽입을 가정하여야 하고 또한 중성자 스펙트럼이 연하므로

계산된 반응도 변화량은 상용 노심에 비하여 증가할 것이다. 따라서, 제어봉 집합체 이탈 사고 및 제어봉 집합체군 인출 사건을 제외하면 노심 반응도 사고 해석에서 크게 어려움을 초래할 사건은 없으리라고 본다.

따라서, 추후 노심이 확정된 뒤, 노심 반응도 사고 해석은 제어봉 집합체 이탈과 제어봉군 인출의 상세 해석을 통하여 제어봉 삽입 한계의 설정 및 안전 계통 제한 설정치를 제시해야 할 것이다. 적절한 열적 여유도를 확보하고 안전 제한 설정치의 완화를 위하여는 제어봉 집합체 이탈 사고 해석에서 언급한 바와 같이 안전 해석의 보수성을 최소화하도록 3차원 노심 과도 상태 분석 프로그램의 개발과 이를 이용한 설계 방법론 확립이 다음 단계에서 수행될 예정이다.

## 제 5 절 노심 차폐 설계

### 1. 개요

#### 가. 배경

한국원자력연구소에서는 1980년대 중반부터 가압 경수형 및 가압 중수형 원자력 발전소의 설계에 참여하면서 확보한 원자로 설계 기술을 근간으로 동력원 및 해수의 담수화 동력원으로써 이용될 수 있는 SMART 원자로의 개발에 착수하게 되었다. SMART는 열출력이 330 MW이고 거의 모든 계통이 원자로 압력 용기 내부에 배치되는 일체형 원자로 형태이다. 즉 일체형 원자로인 SMART는 현행의 순환형 상용 원자력 발전소의 화학 및 체적 제어 계통이 제거되므로써 냉각재 상실 사고(LOCA)의 가능성이 배제되며, 무봉산 운전도 수반되어야 하는 등 상용 원자력 발전소와는 설계 개념상의 차이가 있다. 따라서, 본 연구에서는 일체형 원자로의 노심 차폐 설계와 관련된 설계 기술 방법론의 정립과 요건의 검토 및 정비를 하는데 그 목적이 있다.

#### 나. 연구 목표 및 내용

방사선 차폐 해석의 수행을 통한 원자로의 안전을 평가하는 것은 원자로의 개발에 있어서 가장 중요한 내용 중의 하나이다. 방사선 차폐 해석을 위해서는 방사선 방호 기준이 설정되어야 한다. 즉, 본 연구의 목표는 SMART 원자로에 적용할 수 있는 ICRP-60[5-1]과 10 CFR 20[5-2]의 검토를 통한 방사선 방호의 목적 및 기준의 설정, SMART 원자로의 방사선 차폐 해석에 필요한 차폐 해석 방법론의 정립, 그리고 현재까지 완성된 원자로 기본 구조[5-3]에 대한 차폐 투과 해석을 수행하는 것이다.

## 2. 방사선 방호 기준

국제방사선방호위원회가 1990년에 ICRP-60을 새로이 발표하였고 미국 연방 정부가 방사선 방호의 기준이 되는 10 CFR 20을 1991년에 개정하므로써 원자력 산업에의 영향은 방사선 방호 측면에서 상당히 클 것으로 예상되고 있다. 원자력 시설의 운전 및 보수 뿐만 아니라 설계시에도 현행 적용하는 기준과는 철학 및 경제성 측면에서 많은 변화가 예상된다. 국내의 원자력법도 새로운 10 CFR 20과 ICRP-60의 권고에 의거 개정이 진행 중인 상태에 있다. 그러므로, 현재 개발이 진행중인 SMART 원자로의 설계시 10 CFR 20과 ICRP-60의 권고 사항을 고려한 방사선 방호 기준의 검토 및 설정이 필요하다.

### 가. 개인 선량 한도

원자로의 운전과 관련하여 종사하는 각 개인은 원자로와 원자로 주변의 기기에서 방출되는 전리 방사선으로부터 합리적인 수준까지 방호되어야 한다. 그러기 위해서는 원자로의 설계 단계부터 ALARA 개념에 입각한 방사선 차폐 설계가 고려되어야 한다. 즉, 여러 가지 차폐 해석시 공간 및 시기에 알맞은 계산 방법을 선택하고 보다 정확한 평가를 위한 개선 노력이 경주되어야 하며 작업 종사자 및 주변 일반인의 피폭이 법에 의해 규정된 선량 한도를 만족하여야 한다. 최근 국내에서도 ICRP-60에서 권고하는 선량 한도를 수용하기로 하고 현재 관련 규정의 개정을 추진중이다.

표 3.5-1에는 ICRP-26[5-4], ICRP-60 및 10 CFR 20에서 권고하는 방사선 작업 종사자 및 일반 주민에 대한 선량 한도를 비교하여 제시하였다. ICRP-60의 권고에 의하면 방사선 작업 종사자에 대한 5년 동안의 연간 피폭 선량을 평균 20 mSv로 제한하고 있다. 이것은 종전의 권고인 ICRP-26의 작업자 연간 선량 한도인 50 mSv의 40 % 수준인데 주요 변화 원인은 ICRP-60에서는 원폭 선량의 재평가로부터 위험 수준의 증가를 고려하였으며 상대적인 발암

예측 모델을 채택하였기 때문이다.

ICRP-60에서 권고하고 있는 일반인에 대한 연간 선량 한도도 1 mSv로서 ICRP-26의 권고치인 5 mSv의 20 %로 감소하였다. 기존 상용 원자력 발전소의 경우는 선량 한도에 관한 설계 여유도가 충분하게 설정되었기 때문에 일반인의 피폭 선량 한도의 감소가 설계에 미치는 영향은 거의 무시할 만하기 때문에 SMART 원자로의 경우도 유사할 것으로 추정된다.

그러나, 1995년 당시의 방사선 방호 기준에 관한 규정에 따라 작성된 설계 요건[5-5]에 제시된 방사선 작업 종사자 및 일반인에 대한 선량 한도는 강화되어야 한다. 즉, 표 3.5-1에 제시된 ICRP-60의 선량 한도의 권고가 수용되도록 설계 요건이 변경되어야 할 것이다.

#### 나. 집단 선량 한도

기존 원자력 발전소에서는 2 man-Sv/unit-yr로 집단 선량의 한도를 설정하고 집단 선량을 ALARA로 유지하도록 하고 있다. SMART 원자로의 경우는 방사선 작업자의 선량 한도 20 mSv를 수용하게 되므로써 집단 선량 한도도 이와 비례하는 수준으로까지 감소되어야 할 것으로 판단된다. 이러한 감소의 경향은 EPRI URD[5-6]에서 설정한 집단 선량 설계 목표치인 1 man-Sv/GWy(e)를 통해서도 파악할 수 있다. 이것은 단순한 수치의 감소만을 의미하는 것은 아니다. 기존에 호기당 제한하던 집단 선량의 개념에서 원자로의 용량을 고려한 연간 집단 선량 한도로의 합리적인 변화를 의미하는 것이다. 즉, SMART 원자로의 경우에도 1 man-Sv/GWy(e)의 집단 선량 한도의 수용이 불가피하며 이를 위해서는 설계 단계에서부터 ALARA 개념이 도입되어야 할 것이다.

#### 다. 노심 차폐 요건 분석

SMART 원자로의 노심 차폐 해석에 필요한 요건을 설정하기

위하여는 1990년에 발표된 ICRP-60과 1991년에 발표된 10 CFR 20의 검토가 필수적이다. 또한 국내에서 운전중이거나 건설중인 원전의 방호 기준으로 이용되고 있는 1957년에 발표된 10 CFR 20과 1977년에 발표된 ICRP-26의 권고 사항과의 비교 또한 필요하다.

### (1) 10 CFR 20 및 ICRP 권고의 변화

1991년에 개정된 10 CFR 20을 1957년의 10 CFR 20과 비교할 때 주요 차이점은 다음과 같다.

- 외부 피폭 중심에서 내외부 피폭의 합인 전체 피폭 선량 당량(TEDE)으로 변화.
- 전신 외부 피폭에 대한 5 mSv에서 TEDE의 1 mSv로 강화.
- 방사선 작업 및 일반 환경에서의 수중 및 공기중 MPC 개념에서 ALI 및 DAC 개념으로 규제 강화.
- 인체내 주요 장기 및 기관에 대해 가중치 적용

1990년에 발표된 ICRP-60은 작업자의 선량 한도를 연간 50 mSv에서 5년간 100 mSv로 강화한 것이 큰 특징이다.

### (2) 10 CFR 20(1991) 및 ICRP-60 반영시의 영향

원자력 발전소의 설계 및 운영에 적용되는 기존의 선량 한도 및 집단 선량 한도에 비해 10 CFR 20(1990)과 ICRP-60의 권고안이 방사선 피폭 제한치를 강화시키는 방향으로 변화되었음을 알 수 있다. 그러나, 10 CFR 20(1991)이 현재 운영중이거나 건설 예정인 원전의 경제성을 염려에 두고 개정된 점을 고려한다면 현재 개발중인 SMART 원자로의 방사선 방호 기준으로써 ICRP-60의 수용은 불가피할 것으로 판단된다. 이를 위해서는 원자로의 개념 설계 단계부터 핵연료 성능 개선을 통한 방사성 핵종의 누출을 감소시키고, 방사성 물질을 함유하고 있는 계통의 설비를 개선하며, 차폐벽의

보강 등을 고려하여야 한다.

SMART 원자로의 노심 차폐 설계 뿐만 아니라 원자로 개발시 고려되어야 할 방사선 방호 기준을 표 3.5-2에 제시하였다.

표 3.5-1 선량 한도 비교

종류		작업종사자 [mSv/yr]	일반인 [mSv/yr]
ICRP-26	• 전신 선량 당량	50	5
	• 장기 선량 당량 (수정체 제외)	500	0.5
	• 수정체	300	-
	• 기타	ALI*, DAC**	-
ICRP-60	• 유효 선량 당량		
	- 5년 평균	20	1
	- 연간 최대	50	-
	• 선량 당량		
	- 수정체	150	15
- 피부	500	50	
- 손, 발	500	-	
10CFR20	• 전 유효 선량 당량	50	1
	• 심층 선량 당량 + 예탁 선량 당량 (수정체 제외)	500	-
	• 수정체 선량 당량	150	-
	• 피부/사지 친층 선량 당량	500	-
	• 기타	ALI, DAC	-

\* ALI(Annual Limit of Intake) : 연간 섭취 한도

\*\* DAC(Derived Air Concentration) : 공기중 유도 농도

표 3.5-2 방사선 방호 기준

분류	방사선 작업 종사자	일반인
• 전 유효 선량 당량[mSv/yr]	20*	1
• 선량 당량[mSv/yr]		
- 수정체	150	15
- 피부	500	50
- 손, 발	500	-
• 집단 선량당량[man-Sv/GWy(e)]	1	-

\* 5년간 평균 20 mSv/y를 유지하되 연간 50 mSv를 초과하여서는 아니된다.

### 3. 노심 차폐 설계 방법론

대용량의 일반 상용 발전소에 대한 방사선 차폐 해석에서 사용되는 이론과 방법론 자체는 중소형 일체형 원자로의 경우에도 그 적용이 거의 유사하다. 다만, 원자로 용량의 변화와 일체형, 그리고 원자로 설치 공간의 특수성을 감안하면 기존의 상용 원자로에 적용하던 방식으로부터 변화가 예상된다. 따라서, 중소형 일체형 원자로의 방사선 차폐 해석을 위해서는 노심을 포함한 원자로 주변 계통의 정확한 이해가 뒷받침되어야 한다.

본 연구의 대상인 SMART 원자로의 경우도 기존의 원전 건설시 차폐 설계에 사용하던 방법과 전산 코드들을 이용하되, 일체형 원자로라는 특수성과 원자로 구조물의 재질의 특이성으로 인해 약간의 변화 내지는 개선의 필요성이 요구된다. 방사선 차폐 해석을 위해서는 원자로나 계통의 핵분열 밀도 분포나 방사선 분포의 계산이 선행되어야 한다. 중성자나 감마선의 방사선 분포는 볼츠만 수송 방정식에 의해 기술된다. 매우 제한적인 경우를 제외한 일반적인 경우에 대해서는 볼츠만 수송 방정식을 풀기 위해 수치 해석적 방법의 이용이 불가피하다. 그러나, 전산 계산 시간과 실제 문제의 모사를 위한 전산기의 용량 문제로 인하여 여러 가지 근사 및 가정 등을 통하여 문제를 해결한다. 따라서, 각 경우에 대해 적절한 해석 방법 및 전산 코드의 이용 등이 세심하게 고려되어야 한다.

원자로에 대한 방사선 차폐 해석은 크게 3가지로 분류할 수 있는데, 차폐 계통 및 원자로 구조물에서의 선원, 선속 및 선량을 평가하는 방사선 물리 해석, 원자로 계통을 순환하는 원자로 냉각재의 선원 및 방사능의 평가, 그리고 핵연료 저장조 및 취급 계통에서의 임계도 해석이다.

원자로 노심은 전체 원자로 계통에서 가장 강력한 방사선 선원이다. 이렇게 강력한 중성자 및 감마선으로부터 종사자나 기기를 보호하기 위하여 효과적인 노심 차폐가 필수적이다. 노심의 차폐는 다른 차폐 설계와 독립적으로

생각할 수 없다. 사실상 노심 차폐의 감쇄 요건은 원자로내의 다른 선원, 특히 냉각재 선원에 의해 전체 차폐 설계의 균형을 맞추도록 결정된다.

원자로의 노심으로부터 압력 용기내의 각 구조물에서의 선속 및 선량 그리고 축적되는 에너지를 평가하기 위해 각 분할 법[5-7], 점 커널 법[5-7], 혹은 몬테칼로 법[5-7]의 전산 코드를 이용하며 경우에 따라서는 해석학적인 방법을 이용할 수도 있다.

원자로의 노심 외에도 노심의 열을 제거하기 위한 냉각재 계통은 무시할 수 없는 큰 방사선 선원이다. 따라서 원자로의 열 수송 기능을 담당하는 냉각재에서 수화학적 현상에 의해 발생하는 방사선 선원 및 방사능의 평가는 작업 종사자의 방사선 방호 및 기기의 건전성 확보 차원에서 매우 중요하다. 방사선 물리 해석 및 방사능 평가를 위한 계산의 흐름도는 그림 3.5-1에 제시하였다.

신연료 및 사용후 핵연료의 저장조 그리고 핵연료 취급 계통에 대한 임계도인 유효 증배 계수는 0.95를 초과하지 않도록 설계되어야 한다. 이를 평가하기 위해서 SCALE 코드 체계[5-8], 즉 각 분할 법 코드인 XSDRNPM[5-9]과 몬테칼로 법 코드인 KENO[5-10]가 이용된다. SCALE 코드 체계는 핵연료의 임계도, 차폐, 그리고 열전달 해석을 수행하기에 편리하도록 개발되었다. 임계도 해석을 위한 계산 체계는 그림 3.5-2에 제시하였다.

SMART 원자로의 노심 차폐 해석에 이용되는 방법 및 전산 코드에 관하여 간단히 소개한다.

#### 가. 각 분할 법

1차원 각 분할 법 전산 코드 ANISN[5-11] 혹은 2차원 각 분할 법 전산 코드 DORT[5-12]를 이용하여 선속, 선량, 그리고 방사선 열 등을 평가하며 필요한 핵 단면적의 균정수는 GIP[5-13] 코드를 이용하여 생산한다.

## 나. 점 커널 법

점 커널 법 코드 QAD[5-14]는 코드 자체가 가지고 있는 누적 인자 및 감쇄 계수를 이용하여 감마 방사선의 투과를 평가하는데 이용된다.

## 다. 몬테칼로 법

몬테칼로 법 코드인 MCNP[5-15]는 선속, 선량, 그리고 방사선 열 등의 평가에 이용되며 핵 단면적 자료로는 MCNP 코드 꾸러미에 포함된 연속 에너지 단면적 자료가 이용된다.

## 라. 기타

원자로 노심으로부터의 핵분열 생성물 재고량, 원자로 냉각재내의 부식 생성물 방사능, 중성자 방사화 생성물의 방사능, 증기 발생기 관으로부터의 침전물 방사능 등을 평가하기 위해 ORIGEN[5-16], RAPK-6[5-17] 코드 혹은 붕괴 사슬 방정식에 의한 해석학적인 방법이 이용된다.

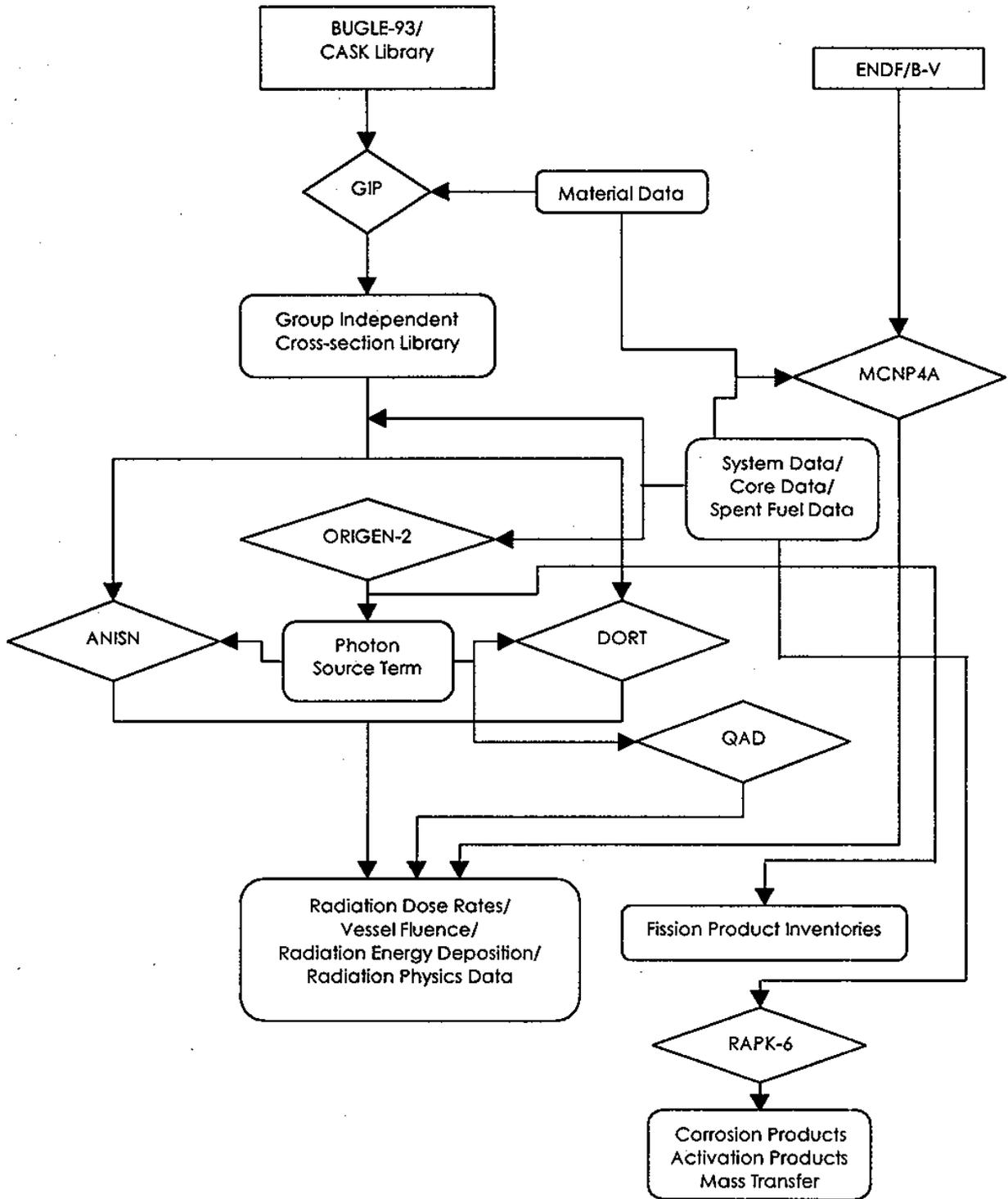


그림 3.5-1 노심 차폐 해석 흐름도 (방사선 물리 해석)

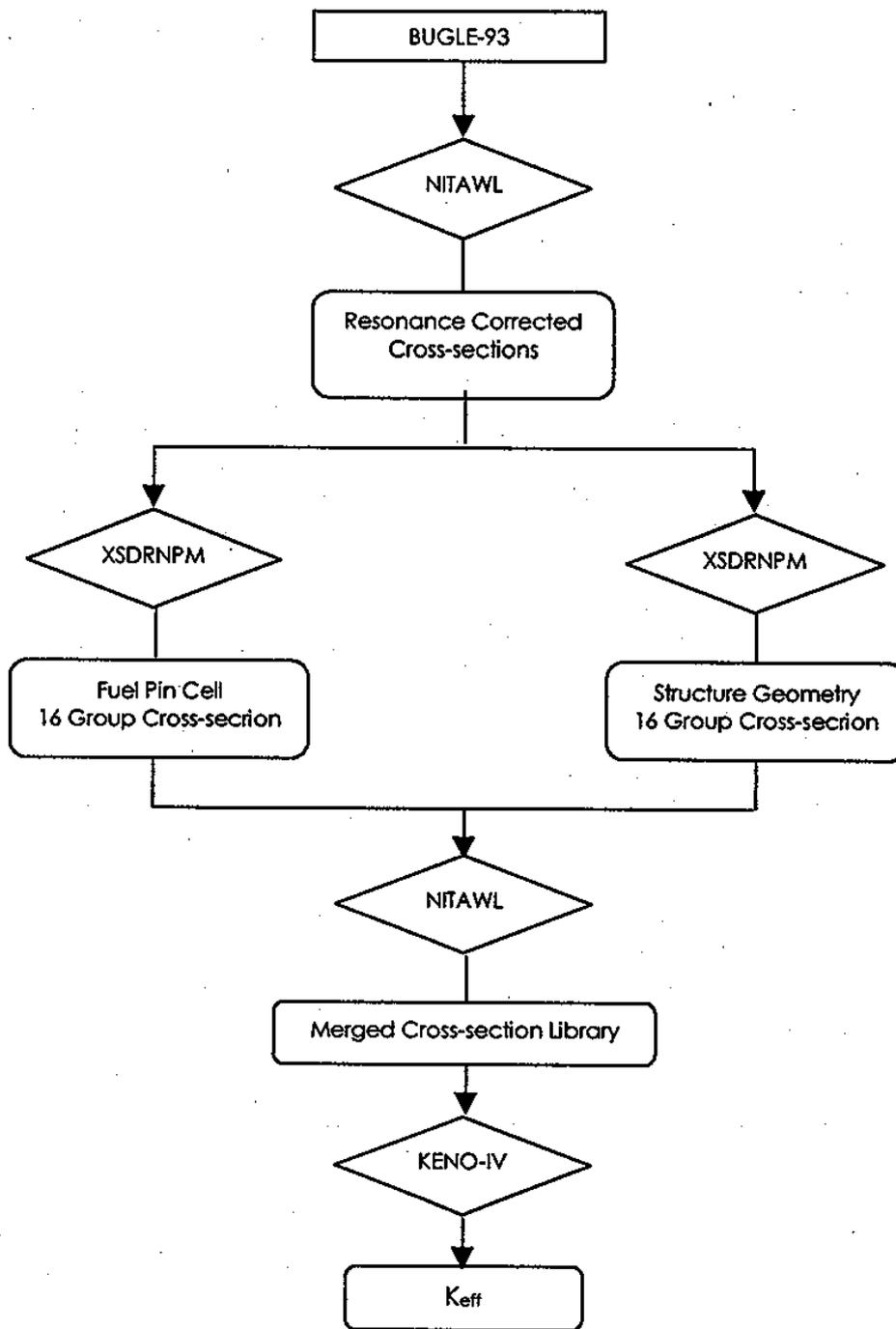


그림 3.5-2 노심 차폐 해석 흐름도 (임계도 해석)

#### 4. SMART 원자로 예비 차폐 해석 (노심 선원항 평가)

SMART 원자로의 전체 구조가 확정되지 않았으나 SMART 원자로의 개념 설계가 타당한지를 점검할 필요가 있기 때문에 원자로 및 원자로 주변 구조의 변경 혹은 개선 전에 예비 차폐 해석을 통한 안전성을 확인하여야 한다. 그러나, 차폐 해석에 필요한 자료를 확보하지 못한 상태이기 때문에 설계 사양서[5-3]에 제시된 자료를 근거로 MCNP 전산 코드를 이용하여 차폐 해석을 수행할 예정이다. MCNP 전산 코드를 이용하여 SMART 원자로의 차폐 해석을 수행하기 위한 방안으로는 각 분할 법에 의한 차폐 해석, 각 분할 법과 몬테칼로 법의 연계 사용 등이 고려될 수 있다. 본 예비 차폐 해석 과정에서는 최근 새롭게 원자로의 차폐 해석에 도입되고 있는 차폐 해석 전과정에 대한 몬테칼로 모사 방법을 고려할 예정이다. 이 방법의 특징은 직접 MCNP 코드에 의해 핵연료 집합체의 열 출력 분포를 계산하고 이것을 차폐 해석의 선원으로 이용하여 다시 MCNP 코드에 의해 노심 외부의 구조물에 대하여 차폐 해석을 수행한다. 기존의 차폐 해석 방식, 즉, 이질적인 수치 해석 방법의 연계 사용 등으로 인해 발생하는 불확실도를 저감시킬 수 있다. 따라서 본 과제에서는 상기 방법의 이용의 전단계로써 MCNP 코드의 사용 타당성을 확인하고자 SMART 원자로의 핵연료 집합체에 대한 핵연료봉 출력 분포 및 중성자 핵분열 증배 계수와 노심 전체에 대한 핵분열 증배 계수를 평가하였다.

##### 가. 기하학적 모델링

SMART 원자로에 대한 몬테칼로 모델을 구성하기 위해 그림 3.5-3과 같은 핵연료 집합체의 구성 요소인 핵연료봉, Gd 핵연료봉, 제어봉 안내관, 노심내 기기관을 실제 크기로 모사하였다. 이러한 구성 요소들은 원통형으로 구성되어 있으며 그 간격이 일정하게 배치되어 있으므로 각 구성 요소에 대한 기본적인 기하 구조를 모델링한 후 반복 기능을 이용하여 핵연료 집합체를 완성한다. 같은 방법에 의해 노심 원통 내부에 핵연료 집합체를

반복적으로 채우는 방법으로 노심 내부의 핵연료를 배치한다.

SMART 원자로의 노심은 그림 3.5-4와 같은 17x17 격자 구조 형태의 핵연료 집합체 57개로 구성되어 있다. 본 방사선 차폐 해석 중 노심 부분에 대한 모델링을 위해 그림 3.5-4의 (a) 및 (b)와 같이 제어봉이 삽입된 경우와 인출된 경우의 두가지 형태를 가정하였다.

노심의 원통을 포함하는 SMART 원자로의 노심 부분에 대한 MCNP 모델은 그림 3.5-5에 제시하였다. 핵연료 집합체와 노심 원통 사이의 구조는 감속재 물 내부에 철 구조물이 삽입된 형태이나 계산의 편리를 위해 철 60. %와 물 40 %로 구성된 혼합 구역과 노심 원통 안쪽의 감속재 구역으로 나누어 모델링을 하였다. 이러한 기하학적 모델링은 각각의 핵연료 집합체와 원자로 전체의 경우 대칭성을 이용하여 최소의 크기로 모델링할 수 있는 1/8 모델을 선택하였다.

#### 나. 구조물 성분의 모델링

MCNP 계산에서 SMART 원자로의 노심을 구성하고 있는 핵연료 집합체의 핵연료봉과 연소 흡수봉, 피복재, 그리고 냉각재의 물질에 대한 성분을 정확하게 입력하는 것은 중요하다. 특히 핵연료봉의 핵분열성 물질의 함유량이 핵반응율과 임계도 평가에 영향을 주기 때문이다. Gd가 포함되거나 포함되지 않은 경우 모두  $U^{235}$ 의 농축도는 5 wt.%이며, Gd가 포함된 경우의 Gd의 구성 비율은 8.17 wt.%이다. 57개의 집합체와 노심 원통 사이의 구조물에 대한 구성 원소, 그리고 원소별 원자수밀도를 표 3.5-1에 제시하였다.

몬테칼로 방법의 특징은 다균 핵단면적과 점 핵단면적을 모두 사용할 수 있는데 점 핵단면적을 사용하면 에너지 사이의 핵단면적을 내삽 처리하여 연속 에너지 핵 단면적을 이용할 수 있다. 즉, 다균 핵단면적의 균 축약 과정에서 발생할 수 있는 불확실성을 낮출 수 있다. 본 연구에서는 핵반응율의 평

가를 위해 ENDF/B-V의 핵단면적 자료를 이용하되 필요시 ENDF/B-VI의 단면적 자료도 이용하였다. 즉, 제어봉으로 사용되는 흡수체의 구성 성분 중  $Dy^{160}$ ,  $Dy^{161}$ ,  $Dy^{162}$ ,  $Dy^{163}$ , 그리고  $Dy^{164}$ 에 관한 핵단면적 자료는 ENDF/B-VI로부터 취한 것이다.

#### 다. 임계도 및 핵연료봉 출력 분포

MCNP에서 핵분열 중성자의 에너지는  $U^{235}$ 의 Watt 핵분열 스펙트럼으로부터 임의 추출하여 중성자 선원을 결정하여 임계도를 평가하는데, 중성자의 충돌, 포획, 궤적 거리에 의하여 유효증배계수를 각각 계산한 후 유효증배계수 사이의 covariance를 이용하여 최종의 유효증배계수를 계산한다. 각각의 핵연료 집합체 및 노심 전체에 대한 유효증배계수는 표 3.5-4에 제시하였다. 제어봉이 인출된 경우 MCNP의 계산 결과와 CASMO-3[5-18]의 계산 결과[5-19]는 거의 유사하게 나타났다. 제어봉이 삽입된 경우 MCNP의 계산에서는  $Dy^{160}$ ,  $Dy^{161}$ ,  $Dy^{162}$ ,  $Dy^{163}$ , 그리고  $Dy^{164}$ 에 관한 핵단면적 자료는 ENDF/B-VI의 자료를 이용할 수 있었으나, CASMO-3의 계산 결과가 없어서 비교할 수 없었다.

임계도 계산 과정에서 핵분열 반응 밀도를 동시에 평가할 수 있는데 궤적 거리에 의해 중성자속을 평가하는 F4 tally를 이용하였고 정규화된 핵분열 밀도를 이용하여 출력 분포를 평가하였다. 각 핵연료 집합체별 출력 분포를 그림 3.5-6에 제시하였다. 임계도의 결과와 마찬가지로 핵연료봉의 출력 분포도 CASMO-3[5-18]의 결과와 유사하였다.

상기와 같은 핵연료 집합체와 노심에 대한 특성 분석 자료로부터 차폐 해석용 선원항으로써 노심 영역에 대한 MCNP 계산 결과의 타당성을 추론할 수 있다. 따라서, MCNP 계산 결과의 mctal 파일 형태의 노심의 출력 분포가 차폐 계산을 위한 선원항 파일로 이용될 수 있다.

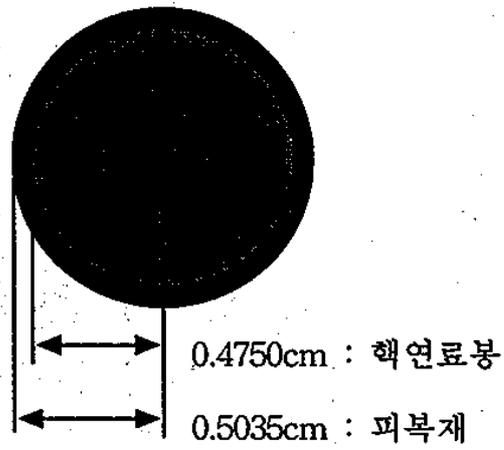
표 3.5-3 SMART 원자로 노심의 재료 및 원소별 원자수밀도

구조	구성 원소	원자수밀도[1/cm-barn]
UO <sub>2</sub> (5 wt.%)	U <sup>235</sup>	1.140e-3
	U <sup>238</sup>	2.142e-2
	O	4.515e-2
UO <sub>2</sub> + Gd	U <sup>235</sup>	1.010e-3
	U <sup>238</sup>	1.897e-2
	O	4.308e-2
	Gd <sup>152</sup>	6.374e-6
	Gd <sup>154</sup>	6.763e-5
	Gd <sup>155</sup>	4.603e-4
	Gd <sup>156</sup>	6.356e-4
	Gd <sup>157</sup>	4.838e-4
	Gd <sup>158</sup>	7.625e-4
Gd <sup>160</sup>	6.630e-4	
Fuel Rod Clad or Guide Thimble	Zr	4.277e-2
	Fe	1.710e-4
	Cr	9.940e-5
	Hf	2.230e-6
	Nb	2.990e-4
	Sn	4.860e-4
Coolant(0.745 g/cc)	H	4.981e-2
	O	2.490e-2
Absorber	Ti	1.207e-2
	O	4.550e-2
	Dy <sup>160</sup>	3.303e-4
	Dy <sup>161</sup>	2.706e-3
	Dy <sup>162</sup>	3.637e-3
	Dy <sup>163</sup>	3.535e-3
	Dy <sup>164</sup>	3.965e-3
Control Rod Clad	Fe	6.060e-2
	Ni	8.540e-3
	Cr	1.570e-2
Air	O	4.536e-5
Corrosion Resistant Steel	Ti	6.720e-4
	Cr	1.590e-2
	Fe	5.640e-2
	Ni	7.830e-3
Coolant (0.78 g/cc)	H	5.215e-2
	O	2.607e-2
60 % Steel + 40 % Water	H	1.990e-2
	O	9.960e-3
	Ti	4.030e-4
	Cr	9.550e-3
	Fe	3.380e-2
	Ni	4.700e-3

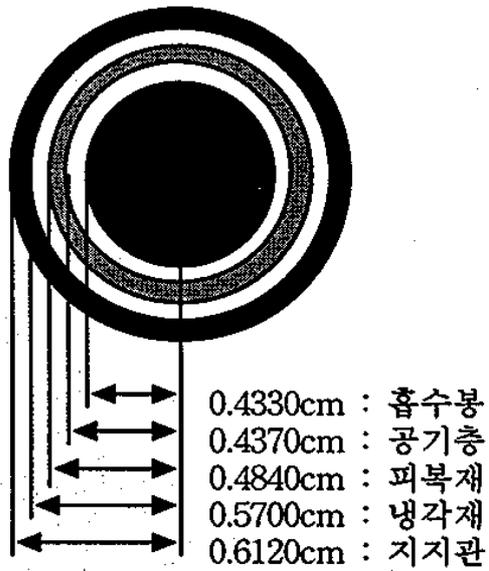
표 3.5-4 중성자 유효증배계수

종류	MCNP	CASMO-3
핵연료집합체 (제어봉 삽입)	0.9146(0.0007)	-
핵연료집합체 (제어봉 인출)	1.1687(0.0007)	1.16570
SMART 노심	1.0255(0.0007)	-

( ) : 표준 편차



A. 핵연료봉



B. 기기 지지관 및 흡수봉

그림 3.5-3 핵연료 집합체 구성물 구조

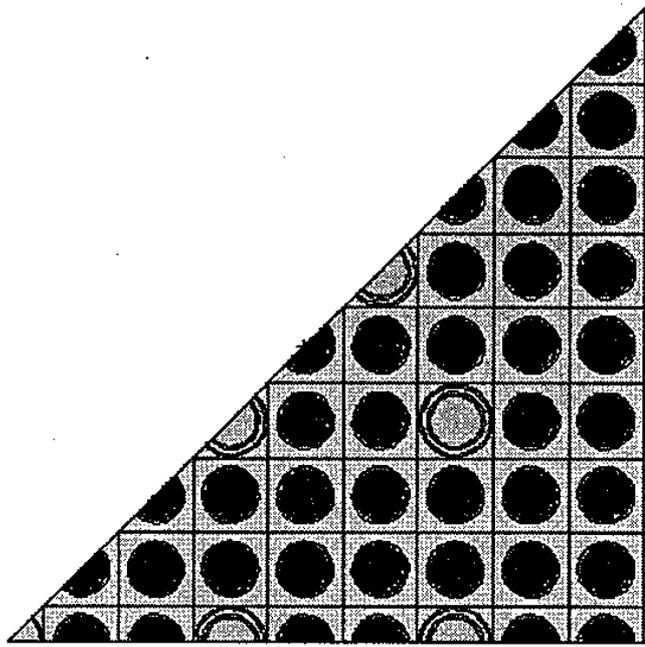


그림 3.5-4 (a) SMART 원자로의 17x17 핵연료 집합체 1/8 모델  
(제어봉 삽입)

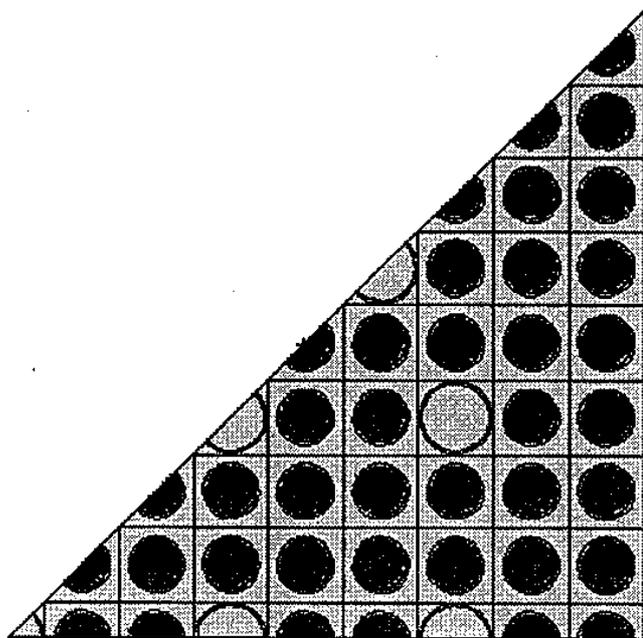


그림 3.5-4 (b) SMART 원자로의 17x17 핵연료 집합체 1/8 모델  
(제어봉 인출)

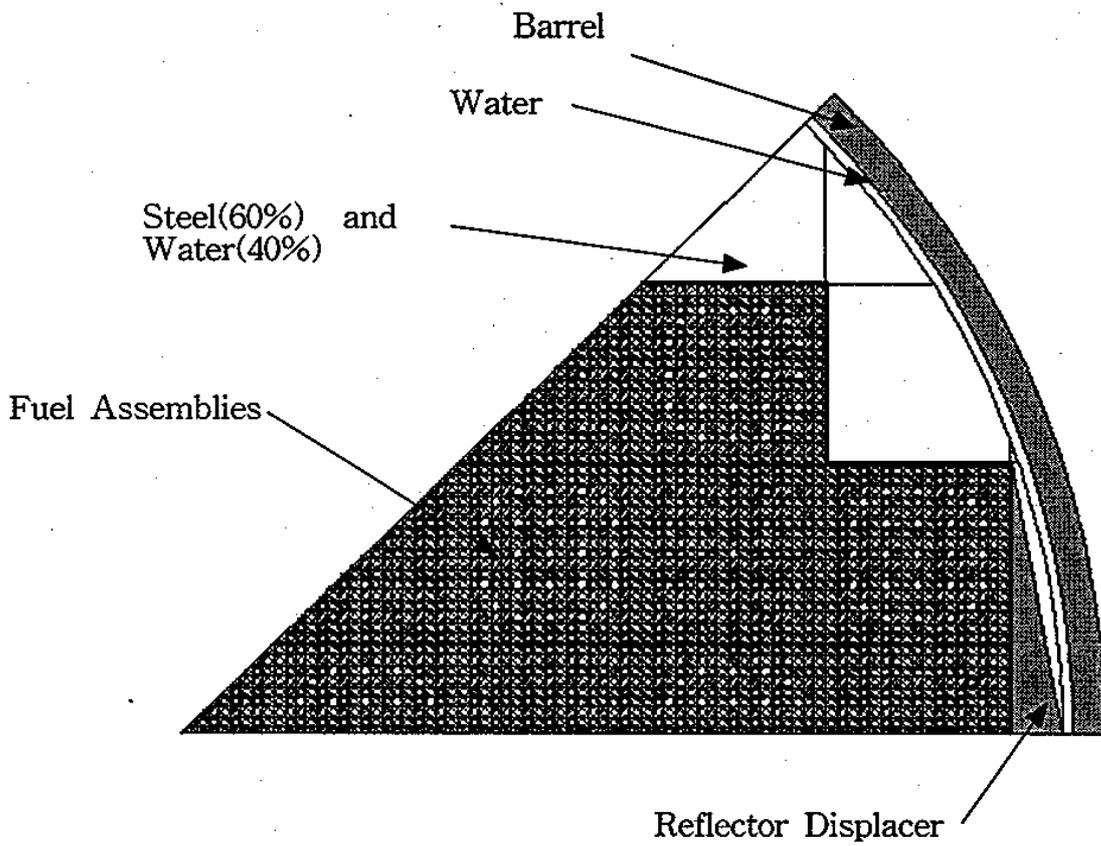


그림 3.5-5 SMART 원자로의 1/8 노심에 대한 MCNP 모델

0.000									
0.000									
1.010	0.991								
1.023	0.982								
0.246	0.917	0.244							
0.248	0.894	0.249							
0.000	1.113	1.097	0.000						
0.000	1.116	1.094	0.000						
1.184	1.103	1.052	1.217	1.211					
1.190	1.106	1.045	1.218	1.226					
1.187	1.054	0.253	1.167	1.262	0.000				
1.193	1.051	0.257	1.154	1.277	0.000				
0.000	1.145	1.136	0.000	1.164	1.103	0.255			
0.000	1.151	1.118	0.000	1.152	1.093	0.259			
0.253	1.044	1.116	1.124	0.253	0.999	1.016	1.094		
0.259	1.040	1.130	1.117	0.259	0.983	1.007	1.110		
1.026	1.092	1.133	1.108	1.027	1.075	1.115	1.162	1.209	
1.026	1.094	1.136	1.108	1.020	1.086	1.132	1.172	1.218	

MCNP  
CASMO3

그림 3.5-6 (a) SMART 원자로 핵연료봉 출력 분포 (제어봉 인출)

0.000									
-									
1.153	1.073								
-	-								
0.280	0.893	0.286							
-	-	-							
0.000	0.898	0.855	0.000						
-	-	-	-						
0.953	0.997	0.936	0.921	0.956					
-	-	-	-	-					
0.964	0.977	0.291	0.868	0.911	0.000				
-	-	-	-	-	-				
0.000	0.953	0.924	0.000	0.905	0.958	0.323			
-	-	-	-	-	-	-			
0.301	1.070	1.129	1.015	0.317	1.163	1.270	1.424		
-	-	-	-	-	-	-	-		
1.202	1.270	1.304	1.269	1.243	1.368	1.461	1.554	1.647	
-	-	-	-	-	-	-	-	-	

MCNP  
-

그림 3.5-6 (b) SMART 원자로 핵연료봉 출력 분포 (제어봉 삽입)

## 5. 결론

SMART 원자로의 차폐 설계를 위해서는 우선 방사선 방호 기준을 설정하는 것이 중요하다. 향후 ICRP-60의 권고에 의거하여 개정중인 원자력 관련 법규에 만족하도록 개인 선량 한도 및 집단 피폭 선량 한도의 개념을 방사선 방호 기준의 기본으로 하는 것은 불가피하다.

SMART 원자로의 노심 차폐 설계에 필요한 차폐 해석 방법론을 검토하고 차폐 해석에 이용될 전산 코드 체계를 설정하였다. 보편적으로 상업용 원자력 발전소의 차폐 설계에 이용되는 전산 코드 체계와 유사하게 계산의 흐름을 구성하였으나 기존 방식의 차폐 설계를 검증할 수 있도록 몬테칼로 수송 코드에 의한 차폐 해석 체계를 추가한 것이 특징이다.

본 과제 수행 당시 입력 자료의 부족으로 기존 설계 방식에 의한 차폐 해석이 불가능하므로 몬테칼로 방법에 의해 SMART 원자로의 노심 차폐 해석중 노심 선원항 평가를 수행하였다. 핵연료 집합체 및 노심 전체에 대한 MCNP 모델링을 수행하고 각각에 대한 임계도 및 핵연료봉 출력 분포를 계산하여 CASMO-3 결과와 비교하여 그 결과가 유사함을 확인하였다. 따라서 본과제에서 수행한 MCNP 계산 결과가 노심 외부에 대한 차폐 계산의 선원항으로 이용될 예정이다.

## 제 6 절 핵연료 집합체 기계 설계

### 1. 개요

SMART는 안전성을 제고하기 위한 방법으로 증기 발생기 및 냉각수 펌프를 압력 용기 안에 가두는 이른바 일체형으로 설계되고 있다. 열과 전기를 동시에 이용하려는 SMART의 목적상 대형 발전용 원자로와 달리 입지 조건이 인구 밀집 지역에 상대적으로 가깝거나, 2차 계통 혹은 3차 계통으로부터의 열을 직접 이용하여야 하므로 안전성 검증의 문제에 많은 노력을 기울이고 있다. 이런 맥락에서 SMART용 핵연료의 설계 기준은 상용 대형 원자로용 핵연료에 비하여 엄격할 수 밖에 없다. SMART는 그 특성상 주기 길이가 대형 원자로에 비하여 상당히 길 수 밖에 없고, 증기 발생기 및 펌프 등도 1차 계통의 냉각수 안에 가두어지며, 실시간으로 동작되는 화학 및 체적 제어 계통(Chemical & Volume Control System: CVCS)이 존재하지 않기 때문에 일단 핵연료가 손상되면 압력 용기 내의 모든 계통이 오염되어 복구에 어려움이 따르게 된다. 따라서 핵연료는 가능한 손상이 극소화되도록 엄격한 설계 기준이 적용되어 개발되어야 한다. 현재 대부분의 일체형 원자로 및 이에 사용되는 핵연료는 기본 또는 개념 설계 중이거나, 일부 상세 설계 단계에 있고, 각각의 나라마다 그 목적의 다양성 때문에 우리가 원하는 형태의 모델을 취하는데 어려움이 있다. 일체형 원자로용 핵연료의 기술 독점권이 중요한 경우에는 고유 모델을 개발하여야 한다. 이 경우 한국원자력 연구소와 KWU사가 공동으로 개발하여 상용으로 성능이 입증된 그림 3.6-1과 같은 국산 핵연료 집합체 (Korean Fuel Assembly: KOFA)를 근간으로 개발하는 것이 가장 바람직하며, 이렇게 하면 추후 겪게 될 인허가 문제를 최소화할 수 있다.

바지선과 같이 원자로의 기초가 육상이 아닌 경우에는 KOFA 연료를 근간으로 한 핵연료 개념 개발은 어려울 것으로 판단된다. 세계적으로 현재 사용

중이거나 개발 중인 비육상용 핵연료는 상용 대형 발전소용 핵연료와는 달리 그림 3.6-2 및 3.6-3과 같이 육각형 형상(혹은 그림 3.6-4와 같이 원형)이거나 각 핵연료 집합체당 수로가 폐쇄되어 있거나, 또는 그림 3.6-5와 같이 연료 형상이 봉이 아닌 판형이다[6-1]. 비육상용 연료가 보통 상용 발전소용 연료와 그 형태가 사뭇 다른 것은 유동에 따른 상당히 큰 기계 구조적 하중을 고려하기 때문이다.

본 절에서는 2항에서 일체형 원자로용 핵연료의 개발 현황을 살펴보고, 3항에서 국산 KOFA 핵연료를 근간으로 하는 SMART용 핵연료의 개발 방향을 논의하고, 4항에서 결론을 맺고자 한다.

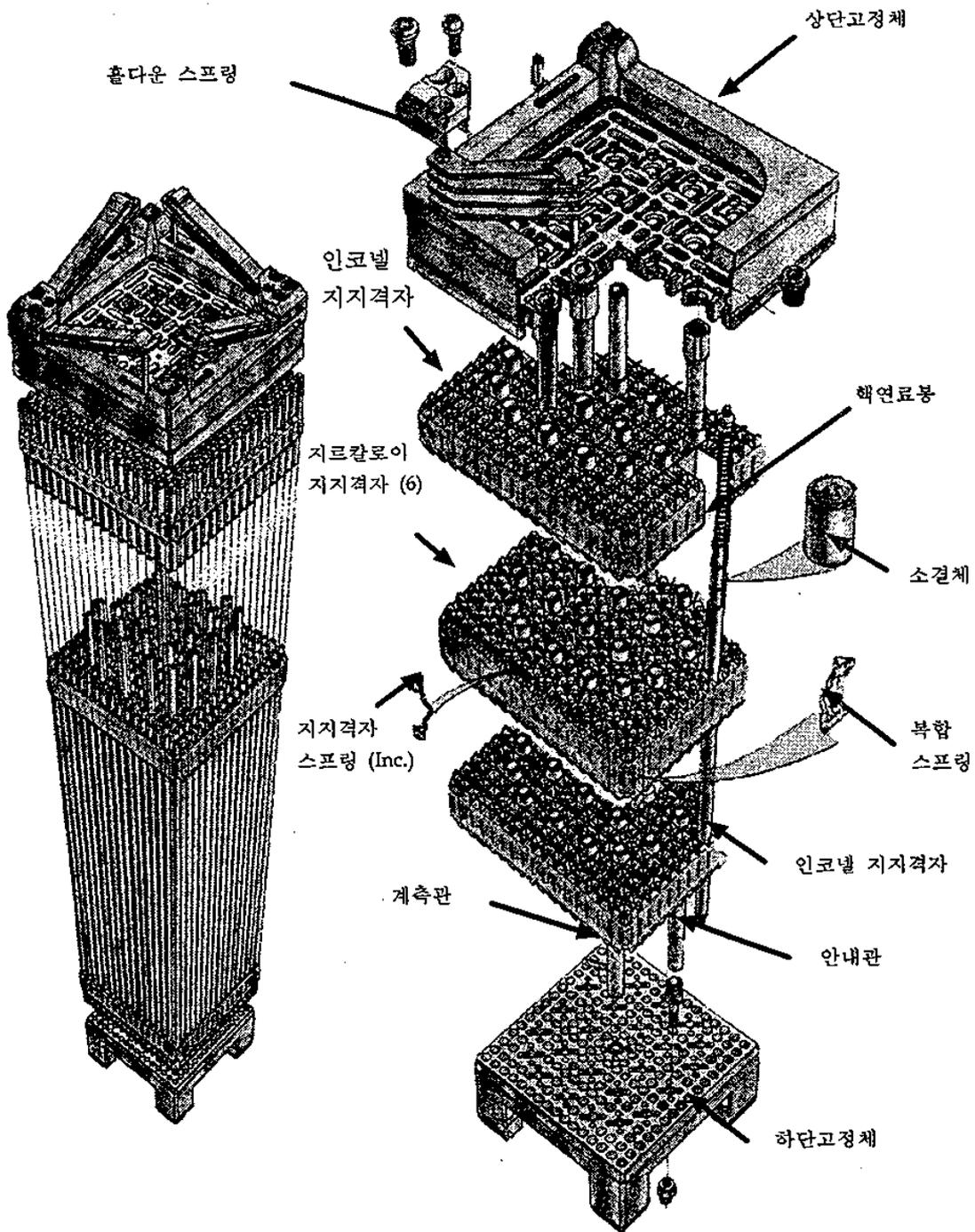


그림 3.6-1 KOFA 17×17형 핵연료 집합체

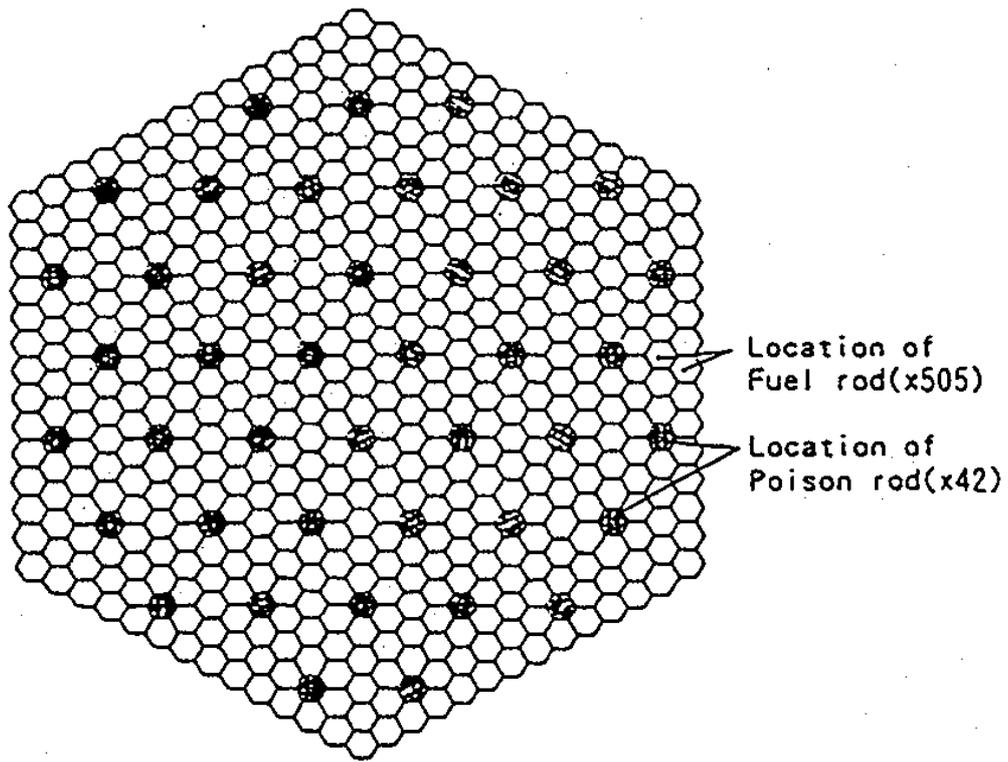
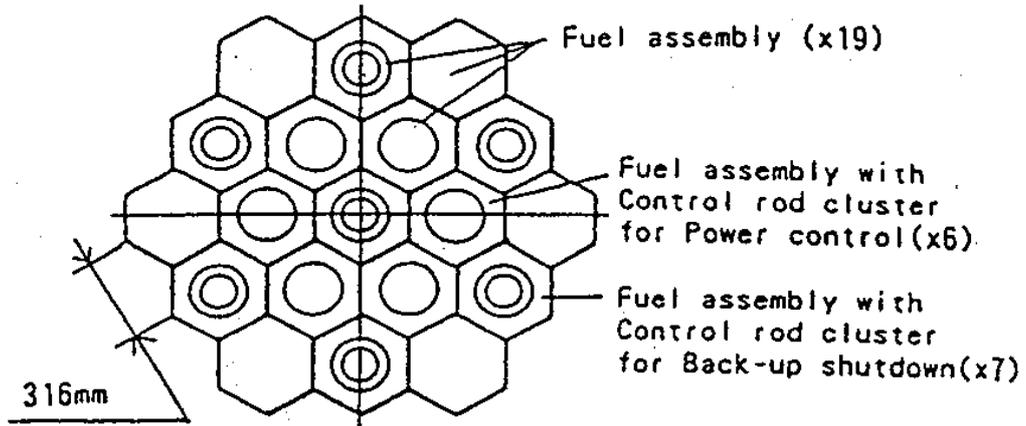
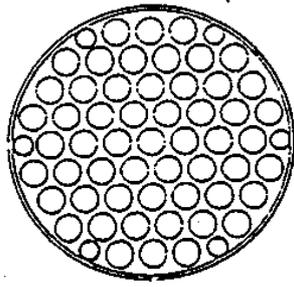
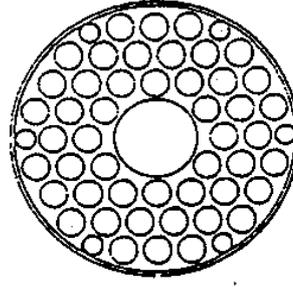


그림 3.6-2 MRX 노심 배치 및 핵연료 집합체 단면도





핵연료 집합체



정지봉이 삽입되는 핵연료 집합체

그림 3.6-4 KLT-40 핵연료 집합체

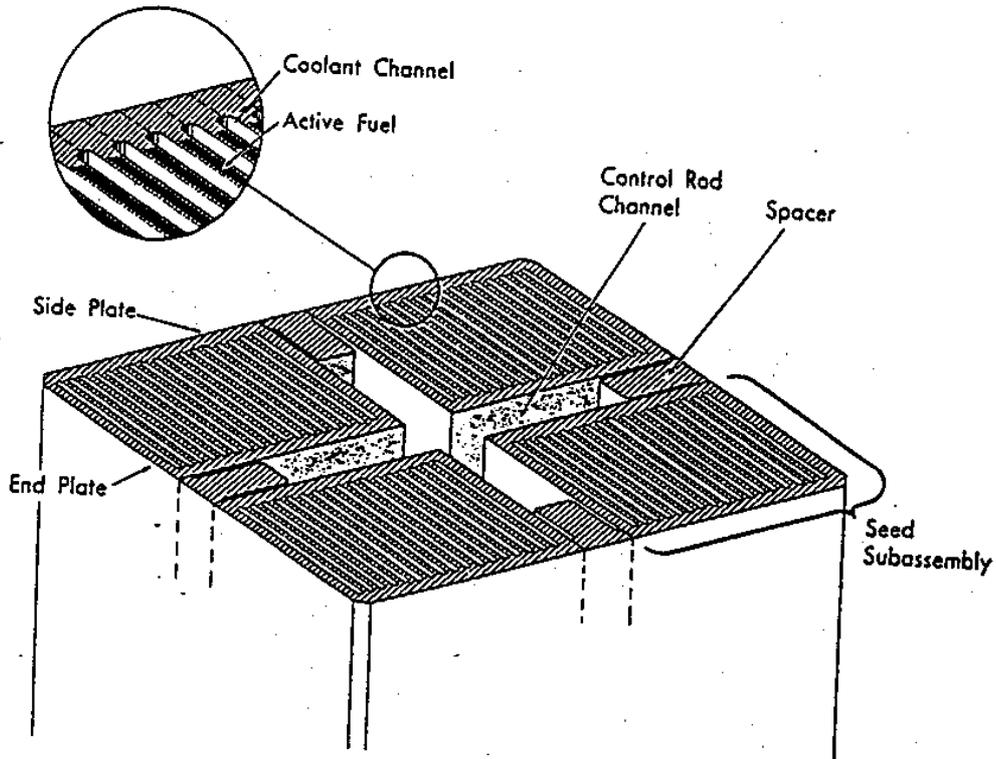


그림 3.6-5 Shippingport 핵연료 집합체 단면도

## 2. 일체형 원자로용 핵연료 개발 현황[6-2]

### 가. 상세 설계 단계의 일체형 원자로용 핵연료

#### (1) AP600

AP600 계통에 영향을 미치는 주요 인자에 대한 광범위한 연구가 수행되었으며 주요 설계 목적(단순성, 비용 절감 그리고 신뢰성)에 미치는 영향도 파악되었다. 설계 결과에 의하면 종래의 2-루프 발전소보다 20 % 더 많은 핵연료, 즉 3.65 m의 유효 핵연료 길이를 갖는 145 개의 17x17 핵연료(Optimized Fuel Assemblies VANTAGE 5 Fuel)를 사용하고 있다. 이 설계는 개발된 저농축 연료 노심 기술(VANTAGE 5H)을 근간으로 한다. 이에 의하여 낮은 출력 밀도 설계(78.8 kW/l)가 되고 따라서 여유도 및 핵연료의 활용도를 제고할 수 있다.

AP600 계통은 또한 발전소 정지와 핵연료 연소 반응 조절에 수용성 붕소와 가연성 흡수체를 이용한다. 부분강 제어봉(16 다발)을 이용하여 출력 조절과 부하 추종 운전을 할 수 있으며 노심은 농축도에 따라 반경 방향으로 3개의 영역으로 구분하여 “음”의 반응도 온도 계수를 갖는다. 핵연료의 농축 영역은 2~4 %이다. 노심은 18~24 개월 주기를 가지며 영역 방출 연소도는 55,000 MWD/MTU (연료는 65,000 MWD/MTU까지 연소가 가능함)이다.

#### (2) QP300

가압 경수로형인 QP300의 원자로심은 유효 연료 길이 2.90 m의 15x15 배열의 121 개 핵연료로 구성되며 노심의 평균 체적 연소 밀도는 70.9 kW/l이다.

노심 반응도는 냉각수에 용해된 화학적 흡수체, 가연성 흡수체 및 제어봉 집합체에 의하여 조절되며 수용성 붕소와 가연성 흡수체는 노심 정지와 연료 연소 반응도 조절에 사용된다. 제어봉 집합체(37다발)는 출력 조절 및 고온

정지에 사용되고 노심은 농축도에 따라 3개의 영역인 2.4 %, 2.67 % 그리고 3.0 %로 구성된다. 노심은 “음”의 온도 반응도 계수를 가지며, 12~16 개월 연소 주기 및 30,000 MWD/MTU의 방출 연소도를 갖는다.

### (3) AST-500

노심 내에는 핵연료의 마주보는 변 사이 길이가 238 mm인 육각형 형상의 121개 핵연료가 장전되며, 각 연료간의 피치는 243 mm로 되어 있다.

한 개의 핵연료 집합체는 외경이 13.6 mm인 지르코늄 합금 피복관 143 개로 구성되며 연료는 2.0 % 농축도의 소결된 이산화우라늄을 사용한다. 노심에는 초기에 총 49 톤의 우라늄이 장전되게 되며, 부분적으로 매 2년마다 신연료로 대체되어 장전된다. 핵연료 집합체는 ‘Chimney’로 둘러 싸여 있으며 자연 대류가 가능하여 효과적인 냉각수 유동 분포를 갖는다.

제어를 위한 수용성 붕소를 사용하지 않으므로 발전 계통이 단순해지며 원자로 자동 조절 특성이 향상된다. 그 대신 가연성 흡수체를 사용하여 초과 반응도를 낮출 수 있으며 이는 기계적으로 운전되는 흡수봉에 의하여 보정된다. 다발 형태의 흡수체로 구성된 반응도 조절을 위한 기계 장치는 반응도 보정, 출력 조절 그리고 비상 보호 등의 기능을 충족시킨다.

### (4) KLT-40

원자로는 241 개의 핵연료 집합체와 원자로심 보호 및 감시 제어체로 구성되며 보호 및 감시 제어체는 감시 혹은 보정을 위한 5 개의 그룹과 비상 보호 그룹 4 개로 구성되어 있다. 각각의 감시 혹은 보정 그룹과 비상 보호 그룹은 서로 다른 별도의 운전에 의해 제어된다. 노심 직경은 1,212 mm이고 높이는 950 mm, 그리고 비출력 밀도는 155 kW/l이다. KLT-40 계통에서 사용되는 핵연료의 구조와 제조 기술은 입증된 것이며, 신

뢰성은 유사 노심에서 장기간 운전에 의해 입증되었다,

핵적 특성과 반응도 제어 장치의 효율은 노심 수명 기간의 어떤 순간도 수용성 붕소 없이 또한 가장 반응도가 큰 제어봉이 상부에 고착된 경우라도 상온 미립계를 보장하도록 되어 있다. 한편 설계 기준 사고를 넘는 경우에 사용하는 액체 흡수체 주입 장치도 갖고 있다.

한편 계통에는 붕산 제어 계통이 없으므로 배열이 단순화되고 원자로는 자동 제어 특성이 향상된다. 대신 가연성 흡수체를 사용하여 기계적인 제어 장치에 의하여 보정되어야 하는 초과 반응도는 감소하도록 설계하였다.

## 나. 기본 설계 단계의 일체형 원자로용 핵연료

### (1) PIUS

원자로 출력은 붕소 함량과 냉각수 온도에 의하여 제어되도록 설계되어 있다. 정상 운전 중에는 원자로 출력을 냉각수 내 붕소의 함량을 조절함으로써 제어하지 않고 대신 “음”의 감속재 온도 계수를 활용하여 조절한다. 따라서 출력 변화는 단순히 급수 유량의 조절 (혹은 증기 유량)에 의하여 이루어진다. 이때 유량의 증가는 원자로로 귀환하는 유체의 온도를 감소시키며 이로부터 감속재인 물의 온도를 낮추고 결국 원자로 출력을 증가시킨다. 이런 절차로써 발전 출력 변화율 20 % 내에서 40 % 출력 범위까지 조절이 가능하다. 그러나 이를 넘는 경우는 가능한 범위 내에서 원자로심 냉각수 출구 온도를 유지하기 위하여 붕소 함량을 조절하여야 한다. 붕소 함량은 출력을 올리기 위하여 증류수를 주입하거나 출력을 감소시키기 위해 고농도 붕산수를 주입하여 조절하는데, 이때 기존 가압 경수로의 경우와 같이 유사량의 냉각수를 빼내야 한다.

피동 안전 개념에 따라 노심과 연료의 효과적인 보호를 위해 주 계통이 재배열되고 정격 전기 출력을 610 MW에서 640 MW까지 생산할 수 있는 PIUS 원자로는 경수를 냉각재로 사용하며 냉각재 압력 9.0 MPa에서 설계 질량 유량 13000 kg/s이 노심을 통해 흐를 때 노심의 입구 및 출구 온도는 각각 260 °C 및 290 °C 이다.

### (2) HR-200

HR-200 원자로심은 96 개의 핵연료와 32 개의 제어봉으로 구성된다. 또한 자연 순환 능력을 향상시키기 위하여 ‘Long Riser’를 노심 상부에 설치한다. 원자로심은 원자로 압력 용기에 의하여 고정되는 격자형 지지구조 상부에 위치한다. 1.9 m 유효 길이의 12x12 배열의 핵연료 집합체는 관 (혹은 박스)내에 담겨져 있으며 십자형의 제어봉 집합체는 네모진 관 사이에

위치한다. 초기 노심에는 1.8 %, 2.4 % 그리고 3.0 % 세 종류의 농축도를 갖는 핵연료를 사용하며 설계 방출 연소도는 30,000 MWD/MTU이다.

원자로의 등가 노심 반경은 2.3 m이며 사용후 핵연료는 등가 반경이 약 1.9 m인 유효 노심 주변의 랙에 보관하도록 되어 있다.

가연성 흡수체로는  $Gd_2O_3$ 를 사용하며 핵연료 연소 반응도를 부분적으로 보정할 목적으로 사용한다. 한편 원자로 정지를 위해서는 수용성 붕소를 활용하며 이것에 의하여 노심 전 수명 기간 동안 “음”의 반응도 온도 계수가 유지될 수 있다.

약 36 kW/l의 낮은 노심 출력 밀도로 인하여 정상 운전이나 사고 운전 조건에서 열적 신뢰도를 얻을 수 있다는 것이 장점이다.

### (3) CAREM

안전성과 경제성을 동시에 만족하는 설계를 하기 위해서는 핵적, 열수력적, 재료 과학적인 인자들이 최적화되어야 한다. 주어진 출력을 기준으로 할 때 경제성 측면에서의 기초 인자들은 초기 농축도와 방출 연소도이다. 한편 원자로 안전성 측면에서 중요한 인자들은 피복관 직경, 피복관 직경과 피치 사이의 비, 흡수봉의 분포 그리고 농축도 차이에 따른 영역 설정 등이다. 이러한 인자들은 각각 독립적이다.

최적 조건은 이런 인자들의 공동 상관 관계의 세밀한 고찰을 통하여 얻을 수 있으며 CAREM에서 확립된 설계 목적에는 다음과 같은 것들이 있다.

- 열출력 : 100 MWt (약 25 MWe)
- 최소 평형 주기 : 최대 출력으로 300일
- 강한 “음”의 반응도 온도 계수
- 최소 연료 농축도
- 원자로 제어에 붕소 사용 배제 (단, 시운전 절차에서는 제외)

- 노심내 균일 가연성 흡수체
- 높은 원자로 열적 여유도
- 낮은 핵연료 중심축 온도
- 빠른 출력 상승 요구에 부응
- 핵연료 집합체에 중성자 흡수봉과 가연성 흡수체의 사용 가능
- 자연 순환을 쉽게 하기 위하여 핵연료 집합체의 유로 차단이 가능한 작용을 것 등

이와 같은 조건을 만족하기 위해 CAREM에서는 핵연료 집합체의 지지 구조, 상, 하부 지지 격자 등의 설계에 이들을 반영하였다.

#### (4) MRX (Marine Reactor X)

MRX에서는 침투 계수를 줄이기 위하여 일부의 핵연료봉을 가연성 흡수체로 대체하였다. 핵연료의 설계는 기 개발된 PWR 기술을 근간으로 하였으며 노심에는 19 개의 육각형 핵연료가 장전된다. 이중 13 개의 핵연료에는 제어봉 집합체가 삽입되는데 그 가운데에서 6 개는 반응도 제어를 위해, 나머지 7 개는 원자로 정지를 위해 사용하도록 설계되었다. 평균출력 밀도는 42 kW/l로서 노심이 열적 신뢰도를 충분히 보유할 수 있도록 상당히 낮다. 핵연료 장전 주기는 4 년이며 핵연료 수명은 8 년이다.

MRX에서 사용되는 핵연료의 주요 설계 특성은 다음과 같다.

- 제일 큰 반응도 제어 능력을 갖는 제어봉 집합체가 노심에서 인출된 상태에서도 수용성 흡수체를 사용하지 않고 미입계를 유지한다.
- 제일 큰 반응도 제어 능력을 갖는 제어봉 집합체가 노심내에 삽입된 상태에서도 조절 가능한 충분한 출력 수준으로 원자로가 운전 가능하여야 한다.
- 주기 말에서 제논 반응도를 증가할 만한 충분한 초과 반응도를 유지한다.
- “음”의 반응도 온도 계수를 유지한다.

제어봉 운전 장치는 제어봉 이탈 사고를 배제하여 안전성을 높였으며, 원자를 조밀화하기 위하여 원자로 압력 용기 내의 상부에 위치하도록 설계하였다.

#### (5) AVB

AVB에서는 열중성자를 근간으로 하는 비균일 노심이 사용된다. 노심은 마주보는 변 사이의 길이가 144.2 mm인 육각 핵연료 55 개로 구성되며 이들은 압력 용기 내 배럴 위에 147.5 mm 피치를 유지하도록 되어 있다.

핵연료는 노심 배럴의 하부판과 상부판에 의해 배열되는데, 이때의 상부 및 하부판은 핵연료의 상단 및 하단 고정체의 안내관에 삽입되는 오리피스 형태를 취하고 있는 것이 특징이다.

#### (6) GAS Turbine Modular Helium Reactor (GT-MHR)

GT-MHR의 개념 중 특이한 것은 고도의 피동 안전을 위한 세라믹 핵연료를 사용한다는 것이다. 이를 위하여 Pyrolytic Carbon과 Silicon Carbide의 복층으로 도포된 핵연료는 핵분열 물질의 유출을 방지하는 소형의 독립적인 압력 용기를 구성한다. 이러한 도포로 가상된 사고 조건에서 발생되는 극한 온도에서도 핵연료의 건전성 및 핵분열 물질 방출 억제력이 높은 능력을 유지할 수 있다.

노심의 유효 영역은 Ring에 의해 배열된 핵연료 블록으로 구성되어 있다. 이때, 노심의 중앙부와 외곽은 핵연료 물질이 없으며 제거가 가능한 반사체 블록으로 구성되어 있다. 노심 집합체는 금속 배럴과 격리되지 않은 원자로 용기에 둘러 싸여 있도록 설계되어 있다.

GT-MHR은 다음과 같은 특성을 갖고 있다.

◎ 헬륨 냉매 : 불활성 단상 헬륨 냉매의 몇 가지 장점은 다음과 같다.

- 냉매 비등 불가
- 확실한 압력 측정
- 펌프 공동 현상 불가
- 헬륨과 연관된 반응도 혹은 부식 효과가 없음
- 냉각수와 핵연료 사이에 잠재적인 화학적, 에너지적 반응 가능성 없음

◎ 흑연 노심

- 고온에서의 흑연 노심의 강도에 의해 노심 손상을 초래할 수 있는 온도와 운전 온도 사이에 넓은 미진 영역을 얻을 수 있다. 더욱이 고열 수용 능력과 낮은 출력 밀도에 의하여 매우 낮은 그리고 예측 가능한 온도 천이의 결과를 얻을 수 있다.

◎ 노심 형상

- 환형 노심 형상, 낮은 노심 출력 밀도 그리고 노심 출력 수준의 선택에 의해 유효 냉각수 순환이 깨진다 할지라도, 또한 냉각수 손실이 있다 할지라도 도포 분자 연료의 건전 한계보다 수백도 낮은 핵연료 온도의 유지가 가능하다.

(7) 모듈식 고온 원자로 (MHTR)

핵분열성의 우라늄은 구형 연료의 형태로 고온 원자로-모듈 (HTR-Module) 내에 존재한다. 각각의 연료는 6 cm의 직경을 가지며, 내부 흑연 구조(Matrix) 내에 대략 11,600 개의 도포된 입자를 포함하고 있다. 이들 도포된 입자의 각각은 약 0.5 mm의 직경을 갖는 이산화우라늄의 연료 커널로 구성되어 있으며, 이것은 파이로카본(Pyrocarbon) 및 탄화규소(SiC)의 층으로 도포되어 있다. 이들 층들은 연료 커널로 둘러 쌓여 있게끔 되어 있어 핵분열 생성물의 방출을 고도로 억제할 수 있다. 하나의 연료는 농축도 7.8 %의  $U^{235}$  갖는 우라늄을 총 7 g 포함하고 있다.

무연료(Fuel-Free), 5 mm 두께의 그라파이트 셸 (Shell)은 대략 5 cm의 직경을 갖는 연료 내부의 연료 완충 영역(Fuel-Bearing Zone) 위에 가압된다. 이

무연료 셀은 예를 들면 장전 시설에 의한 이송 중의 사고 혹은 기타 사고의 결과로 노심 내로 물이 진입하게 될 경우에 발생할 기계적이나 화학적 충격에 의한 입자의 도포 손상을 방지하는 역할을 한다.

정상 운전 중 연료는 대략 850 °C의 최대 온도에 이른다. 많은 가열 실험의 결과는 연료 온도가 약 1,600 °C가 될 때까지 모든 핵분열 생성물이 완전히 도포된 입자 내에서 거의 완전히 갇히게 할 수 있는 능력을 갖고 있음을 보여 주었다. 또한 많은 실험 결과로부터 결함이 있는 도포된 입자의 수가 매우 낮다는 것이 예측되었다. 즉, 정상 운전 중에는  $3 \times 10^5$ 의 도포된 입자의 평균 손상을 가지며, 노심 가열시의 사고에서는  $4 \times 10^5$ 의 평균 손상을 가진다. 이러한 결과로부터 냉매 상실 사고 후에도 낮은 냉매 방사능 준위를 유지할 수 있으며 환경 오염도 낮게 유지할 수 있다.

원자로 압력 용기 내부에 위치하는 원자로 노심에는 약 3 m의 직경을 갖고 약 9.4 m의 평균 높이를 갖는 느슨한 페들 베드(Peddle Bed)에 대략 360,000 개의 구형 연료가 장전된다. 헬륨에 의해 냉각되는 이 노심의 평균 출력 밀도는  $3 \text{ MW/m}^3$ , 그리고 평균 노심 출구 온도는 700 °C로 제한된다.

원자로심의 설계는 다음에 기초한다.

- 모든 사고 및 사고의 조합에서 최대 연료 온도는 노심으로부터 붕괴열의 적극적 제거 없이 대략 1,600 °C를 초과해서는 안된다. 붕괴열은 열 전도, 열 복사, 및 원자로 압력 용기의 밖에 위치한 공동 냉각기(Cavity Coolers)로의 자연 대류에 의해 효과적으로 제거될 수 있다.
- 원자로의 반사체의 구멍으로 흡수체를 낙하시키므로써 완전히 운전 정지시킬 수 있다. 외부 에너지를 사용하여 페들 베드 내로 삼입되는 추가의 운전 정지봉은 필요하지 않다.
- 연료 요소에 장입되는 7 g의 우라늄 양은 사고시 1차 계통으로 유입되는 물에 의해 증가하는 방사능 준위의 상승이 정상 운전 중 모든 제어 흡수

체가 인출되었을 때의 사고에 의한 방사능 준위보다 높지 않도록 하기 위하여 결정된 값이다.

- 모든 반사체의 인출 사고는 단순히 1차 회로 블로워(Blower)를 차단함으로써 제어되며, 여기서 허용 가능한 연료 온도인 대략 1600 °C는 초과하지 않게 된다.
- 가능한 가장 균일한 출력 밀도 분포를 얻기 위해서 구형 연료는 최종 연소도에 이르기 전 대략 15 회 노심 내에 장전된다.

원자로 긴급 정지를 위해서 반사체봉 구동축의 전원 공급이 차단되고, 그래서 봉은 자중에 의해 측면 반사체 구멍의 가장 낮은 위치로 자유 낙하된다. 18 개의 작은 구형 운전 정지 계통은 상온에서 반응도의 증가를 보상해 준다. 10 % 탄화붕소를 갖고 대략 10 mm의 직경을 갖는 흑연구는 운전 정지 기구로 사용된다. 저장 용기에 저장된 이 흑연구는 상부 열적 차폐체 위와 측면 반사체의 위에 위치하며, 요구에 따라 반사체 구멍으로 자유 낙하된다.

핵연료는 재장전 및 인출 설비에 의해 계속해서 노심으로부터 장전되고 인출된다. 핵연료들은 노심에 장전된 후 핵연료 배출관을 통해 제거된다. 건전한 핵연료가 연소도 측정 설비로 이송되는 동안 기하학적으로 변형되거나 파손된 핵연료는 절편 카스켓(Fragment Casket)으로 낙하된다. 이것은 핵연료가 최종 연소도에 도달하기 위해 노심으로 장전될 수 있는지 혹은 방출되어야 하는지를 결정하기 위해서이다. 일일 평균 360 개의 사용후 연료는 외부의 이송 완충 라인을 통하여 핵연료 수송 용기로 이송된다.

1차 회로의 예기치 못한 보수 작업을 쉽게 하기 위해서, 이것은 노심으로부터 모든 핵연료의 인출과 이들을 중간 저장 용기에서 보호하고, 그리고 수리 완료 후 원자로심으로의 복귀를 가능하게 한다.

## 다. 개념 설계 단계의 중소형 핵연료

### (1) BWR-600

독일의 Siemens사에서 개발 중인 BWR-600의 노심은 독일 내의 Kruemmel 원자력 발전소에서 사용되는 것과 같은 840 개의 핵연료 집합체, 205 개의 제어봉을 갖고 있다. 그러나 노심의 유효 높이는 작은 용량임을 감안하여 축소되었다. 원자로의 운전 정지를 위해서 제어봉 구동 장치에 의해 노심 내로 제어봉을 구동시키거나 수력적 계통을 사용하여 모든 제어봉을 급속히 삽입하거나 또는 원자로 냉각수에 붕산을 급속히 주입하는 방법을 사용한다. 붕산액으로 채워진 이 계통의 안전 주입 탱크(Accumulators)들은 제어봉의 급속한 삽입을 위한 긴급 정지 계통의 물탱크의 다중성을 위해서, 또한 한편으로 원자로 냉각수에 붕산액을 주입하므로써 노심에서의 연쇄 반응을 정지시키는 두 가지 수단으로서 이용한다.

### (2) VPBER-600

노심은 VVER-1000과 같은 연료와 연료 격자를 갖는 151 개의 육각형 핵연료 집합체(외곽의 크기 234 mm)로 구성되어 있다. 각각의 핵연료 집합체는 제어 장치의 형태를 갖는 다발로 결합된 탄화붕소의 붕을 포함하고 있다. 135 개 핵연료 집합체의 제어 장치는 전자 기계적 제어 및 보호 계통의 구동축에 연결되어 있다. 평균 출력 밀도 69.4 kW/l에서 노심 높이는 3.53 m이고, 그것의 등가 직경은 3.05 m이다.

노심의 감속된 출력 밀도는 VVER과 비교하여 설계자가 냉각수의 붕산 함량을 감소시킬 수 있으며, 기동, 운전 정지 및 출력 연습을 위한 붕산 농도의 운전적 제어가 가능하다. 연료 연소에 따른 반응도의 느린 보상은 누출 방지가 폐쇄된 정화 및 반응도 제어 계통에서 이온 교환 필터를 통해 제공된다.

### (3) HSBWR

HSBWR의 개념은 다음과 같다.

- (a) 냉각수 재순환을 위해 자연 순환을 채택하므로써 계통의 단순화
- (b) 높은 내진에 근거한 원자로 건물의 표준화
- (c) 자동 감압 계통, 비상 노심 냉각 계통 중 낮은 압력에서 동작하는 안전 주입 탱크 및 잔열 제거를 위한 외부 수조
- (d) 짧은 건설 기간을 위한 鋼으로 구조된 PCV를 채택

한편 HSBWR의 특성은 다음과 같다.

- 부드러운 지반 위의 원자로 건물과 견고한 지반에 건설된 노심 사이의 지진에 대한 공진을 피하기 위한 3.7 m의 짧은 핵연료 집합체(3.1 m의 가열 길이). 이러한 설계 개념은 필요시 테러에 대비한 높은 방어 능력을 갖는 표준 플랜트의 건설이 가능하다.
- 34.2 kW/l의 낮은 체적 출력 밀도, 그리고 23개월의 긴 연속적인 운전 주기
- 강제 재순환 계통 및 증기 분리기가 없는 간단한 내부 구조물
- 어떠한 냉각수 상실 사고시에도 원자로 노심 고립 냉각 계통(Reactor Core Isolation Cooling: RCIC)에 의한 냉각수 주입, 자동 감압 계통 및 0.5~1.0 MPa의 상대적으로 낮은 압력에서 동작하는 안전 주입 탱크에 의해 원자로 압력 용기에 냉각수가 존재하도록 하여 노심의 노출이 없음.
- 사고 후 하루 동안의 억제(suppression) 수조에서 잔열 흡수 및 철강으로 제조된 주 격납 용기를 통하여 3일간 외부 수조로의 열전도에 의해 주 격납 용기로부터 자연적 열 제거, 이것은 운전원에게 회복 기능을 수행할 수 있는 충분한 시간을 제공.
- 원자로 압력 용기를 통한 안전 주입 탱크로부터 냉각수의 공급 및 냉각수로 노심을 회복하기 위해 원자로 압력 용기의 직접 냉각을 통해 원자로 압력 용기가 범람하거나 원자로 압력 용기의 하부 파단 사고에서도 노심 냉각을 유지.

- 추가의 자동 감압 계통 및 반응도를 감소시키기 위해 1~1.5 MPa의 압력에서 비상 주입 탱크에 의한 붕소를 주입한 냉각수에 의한 감압, 그리고 비정지 예상 과도 현상에서의 원자로의 운전 정지 가능.
- 표준화된 간결한 주 격납 용기, 원자로 건물 및 터빈 건물, 그리고 어떤 원자로 현장에서도 동일한 플랜트 배치.
- 예비 운전 및 기동 시험을 포함한 32~36 개월의 짧은 공사 기간 (현장 조건에 의존되는 사항).

#### (4) SPWR

원자로 노심은 199 개의 육각형 핵연료 집합체로 구성되어 있다. 각각의 핵연료 집합체는 가압 경수로에서 입증된 것과 유사한 가연성 흡수체를 갖는 325 개의 연료봉으로 구성되어 있다. 연료봉의 제원 및 성분은 현존하는 가압 경수로와 동일하다. 평균 출력 밀도는 상대적으로 낮은  $65 \text{ MW/m}^3$ 으로 설계되어 있다.

SPWR은 제어봉이 없고 반응도는 노심 고유의 특성 및 심제어봉 의해 제어된다. 강화된 운전 조건에서 1차 냉각수에 자연 붕소 함량은 평형 주기의 주기 초에서는 1000 ppm이고 주기 말에서는 50 ppm으로 되어 있다.

노심의 상부 부분이 좁기 때문에 재장전은 원치, 용기 내 조정기 및 이들의 제어 계통으로 구성된 특수 계통에 의해 수행된다. 이 계통의 설계 연구는 이전의 SPWR 개념에 의해 수행되었으며 가능성이 확인되었다.

#### (5) SIR<sup>TM</sup>

원자로 노심 및 내부 구조물의 설계는 ABB-CE에 의해 잘 증명된 것에 근거한다. 원자로의 운전과 핵연료 재장전은 가연성 흡수체를 적극적으로 사용하므로써 수용성 붕소 없이 수행된다. 이러한 이유로 붕소 농도 제어 등을 위한 화학적 처리 시설이 필요하지 않으며 한편 중준위 액체

방사성 폐기물의 감소에 의한 비용 절감의 효과가 있다.

핵연료 집합체는  $22 \times 22$ 의 핵연료봉 배열을 갖고 있으며 8 개의 큰 제어봉을 갖고 있고 핵연료 집합체 중앙에 제어봉을 위한 안내관과 유사한 직경을 갖는 계측 구멍이 있다. 또한 16군데에는 다음 주기에 사용하는  $Gd_2O_3/Al_2O_3$  흡수체가 삽입될 수 있도록 되어 있다. 각각의 핵연료 집합체는 제어봉 집합체를 포함하고 있어 모든 핵연료봉이 장입된 상태에서 재장전 할 수 있다. 노심의 하부 헤드를 관통하지 않고도 노심의 계측이 가능하다.

65개의 제어봉 구동 장치가 하나의 핵연료 집합체당 하나씩 있다. 이것은 경사를 이루는 구동축에 연결된 두 개의 래치가 조합된 것과 또 래치를 올리 기 위한 것과 경사진 축에 연결하기 위한 것, 그리고 하나의 전자기 코일에 의해 활성화된 표준 ABB-CE System 80 원자로의 것이다. 래치와 구동축은 압력 경계 내에 있으며, 코일들은 외부에 있으므로 건조한 상태가 유지되며 공기에 의해 냉각된다. 시험을 통하여 이들 장치들이 일체형 가압기의 상부에서 발견된 포화 증기 조건에서 운전 중 완벽하게 만족스러운 상태에 있음이 검증되었다. 모든 코일이 비활성화되면 봉들은 그들의 자중에 의해 노심으로 낙하된다.

노심은 출력 밀도  $54 \text{ kW/l}$ 에서 운전한다. 이것은 대략 표준 가압 경수로의 절반이다. 재장전 주기는 매 2년으로 되어 있어 이용성이 좋다는 것이 또 하나의 장점이다.

#### (6) Inherently Safe Immersed System

ISIS의 원자로 노심은 압력 강하를 제한하기 위해 2.92 m로 축소된 유효 길이를 갖는 69 개의 전형적인  $17 \times 17$ 형 가압 경수로 핵연료 집합체로 구성되어 있으며 설계 여유도를 증가시키기 위해 낮은 출력 밀도( $70 \text{ kW/l}$ )를 갖도록 되어 있다. 수용성 붕소 및 가연성 흡수체들이 운전 정지 및 연료 연소에 따른 반응도 제어를 위해 사용된다. 가연성 흡수체가 반응도 제

어의 일부를 담당하므로 수용성 붕소의 농도가 낮아지며 어떠한 운전 조건에서도 “양”이 아닌 감속재 온도 계수를 보장하도록 되어 있다.

ISIS의 연료 취급 및 저장 계통은 재래적이다. 원자로 용기로부터 제거된 사용후 핵연료는 수중에서 임시로 저장된다. 사용후 핵연료 랙은 방사능을 차폐하기 위해 충분한 깊이의 수중에 있는 사용후 핵연료 저장조 내에 위치한다. 이것은 세 개의 원자로 노심까지 저장할 수 있는 용량을 가지고 있다.

#### (7) ATS-150 열병합로

ATS-150 열병합로 노심에 사용되는 핵연료는 238 mm의 폭을 갖고 유효 길이 2.5 m를 갖는 109개의 육각형 핵연료 집합체이다. 노심의 등가 직경은 2.7 m이며 낮은 노심 출력 밀도( $36 \text{ MW/m}^3$ )를 갖고 있다. 전반적인 핵연료 설계는 VVER 핵연료로 잘 개발된 기술에 근거하고 있다.

수용성 붕소는 대체 운전 정지 계통에만 사용된다. 그 대신 낮은 제어봉가를 갖는 36 다발의 제어봉이 출력 조정 및 부하 추종을 위해 사용된다. 연료의 농축도는 3 %이며 노심의 연소도는 32,000 MWD/MTU이다.

노심의 낮은 출력 밀도는 정상 및 비상 운전 조건하에서 낮은 열적 부하를 보증해 주며 선택된 냉각수/우라늄 비는 유효한 연료 주기의 경제성을 제공한다.

노심은 “음”의 온도, 출력 및 기포 반응도 계수들로 인해 자기 조정 및 자기 안정화 특성을 갖고 있다. 또한, 가연성 흡수체를 사용하므로써 과도한 초과 반응도를 기계적 반응도 제어 계통에 의해 보상할 수 있는 수준으로 감소시키고 있다.

핵연료 집합체들 위의 특별한 연통(Chimneys)은 자연 냉각수 순환 조건하에서 노심의 유량이 자체 조절되는 유동 분포를 가능하게 한다.

#### (8) RUTA-20

수조 형태의 원자로를 특징으로 하는 RUTA-20 원자로 계통은 작은 지역의 난방을 위해 설계되고 있다. RUTA-20의 원자로 노심은 1 mm 두께의 지르코늄 케이스로 만들어진 61 개의 육각형 핵연료 집합체로 구성되어 있다. 핵연료 집합체의 단면은 145.5 mm이며 각각의 핵연료 집합체는 핵연료봉을 위해 61 개의 셀을 갖고 있다. 피복관의 외경은 13.6 mm이고 두께는 0.965 mm로 설계되어 있다. 첫 번째 피복관 내부에 두 번째 지르코늄 피복관이 있으며 이 피복관은 10.3 mm의 외경, 0.75 mm의 두께를 갖는다. 피복관 사이의 틈은 실루민으로 채워져 있으며 4 %의 농축도를 갖는 이산화우라늄 소결체 형태의 연료 물질은 두 번째 지르코늄 피복관 내부에 충전되어 있다. 핵연료 집합체 내의 몇몇 핵연료봉은 가연성 흡수체가 충전된 흡수봉으로 대체된다. 몇몇 핵연료 집합체에는 탄화붕소를 포함한 이동 가능한 제어봉이 있다. 노심은 1,850일의 유효 운전 주기를 갖도록 설계되었다. 최대 반응도 여유는 2 %이고, 신연료의 평균 연소도는 23,000 MWD/MTU이다. 전 출력 운전시 % 출력 변화당  $-1.1 \times 10^{-4}$ 까지의 출력 계수를 가지며  $-2.5 \times 10^{-3}$ 까지의 반응도 기포 계수를 갖는다.

#### (9) 저출력 NP SAKHA-92

노심은 슈라우드가 없는 55개의 핵연료 집합체(외곽 크기는 101.5 mm)로 구성되어 있다. 노심의 높이, 직경 및 평균 출력 밀도는 각각 800 mm, 860 mm 및 17.1 kW/l이다. 한편 노심은 원자로의 재장전 없이 20~25 년간 계속해서 운전이 가능토록 설계되었다.

주된 설계 특성으로는 제어봉의 조정이 없이도 출력이 자체 조절되도록 되어 있고 따라서 부하 추종 운전이 가능하며, 사고시 자동 운전 정지가 가능토록 되어 있다. 피동형 잔열 제거 계통이며 원자로 가동 및 정지를 위해 외부의 전원이 필요 없도록 되어 있다. 원자로 총 수명 기간동안 단 한차례의 초기 핵연료 장전이 있을 뿐이며 따라서 재장전을 위한 복잡한 장치가 전혀 필요 없도록 설계되었다.

## (10) Modular Double Pool Reactor (MDPR)

모듈형의 원자로 계통을 설계하는 가장 큰 목적은 건설 비용 및 기간이 경수로형 원자로와 비교할 때 경쟁력이 있으며 고속 증식로를 조기에 실현시킬 수 있는 데에 기여할 안전 계통을 설계한다는 것이다. MDPR의 노심은 금속 연료의 특성 및 작은 크기의 노심에 근거한 피동형 운전 정지 능력을 갖도록 설계되었다. 균질한 노심을 사용함으로써 노심의 반경을 작게 하였으며, 이것은 원자로 용기의 크기에 지대한 영향을 미친다. 노심은 구동 집합체, 블랭킷 집합체, 차폐 집합체, 제어봉 및 사용후 연료를 위한 용기 내 저장 용기로 구성되어 있다.

## (11) 4S

4S는 “Super Safe, Small and Simple”의 첫 글자를 취한 것으로서 작은 소듐 냉각 고속 증식로이다. 이 계통의 설계 목적은 전 세계적인 에너지원에 대한 고려, 즉 우라늄 자원 이용의 극대화를 겨냥하고 있다. 4S는 제어봉 및 그 구동 장치 대신 연소 제어 계통을 채택하고 있다. 환형 반사체의 연직 방향 구동을 통하여 얻어지는 연소 제어는 제어봉 및 그 구동 장치가 필요 없도록 하였다. 이 반사체를 포함한 노심 등가 직경이 90 cm보다 작도록 하였으며 반사체의 길이를 1.5 m로 제한하였다. 이로부터 “음”의 기포 반응도 및 재장전 주기 10년이라는 요구 조건을 만족시킨다. 노심의 유효 길이는 4 m이며 등가 지름은 83 cm로 설계되어 있다.

핵연료의 재장전 주기는 10년이며 총 18개의 노심 하부 집합체는 매 10년 주기로 교체된다. 이때, 우선 중성자 흡수체가 인출되고, 작은 데크가 제거된다. 이것들은 원자로 건물의 보수조에 저장된다. 핵연료 집합체들은 연료 교환 장비를 사용하여 노심으로부터 인출된다. 핵연료 집합체들은 용이하게 인출되고 장전되며 노심으로부터 인출된 집합체들은 보수조에 있는 저장 용기에 넣은 후 저장 용기 내부를 헬륨 가스로 충전한다.

제어봉 없이 노심 연소도를 제어하여 10년 동안 재장전하지 않으며 노심 제어 장치 없이 부하 추종을 특징으로 한다.

### 3. 국산 KOFA 핵연료를 근간으로 하는 SMART용 핵연료

#### 가. 코발트 60을 줄이기 위한 방안

일체형 원자로 SMART는 안전성의 제고 및 설비 단순화를 위하여 증기 발생기 및 펌프 등이 원자로 용기 내에 설치되게 된다. 또한 SMART에서는 설비 단순화를 위하여 냉각수 정화 계통이 원자로 운전중 지속적으로 작동되지 않고 재장전시 작동되도록 계통 설계 개념을 개발중에 있다. 이에 따라 냉각수 내 방사선원항이 방사선 방호에서 중요한 문제점이 될 수도 있다. 현재까지의 연구에 의하면 핵연료의 손상 없이도 자연적으로 계통을 오염시킬 수 있는 물질의 제일 원인으로 코발트 60을 꼽고 있다. 이 물질은 핵연료 구조재 및 스프링 재료로 사용하는 Inconel 718에 불순물로 함유되어 있다가 냉각수로 용해되어 나오는 것이 주요 경로이다. 이런 이유로 코발트 60의 양을 줄이기 위한 방법이 다각도로 모색되고 있다. 코발트 60을 줄이기 위하여 현재 고려 중인 방안은 다음과 같이 세 가지를 꼽을 수 있다.

첫째, 핵연료의 Inconel 718 사용량을 줄이는 방안,

둘째, Inconel 718을 대체 물질로 교체하는 방안,

셋째, Inconel 718의 불순물 중 코발트 60의 양을 낮추는 방안 등이다.

KOFA 연료의 재료 시방서에서 규제하는 코발트 60의 양을 부품별로 보면 표 3.6-1과 같아서 핵연료 집합체당 3.757 g이 된다. 이 중 코발트 양의 대부분을 차지하는 홀다운 스프링에 대하여는 SUS 304나 Zr-Nb 합금으로 대체하는 방법을 검토하고 있다. Zr-Nb 합금에 대하여는 상용 재료와 열처리한 재료를 선정하여 실험으로 적합성을 검증하여야 한다. 지지 격자체에 사용되는 Inconel 718도 Zr-Nb 합금으로 대체하는 방안을 고려 중이나 강도 측면에서 불리하므로 Zr-Nb계 합금 개발 및 열처리 방법 등의 개발도 고려하고 있다.

#### 나. 상단 고정체 개발

상단 고정체의 개발에는 크게 두 가지 사항이 고려되어야 한다. 그 첫째는 앞서 언급한 홀다운 스프링의 설계이다. Inconel 718을 대체할 재료가 선정되면 스프링 판의 개수 및 형상을 결정하는 강도 측면에서의 부품 설계가 이루어져야 한다. 그 둘째는 유로판의 형상을 결정하여야 한다. 노내 계측기가 핵연료의 상부 쪽에서 삽입되기로 결정되면 유로판의 형상은 KOFA와 상당히 달라지게 될 것이다. 이 경우 기계 강도 설계 관점 및 열수력 설계 관점에서의 면밀한 검토가 이루어져야 한다. 기타의 부품은 KOFA를 준용한 설계가 가능하다고 판단된다.

#### 다. 하단 고정체 개발

하단 고정체의 모델 선택은 상단 고정체에 비하여 한층 유연하다. 하단 고정체에 대한 연구는 비교적 활발히 진행되어 여러 권의 보고서 및 논문이 발표되었고 이물질 여과 기능을 갖춘 하단 고정체에 대한 자체 특허도 가지고 있다. KOFA에 있는 하단 고정체를 그대로 사용할 수도 있으나, 최근에 개발되고 있는 이물질 여과 기능을 갖춘 신 모델을 사용하는 것이 바람직해 보인다. 이물질 여과 하단 고정체 개발에 대한 보고서[6-6,6-7]에 의하면 KWU社의 FOCUS 연료의 체(Sieve)형 하단 고정체를 최적으로 평가하였다. FOCUS는 이미 그 성능이 입증된 상용품으로 인,허가에 문제가 없으나 특허료를 지불해야하는 부담이 있다. 최근에 SPC에서 개발한 HTP(High Thermal Performance)연료의 하단 고정체도 같은 맥락의 대안이다. 반면 KAERI에서 특허권을 가지고 있는 이물질 여과 방법은 주조에 의하여 그 성능이 좌우되기 때문에 품질 보증 측면에서 어려움이 예상된다. 하지만 현재까지의 경험에 의하면 국내 발전소는 미국 등 외국에 비하여 이물질 유입에 의한 손상 가능성이 현저히 적기 때문에 여러 측면에서 KAERI가 특허를 갖고 있는 이물질 여과 하단 고정체를 개선하여 사용하는 것이 최적의 방법이나 앞서 설명한 상용품을 사용할 때에 비하여 추가의 개발이 필요하다.

#### 라. 지지 격자체 개발

KOFA 연료는 Inconel 718을 많이 사용하고 있다. 지지 격자체 개발에 있어서도 가능한 Inconel 718의 사용을 제한하여야 하기 때문에 지지 격자체 개발 방향은 크게 네 가지로 대별된다.

첫째, 전체 지지 격자체의 형상을 KOFA와 같도록 하고 Inconel 718이 사용되는 부분에 대해 SUS 304로 대체하는 방법이다. 지지 격자체의 스프링 부분에 주로 Inconel 718이 사용되므로 스프링으로서의 성능을 입증하기 위해 노내 조사 시험을 포함하는 여러 기계적 시험이 뒤따라야 한다.

둘째, KOFA는 최상단 및 최하단 지지 격자체로 Inconel을 사용하는 바 이를 지르칼로이로 대체하고 스프링 부분만은 중간 지지 격자체와 같이 Inconel을 사용하는 방안이 있다. 이렇게 하면 연료봉 지지 측면에서는 성능이 입증된 Inconel을 사용하고 Inconel 재료의 대부분을 점하는 구조재료의 Inconel 양을 단일 핵연료 집합체당 약 1,298 g을 줄일 수 있다. 이 경우에는 연료봉 지지 방법이 KOFA와 같을 수는 없기 때문에 추가로 지지 조건의 변화를 주어야 한다고 판단된다. 예를 들어 연료봉의 하단을 하단 고정체에 밀착시키는 방법을 개발하여 채택하던지 핵연료 집합체당 지지 격자체의 수를 늘리는 방법을 고려할 필요가 있다.

셋째, 지지 격자체 자체를 개발하는 방안이 있다. 현재와 같은 무한 기술 경쟁 시기에 여러 세계 선진 핵연료 공급자들이 기술 이전을 꺼리고 있는 핵연료 부품 중에 가장 기술 집약적인 지지 격자체를 자체 개발하여 사용하는 것이 최상의 방법이라 판단된다. 현재 이에 대한 몇 가지가 제안되고 있는 시점이라 자체 개발도 가능하리라 판단되나, 장기간의 개발 기간이 필요할 수도 있다.

넷째, 핵연료 공급자들이 개발한 지지 격자체중에서 최적의 것을 선정하여 수입해 사용하는 방안이 있다. 이 방법은 개발의 난점을 완전히 불식하는 방법이나 개발품에 대한 기술 소유권에 대한 분쟁의 소지가 있을 수 있다.

현재까지의 결론은 상기한 네 가지 가능성 중 어느 한 가지도 배제할 수 없다는 것이며, 앞으로 일정 기간 동안 계속 가능한 최적의 방법을 모색하기 위한 노력이 수반되어야 할 것이다.

마. 안내관 및 계측관

안내관 및 계측관의 설계는 KOFA 연료를 준용하는데 아무런 문제가 없는 부품으로 판단된다.

표 3.6-1 재료·시방서의 부품별 코발트 함량 제한치

부품	코발트 제한량 (wt %)	Inconel 718 무게 (g) / FA	코발트 양(g)
홀다운 스프링	최대 0.2 [3]	1354	2.708
홀다운 스프링 나사	최대 0.1 [4]	161.2	0.161
지지 격자	최대 0.05 [5]	1775.6	0.888
합계	-	3290.8	3.757

#### 4. 결론

SMART는 그 특성상 노심 주기 길이가 대형 원자로에 비하여 길고, 실시간 운전되는 화학 및 체적 제어 계통이 존재하지 않으며, 증기 발생기 및 냉각수 펌프 등이 1차 계통의 냉각수 안에 가두어지므로 핵연료는 가능한 손상 방지를 위하여 엄격한 설계 기준이 적용되어야 한다. 일체형 원자로용 핵연료는 현재 세계 여러 선진 국가에서 개발 중에 있고 각각의 나라마다 그 활용 목적의 다양성 때문에 우리 실정에 맞는 최적의 모델을 채택하는 것이 쉽지는 않다. 성능 검증 측면과 인,허가 측면, 그리고 기술 독점권 소유 측면을 고려할 때 SMART에 장전될 핵연료는 한국원자력연구소와 KWU사가 공동 개발하여 상용화한 KOFA 연료 등과 같이 한국원자력연구소가 기술 소유권을 갖고 있는 핵연료를 근간으로 개발하는 것이 가장 적절한 방법으로 판단된다. 이렇게 하더라도 몇 가지 부품은 새로운 개발이 필요하다. 왜냐하면 일체형 원자로의 독특한 설계 개념 - 예를 들어 노내 계측기가 핵연료의 상부에서 삽입되고 제어봉의 개수 및 형상이 KOFA와 달라지며, 대형 상용 발전소의 핵연료보다 설계 기준이 보다 엄격해야 하는 등 - 과 최근에 개발된 이물질 여과 장치의 채택 및 홀다운 스프링과 지지 격자체에 Inconel 718의 사용을 억제하기 위한 새로운 대안 제시 등이 필수적으로 수반될 것이기 때문이다. 핵연료 부품의 재질 중 Inconel 718을 대체할 새로운 재료로 SUS 304 혹은 Zr-Nb 합금의 사용 가능성 여부는 앞으로 계속 연구되어질 것이다.

한편, 바지선과 같이 일체형 원자로의 기초가 육상이 아닌 해상인 경우에 KOFA를 근간으로 핵연료를 개발하기는 사실상 불가능해 보인다. 단적인 예로 현재 경수형 대형 발전소의 내진 해석을 위한 설계 기준은 0.2 g 이고 차세대 원자로인 경우 그 목표를 0.3 g 로 하고 있으나, 해상인 경우 6~8 g를 수용해야 한다고 알려져 있기 때문이다. 그 외 설계 방법론의 새로운 개발 등이 추가로 필요하다. 현재 세계적으로 개발중인 비육상용 핵연료는 그 형

상이 육각형 혹은 원형이고 핵연료 집합체의 유로가 폐쇄되어 있거나 연료 형상이 판형이다. 상용 대형 발전소용 핵연료와 다른 이런 점들은 유동에 따른 보강된 기계 구조적 설계를 고려한 결과로 판단된다.

## 제 7 절 핵연료봉 설계

### 1. 중소형 원자로용 핵연료 현황

중소형 원자로는 대형 원자로와 비교하여 원자로의 안전성을 향상시키거나 중소형의 용량이 필요한 특정 목적의 원자로로 활용되고 있다. 표 3.7-1은 현재 세계에서 운전 중이거나 개발 중인 중소형 원자로의 특성을 핵연료 설계 관점에서 요약 정리한 것이다[7-1]. 핵연료의 설계시 고려되어야 하는 원자로의 운전 조건들로는 핵연료 출력, 핵연료 농축도, 핵연료 연소도, 핵연료 교체 주기와 냉각재 종류 및 온도 등이 있다. 표 3.7-1에 따르면 대다수의 중소형 원자로는 물을 냉각재로 사용하는데, 가압 경수로의 핵연료는 Zircaloy-4나 Zirconium Alloy를 피복관으로 사용하고 있으며 비등 경수로의 경우 Zircaloy-2를 피복관을 사용한다.

핵연료의 재료로는 물을 냉각재로 하는 원자로의 경우  $UO_2$ 가 대부분이며 그외에 U-Al 합금의 금속 핵연료가 사용된다. 가스 냉각로인 GT-MHR 및 MHTR은  $UO_2$  혹은  $UO_2/UC$ 를 핵연료로 사용하며, 액체 금속로인 MDP 및 4S는 U-Pu-Zr 혹은 U-Zr 등 금속 합금 핵연료를 사용하고 있다. 금속 핵연료가 사용되는 경수로로는 KLT-40, ABV 및 SAKHA-92 등이 있는데, 모두 러시아의 OKBM에서 설계된 원자로이다. KLT-40 원자로는 열출력이 160 MW이고 전기 출력이 35 MW인 비교적 낮은 출력의 원자로이며 핵연료 교체 주기는 24~36개월이다. ABV 원자로는 열출력이 38 MW이고 전기 출력이 6 MW인 소형 원자로로써 11 wt.% 농축 우라늄을 핵연료로 사용하는데 핵연료 교체 주기는 48~60개월로 길다. SAKHA-92 원자로는 열출력이 7 MW이고 전기 출력이 1 MW인 아주 소형의 원자로로써 30 wt.%의 고농축 우라늄을 핵연료로 사용하는데 특히 핵연료의 교체 주기가 20~25년으로써 아주 길다. 금속 핵연료를 사용하는 이들 원자로의 냉각수 온도 범위는 245~336 °C로써  $UO_2$ 를 사용하는 원자로의 냉각수 온도와 유사하다.

일본의 전력중앙연구원(CRIEPI)에서는 중형 및 소형 원자로로서 MDP 및 4S라는 액체 금속 냉각의 고속로를 개발하고 있다. 이들 원자로의 핵연료는 미국 ANL에서 개발된 IFR(Integrated Fast Reactor) 핵연료 주기[7-2]와 같이 U-Pu-Zr 혹은 U-Zr의 금속 합금 핵연료를 사용하고 있다. 특히 4S 원자로는 열출력이 125 MW이고 전기 출력이 50 MW인 반면에 핵연료 교체 주기가 120개월로써 매우 길다.

UO<sub>2</sub>를 핵연료로 하고 물을 냉각재로 하는 원자로의 핵연료 교체 주기는 지역 난방용 원자로들로서 이중 피복관 개념의 핵연료를 사용하는 RUTA-NHP 원자로가 60개월이고, 냉각수의 평균 온도가 175 °C로써 비교적 낮은 HR-200 원자로가 36개월인 것을 제외하고는 대부분이 12개월에서 24개월 사이이다. 핵연료의 교체 주기를 길게 할수록 핵연료의 농축도는 증가하며, 핵연료 및 냉각재의 온도가 높을수록 내부식성이 좋은 핵연료 피복관이 필요한데, 전력을 생산하는 원자로의 전력 생산 효율을 높이기 위해서는 냉각재의 온도가 높아야 한다.

중소형 원자로의 중성자 흡수봉으로는 B<sub>4</sub>C가 가장 널리 사용되며, 그 외에 Ag-In-Cd, Hf, Cd, 및 붕소/희토류계 원소 등이 사용된다. 가연성 흡수체로서는 가돌리니아 연료봉(Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>/UO<sub>2</sub>)이 가장 널리 사용되며, 그 외에 WABA, IFBA, B<sub>4</sub>C, Borosilicate Glass 및 Chromium Diboride 등이 사용된다.

표 3.7-1 세계 각국의 중소형 원자로의 핵연료와 노심 조건 요약[7-1] (1/4)

Name	Designer	Thermal Power (Mwth)		Fuel Type	Burnable Poison	Fuel Enrichment (w/o)	Peak Heat Rate (kw/m)	Coolant
		Electric Power (MWe)	Cladding					
BWR-90	ABB-Atom	2,350	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.1	38	H <sub>2</sub> O	
	BWR	720 - 820	Zr-2	B <sub>4</sub> C/Hf	12	50,000	278/286	
AP600	Westinghouse	1,940	UO <sub>2</sub>	WABA/IFBA	3.55	13.5 (avg.)	H <sub>2</sub> O	
	PWR	600	Zr-4	Ag-In-Cd	18, 24	40,000	276.1/312.4	
SBWR	GIE Nuclear Energy	2,000	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.95(initial)	16.6	H <sub>2</sub> O	
	Simplified BWR	600	Zr-2	B <sub>4</sub> C	24	N/A	278.5/287.7	
QP300	Shanghai Nuc. Eng. R&D Inst.	998.6	UO <sub>2</sub>	borosilicate glass	3.4	39.2	H <sub>2</sub> O	
	PWR	300	Zr-4	Ag-In-Cd	12	30,000	288.5/315.5	
AST-500	OKBM	500	UO <sub>2</sub>	boron basis	2.0	29	H <sub>2</sub> O	
	PWR	not relevant	Zirconium alloy	B <sub>4</sub> C	24	19,100	131/208	
KLT-40	OKBM	160	U-Al alloy	Gd basis	N/A	N/A	H <sub>2</sub> O	
	PWR	35	Zirconium alloy	boron/rare earth	24 - 36	N/A	278/318	
CANDU-3	AECL	1,441	UO <sub>2</sub>	none	0.711	54	D <sub>2</sub> O	
	PHWR	450	Zr-4	Cd	on-power refuel	6167	266/310	
PHWR-220	Nuc. Pow. Corp., India	743	UO <sub>2</sub>	none	0.711	8.71(?)	D <sub>2</sub> O	
	PHWR	194	Zr-4	Cd	on-power refuel	6,700	249/293.4	

표 3.7-1 세계 각국의 중소형 원자로의 핵연료와 노심 조건 요약[7-1] (2/4)

Name	Designer	Thermal Power (MWth)	Fuel Type	Burnable Poison	Fuel Enrichment (w/o)	Peak Heat Rate (kw/m)	Coolant
	Reactor Type	Electric Power (MWe)	Cladding	Neutron Absorber	Refueling Freq. (month)	Discharge Burnup (MWD/MTU)	Core Inlet/Outlet Temp. (C)
PIUS	ABB-Atom	2,000	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.5	29.8	H <sub>2</sub> O
	PWR	610 - 640	Zr-4	none	12	45,500	260/290
HR-200	INET(Tsinghua Univ.)	200	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.0	33.9	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	not relevant	Zr-4	B <sub>4</sub> C	36	30,000	140/210
CAREM	CNEA/INVAP, Arhen.	100	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.4	36	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	27	Zr-4	Ag-In-Cd	13	22,000	284/326
MRX	JAERI	100	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub> borosilicate glass	4.3	30	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	30	Zr-4	B <sub>4</sub> C	44	23,000	282.5/297.5
ABV	OKBM	38	U-Al alloy	Gd basis	11	N/A	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	6	Zirconium alloy	B <sub>4</sub> C	48 - 60	72.5	245/327
GT-MHR	General Atomics	600	UO <sub>2</sub> / UC	B <sub>4</sub> C	0.711	6.6 kw/liter(avg.)	Helium
	Gas Turbine Modular Helium Reactor	286	-	B <sub>4</sub> C	15.8	121,000	490/850
MHTR	ABB-AG/Siemens	200	UO <sub>2</sub>	none	8	3.0 kw/liter(avg.)	Helium
	MHTR	85.5	-	B <sub>4</sub> C	on-power refuel	80,000	250/700

표 3.7-1 세계 각국의 증소형 원자로의 핵연료와 노심 조건 요약[7-1] (3/4)

Name	Designer	Thermal Power (MWth)	Fuel Type	Burnable Poison	Fuel Enrichment (w/o)	Peak Heat Rate (kw/m)	Coolant
	Reactor Type	Electric Power (MWe)	Cladding	Neutron Absorber	Refueling Freq. (month)	Discharge Burnup (MWD/MTU)	Core Inlet/Outlet Temp. (C)
BWR-600	Siemens-AG	2,200	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	4.8 (initial)	10.3	H <sub>2</sub> O
	BWR	750	Zr-4	B <sub>4</sub> C	24	65,000	174/287
VPBR-600	OKBM	1,800	UO <sub>2</sub>	chromium diboride	4.15	26	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	630	Zirconium alloy	B <sub>4</sub> C	18	50,000	294.4/325
HSBWR	Hitachi	1,800	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.6	44	H <sub>2</sub> O
	BWR	600	Zircaloy	B <sub>4</sub> C/Hf	23	39,000	N/A
SPWR	JAERI	1,800	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	4.0 - 4.5	28	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	600	Zircaloy	N/A	24	48,000	288/314
SIR	AEA/Rolls Royce/CE	1,000	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> in UO <sub>2</sub> & Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	3.3 - 4.0	N/A	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	320	Zr-4	B <sub>4</sub> C	24	38,000	294/318
ISIS	ANSALDO	650	UO <sub>2</sub>	B <sub>4</sub> C-WABA	3.5	30, 35	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	205	Zircaloy	N/A	18	38,000	271/310
ATS 150	Exp. Machine Building Design Bureau	536	UO <sub>2</sub>	boron	3	26	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	180	Zirconium alloy	B <sub>4</sub> C	24	24,600	265/340

표 3.7-1 세계 각국의 중소형 원자로의 핵연료와 노심 조건 요약[7-1] (4/4)

Name	Designer	Thermal Power (MWth)	Fuel Type	Burnable Poison	Fuel Enrichment (w/o)	Peak Heat Rate (kw/m)	Coolant
	Reactor Type	Electric Power (MWe)	Cladding	Neutron Absorber	Refueling Freq. (month)	Discharge Burnup (MWD/MTU)	Core Inlet/Outlet Temp. (C)
MARS	Univ. of Roma, ENEA	600	UO <sub>2</sub>	boron	3.2	11.8	H <sub>2</sub> O
	PWR	170	Zircaloy	Ag-In-Cd	17	30,000	214/244
RUTA NHP	RDIPE	20	UO <sub>2</sub>	Gd	4	11.2	H <sub>2</sub> O
	Pool Type	-	Double Zr. clad	B <sub>4</sub> C	60	23,000	60/95
SAKHA-92	OKBM	7	U-Al alloy	Gd basis	30	6.0	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	1	Zirconium alloy	boron/rare earth	20 - 25 years	N/A	303.7/336
MDP	CRIEPI	840	U-Pu-Zr	none	13.7	39	Na
	LMR	325	Ferritic steel	B <sub>4</sub> C	24	140,000	375/530
4S	CRIEPI	125	U-Pu-Zr, U-Zr	none	N/A	25.3	Na
	LMR	50	Austenitic S.S.	B <sub>4</sub> C	120	45,500	355/510

## 2. 핵연료봉 개념 설계

### 가. SMART 원자로 요건

SMART 원자로는 열출력이 330 MW이고 전기 출력이 100 MW인 일체형 가압경수로(PWR)이다. 핵연료봉은  $UO_2$  소결체를 Zircaloy-4 피복관에 삽입한 원주형이며 핵연료 집합체는 핵연료봉을 17x17 배열로 조립한 것으로서, 950 MWe PWR용의 KOFA(KOrean Fuel Assembly) 핵연료[7-3]의 설계를 기본적으로 사용하는데, 노심에는 총 57개의 핵연료 집합체가 장전된다. 가연성 독봉으로는  $UO_2$ 에 가돌리니아( $Gd_2O_3$ )를 첨가한 가돌리니아 연료봉을 사용하며, 중성자 흡수봉으로는 Dysprosium Titanate가 고려되고 있다[7-4]. 표 3.7-2는 핵연료 성능과 관련된 SMART 원자로의 운전 조건이 950 MWe PWR과 비교되어 있다. 핵연료 농축도는 5 wt.%로써 3년 이상의 주기 길이를 가지며, 재장전시 노심의 핵연료를 전량 교체한다. 핵연료봉의 평균 선출력은 109.6 W/cm로써, 950 MWe PWR의 평균 선출력, 178.3 W/cm보다 약 40% 작다. 노심 입구 및 출구에서의 냉각수의 온도는 각각 270 °C 및 310 °C로써 PWR의 291.6 °C 및 326.8 °C 보다 평균 19.2 °C가 낮다. 핵연료봉당 냉각수 유량이 작기 때문에 노심에서의 냉각수 온도 증가가 오히려 PWR보다 크다. 냉각수로 고순도의 물이 사용되는데 PWR에서 노심 반응도 제어용으로 냉각수에 용해 주입되는 붕소는 전혀 사용되지 않으며, 다만 물의 방사 분해를 억제하기 위해 암모니아를 용해 주입시킨다.

### 나. 핵연료봉 개념 설계

#### (1) 핵연료봉 설계

일반적인 핵연료의 설계 요건들로는 원자로의 정상 운전 및 운전중 예상되는 과도 상태에서 핵연료가 손상되지 않고, 사고시 제어봉의 삽입이 필요할 경우 제어봉의 삽입을 방해할 정도로 심하게 손상되어서는 안 되고 노심의 냉각성이 유지되어야 하는 것 등이 있다[7-5]. SMART 원자로의

핵연료는 950 MWe PWR의 핵연료인 17x17 KOFA 핵연료[7-3]의 설계를 기본으로 사용한다. 그림 3.7-1은 핵연료봉의 개략도이며, 표 3.7-3에는 핵연료봉의 제원을 KOFA 핵연료봉과 비교하였다.  $UO_2$  소결체와 Zircaloy-4 피복관을 사용하며, 연료봉의 상부에는 플레넘이 있어서  $UO_2$  소결체로부터 방출된 핵분열 기체를 수용하며, 플레넘에는 압축 스프링을 삽입하여 핵연료 소결체의 상하 이동을 방지한다. 핵연료봉의 외경은 9.5 mm이고 소결체의 외경은 8.05 mm이며, 피복관의 두께는 0.64 mm이다. 핵연료봉 내 핵연료 소결체의 적층 길이(핵연료 유효 길이)는 2,000 mm로써 17x17 KOFA 핵연료봉의 길이 3,658 mm의 55 % 정도이다.

표 3.7-3에는 핵연료봉의 최적 플레넘 길이를 핵연료 소결체 적층 길이를 고려하여 제시하였다. Case A는 핵연료봉의 전체 길이를 2,189 mm로 고정시켰을 때의 최적 핵연료 유효 길이이며, Case B는 핵연료 유효 길이를 2,000 mm로 고정시켰을 경우의 최적 핵연료 플레넘 길이이다. SMART 핵연료봉의 농축도가 5 wt.%이고 최대 54개월 연소 후의 최대 핵연료봉 연소도가 60,000 MWD/MTU이하일 것으로 예상되기 때문에, 핵분열 기체의 방출 관점에서 SMART 핵연료봉의 연소 이력이 PWR의 KOFA 핵연료봉과 유사하거나 보수적일 것으로 판단된다. 따라서 핵연료봉의 플레넘 최적 설계시 핵연료 유효 길이를 기준으로 하여 계산하였다.

핵연료의 피복관 및 안내관의 조사 성장에 영향을 주는 속중성자 조사량은 평균  $7.0 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2 (E > 0.8 \text{ MeV})$ 로써[7-4] PWR의 핵연료와 유사하다.

## (2) 핵연료 소결체

핵연료 소결체는 5 wt.% 농축도의  $UO_2$  소결체로써 17x17 KOFA 핵연료 소결체와 동일하다. 핵연료 소결체는 직경이 8.05 mm, 길이가 10 mm인 원통형 모양으로, 상하면에는 각각  $5.5 \text{ mm}^3$  부피의 Dish를 둔다.  $UO_2$  소결체의 밀도는 이론 밀도의 95 %로써  $10.4 \text{ g/cm}^3$ 이다.  $UO_2$  소결체는

경수로에서 연소도 60,000 MWD/MTU 이상까지 성능이 충분히 검증되었기 때문에 연소 성능 관점에서 아무런 문제점이 없을 것으로 예상된다.

### (3) 핵연료 피복관

핵연료 피복관은 Zircaloy-4가 사용된다. Zircaloy-4는 중성자 흡수율이 낮고 물에 대해 내부식성이 우수하여 PWR 핵연료의 피복관으로 널리 사용되어 왔는데, 연소도 60,000 MWD/MTU 이상까지 노내에서 성능이 충분히 검증되었다. Zircaloy-4 피복관의 부식에 영향을 주는 인자들로는 피복관의 온도에 영향을 주는 핵연료 출력과 냉각수 화학 등이 있다. SMART 핵연료의 평균 출력은 PWR 보다 약 40 % 작으며, 최대 출력을 내는 핵연료봉도 PWR 핵연료봉보다 크지 않을 것으로 예상된다. 그러나 SMART 원자로의 일차 계통 냉각수의 화학 조건은 표 3.7-4와 같이 PWR과 조금 다르다. PWR과는 달리 SMART 원자로에서는 노심의 반응도를 제어하는 붕소가 전혀 사용되지 않으며, 따라서 붕산에 대응하여 냉각수의 pH를 중화시켜 주는 Lithium도 사용되지 않는다. 그리고 물의 방사 분해를 억제하기 위해 PWR에서는 수소를 직접 주입하는 반면에 SMART 원자로에서는 암모니아를 10 ppm 이상 용해 주입한다. 또한 SMART 원자로는 PWR과는 달리 원자로 운전 중에는 1차 계통 냉각수의 정화 계통이 작동되지 않기 때문에 냉각수가 정화되지 않는다. 그리하여 표 3.7-4와 같이 일차 계통 냉각수 내의 불순물의 허용치가 높다. 특히 불소 및 염소의 허용치가 각각 50 ppm으로써 PWR의 0.15 ppm 보다 상당히 높다. 따라서 이에 따른 핵연료 성능, 특히 피복관 부식에 주는 영향 평가가 필요하다.

한편 원자로 운전중에는 냉각수와 접하는 원자로 일차 계통 구성 재료의 부식 생성물(CRUD)이 냉각수로 방출되어 냉각수 내에 존재하는데, 이들이 핵연료 피복관의 표면에 침착하여 핵연료로부터의 열전달을 방해하여 피복관의 온도를 상승시켜 피복관의 부식을 증가시키거나[7-6], 냉각수의 흐름을 방해하여[7-7] 핵연료의 손상을 유발할 수 있다. 특히 SMART 원자로는 PWR과

는 달리 원자로 운전 중에 1차 계통의 냉각수 정화 계통이 작동되지 않고, 냉각수 화학이 다르기 때문에 CRUD의 영향 분석 및 검증 시험이 필요하다.

#### (4) 손상 핵연료의 거동

핵연료의 설계 요건중의 하나는 핵연료가 원자로의 운전 중에 손상되었을 경우 손상이 더 이상 악화되지 않고 다음의 핵연료 보수/교체 주기까지 안정적으로 유지되는 것이다.  $UO_2$  핵연료 소결체는 고온 및 방사선 조사 조건에서 안정적이고 물과의 반응성이 낮아서 경수로의 핵연료로서 가장 널리 사용되고 있다[7-8]. 그러나 핵연료가 손상되어 냉각수가 핵연료봉의 내부로 유입되면  $UO_2$  소결체 및 피복관 내부 표면을 산화시키면서 수소를 생성한다. 이때 생성된 수소는 Zircaloy-4 피복관 내에서 수소 화합물을 형성하여 피복관의 건전성을 해친다. 이를 2차 수소화라고 하는데[7-9], 손상된 핵연료는 일정 기간이 지난 후에 2차 수소화로 인해 피복관에 더 큰 손상이 발생할 수 있다. 2차 수소화가 일어나는 시기는 핵연료의 출력 혹은 표면 열속과 핵연료의 일차 손상 형태 등의 여러 변수의 영향을 받는데, 대개 몇 개월에서 1년 이상의 기간에서 2차 수소화가 일어날 수 있다[7-10].

상용의 PWR은 대개 12개월 내지 24개월 주기로 핵연료의 보수/교체를 하는데, 이때 손상된 핵연료를 제거하여 손상된 핵연료의 악화를 방지한다. 그러나 SMART 원자로는 3년 이상의 긴 주기로 핵연료를 보수/교체할 예정이기 때문에 손상된 핵연료가 2차 수소화로 인해 손상이 매우 악화될 가능성이 있다. 더구나 SMART 원자로는 운전 중의 노심 출력 및 반응도 조절이 제어봉으로 이루어지기 때문에 정상 운전 중에도 발전용 PWR 보다 핵연료의 출력 변화가 클것으로 예상되고, 또한 원자로 운전 중에 1차 계통의 냉각수가 정화되지 않기 때문에, 일단 핵연료가 손상되면 냉각수의 방사능이 매우 증가할 가능성이 있으며, 이로 인해 적은 양의 핵연료가 손상되어도 냉각수의 방사능이 높아져서 원자로의 운전을 일찍 중단해야 할수도 있다.

한편 표 3.7-1에서와 같이 일반적으로 핵연료 교체 주기가 긴 KLT-40, ABV 혹은 SAKHA-92와 같은 특수 목적의 중소형 원자로의 핵연료로는, 핵연료갭이 없어서 핵연료 손상 이후에도 핵연료 손상이 크게 악화되지 않는 금속 핵연료나, 세라믹 핵연료를 금속 기지에 분산시켜 제조한 CERMET 핵연료를 사용하고 있다. 금속 핵연료의 단점으로 핵연료의 용융점이 낮고 연소중 부피 증가가 큰 것으로 알려져 있는데, KLT-40 및 ABV 원자로의 경우 냉각수의 온도가 상용의 PWR과 유사한 조건에서도 운전될 수 있음을 보여주고 있다.

#### (5) 가연성 흡수체

가연성 흡수체로는  $UO_2$  소결체에 가돌리니아( $Gd_2O_3$ )를 첨가한 가돌리니아 연료봉이 사용된다. 가돌리니아의 농도는 9 wt.%까지 고려되고 있다. 가돌리니아 연료봉은 상용의 BWR 및 PWR과 표 3.7-1과 같이 많은 중소형 원자로에서 사용되고 있다. 따라서 SMART 원자로용 가돌리니아 연료봉의 노내 성능은 충분히 검증되어 있다고 볼수있다. 가돌리니아가 첨가된  $UO_2/Gd_2O_3$  소결체의 노내 거동은 대개  $UO_2$ 와 유사한데,  $Gd_2O_3$ 의 농도에 따라 다음과 같이 밀도 및 용융점이 변한다[7-3].

$$\rho_{th} = 10.96 - 0.04 G$$

$$T_m = 2837 - 125 (0.47 G - 0.0175 G^2)$$

여기서,

$$\rho_{th} = \text{이론 밀도 (g/cm}^3\text{)}$$

$$G = Gd_2O_3 \text{ 농도 (w/o)}$$

$$T_m = \text{용융점 (C)}$$

#### (6) 제어봉

SMART 원자로의 제어봉으로는 Stainless Steel 피복관의

Dysprosium Titanate( $TiO_2/Dy_2O_3$ )가 고려되고 있다. Dysprosium Titanate[7-11]는 PWR의 제어봉으로 널리 사용되는 Ag-In-Cd 제어봉과 비교하면, 그림 3.7-2와 같이 Dy 원소의 소멸 속도가 In, Cd 및 Ag 원소들보다 늦으며, 반감기가 긴  $\gamma$  붕괴를 하는 Ag-110과 같은 원소가 생성되지 않고, 동일한 제어 효율에서 방사선 조사 안정성과 내부식성이 좋으며 밀도가 낮기 때문에 열생성량이 작은 장점이 있다. 또한 고온의 과도 상태에서 Ag-In-Cd과 같은 다른 제어봉과 비교하여 매우 안정적이다. Dysprosium Titanate 제어봉의 중성자 흡수율은 Dy 밀도가  $2.5\sim 5.0\text{ g/cm}^3$  일 때 밀도  $1.8\text{ g/cm}^3$  인  $B_4C$  제어봉의 76~83 % 정도이다. Dysprosium Titanate 제어봉은 러시아의 RMBK 원자로와 연구용 원자로의 제어봉으로 사용되고 있다.

표 3.7-2 핵연료 성능 관련 원자로 운전 조건

Parameter	SMART[7-4]	950 MWe PWR
Fuel enrichment (wt.%)	5.0	4.0
Pellet stack length (mm)	2,000	3,658
Total fuel rod length (mm)	2,189	3,847
Fuel discharge burnup (MWD/MTU)	38,800	45,000
Peak fuel rod burnup (MWD/MTU)	< 60,000	60,000
Cycle length (month)	36-54	12-18
Average linear heat rate (W/cm)	109.6	178.3
Core inlet temperature (°C)	270	291.6
Core outlet temperature (°C)	310	326.8
Coolant pressure (MPa)	15	15.72
Subchannel coolant flow rate (kg/s.subchannel)	0.0945	0.3135
Heat transfer coefficient (W/K.m <sup>2</sup> )	N/A	34,350

표 3.7-3 핵연료봉 제원 비교

변 수	17x17 KOFA[7-3]	SMART[7-4]	Case A <sup>(1)</sup>	Case B <sup>(2)</sup>
핵연료 유효길이 (mm)	3,658	2,000	2,072	2,000
플레넘 길이 (mm)	166	166	94	91
연료봉 전체길이 (mm)	3,847	2,189	2,189	2,114
소결체 외경 (mm)	8.05	8.05	8.05	8.05
소결체 밀도 (% TD)	95	95	95	95
피복관 두께 (mm)	0.64	0.64 <sup>(3)</sup>	0.64	0.64
피복관 외경 (mm)	9.5	9.5	9.5	9.5

- (주) (1) 연료봉 전체길이를 2,189 mm로 고정시킨 경우  
 (2) 핵연료 유효길이를 2,000 mm로 고정시킨 경우  
 (3) 참고문헌 7-4에 기술된 피복관 두께 0.57 mm는 WH 사의 Standard 핵연료의 피복관 두께로써, 핵연료 소결체의 외경이 17x17 KOFA 핵연료와 같고 WH 사의 Standard 핵연료와 다른 점을 고려하면 오류인 것으로 추정됨.

표 3.7-4 SMART와 기존 PWR의 1차 계통 수화학 비교

Parameter	SMART[7-4]	PWR
pH (25°C)	9.5 - 10.5	4.5 - 10.5
Lithium (ppm)	0	0.2 - 2.2
Hydrogen(cm <sup>3</sup> (STP)/kgH <sub>2</sub> O)	25 - 50	15 - 50
Oxygen (ppm)	≤5	≤0.1
Suspended Solids (ppm)	-(1)	≤0.35 (max. 2)
Chloride (ppm)	≤50	≤0.15
Fluoride (ppm)	≤50	≤0.15
Boron (ppm)	0	<2200
Total Sulfur as Sulfate (ppm)	N/A	≤0.05
Ammonia (ppm)	≥10 <sup>(2)</sup>	0 - 2

- (주) (1) Iron concentration in primary coolant before each start-up after scheduled maintenance does not exceed 50 ppm.  
 (2) Upper limit of ammonia concentration in primary coolant is restricted by pH = 10.5.

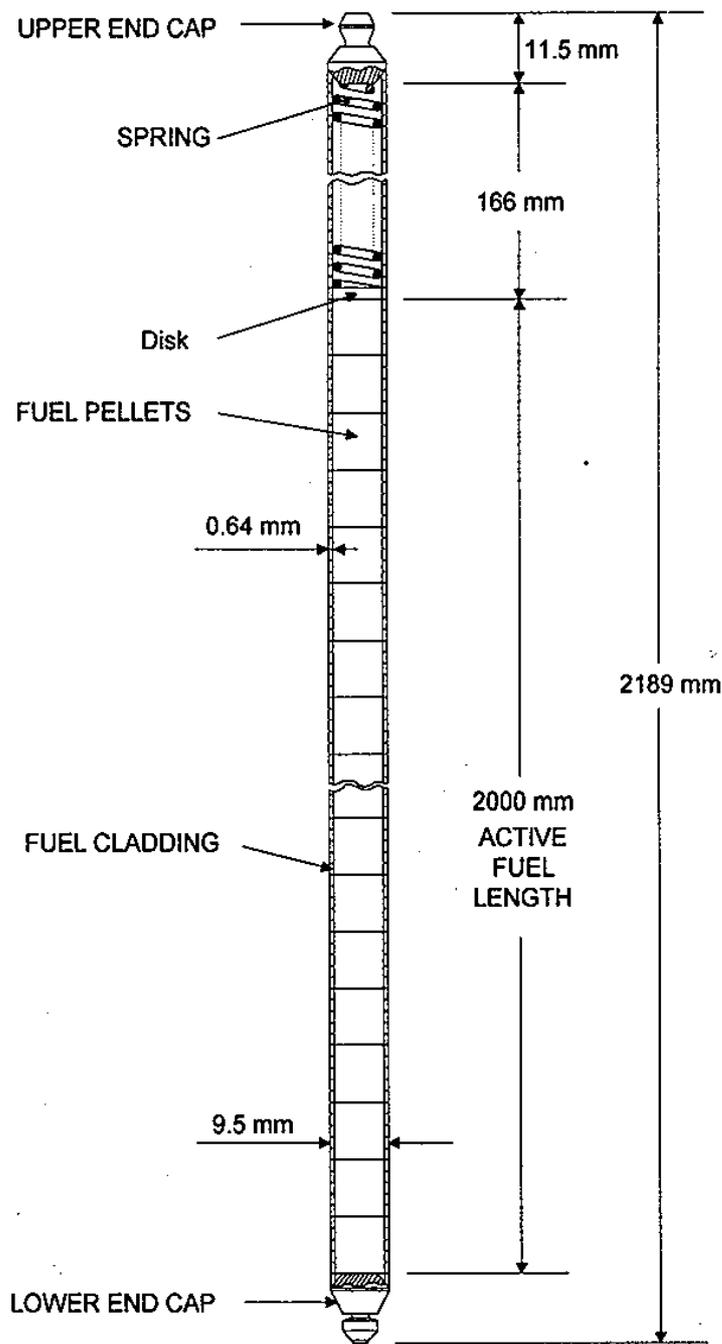


그림 3.7-1 핵연료봉

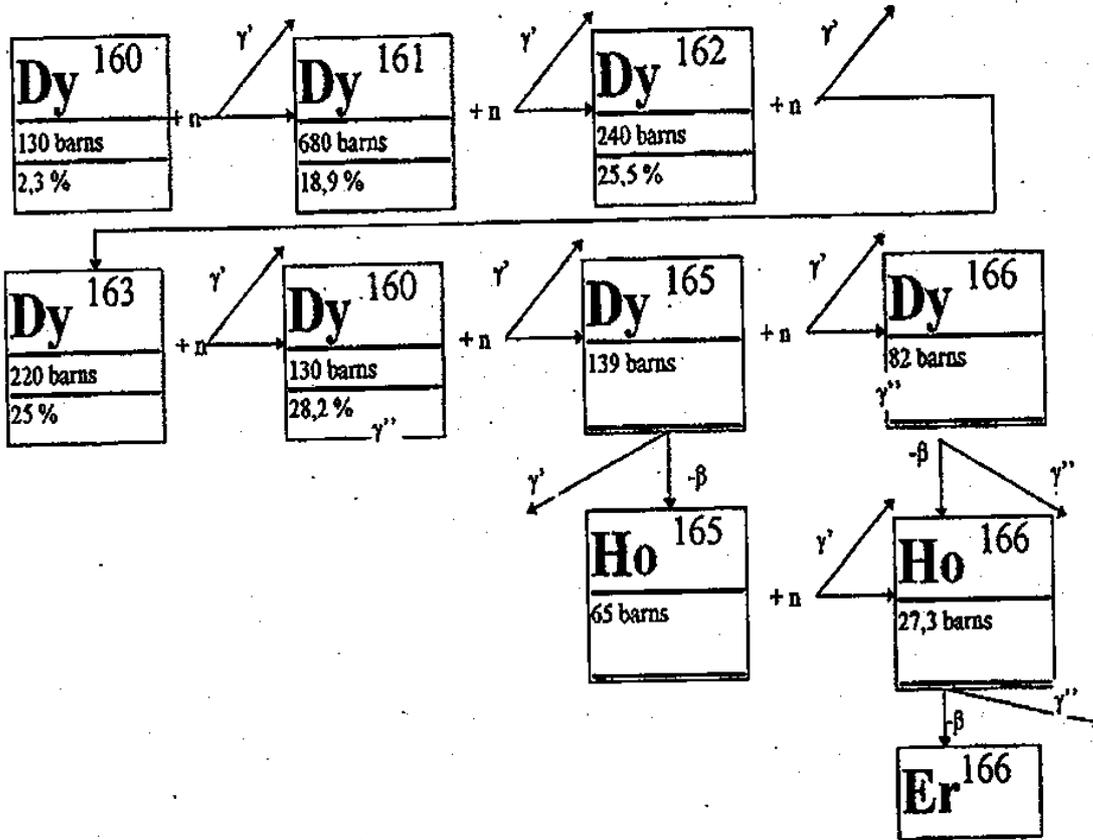


그림 3.7-2 중성자 흡수로 인한 Dy-160의 변환 경로[7-11]

### 3. 결론

SMART 원자로의 핵연료는 950 MWe PWR용 17x17 KOFA 핵연료의 설계를 기본적으로 사용한다. 핵연료봉의 최대 연소도가 60,000 MWD/MTU 이하로 예상됨에 따라, 일반적인 핵연료 성능에 대해서는 발전용 경수로에서 충분한 연소 경험을 통해 성능이 검증되었다고 볼 수 있다. 다만 상용의 PWR과는 다른 다음 사항들은 추가적으로 평가되어야 할 것이다. 핵연료의 교체/보수 주기를 3년 이상 최대 54개월로 할 경우, 기존의 Zircaloy-4 피복관과  $UO_2$  소렬체의 핵연료봉을 사용하면, 만일 원자로 운전 중에 핵연료가 손상되었을 경우 핵연료의 보수 혹은 교체까지의 기간이 길어져서 2차 수소화로 인해 핵연료 손상이 매우 악화될 가능성이 있다. 그리고 SMART 원자로의 1차 계통 수화학 조건은 발전용 PWR과 조금 다르고 원자로 운전중에는 냉각수의 정화 계통이 작동되지 않는다. 따라서 이들이 핵연료 피복관의 부식에 주는 영향 평가와 검증 시험이 필요하다.

## 제 8 절 노심 설계 기술 개발

### 1. 서론

이 절에서는 정상 및 과도 상태의 발전용 가압 경수로 노심 설계 및 해석을 위하여 개발된 전산 코드 체계 CASMO-3/MASTER[8-1~8-4]에 대하여 각 코드별 해석 방법론과 SMART 노심 설계 및 해석을 위해 개선, 개발한 내용을 기술하였다.

CASMO-3는 미국의 STUDSVIK사가 경수로 노심 해석에 필요한 균정수를 생산하기 위하여 개발한 코드로서, 2차원 다군 중성자 수송 이론을 이용하여 핵연료 집합체의 핵계산을 수행한다. 이 코드는 원통형 핵연료봉의 정방향 배열로 구성된 기하 구조를 취급하며 핵연료 집합체 내의 가연성 흡수봉, 노내 계측기, 제어봉 등 다양한 조성까지 해석할 수 있고 노심 격막을 포함한 반사체 영역의 핵계산도 수행한다. CASMO-3에 의해 생성된 핵연료 집합체별 균질화 균정수 및 비균질 조형함수는 연계 코드인 XFORM[8-5]에 의하여 MASTER에서 요구되는 핵종별로 노심 상태 및 연소도에 따른 자료 형태로 변환된다.

MASTER는 한국원자력연구소에서 가압 경수로 노심의 설계, 모사 및 분석에 적용하기 위하여 개발한 다목적 3차원 노심 설계 코드이다. MASTER에는 정상 상태 노심 해석과 제논 동특성을 포함한 과도 상태의 노심 해석을 별도의 연계 과정 없이 자유로이 수행하게 하는 기능과 부수로(Subchannel) 열수력 해석 모형인 COBRA3-C/P[8-6~8-8]를 핵계산 모듈과 밀착 통합시켜 사용자 선택에 의하여 보다 정교한 열수력 성능 해석을 수행하게 하는 등 여러 가지 기능들이 복합화되어 있다. MASTER는 계산 정밀도 및 효율 향상을 위하여 노달 해석법에 근거한 중성자 거동 모형, 예측-수정 해석 방법을 사용한 핵종별 핵연료 연소 모형 및 단순 등가 이론에 근거한 집합체 균질화 모형 등을 채택하고 있으며, Vectorized Red-black Gauss-Seidel 및 다중 격자 재균형

법과 접근 외삽법 등의 수치해 가속 모형을 사용하고 있다.

발전용 가압 경수로에의 적용을 위한 CASMO-3/MASTER 체계의 정확도는 각종 정상 상태 및 과도 상태의 표준 모델 계산과 영광 1호기, 영광 3/4호기 및 미국 Palo Verde 발전소 등 총 14주기에 달하는 노물리 시험 및 운전 중 얻어진 실측 자료와의 비교를 통한 불확실도 평가로 검증되었다[8-9~8-10]. 이에 의하면 CASMO-3/MASTER 체계는 보정 인자 없이 웨스팅하우스형, 1000 MWe급 한국형 및 1300 MWe급 차세대 등을 포함한 가압 경수로의 노심 설계 및 해석에 공히 적용될 수 있음을 보여주고 있다.

## 2. MASTER 해석 방법론

MASTER는 2군 중성자 확산방정식을 사용하여 원자로심의 정상 상태 및 천이 상태를 3차원으로 해석할 수 있는 코드이다. 주요 계산 모듈로는 연소 계산, 정상 상태 중성자속 계산, 천이 상태 중성자속 계산, 핵연료봉 출력 계산, 연료봉 연소도 계산, 제논 동특성 계산, 수반(Adjoint) 중성자속 계산, 열수력 계산 등이 포함되어 있다. 이 코드는 UNIX 운영 체제하에서 표준 FORTRAN 언어로 프로그래밍 되어 있으며, 정확도가 널리 입증된 최신의 해석 방법론 및 수치 해석 방법을 사용하고 있다.

### 가. 중성자 거동 해석 모델

MASTER에는 노달 전개법 (Nodal Expansion Method), 노달 적분법 (Nodal Integration Method), 소격격자 유한차분법 (Coarse-mesh Finite Difference Method), 노달 해석함수 전개법 (Analytic Function Expansion Nodal Method) 등의 4가지 방법론이 내장되어 있다.

위 4가지 노달 방법 모두 2군 중성자 확산방정식을 임의의 노드에 대하여 체적으로 적분한 노달 중성자 균형방정식으로부터 유도된다.

노달 전개법[8-11~8-12]은 노달 중성자 균형방정식을 다시 횡방향으로 적분하여 1차원 확산방정식을 얻고, 이 식을 4차 다항식으로 전개된 중성자속을 이용하여 푼다.

노달 적분법[8-13]은 횡방향으로 적분하여 얻은 1차원 확산방정식을 해석적으로 구한다. 이 경우 해석적 해는 삼각함수와 초월함수의 조합으로 표현된다. 노달 전개법과 노달 적분법은 1차원 확산방정식을 풀기 위하여 횡방향 누출 중성자에 대한 정보가 필요한데, 일반적으로 2차 다항식으로 가정하여 1차원 확산방정식의 해를 얻는 과정에서 구해진다.

소격격자 유한차분법[8-14]은 고전적인 방법으로 위의 두 방법과는 달리 노

달 중성자 균형방정식을 노드 경계면에서의 중성자속 및 중성자류의 연속 조건을 사용하여 인접하는 노드들간의 노드 평균 중성자속에 관한 유한 차분 상관식을 구성하여 해를 구한다.

노달 해석함수 전개법[8-15~8-16]은 노달 중성자 균형방정식을 삼각함수와 초월함수의 조합으로 표현된 해석함수를 이용하여 푸는 방법이다. 이 방법은 노달 전개법 및 노달 적분법과 달리 횡방향 누출 중성자에 대한 정보가 필요 없다.

#### 나. 집합체 균질화 모델

노달 방법은 비교적 큰 노드를 균질화시키기 때문에 이에 상응하는 균정수들을 적절히 결정해야 할 필요가 있다. CASMO-3에서는 순 중성자류가 영이 되는 경계 조건을 사용하여 구해진 중성자속을 가중함수로 하여 단면적이 결정된다. MASTER 코드에서는 단순 등가 이론[8-17~8-19]을 사용하여 CASMO-3의 비균질 격자 계산에서 얻어진 반응을, 중성자속 및 중성자류의 양이 보존되도록 한다. 한편, 반사체 단면적을 위한 균질화는 노심과 반사체의 경계면에서 강철 재질의 노심 격막 및 냉각수로 구성되어 있는 실체의 복잡한 기하 구조에서 구한 반응 행렬이 보존되도록 이루어진다 [8-20~8-23].

#### 다. 집합체 탈균질화 모델

핵연료봉 중성자속 분포의 재구성은 노달 중성자 균형방정식을 풀어 얻은 노드별 평균 중성자속, 노드 경계면에서의 평균 중성자속을 이용하여 노드가 균질한 물질로 구성되어 있다는 가정 하에서 노드 내부의 균질화 중성자속 분포를 해석함수 보간법을 통하여 구한다[8-24~8-26]. 이러한 균질화 중성자속 분포에 집합체의 비균질성을 나타내는 조형함수를 곱함으로써 노드 내부의 핵연료봉별 중성자속 분포를 구할 수 있으며, 출력 분포도 구할 수 있게 된다.

## 라. 노심 연소 모델

MASTER는 CASMO-3에 근거한 미시 연소 모델[8-27]을 사용하고 있다. 연소 방정식의 해는 예측-수정 기법(Predictor-Corrector Method)을 이용하여 비교적 큰 연소 시간 간격을 사용하고도 정확한 해를 구한다. 그러나, 연소가 진행됨에 따라 단면적의 변화가 매우 큰 가연성 흡수체의 경우는 계산의 정확성을 위하여 연소 시간 간격을 작게 하고 예측-수정 기법을 이용한다.

## 마. 연소도 보정 모델

소격격자 노달 방법은 노드 내부의 단면적의 구배가 심한 경우에는 계산의 정확도를 향상시키기 위하여 보정 모델[8-28]을 사용해야 한다. 이러한 상태는 노드가 비균질하게 연소되어 연소도에 따른 내부의 단면적 구배 효과를 적절히 반영하여야 한다. MASTER에서는 노드 내부의 중성자속 분포와 2차 다항식으로 근사된 노드 내부의 거시 단면적의 공간 분포를 서로 가중시켜 노드 체적으로 평균하여 노드 평균 거시 단면적을 계산한다.

## 바. 열수력 모델

MASTER의 열수력 모델은 핵 계산 중 핵연료 및 냉각재의 온도 궤환 계산 전용의 간이 열수력 모델과 궤환 계산 및 특정 핵연료 집합체의 열수력 성능 해석에 사용되는 부수로 해석 모델로 구성되어 있다. 간이 열수력 모델은 냉각재 엔탈피, 온도 및 밀도를 계산하는 열 균형 모듈과 평균 핵연료 온도를 핵연료 성능 분석 코드에 의해 미리 계산된 연소도와 선출력 관계 함수에 의해 계산하는 모듈로 구성되어 있다. 부수로 해석 모델은 COBRA3-C/P이며 핵계산 모듈과 밀착 통합되어 정상 및 천이 노심 상태에서의 핵연료 집합체 상세 열수력 성능 해석을 수행한다.

## 사. 기타 모델

MASTER에서의 천이 상태 중성자속 계산 방법은 시간 관련 사항을 제외하고는 정상 상태 중성자속 계산 방법과 동일하다. 시간 차별화 방법은 Implicit First-Order Euler 방법이며 시간 단계 간의 수치해 가속은 진동수 변환법을 사용하고 있다. 천이 상태 계산은 수 분 이내의 짧은 시간동안의 원자로 해석에 사용된다.

부하 추종 운전과 같은 천천히 진행되는 천이 상태의 제논 천이 거동을 모사하기 위한 계산 모듈은 각 계산 단계 내에서의 중성자속 변화를 선형적으로 근사하고 이 계산 단계 내에서 제논의 시간에 따른 변화를 Hermite 다항식으로 표시하여 두 양이 수렴될 때까지 반복 계산을 수행함으로써 해를 구한다.

MASTER의 수반 중성자속 계산 모듈은 유효 지발 중성자율, 지발 중성자 모핵종의 붕괴 상수, 즉발 중성자 수명 등의 노심 동특성 인자를 생산할 수 있다.

MASTER의 제어봉 모델은 제어봉의 축방향 노드내의 부분 삽입으로 인한 오차의 첨단(Cusping) 효과를 최소화하기 위하여 해당 노드의 중성자속 분포와 체적으로 가중시킨 제어봉의 단면적을 생산 사용한다[8-29].

MASTER 코드 내에는 이동식 및 고정식 노내 계측기 모사 모듈이 내장되어 있다. 이동식 노내 계측기 모듈에서는 계측기의 수밀도가 연소도에 따라 변하지 않는 것으로 가정하고, 고정식 노내 계측기 모듈에서는 계측기의 연소가 고려된다.

### 3. MASTER 개선 및 개발 사항

중소형 일체형 원자로 개발 과제 수행중의 MASTER 개선 및 개발 사항은 크게 축방향 출력 분포 초기화 및 노달 해석함수 전개법의 구현이다.

#### 가. 축방향 출력 분포 초기화

핵설계시 사고 해석을 위한 극한 상태의 조건을 인위적으로 설정할 필요가 있을 수 있다. 이것은 주로 제어봉 이탈 사고시와 같이 축방향 출력 분포가 심하게 왜곡되는 경우이다. 이러한 출력 분포와 유효 증배 계수를 만족시키는 노심 상태를 설정하여야 할 때, MASTER 코드는 핵연료의 흡수 단면적을 변화시켜 원하는 노심 상태를 만들어 준다.

2군 중성자 균형 방정식에서 변경된 흡수 단면적을 구하는 식은 아래와 같다.

$$\Sigma_{a2} = \left( - \sum_{u=x,y,z} \frac{1}{a_u^m} [(j_{2ul}^{-m} + j_{2ur}^{+m}) - (j_{2ul}^{+m} + j_{2ur}^{-m})] + \Sigma_{21}^m \Phi_1^m \right) / \Phi_2^m \quad (1)$$

$$\Sigma_{a1} = \left( - \sum_{u=x,y,z} \frac{1}{a_u^m} [(j_{1ul}^{-m} + j_{1ur}^{+m}) - (j_{1ul}^{+m} + j_{1ur}^{-m})] - \left( \Sigma_{21}^m + \frac{1}{\lambda} \nu \Sigma_{f1}^m \right) \Phi_1^m - \frac{1}{\lambda} \nu \Sigma_{f2}^m \Phi_2^m \right) / \Phi_1^m \quad (2)$$

위 식에서  $a_u^m$  은 노드 m에서의 u 방향 길이이고 그 외는 단면적, 中性子東, 중성자류 등의 표준 형식이므로 상세한 설명은 생략한다.

식 (1)과 (2)를 푸는 방법은 일반적인 중성자 확산 방정식을 푸는 것과 비슷하나, 중성자속에 관해서가 아니고 출력 분포와 유효 증배 계수가 주어진 상태로 열수력 변환 효과를 고려해 가면서 흡수 단면적에 관해서 푸는 것이 차이점이다.

축방향 출력 분포 초기화를 검증하기 위하여 SMART 노심 예비 설계에서

사용된 노심의 초기 연소도가 "0"인 상태를 이용하였다. 먼저 이런 조건에서 MASTER 코드로 계산을 하여 노심 출력 분포와 유효 증배 계수를 얻었다. 축방향 노드 수는 22개이고 첫 번째와 마지막 노드는 반사체이다. 그리고 반경방향 출력 분포와 유효 증배 계수는 동일하게 하면서 축방향 출력 분포가 그림 3.8-2의 목표치가 되도록 하는 해를 구하였다.

축방향 출력 분포 초기화 결과를 그림 3.8-1과 3.8-2에 수록하였다. 그림 3.8-1은 반경방향 출력 분포와 유효 증배 계수가 축방향 출력 분포 초기화 후에도 동일하게 유지되고 있음을 보여주고 있으며, 그림 3.8-2는 초기 축방향 출력 편차가 -23.46%에서 60.00%로 목표치를 만족하면서 각 축방향 출력도 출력 목표치를 만족하고 있음을 보여준다.

반경방향 출력 분포

Y/X	7	8	9	10	11	12	13	
7	1.3315	1.1405	1.3473	1.1799	1.2528	1.0885	.7811	--- 초기 출력
	1.3315	1.1405	1.3473	1.1799	1.2528	1.0885	.7811	--- 변환후 출력
8	1.1405	1.3641	1.2040	1.2847	1.0686	1.0589	.6147	
	1.1405	1.3641	1.2040	1.2847	1.0686	1.0589	.6147	
9	1.3473	1.2040	1.2939	1.0809	1.0559	.7539		
	1.3473	1.2040	1.2939	1.0809	1.0559	.7539		
10	1.1799	1.2847	1.0809	1.0755	.7933	.5076		
	1.1799	1.2847	1.0809	1.0755	.7933	.5076		
11	1.2528	1.0686	1.0559	.7933	.5489			
	1.2528	1.0686	1.0559	.7933	.5489			
12	1.0885	1.0589	.7539	.5076				
	1.0885	1.0589	.7539	.5076				
13	.7811	.6147						
	.7811	.6147						

유효 증배 계수

초기 : 1.036968  
 변환후: 1.037023 (차이=0.000055)

그림 3.8-1 반경방향 출력 분포 및 유효 증배 계수 비교

축방향		축방향 출력 분포		
노드 번호	높이(cm)	초기	목표치	변환후
21	381.0	.0327	1.2300	1.2300
20	363.0	.0816	1.9300	1.9300
19	345.0	.1737	2.1400	2.1400
18	327.0	.3815	2.0900	2.0900
17	309.0	.6882	1.9300	1.9300
16	291.0	.9375	1.7300	1.7300
15	273.0	1.1394	1.5100	1.5100
14	255.0	1.2977	1.3200	1.3200
13	237.0	1.4177	1.1200	1.1200
12	219.0	1.5038	1.0000	1.0000
11	201.0	1.5589	.8800	.8800
10	183.0	1.5847	.7500	.7500
9	165.0	1.5807	.6100	.6100
8	147.0	1.5447	.4800	.4800
7	129.0	1.4728	.3700	.3700
6	111.0	1.3592	.2900	.2900
5	93.0	1.1970	.2200	.2200
4	75.0	.9791	.1800	.1800
3	57.0	.6996	.1400	.1400
2	39.0	.3695	.0800	.0800
축방향 출력 편차 =		-0.2346	.6000	.6000

그림 3.8-2 축방향 출력 분포 비교

## 나. 노달 해석함수 전개법

이 방법은 노드내의 균질화된 중성자속 분포를 그 노드의 어떤 점에서든 중성자 확산방정식을 만족하는 비분리 해석함수로 전개한다. 이 해석함수의 계수는 이 방법에서 미지수로 취급하는 그 노드의 평균 중성자속, 경계면 중성자속 및 격자점 중성자속으로 표현한다. 그런 다음 노드의 평균 중성자속을 풀기 위한 중성자속 균형방정식, 경계면 중성자속을 풀기 위한 인근 노드와의 경계면에서 중성자류 연속 조건식 및 격자점 중성자속을 풀기 위한 격자점 중성자 균형식을 만들어 이 세 종류의 식을 반복적으로 푼다. 이 방법은 해석함수를 사용하므로 핵특성이 아주 다른 집합체의 경계면에서 뿐만 아니라 격자점 근처에서 일어나는 국부적인 급격한 열중성자속 변화도 정확히 모사할 수 있다.

노달 해석함수 전개법을 MASTER 코드에 프로그래밍하여 전형적인 표준 계산 모델인 3차원 IAEA Benchmark 문제[8-30]를 풀어 그것의 정확도를 평가하였다. 이 문제의 노심은 핵연료 집합체의 수가 177개이고 노심의 외곽이 20 cm 두께의 반사체로 구성되어 있으며 제어봉이 부분적으로 삽입되어 있다. 핵연료 집합체의 크기를 하나의 노드로 취급하여 계산하였으며 그 결과를 그림 3.8-3에 나타내었다. 여기에서 기준값은 미세격자 유한차분법을 사용한 VENTURE 코드로 계산된 값이고 노달 전개법의 결과도 함께 수록하였다. 이 결과에 의하면 두 방법 모두 기준값과 큰 차이를 보이지 않고 있으며, 특히 노달 해석함수 전개법은 유효 증배 계수( $k_{eff}$ ), 핵연료 집합체의 출력 최대 오차(Maximum Error), 평균 출력 오차 (RMS Error) 및 핵연료 집합체 침투 출력 오차 (Power Peak Error) 모두 다 노달 전개법보다 우수함을 보여준다.

Y/X	H	G	F	E	D	C	B	A	
8	.729	1.281	1.422	1.193	.610	.953	.959	.777	-- a
	.002	.005	.008	.004	.000	.001	-.004	-.007	-- b
	.003	-.004	-.007	-.003	.003	.000	-.006	-.001	-- c
9		1.397	1.432	1.291	1.072	1.055	.976	.757	
		.007	.005	.004	.000	-.001	-.006	-.009	
		-.001	.000	-.001	-.003	.001	.001	-.001	
10			1.368	1.311	1.181	1.089	1.000	.711	
			.004	.004	.003	-.002	-.009	-.003	
			.007	.001	-.005	.001	-.000	.000	
11				1.178	.972	.923	.866		
				.004	.000	-.002	-.004		
				.001	-.002	-.001	.002		
12					.476	.700	.611		
					-.001	-.004	.000		
					.001	-.006	-.002		
13						.597			
						.000			
						.001			

a: 기준값

b: 노달 전개법(NEM) - 기준값

c: 노달 해석함수전개법(AFEN) - 기준값

	keff	RMS Error <sup>1</sup>	Maximum Error	Peak Power Error
기준값	1.02903	-	-	-
노달 전개법	1.02901	0.00446	-0.009	0.005
노달 해석함수전개법	1.02904	0.00283	0.007	0.000

<sup>1</sup> Full-core base

그림 3.8-3 3차원 IAEA 기준 계산 문제의 노심 출력 비교

#### 4. 결론

중소형 일체형 원자로 SMART의 노심 설계 및 해석에 적용하고 있는 CASMO-3/MASTER 코드 체계의 정확도를 불확실성 평가를 통하여 검증하였다. 또한 MASTER 코드에 노달 해석함수 전개법을 도입하여 기존의 노달 함수 전개법보다 정확성이 향상될 수 있음을 보여 주었고, 축방향 출력 분포 초기화 기법을 개발하여 설계시에 필요한 극한 상태의 초기 조건을 자유 자재로 설정 가능하도록 하였다.

## 참고 문헌

- [2-1] J. K. Seo et al., "Advanced Integral Reactor (SMART) for Nuclear Desalination," IAEA-SM-347/40, Proceedings of Symposium on Desalination of Seawater with Nuclear Energy, Taejon, Korea, May 1997.
- [2-2] "Fuel Design Report for 17x17 Assembly," KAERI/KWU, September 1987.
- [2-3] M. Edenius, B. Forssen, "CASMO-3: Users Manual," STUDSVIK/NFA-89/3, November 1989.
- [2-4] B. O. Cho et al., "MASTER- Methodology Manual," KAERI/TR-686/96, June 1996.
- [2-5] C. H. Lee et al., "MASTER- Users Manual," KAERI/TR-560/95, August 1996.
- [2-6] J. S. Song et al., "Verification and Uncertainty Evaluation of CASMO-3/MASTER Nuclear Analysis system," KAERI/TR-806/97, January 1997.
- [2-7] M. Edenius et al., "CASMO-3, A Fuel Assembly Burnup Program, Methodology Version 4.4," STUDSVIK/NFA-89/2, Rev.1, January 1991.
- [2-8] "핵자료표," KAERI/Gp-106/95, 한국원자력연구소, July 1995.
- [2-9] 김택겸 외 다수, "육방형 핵연료집합체에서의 가연성 독물질 핵특성 연구," KAERI/TR-766/96, 한국원자력연구소, 1996.
- [2-10] M. Edenius and C. Gragg, "MICBURN-3 Microscopic Burnup in Burnable Absorber Rods, Methodology Version 1.5," STUDSVIK/NFA-89/11, November 1989.
- [2-11] J. F. Briemeister, "MCNP- A General Monte Carlo N-Particle Transport Code," LA-12625-M, November 1993.
- [2-12] R. Loretz et al., "DIT User Input Manual," CE-CES-11 Rev. 2-P, March 1988.
- [2-13] "HELIOS Program Description," Scandpower, December 31, 1994.
- [2-14] R J J Stamm'ler and E. Martensson, "User's Manual for AURORA," Scandpower, 1993.
- [2-15] "User Manual ZENITH," Scandpower, November 8, 1993.
- [2-16] J. S. Song, "Sensitivity Study and Functionalization of Cross Section to Fuel and Moderator Temperature," KAERI/TR-620/96, February 1996.

- [2-17] K. S. Kim, "Generation of Effective Cross Section for the Axial Reflector of Yonggwang Unit 3 by CASMO-3 with 40-group K-library," CA-NE-GEN00-96-001 Rev.0, February 1996.
- [2-18] K. B. Lee, "Verification of Equivalent Radial Reflector Cross Sections by Using CASMO-3 for PWR Core Design," CASMO User's Meeting, February 22-24, 1995.
- [2-19] J. H. Kim, "Generation of Radial Reflector Cross Sections of YGN-3 and YGN-1 for MASTER by using CASMO-3," CA-NE-GEN00-96-002, March 1996.
- [2-20] M. Edenius, Clas Gragg, "CASLIB User's Manual Version 1.3," STUDEVIK/NFA-89/13, January 1989.
- [2-21] C. H. Lee et al., "XFORM User's Manual," KAERI/TR-707/96, June 1996.
- [2-22] J. J. Duderstadt, L. J. Hamilton, "Nuclear Reactor Analysis," John Wiley & Sons Inc., 1976.
- [2-23] "Final Safety Analysis Report for KNU 7&8," KEPCO.
- [2-24] "Final Safety Analysis Report for HANARO," KAERI.
- [2-25] "Standard Review Plan," NUREG-0800 Draft Rev.3, U.S. NRC, April 1996.
- [2-26] S. V. Barinov, P. B. Kouznetsov, "Development of 3D Neutron Kinetics Module for SADKO," RDIPE, Report No. 050-388-4723, 1995.
- [2-27] J. C. Emmett, P. K. Hutt, "PANTHER and the UK Package for Fuel Management Calculations," Proceedings of IAEA Tech. Comm. on Improvements in Fuel Management Codes. Madrid, July 1988.
- [2-28] D. R. Vondy, T. B. Fowler, "Nuclear Reactor Analysis Code: CITATION," ORNL-TM-2496, ORNL, 1971.
- [2-29] S. Langenbuch, W. Maurer, W. Werner, "Coarse-Mesh Flux-Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large Light-Water Reactor Cores," Nucl. Sci. Eng. 63, 437-456, 1977.
- [2-30] M. I. Rozhdestvensky, V. K. Davydov et al., "Development of Benchmark Models and Cross-Verification of 3D Neutronic Codes for RBMK Calculations," RDIPE, Report No. 050-182-4392, 1993.

- [3-1] L. A. Adamovich, "The NSSS for Medium Size CNPP," M11295-PM-DB000-00, 9/26/96
- [3-2] Private communication with Chungchan Lee.
- [3-3] Drescher, "Core DNBR Analysis Code PUMA Mod. 2.6," ST112/87/e364b, January 1990.
- [3-4] Mistelberger, "Topical Report on the Application of ERB-2 Correlation to J/D fuel," September 1987.
- [3-5] Bruch, "DIWAN Code," R162/e3279/79 KWU, 1978.
- [4-1] Combustion Engineering, Inc., "Overview Description of the Core Operating Limit Supervisory System (COLSS)," CEN-312-P, Rev.01-P, November 1986.
- [4-2] L.A. Banda and D. Bollacasa, "Evolution of Core Power Monitoring Systems at ABB Combustion Engineering Nuclear Power," Specialists' Meeting on In-core Instrumentation and Reactor Core Assessment, Pittsburgh , PA USA, 1991.
- [4-3] Combustion Engineering, Inc., "Functional Design Requirements for a Core Protection Calculator," CE-NPSD-335-P, Rev. 02-P, April 1988.
- [4-4] C.E. Meyer and R.L. Stover, "Incore Power Distribution Determination in Westinghouse Pressurized Water Reactors," WCAP-8948, July 1975.
- [4-5] C.L. Beard, "Experience with the BEACON Core Monitoring and Support System," Specialists' Meeting on In-core Instrumentation and Reactor Core Assessment, Pittsburgh, PA USA, 1991.
- [4-6] S.L. Ellenberger et al., "Design Bases for the Thermal Overpower  $\Delta T$  and Thermal Overtemperature  $\Delta T$  Trip Functions," WCAP-8746, March 1977.
- [4-7] H.K. Yoo, G.S. Auh, J.J. Kim, and C.C. Lee, "Comparative Limiting Conditions for Operation Analysis between Analog and Digital Core Monitoring Systems," J. of the Korean Nuclear Society, Vol. 24 No. 4, December 1992.
- [4-8] Research and Development Institute of Power Engineering, "The NSSS for Medium Size CNPP: Preliminary Description of NSSS Design Concepts," M11295-PM-DB000-00, September 26, 1996.

- [4-9] NRC Regulatory Guide 1.70, Revision 3, "Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants," November 1978.
- [4-10] U.S. Code of Federal Regulations, Title 10.
- [4-11] "CE-Method for Control Element Assembly Ejection Analysis," CENPD-190-A, January 1976.
- [5-1] ICRP 60, "1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection," Pergamon Press, 1991.
- [5-2] 10CFR20 : U.S. Code of Federal Regulations, Part 20, "Standards for Protection Against Radiation," Nuclear Regulatory Commission, 1991.
- [5-3] "Nuclear Steam Supply System for Medium size CNPP, Preliminary Description of Design Concepts," M11295-Pm-SD000-00, Moscow, RDIPE, 1996.
- [5-4] ICRP 26, "Recommendation of the International Commission on Radiological Protection," Pergamon Press, 1977.
- [5-5] "NSSS Design Requirement for Medium Size CNPP," M11295-PM-SR-10-03, 1995.
- [5-6] "EPRI-ALWR URD : Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Documents," Vol. II, Evolutionary Plant, Rev. 4, 1992. (Electric Power Research Institute).
- [5-7] T. Rockwell, "Reactor Shielding Design Manual," TID-7004, US DOC, 1956.
- [5-8] "Oak Ridge National Laboratory, SCALE4.3: Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers," CCC-545, Oak Ridge National Laboratory, 1996.
- [5-9] N.M. Greene and L.M. Petrie, "XSDRNPM-S: A One-Dimensional Discrete Ordinates Code for Transport Analysis," Vol.2 Sect. F3 of SCALE: A Modular Code System for performing Standardized Computer Analyses for Licencing Evaluation, Vols. 1-3, NUREG/CR-0200, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1984.

- [5-10] L.M. Petrie and N.F. Cross, "KENO IV: An Improved Monte Carlo Criticality Program," ORNL - 4938, November 1975.
- [5-11] W. W. Engle. Jr., "ANISN:A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693, Union Carbide Corp., Nuclear Division, Oak Ridge Natl. Lab., March 1967.
- [5-12] W. A. Rhoades and R.L. Childs, "An Updated Version of the DOT4 One- and Two- Dimensional Neutron/Photon Transport Code," ORNL-5851, Union Carbide Corp., Oak Ridge Natl. Lab., April 1982.
- [5-13] W. A. Rhoades, "The GIP Program for Preparation of Group-Organized Cross-Section Libraries," Informal Notes, April 1978.
- [5-14] V.R. Cain, "A Users Manual for QAD-CG, the Combinatorial Geometry Version of the QAD-P5A Point Kernel Shielding Code," NE0007, Bechtel Power Corporation, July 1977.
- [5-15] Los Alamos Monte Carlo Group, "MCNP- Monte Carlo N-Particle Transport Code," Version 4A, LA-12625-M, Los Alamos National Lab., November, 1993.
- [5-16] A.G. Croff, "A Users Manual for the ORIGEN2 Computer Code," ORNL/TM-7175, July, 1980.
- [5-17] A.P. Veselkin, M.Ye. Nethcha, A.V. Nickitin, and S.F. Mocharny, "RAPK-6 Corrosion Products Activity Calculation Code Description," E16-481, RDIPE, Moscow, 1978.
- [5-18] M. Edenius and B.H. Forssen, "CASMO-3: User's Manual," STUDSVIK/NFA-89/3, November 1989.
- [5-19] K.B. Lee, Personal Communication, June 1997.
- [6-1] Seminar 자료, "Floating Condition 적용 원자로의 제어봉 구동장치 현황조사", 김종인, 1997년 6월 7일.
- [6-2] IAEA-TECDOC-881, "Design and Development Status of Small and Medium Reactor Systems 1995", IAEA, May 1996.
- [6-3] KAERI 시방서 번호 LF-FE 110, "Semi-Finished Product for Nuclear Reactor Components Inconel 718 Sheet and Strip Material", 김규태, 1988. 4. 23.

- [6-4] KAERI 시방서 번호 LE-FE 119a, "Semi-Finished Product for Core Components Inconel 718 Rod Material", 송기남, 1988. 4. 23.
- [6-5] KAERI 시방서 번호 LF-FE 136, " Semi-Finished Product for Nuclear Reactor Material NiCr19Fe19NbMo Material No. 2.4668 (Inconel 718) Sheet and Strip", 김성호, 1992. 2. 21.
- [6-6] KAERI/RR-1164/92, "이물질 여과 하단고정체 개발", 손동성 외, KAERI 보고서, 1992.
- [6-7] KAERI/RR-1266/93, "이물질 여과 하단고정체 개발", 이재경 외, KAERI 보고서, 1993.
- [7-1] "Design and Development Status of Small and Medium Reactor Systems 1995," IAEA-TECDOC-881, IAEA, 1996.
- [7-2] W.H. Hannum, "The Technology of the Integral Fast Reactor and its Associated Fuel Cycle," Progress in Nuclear Energy, Vol. 31, No 1/2, 1997.
- [7-3] D.S. Sohn, et al., "Fuel Design Report for 17 x 17 Assembly," KAERI, 1987.
- [7-4] L.A. Adamovich, et al., "The NSSS for Medium Size CNPP : Preliminary description of NSSS design concepts," RDIPE Report M11295-PM-DB000-00, 1996.
- [7-5] "USNRC Standard Review Plan 4.2 Fuel System Design," NUREG-0800, USNRC, 1981.
- [7-6] D. Mitchell, "Distinctive crud pattern and failed fuel pins", Proceedings of 1997 international topical meeting on light water reactor fuel performance," Portland, Oregon, March 2-6, 1997.
- [7-7] R. Terasvirta and L. Hansson-Lyyra, "Exceptional crud build-up in Loviisa-2 fuel bundles", OECD/NEA specialists' meeting on nuclear fuel and control rods : operating experience, design evolution and safety aspects, Madrid, Spain, November 5-7, 1996.
- [7-8] 이찬복, "핵연료 노내 거동과 산화물 핵연료의 중요성", 요업기술, Vol. 11, No. 5, 1996.

- [7-9] J.C. Clayton, "Internal hydriding in irradiated defected Zircaloy fuel rods", *Zirconium in the Nuclear Industry : Eighth Intl. Sym.*, ASTM STP 1023, pp. 266-288, 1989.
- [7-10] D.H. Locke, "The behavior of defective reactor fuel", *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 21, pp. 319-330, 1972.
- [7-11] V.M. Chernyshov and V. M. Troyanov, "Lessons learned from control rods irradiation experience, development of advanced absorbers and their refractory properties under accident conditions", 1997 Intl. Top. Meeting on LWR fuel performance, Portland, Oregon, March 2-6, 1997.
- [8-1] M. Edenius, B. Forssen, "CASMO-3: A Fuel Assembly Burnup Program Methodology Version 4.4," STUDSVIK/NFA-89/2, November 1989.
- [8-2] M. Edenius, B. Forssen, "CASMO-3 User's Manual," STUDSVIK/NFA-89/3, November 1989.
- [8-3] B. O. Cho et al., "MASTER Methodology Manual," KAERI/TR-686/96, May 1996.
- [8-4] B. O. Cho et al., "The Features and Solution Methodologies of the KAERI Nuclear Design Code MASTER," International Conference on the Physics of Reactors, Mito Japan, September 16-20, 1996.
- [8-5] C. H. Lee et al., "XFORM 1.0 User's Manual," KAERI/TR-707/96, June, 1996.
- [8-6] D. S. Rowe, "COBRA III-C: A Digital Computer Program for Steady-State and Transient Thermal Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements," BNWL-1695, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, 1973.
- [8-7] R. E. Masterson, L. Wolf, "COBRA III-P: An Improved Version of COBRA for Full Core Light Water Reactor Analysis," *Nuclear Engineering and Design* 48, 293, 1978.
- [8-8] J. W. Jackson, N. E. Todreas, "COBRA III-C/MIT-2: A Digital Computer Program for Steady-State and Transient Thermal Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements," MIT-EL81-018, MIT, 1981.

- [8-9] K. S. Kim et al., "Verification and Validation of CASMO-3/MASTER Design Code System," International Conference on the Physics of Reactors, Mito Japan, September 16-20, 1996.
- [8-10] J. S. Song et al., "CASMO-3/MASTER 핵설계체계 검증 및 불확실도 분석," KAERI/TR-806/97, January 1997.
- [8-11] H. Finnemann et al., "Interface Nodal Current Techniques for Multidimensional Reactor Calculations," Atomkernenergie, 30, 123, 1977.
- [8-12] H. Finnemann, H. Raum, "Nodal Expansion Method for the Analysis of Space-time Effects in LWRs," Proceedings of a Specialists' Meeting on Calculation of 3-Dimensional Rating Distributions in Operating Reactors, Paris, November 1979.
- [8-13] H. D. Fischer, H. Finnemann, "The Nodal Integration Method - A Diverse Solver for Neutron Diffusion Problems," Atomkernenergie 39, 229, 1981.
- [8-14] R. Loretz et al., "User's Manual for ROCS - Coarse Mesh Diffusion Theory Neutronics Code," CE-CES-4 Rev. 4-P, December 1989.
- [8-15] J. M. Noh and N. Z. Cho, "A New Diffusion Nodal Method Based on Analytic Basis Function Expansion," Trans. Am. Nucl. Soc., 69, 462, 1993.
- [8-16] J. M. Noh and N. Z. Cho, "A New Approach of Analytic Basis Function Expansion to Neutron Diffusion Nodal Calculation," Nucl. Sci. Eng., 116, 165, 1994.
- [8-17] K. Koebeke, "A New Approach to Homogenization and Group Condensation, IAEA Technical Committee Meeting on Homogenization Methods in Reactors Physics," IAEA-TECDOC-231, Lugano, 1978.
- [8-18] K. Koebeke, "Advances in Homogenization and Dehomogenization," International Topical Meeting On Advances in Mathematical Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems, 2, 60, Munich, 1981.
- [8-19] K. S. Smith, "Assembly Homogenization Techniques for Light Water Reactor Analysis," Prog. Nucl. Energy, Vol.17, No.3, 1986.

- [8-20] H. J. Winter, K. Koebke, "Effective Cross Sections for the Radial and Axial Reflector in the Standard 79A Design Method," Siemens/KWU Technical Report R121-339/80, December 1980.
- [8-21] K. Koebke, H. Winter, "The Equivalent Reflector Model," Siemens/KWU Technical-Report U6/521/82/E307, November 3, 1982.
- [8-22] K. B. Lee, "Generation of Equivalent Homogenized Reflector Constants using CASMO-3," SPC Work-Report KBL:94:001, November 21, 1994.
- [8-23] K. B. Lee, Y. J. Kim, B. O. Cho, C. O. Park, "Verification of Equivalent Radial Reflector Cross Sections by Using CASMO-3 for PWR Core Design," CASMO Users Meeting, February 22-24, 1995.
- [8-24] K. Koebke, L. Hetzelt, "On the Reconstruction of Local Homogeneous Neutron Flux and Current Distributions of Light Water Reactors from Nodal Schemes," Nucl. Sci. Eng., 91, 123, 1985.
- [8-25] R. Boer and H. Finnemann, "Fast Analytical Flux Reconstruction Method for Nodal Space-time Nuclear Reactor Analysis," Ann. Nucl. Energy, Vol.19, No.10-12, 617-628, 1992.
- [8-26] B. O. Cho, "Specification of FLUXD of COPS," Siemens/KWU Work-Report BT25/1993/E048, March 4, 1993.
- [8-27] C. H. Lee, Y. J. Kim, "An Adaptation of the SAV Standard Nuclide Chain for the CASMO-3/MEDIUM-3 Procedure," Journal of the Korean Nuclear Society, Vol.26, No.2, June 1994.
- [8-28] M. R. Wagner, K. Koebke, H. J. Winter, "A Nonlinear Extension of the Nodal Expansion Method," International Topical Meeting on Advances in Mathematical Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems, 2, 43, Munich, 1981.
- [8-29] H. Finnemann, "Representation of Control Rods using the Nodal Expansion Method (NEM)," Siemens/KWU Technical-Report R121-E285/77, December 15, 1977.
- [8-30] Argonne Code Center, *Benchmark Problem Book*, ANL-7416, September 1976.

## 제 4 장 연구 개발 목표 달성도 및 대외 기여도

### 제 1 절 연구 개발 목표 달성도

본 연구의 목표는 330 MW급 중소형 일체형 원자로 SMART의 노심 및 핵연료 설계 기준을 예비 설정하고, 노심 및 핵연료 예비 개념 설계를 수행하며, 노심 설계/해석에 필요한 노심 특유 기술을 개발하는 것이다.

이를 위하여, 우선적으로 세계 각국의 중소형 및 일체형 원자로 노심의 설계 개념 및 개발 현황을 조사하고 현재까지 국내에 축적된 기존 경수로 노심 및 핵연료 설계 기술을 바탕으로 기존 상용로에서 적용하고 있는 노심 설계 기준을 참조하여 예비 설계 기준을 설정하였다.

노심의 초과 반응도를 가연성 흡수체와 제어봉만으로 제어하며 3년 이상의 운전 주기를 가지는 초장주기, 무봉산 운전을 구현하기 위한 노심 예비 개념을 개발하였고, 이와 같은 노심의 설계/해석에 적합하도록 노심 해석 코드 체계를 구축하였다.

본 과제에 대한 연구는 전반적인 노심 해석 및 설계에 필요한 노심 핵 설계, 노심 열수력 설계, 노심 보호/감시 계통 설계 및 노심 안전성 분석, 노심 차폐 설계, 핵연료 집합체 기계 설계, 핵연료봉 설계 그리고 노심 설계 기술 개발 등의 7개 분야별로 세분하여 수행되었으며 각 분야별 연구 개발 내용 및 범위는 다음과 같다.

#### 1. 노심 핵 설계

SMART의 노심 핵 설계 기준 및 요건을 예비 설정하고 용량에 부합되는 노심 및 핵연료 기본 설계 사양을 예비 선정하였다. 이러한 기준 및 요건은 초장주기, 무봉산 운전에 필요한 제반 제한 조건과 목표를 포함한다. 초장주기, 무봉산 노심을 위한 예비 개념 설계 및 분석을 위하여

CASMO-3/MASTER 전산 코드 체계의 검증 계산을 수행하였고, 국산 핵연료 KOFA를 사용하여 예비 설계 요건에 부합되는 노심 구성 방안을 모색하였다. 예비 노심 장전 모형에 대한 핵적 안전성을 검토하고 반응도 제어에 필요한 제어봉가 확보 여부를 확인하였다.

## 2. 노심 열수력 설계

SMART의 노심 열수력 설계 요건을 예비 선정하여 검토한 후, 노심 열수력 기본 인자를 생산하여 검토하였다. 노심 설계에 필요한 한계 DNBR 설정, 열적 여유도 평가, 수력적 성능 및 열적 혼합 성능 평가를 위하여 기존 열수력 시험 자료들에 대한 Database를 구축하였다.

## 3. 노심 보호/감시 계통 설계 및 노심 안전성 분석

SMART에 적용될 노심 보호/감시 계통을 선정하기 위하여 우선 DNBR과 LPD와 관련된 국내 가압 경수로형 원전에 적용되고 있는 노심 보호/감시 계통의 현황을 검토하였고, SMART용 노심 보호/감시 계통의 예비 설계 기준과 핵계측기, 출력 장치, 응용 소프트웨어 등의 계통 요건에 대하여 1차적인 검토를 수행하였다.

SMART는 특성상 기존 대형 가압 경수로와 여러 가지 계통이 판이하게 다르므로, 노심 안전성 분석 방법 및 절차 역시 다르다. 따라서, SMART 노심의 안전성 분석 절차를 확립하기 위한 토대로 삼기 위하여 일반적인 안전성 분석 고려 사항을 살펴보고, 몇가지 설계 기준 사고에 대하여 한국 표준형 원전인 영광 5/6호기에 사용된 ABB-CE社의 안전성 분석 방법론을 검토하였다.

## 4. 노심 차폐 설계

SMART의 노심 차폐 설계와 관련하여 ICRP-60과 10 CFR 50의 검토를 통하여 방사선 방호의 목적 및 기준을 예비 설정하였고, 전산 코

드 체계를 포함한 노심 차폐 설계 및 해석에 필요한 방법론을 예비 정립하였다. 또한 이 방법론에 따라서 SMART의 방사선원항 계산을 위하여 기본 구조에 대한 예비 차폐 투과 해석을 수행하였다.

#### 5. 핵연료 집합체 기계 설계

운전중 1차 계통의 냉각수 정화 계통이 작동되지 않는 SMART의 핵연료는 한 번 손상되면 압력 용기 내의 모든 계통이 오염되어 복구하기 어렵기 때문에 가능한 손상이 극소화되도록 상용 대형 원자로용 핵연료보다 엄격한 설계 기준이 적용되어 개발되어야 한다. 이를 위하여 세계 각국의 중소형 일체형 원자로용 핵연료 개발 현황을 검토하였으며, 국산 핵연료 KOFA를 근간으로 하는 SMART용 핵연료의 개발 방향을 검토하였다.

#### 6. 핵연료봉 설계

중소형 원자로용 핵연료 개발 현황을 검토하였고, 국산 핵연료 KOFA의 설계를 기본으로 하는 SMART용 핵연료의 초장주기, 무봉산 운전에 따른 핵연료봉, 소결체, 피복관, 손상 핵연료의 거동 등에 대하여 평가하였다. 또한, Dysprosium Titanate를 중성자 흡수봉으로 사용하는 경우의 방사선 照射 안정성, 내부식성, 열 생성량 등에 대하여 AgInCd 제어봉과 비교 평가하였다.

#### 7. 노심 설계 기술 개발

초장주기, 무봉산 운전 요건에 따라 SMART에는 기존 가압경수로와는 달리 다양한 가연성 흡수체 및 제어봉이 노심 잉여 반응도 제어를 위하여 복합적으로 사용되고 있다. 또한 봉산을 사용하지 않음으로써 주기 운전중 제어봉 삽입이 필수적이며 제어봉의 장기간 삽입은 제어봉 연소를 고려해야 한다. SMART의 노심 설계 및 해석 체계 개발에서는 위와 같은 노심 특이 사항을 정확히 모사하기 위하여, 정상 및 과도 상태의 발전용 가압

경수로 노심 설계 및 해석을 위해 이미 개발 중인 고유 노심 해석 코드 체계 CASMO-3/MASTER- $\alpha$ 에 대한 코드별 해석 방법론을 기술하였고, 330 MWt급 중소형 일체형 원자로의 노심 설계 및 해석을 위해 노달 해석함수 전개법을 코드에 도입하였고, 축방향 출력 분포 초기화 기법을 개발하였다.

## 제 2 절 대외 기여도

330 MWt급 중소형 일체형 원자로의 노심 설계 개발 연구를 통하여 다음의 몇가지 기술적 측면 및 경제/산업적 측면에서 대외적으로 기여할 것으로 판단된다.

첫째, 기 자립된 대형 상업용 발전로의 노심 설계 및 해석 기술의 바탕 위에서 새로이 중소형 일체형 원자로 노심의 기본 모델을 확보하고, 노심 설계/해석 코드 체계 및 방법론을 확보함으로써 노심 설계 및 해석 기술이 다양화되고 고도화되는 데에 기여할 것이다.

둘째, 노심 설계 기술 고도화를 통하여 국내 원자력 산업의 국제 경쟁력을 향상시키고, 나아가서 국내 원자력 기술의 수출 기반을 조성하는 데에 기여할 것이다.

셋째, 고유 노심 설계 및 해석 체계를 자체 개발 보유함으로써, 해외 도입 코드 체계를 위한 도입료, 기술료, 유지 보수 비용 등의 외화를 절감하는데 기여할 것이며, 나아가서 고유 설계 방법론 및 전산 코드 체계의 수출 기반을 확립하는 데에 기여할 것이다.

이 페이지는

여백입니다

## 제 5 장 연구 개발 결과의 활용 계획

330 MWt급 중소형 일체형 원자로 SMART의 초장주기, 무봉산 운전에 필요한 예비 설계 기준을 설정하고 무봉산 노심의 중요한 초과 반응도 제어 수단인 가연성 흡수체에 대한 폭 넓은 검토를 수행하여 SMART의 노심 구성에 적절한 가연성 흡수체를 선정하고 예비 노심을 구성하였다. 구성된 예비 노심에 대하여 무봉산 운전을 위한 정상 상태에서의 임계 제어봉 위치, 출력 편차, 첨두 출력 계수 등 안전 변수와 원자로 정지 여유도를 평가하여 3년 이상 초장주기 운전이 가능함을 확인하였다.

도서 지방 또는 대단위 공업 지역에 전력, 공업 용수 및 식수를 공급하기 위한 해수 담수화용 플랜트의 에너지원이나, 컨테이너선 등의 선박용 원자로의 동력원으로는 중소형 원자로가 적합한데, 본 연구 결과는 이러한 에너지원이나 동력원을 개발하는데 있어서 노심 및 핵연료의 개념과 기본 설계의 기초로 활용될 것이고, 기 자립된 국내 상업용 원자로의 설계 및 건설 기술에 접목되어 중소형 일체형 원자로의 노심 및 핵연료 상세 설계의 기초로 활용될 것이며, 나아가서 원자력 저개발국에 대한 수출용 중소형 원자로형으로도 활용될 수 있을 것이다.

새로이 개발된 노달 해석함수 전개법 및 사고 해석시의 축방향 출력 분포 초기화 기법 등이 추가로 이식된 고유 전산 코드 체계 CASMO-3/MASTER에 의한 노심 설계 및 해석 기술은 초장주기, 무봉산 운전 요건에 따라 다양한 가연성 흡수체가 사용되며 제어봉이 노심 내에 삽입되어 운전되는 특이 사항들을 고려해야 하는 중소형 일체형 원자로의 노심 및 핵연료의 설계 및 해석에 뿐만 아니라 국내에서 상업 운전 중인 대용량 발전로의 노심 및 핵연료의 설계와 해석에도 원용될 수 있을 것이다.

이 페이지는

여백입니다

## 서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드
KAERI/RR-1712/96			
제목 / 부제	중소형 일체형원자로 노심설계개발		
연구책임자 및 부서명	지성균 (동력로개발팀)		
연구자 및 부서명	장문희, 이정찬, 송재승, 조병오, 김교운, 김상지, 박상운 김하용, 이기복, 이창호(동력로개발팀) 전태현, 오동석 인왕기, 김형규, 이찬복, 강홍석, 송기남(경수로핵연료개발팀)		
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소
페이지	345 p.	도표	있음(○), 없음( )
참고사항			
비밀여부	공개(○), 대외비( ), _ 급비밀	보고서종류	연구보고서
연구위탁기관		계약번호	
초록 (15-20줄내외)	<p>최근 주목받고 있는 중소형 일체형 원자로의 원자력의 비발전 목적으로의 활용을 목표로 하고 있다. 이러한 원자력의 활용은 피동 및 고유 안전 개념의 적극적 도입과 초장주기 운전, 설비의 단순화와 연계된 무봉산 운전과 관련 노심 제어 기술 등 기존 대용량 발전로에서는 다루기 힘든 여러 가지 신기술의 복합적 수용을 요구하고 있다. 따라서, 본 연구의 목적은 330MW급 중소형 일체형 원자로(SMART)의 노심 개념 개발을 위하여 노심 설계에 필요한 설계 기준을 예비 설정하고 노심 예비 개념 설계를 수행하며, 노심 설계 해석에 필요한 노심 특유 기술을 개발하는 것이다. 이를 위하여 우선 기존 상용로에서 적용하고 있는 노심 설계 기준을 참조하여 예비 설계 기준을 설정하였으며 초장주기, 무봉산 운전을 구현하기 위한 SMART 원자로의 노심 예비 개념을 개발하고, 노심의 설계/해석에 적합한 노심 해석 체계를 구축하였다.</p>		
주제명키워드 (10단어내외)	중소형 일체형 원자로, 신형원자로, 열병합로, SMART 무봉산 운전, 초장주기, 정지 여유도, 노심 설계, MASTER, KOFA		

## BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.	Sponsoring Org. Report No.	Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/RR-1712/96			
Title / Subtitle	Design and Development of Small and Medium Integral Reactor Core		
Project Manager and Department	Zee, Sung-Quun (Power Reactor Development Team)		
Researcher and Department	M.H.Chang, C.C.Lee, J.S.Song, B.O.Cho, K.Y.Kim, S.J.Kim, S.Y.Park, K.B.Lee, C.H.Lee (Power Reactor Development Team) T.H.Chun, D.S.Oh, W.K.In, H.K.Kim, C.B.Lee, H.S.Kang, K.N.Song (LWR Fuel Development Team)		
Publication Place	Taejon	Publisher	KAERI
			Publication Date
			1997. 7.
Page	345 p.	Ill. & Tab.	Yes( o ), No ( )
			Size
			26 Cm.
Note			
Classified	Open( o ), Restricted( ), ___ Class Document	Report Type	Research Report
Sponsoring Org.		Contract No.	
Abstract (15-20 Lines)	<p>Recently, the role of small and medium size integral reactors is remarkable in the heat applications rather than the electrical generations. Such a range of possible applications requires extensive use of inherent safety features and passive safety systems. It also requires ultra-longer cycle operations for better plant economy. Innovative and evolutionary designs such as boron-free operations and related reactor control methods that are necessary for simple reactor system design are demanded for the small and medium reactor(SMR) design, which are harder for engineers to implement in the current large size nuclear power plants.</p> <p>The goals of this study are to establish preliminary design criteria, to perform the preliminary conceptual design and to develop core specific technology for the core design and analysis for System-integrated Modular Advanced Reactor(SMART) of 330 MWt power. Based on the design criteria of the commercial PWR's, preliminary design criteria will be set up. Preliminary core design concept is going to be developed for the ultra-longer cycle and boron-free operation and core analysis code system is constructed for SMART.</p>		
Subject Keywords (About 10 words)	Small and Medium Integral Reactor, SMART, Advanced Reactor Co-generation Reactor, Boron-free Operation, Ultra-longer Cycle Shutdown Margin, Reactor Core Design, MASTER, KOFA		