

## AMBIDEXTER 원자력 복합 에너지 시스템의 고유 안전성 분석

### Analyses on Inherent Safety Characteristics of the AMBIDEXTER Nuclear Energy Complex

김진성, 이영준, 유영진, 오세기

아주대학교

경기도 수원시 팔달구 원천동 산5번지

#### 요 약

본 연구는 냉각기능 상실 및 출력제어 상실과 같은 이상상태에서 AMBIDEXTER 원자력에너지 시스템의 출력천이 특성을 시뮬레이션하고, 이를 기초로 원자로계통의 고유한 출력 자동조절 기능을 반영한 원자로제어계통의 설계 요구조건 및 제약조건을 평가할 목적으로 수행하였다.

시스템의 동적 거동 모사해석 프로그램인 MATLAB/Simulink와 AMBIDEXTER-NEC의 주요 계통 및 기기들의 핵 및 열수력학적 특성을 일점 동특성 방정식, 반응도 방정식, 다질점 열전달 방정식으로 근사한 모델링 코드를 결합하여 MATLAB/AMBISM을 개발하였으며, 이를 이용하여 원자로계통, 중간 열전달계통 및 초임계 증기계통에서 펌프 또는 밸브 고장으로 인한 계통내 유체 유량의 감소와 노심내 반응도의 비정상적 삽입으로 인한 출력이탈을 유발하는 각종 경우들을 선정하여 시뮬레이션 하였다. MATLAB/AMBISM 코드에서 유일하게 고려된 능동적 제어는 증기발생기 및 증기재열기 모델에서 2차측 급수온도가 일정하게 유지된다고 가정한 것이다.

시뮬레이션 결과에 따르면, AMBIDEXTER의 핵연료용융염이 갖는 고유 특성인 핵연료온도의 큰 부(-)반응도 계수로 인하여 초임계증기계통의 최대 증기유량 감소가 40%를 넘지 않거나 중간 열전달계통의 냉각용융염 유량감소가 최대 50% 이하인 냉각기능 상실 사건에 대해서는 인위적인 제어가 필요없이 고유한 자동조절 특성에 의해 시스템이 안정화될 수 있음이 확인되었다. 그리고 핵연료용융염의 노심유량 감소 및 비정상 반응도 삽입의 경우, 대응되는 제한치가 각각 46% 및 0.5 mk로 나타났다.

#### Abstract

This paper introduces some results of dynamic simulations of the AMBIDEXTER-NEC worthwhile for examining its self-regulation characteristics at transients induced by loss of cooling flow or of reactivity control, and important for evaluating the design requirements and constraints of the reactor regulating system.

For these purposes, we developed the MATLAB/AMBISM model, comprised of the point kinetics equation with 6 delayed-neutron groups modified for circulating fuel characteristics, reactivity feedback equations, and sets of heat transfer equations for each heat transport loop, and incorporated with the MATLAB/Simulink package. Using this code, simulations were performed for situations of the partial loss of cooling flows in the reactor system, the intermediate heat transport

loop, and the supercritical steam cycle loop, and of reactivity induced power runaway. Only the assumed boundary condition was that the temperatures and pressures of the feed-water inlet to the steam generator and reheater were invariant.

Results from simulations indicate that, due to a large negative reactivity coefficient of fuel temperature, for partial loss of supercritical steam and coolant salt flows, up to 40% and 50% of their normal flows, respectively, the reactor system can be stabilized to an other steady state without any control actions. Similarly, for the cases of partial loss of the fuel salt flow rate and of positive reactivity insertion, corresponding limits were found to 46% and 0.5 mk, respectively.

## 1. 서론

ThF<sub>4</sub>, UF<sub>4</sub>, 그리고 PuF<sub>4</sub> 용융염을 핵연료 물질로 사용하는 AMBIDEXTER(250 MW<sub>th</sub>) 원자력 에너지시스템은 고체 핵연료를 사용하여 발전하는 기존의 원자로와는 달리 용융염으로 되어있는 핵연료가 노심과 내장형 열교환기를 직접 순환하면서 핵분열을 일으키며 열을 수송한다. 또한 물질·방사선 수송회로를 통하여 순환하는 핵연료 용융염의 일부 양을 연속적으로 추출, 처리, 재주입하여 운전중 핵연료 순환 상태에서 노심의 임계를 유지할 수 있는 설계를 목표로 하고 있다. 이러한 폐쇄 핵연료 주기(Closed Fuel Cycle) 개념은 정교한 핵물질 관리 및 운전전략을 필요로 하며 운전중 탈설계 조건이 발생할 경우 시스템의 안전을 위하여 조속한 원상 회복능력이 중요하다고 할 수 있다. 그러므로 현재 개념설계 단계에서 예상할 수 있는 각종의 비정상 운전조건에 대한 시스템의 천이상태를 시뮬레이션을 수행하여 탈설계 조건 범위를 분석하고, 신속한 안전성 확보에 필요한 출력 조절방법 개발이 요구된다.

또한, 선행연구에서 노심구성의 설계변경을 통하여 더 큰 부(-)의 핵연료용융염 온도계수를 갖도록 고유 안전성을 향상시켰으며, 그 값은  $-2.48869E-05 \delta k/k$ 이다. 따라서 시스템이 천이상태에서 증가된 부(-)의 핵연료용융염 온도계수에 의하여 원자로의 출력이 자동으로 조절되어 시스템이 안정화될 것이라는 예상을 하였다.

이에 따라, 본 연구에서는 AMBIDEXTER-NEC에 대하여 직접적인 제어없이 원자로의 고유한 출력 자동조절 특성을 평가하여, 출력 제어범위 설정 및 제어기기 설계의 기본개념을 제시하고, 그에 따른 안전성을 확보하는데 그 목적이 있다. 이를 위하여 일체형 원자로 모델에 대해서 핵연료용융염의 계통순환 특성을 고려한 다영역 노심 일점 동특성 방정식 및 반응도 궤환 방정식, 핵연료용융염과 흑연감속재간의 열전달 방정식, 중간열전달계통에 대해서 핵연료용융염과 냉각용융염간의 열전달 방정식, 그리고 2차 열전달계통에 대해서 냉각용융염과 증기간의 열전달 방정식을 적용하여 MATLAB의 Simulink를 이용한 시뮬레이션 모델을 구성하고, 제어기기가 없는 상황에서 각종의 예상 및 가상 운전시나리오에 대한 시뮬레이션을 수행하여 나온 결과를 확인·분석하여 출력 조절방법을 위한 기본 자료를 도출하였다.

## 2. AMBIDEXTER 원자력에너지시스템 모델링

### 2.1 모델링 개요

현재 개념 설계중인 AMBIDEXTER 원자력에너지시스템의 동특성 분석 및 제어 설계의 사전 연구가 수행되었다. 이 목적을 위하여 AMBIDEXTER 원자력에너지시스템 시뮬레이션 코드인 AMBISM을 개발하였다. AMBISM 코드는 정상상태의 자료를 기반으로 하여 시스템 개념설계의 기술적·경제적 타당성을 평가하는데 필요한 설계특성 자료를 생산하고, 비교적 경미한 사고로 인한 천이상태에서 시스템의 동적 거동을 모사하므로 안정성 및 제어성에 관한 운전특성 자료를 생

산할 수 있는 기능을 갖춘 코드이다.

그러나 FORTRAN 프로그래밍 언어로 작성된 코드의 특성상 debugging 및 수정에 있어서 어려움이 많고, 또한 개념설계 단계에 있어서 시스템 거동 예측을 위한 시뮬레이션시에 고도로 정확한 모델구성 및 수치해석적 방법이 요구되지는 않는다. 따라서 코드의 단점을 보완하고 더욱 용이한 시뮬레이션을 위하여 MATLAB의 Simulink를 이용한 시뮬레이터를 개발하게 되었다.

Simulink를 이용한 시뮬레이션은 모델 자체가 block set들의 조합으로 구성되어있기 때문에 debugging 및 수정이 용이하고 다양한 방법으로 시뮬레이션이 가능하다. 또한 지속적인 연구를 통하여 Simulink 모델을 수정·보완한다면 향후 플랜트 단위의 시뮬레이터로서 기능을 갖출 수 있을 것이며, AMBISM 코드와의 상호 연계하에 Cross-Check를 통한 더욱 정확한 시스템 거동 분석 및 예측이 가능할 것이다.

본 연구에서는 Simulink 모델 구성의 초기 단계로서 가능한 단순화된 모델을 구성하였으며, 분석을 위하여 AMBIDEXTER 원자력에너지시스템 Simulink 모델은 흑연감속재를 순환하는 핵연료 용융염 원자로 노심, 생성된 열을 냉각용융염으로 전달하는 쉘 & 튜브 내장형 열교환기, 그리고 증기로의 열전달을 위한 쉘 & 튜브 초임계 증기발생기 및 증기재열기에 대한 집중 파라미터 열전달 모델, 온도 반응도 피드백의 계통순환 핵연료용융염의 6군 지발 중성자 그룹 모델, 그리고 부하추종 운전 및 증기 출구온도 조절을 위하여 적용한 냉각용융염 우회류벨브로 구성하였다.

AMBIDEXTER 원자력에너지시스템을 Simulink로 모델링한 시스템 계통도를 [그림 1]에 나타내었다.

## 2.2 다영역 노심 일점 동특성 모델 및 노심 열전달 모델

AMBIDEXTER 노심구조는 육각형 모양의 격자를 기본으로 흑연감속재와 순환 핵연료로 구성되어 주로 열출력을 일으키는 씨드격자와 순환 핵연료만으로 구성되어 주로 핵연료 전환을 일으키는 블랑킷격자의 이중 격자로 배치되어 있는 원통형 구조이다.

본 연구에서는 노심의 출력분포 및 열전달 현상을 효과적으로 반영하면서 모델을 단순화시키기 위하여 [그림 2]와 같이 반경방향으로는 격자의 배치 및 출력분포를 고려하여 4개의 영역으로 나누었고, 축방향으로는 출력분포만을 고려하여 반경방향 영역별로 림프수를 각각 다르게 구성하였다. 핵연료용융염에 대해서 1영역(블랑킷격자)과 2영역(씨드격자)은 온도 변화 폭이 클 것으로 예상되어 각각 6개의 림프로 나누었으며 3영역(씨드격자)과 4영역(블랑킷격자)은 온도 변화 폭이 비교적 작을 것으로 예상되어 각각 4개, 2개의 림프로 나누었다. 흑연감속재의 구성은 모델의 단순화를 위하여 각 영역에서 핵연료용융염 림프수의 반으로 구성하였다. 이 때 각 영역에서 핵연료용융염과 흑연감속재의 비열, 밀도, 그리고 질량은 일정하다고 가정하였다.

또한 핵연료용융염과 흑연감속재 사이에 적용된 열전달계수는 ORNL-4541의 연구자료를 기반으로 축방향으로 중심영역과 외곽영역에 각각 다른 열전달계수를 적용하였으며, 천이상태에서 열전달계수의 변화는 MSBR 연구보고서에서 제시한 이론을 적용하여 [그림 3]에서 볼 수 있듯이 유량의 함수라고 가정하였다.

각 lump에서의 열발생량은 R-Z 2차원 다군 중성자 확산이론 코드인 SQUID를 사용하여 구하였으며, 노심 영역별 핵연료용융염 유량은 정상상태의 출구 온도가 일정한 값을 유지하도록 찬넬 하단에 오리피스(Orifice)를 설치하였다고 가정하여 각 영역에서의 열발생량과 시뮬레이션 결과에 의해 구해진 영역별 입·출구 온도차를 이용하여 구하였다.

핵연료용융염과 흑연감속재의 온도 반응도 계수는 HELIOS를 통해 핵연료용융염과 흑연감속재의 온도 변화를 고려하여 핵적 특성 변화를 구한후 SQUID를 이용하여 단위 증배계수를 구하였다. 그 결과 단위 온도당( $^{\circ}\text{F}$ ) 반응도 변화는 핵연료용융염의 경우  $-2.48869\text{E}-05 \delta\text{k/k}$ 이고 흑연감속재는  $3.02179\text{E}-06 \delta\text{k/k}$ 로 계산되어졌다.

또한, 중성자 생성 시간 ( $l$ )은 일점 동특성 방정식으로부터 유도된 것으로  $l = \frac{k_{eff}}{\nu \sum_a k_{\infty}}$  을 사용하였으며, 그 값은 2.589E-04 sec로 계산되었다.

노심에 적용된 지발 중성자는 6군의 그룹으로 가정하여 사용하였으며 이러한 다영역 원자로계통에서 노심 거주 시간과 계통 순환시간을 별도로 고려하였다.

주요 핵분열 물질인  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ 의 지발 중성자의 붕괴 상수는 가장 주된 핵분열 물질인  $^{233}\text{U}$ 의 붕괴 상수를 사용하였으며 지발 중성자 생성 비율은 주요 핵분열 물질인  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ 의 핵분열 비율을 HELIOS로 계산한 결과  $^{233}\text{U}$ 는 85.99%,  $^{235}\text{U}$ 는 3.59%,  $^{239}\text{Pu}$ 는 10.42%이며, 이를 각 핵분열 물질의 지발 중성자 비율에 가중하여 구하였으며 그 값은 3.016E-03이다.

일체형 원자로에 대한 열전달 모델은 [그림 4]와 같으며, 노심의 물리적 상수 및 설계점 파라미터를 [표 1]과 [표 2]에 나타내었다. 핵연료용융염 순환특성을 갖는 다영역 노심 일점 동특성 방정식 및 반응도 궤환 방정식, 그리고 이와 연계된 각 림프들간의 열전달방정식은 아래와 같다.

### - 노심 일점 동특성 방정식

$$\frac{dP(t)}{dt} = \left( \frac{\rho(t) - \beta}{l} \right) P(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} P(t) - \lambda_i C_i(t) - \frac{C_i(t)}{\tau_C} + \delta \frac{C_i(t - \tau_L)}{\tau_C} e^{-\lambda_i \tau_L}$$

$P(t)$  : t 시간에서의 출력 [Btu/hr(MW<sub>th</sub>)]

$C_i(t)$  : t 시간에서의 지발중성자 모핵종의 수 밀도 [Btu/hr(MW<sub>th</sub>)]

$\rho(t)$  : t 시간에서의 총반응도 [ $\Delta k/k$ ]

$\beta$  : 지발중성자 생성비율의 총합,  $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$

$l$  : 지발중성자 생성 시간 [sec]

$\lambda_i$  : i 군 지발중성자 모핵종 유효붕괴 상수 [ $\text{sec}^{-1}$ ]

$\tau_C$  : 핵연료용융염의 노심잔류 시간 [sec]

$\tau_L$  : 핵연료용융염의 원자로계통 순환주기 [sec]

$\delta$  : 핵연료용융염의 우회유량 비율

### - 반응도 궤환 방정식

$$\rho(t) = \rho_0 + \rho_{feedback}(t) + \rho_{chemical}(t) + \rho_{external}(t) + \rho_{control}(t)$$

$$\rho_{feedback}(t) = \sum_{j=1}^6 \sum_{i=1}^2 \alpha_{fi} \Delta T_{ij}^f + \sum_{j=1}^4 \alpha_{\beta j} \Delta T_{3j}^f + \sum_{j=1}^2 \alpha_{f4} \Delta T_{4j}^f$$

$$+ \sum_{j=1}^3 \sum_{i=1}^2 \alpha_{gi} \Delta T_{ij}^g + \sum_{j=1}^2 \alpha_{g3} \Delta T_{3j}^g + \alpha_{g4} \Delta T_{4j}^g$$

$\rho(t)$  : 반응도

$\rho_0(t)$  : 정상상태에서의 기준 반응도

$\rho_{feedback}(t)$  : 노심 온도변화에 대한 반응도 궤환

$\rho_{chemical}(t)$  : 핵분열 생성물질의 농도변화에 대한 반응도

- $\rho_{\text{external}}(t)$  : 외부로부터 주입되는 반응도
- $\rho_{\text{control}}(t)$  : 제어계통에 의해 조절되는 반응도
- $\alpha_{fi}$  : 영역별 립프의 핵연료용융염 온도 반응도 상수
- $\alpha_{gi}$  : 영역별 립프의 흑연감속재 온도 반응도 상수

### - 핵연료용융염 및 흑연감속재의 열전달 방정식

노심의 핵연료용융염에 대해,

$$\frac{dT_{f,ij}^{Rx}}{dt} = \frac{F_{f,ij}^{Rx}}{M_{f,ij}^{Rx}} \frac{F_{f,ij}^{Rx}}{F_{f,ij}^{Rx}} (T_{f,ij-1}^{Rx} - T_{f,ij}^{Rx}) + \frac{h_{fg,ij}^{Rx} A_{f,ij}^{Rx}}{M_{f,ij}^{Rx} C_{p,ij}^f} h_{fg,ij}^{Rx} (F_{f,ij}^{Rx}) (T_{g,ij}^{Rx} - T_{f,ij}^{Rx}) + \frac{k_{f,ij}^{Rx} P_{r0}}{M_{f,ij}^{Rx} C_{p,ij}^f} \frac{P_r}{P_{r0}}$$

노심의 흑연감속재에 대해,

$$\frac{dT_{g,ij}^{Rx}}{dt} = \frac{h_{fg,ij}^{Rx} A_{g,ij}^{Rx}}{M_{g,ij}^{Rx} C_{p,ij}^g} h_{fg,ij}^{Rx} (F_{f,ij}^{Rx}) (T_{f,ij}^{Rx} - T_{g,ij}^{Rx}) + \frac{K_{g,ij}^{Rx} P_{r0}}{M_{g,ij}^{Rx} C_{p,ij}^g} \frac{P_r}{P_{r0}}$$

위에서 제시한 노심 일점 동특성 방정식, 반응도 궤환 방정식, 그리고 각 립프들의 온도변화에 대한 열전달 방정식들을 적용하여 동특성 시뮬레이션 해석 도구인 MATLAB의 Simulink를 사용하여 원자로 노심을 모델링하였다.

### 2.3 내장형 열교환기 열전달 모델

내장형 열교환기 모델에서 핵연료용융염과 냉각용융염은 3개의 동일한 립프로 구성된 튜브벽을 경계로 축방향으로 6개의 동일한 립프로 나누어 구성하였다. 내장형 열교환기 내의 핵연료용융염과 냉각용융염의 밀도, 질량, 그리고 비열은 모델링의 단순화를 위하여 각 립프에 대해서 동일하다고 가정하였으며, 이 설계점 값들은 정상상태와 각종 천이상태에서 일정하게 유지된다고 가정하였다. 열전달계수는 선행연구결과 자료를 기반으로하여 6개의 립프를 3개의 영역으로 나누어 유동특성과 열균형(Heat Balance)을 고려한 열전달 계수를 적용하였으며, 천이상태에서 열전달계수 변화는 핵연료용융염과 튜브벽면에 대하여 MSBR 연구보고서에서 제시한 이론을 적용하여 앞서 제시한 [그림 3]에서 볼 수 있듯이 핵연료용융염의 유량이 변화할 때 열전달계수는 유량에 따라서 변화한다고 가정하였고, 냉각용융염과 튜브벽면에 대하여 냉각용융염 유량의 0.6승에 따라 변화한다고 가정하였다.

내장형 열교환기에 대한 열전달 모델은 [그림 5]와 같으며, 물리적 상수 및 설계점 파라미터를 [표 3]과 [표 4]에 나타내었으며, 각 립프들간의 열전달방정식은 아래와 같다.

튜브측의 핵연료용융염에 대해,

$$\frac{dT_{f,i}^{Hx}}{dt} = \frac{F_{f,i}^{Hx}}{M_{f,i}^{Hx}} \frac{F_{f,i}^{Hx}}{F_{f,i}^{Hx}} (T_{f,i-1}^{Hx} - T_{f,i}^{Hx}) + \frac{h_{fw,i}^{Hx} A_{fw,i}^{Hx}}{M_{f,i}^{Hx} C_{p,i}^f} h_{fw,i}^{Hx} (F_{f,i}^{Hx}) (T_{w,i}^{Hx} - T_{f,i}^{Hx})$$

튜브벽에 대해,

$$\frac{dT_{w,i}^{Hx}}{dt} = \frac{h_{fw,i}^{Hx} A_{fw,i}^{Hw}}{M_{w,i}^{Hx} C_{p,i}^{Hw}} h_{fw,i}^{Hx} (F_{f,i}^{Hx}) (T_{f,i}^{Hx} - T_{w,i}^{Hx}) + \frac{h_{wc,i}^{Hx} A_{wc,i}^{Hw}}{M_{w,i}^{Hx} C_{p,i}^{Hw}} h_{wc,i}^{Hx} (F_{c,i}^{Hx}) (T_{c,i}^{Hx} - T_{w,i}^{Hx})$$

셸측의 냉각용융염에 대해,

$$\frac{dT_{c,i}^{Hx}}{dt} = \frac{F_{c0,i}^{Hx}}{M_{c,i}^{Hx}} \frac{F_{c,i}^{Hx}}{F_{c0,i}^{Hx}} (T_{c,i+1}^{Hx} - T_{c,i}^{Hx}) + \frac{h_{wc,i}^{Hx} A_{wc,i}^{Hw}}{M_{c,i}^{Hx} C_{p,i}^{Hw}} h_{wc,i}^{Hx} (F_{c,i}^{Hx}) (T_{w,i}^{Hx} - T_{c,i}^{Hx})$$

위에서 제시한 각 림프들의 온도변화에 대한 일계미분방정식들을 적용하여 동특성 시물레이션 해석 도구인 MATLAB의 Simulink를 사용하여 내장형 열교환기를 모델링하였다.

그리고 부하추중운전 및 증기발생기와 증기재열기의 증기 출구온도 조절을 위하여 고려하고 있는 우회류 밸브에 대해서 내장형 열교환기의 냉각용융염 입구온도는 비열이 일정하다고 가정하였기 때문에 다음과 같이 구할 수 있다.

$$T_{c,inlet}^{Hx} = f_{Bypass} T_{c,outlet}^{Hx} + 0.9(1-f_{Bypass}) T_{c,outlet}^{SG} + 0.1(1-f_{Bypass}) T_{c,outlet}^{RH}$$

$$f_{Bypass} =$$

$$T_{X,Z}^Y = Y \quad Z \quad X$$

또한, 핵연료용융염의 수송지연에 따른 응답지연 특성을 고려하기 위하여 노심과 내장형 열교환기 사이의 핵연료용융염 루프의 고온구간과 저온구간에 대하여 수송지연효과를 고려하였으며

$$T_{f,inlet}^{Hx} = T_h(t + \tau_1), \quad T_{f,outlet}^{Hx} = T_c(t + \tau_2)$$

와 같이 나타낼 수 있으며, 노심 외부로의 핵연료용융염 순환시간에 대하여 내장형 열교환기 통과 시간을 제외한 고온구간과 저온구간의 수송지연시간은 동일하다고 가정하였다.  $\tau_1 = \tau_2$ 의 값은 핵연료용융염의 설계점 유량에서 3.102 sec이며 탈설계점 상태에서는 유량에 반비례하도록 설정하였다.

## 2.4 증기발생기 및 증기재열기 열전달 모델

증기발생기와 증기재열기 모델은 내장형 열교환기 모델과 동일하게 3개의 동일한 림프로 구성된 튜브벽을 경계로 냉각용융염과 증기를 축방향으로 6개의 동일한 림프로 나누어 구성하였다.

증기발생기의 경우 셸측의 냉각용융염의 물성은 내장형 열교환기에서의 가정과 동일하지만 튜브측의 증기의 경우 온도와 압력에 따라서 물성이 선형적으로 변화하지 않을 뿐만 아니라 초임계 상태에서는 온도와 압력에 따라서 매우 변화가 크기 때문에 각 튜브측 림프의 평균온도와 평균압력을 기준으로 증기의 물성을 구하였다. 각 림프의 질량과 관계된 밀도의 경우 각 림프의 평균온도와 평균압력을 기준으로한 비체적 값의 역수를 취하여 구하였으며 비열의 경우 각 림프의 엔탈피와 온도 분포를 고려하여 계산하였다. 그러나 이 설계점 값들은 모델링의 단순화를 위하여 정상상태와 각종 천이상태동안 일정하게 유지된다고 가정하였다. 열전달계수는 내장형 열교환기 모델과 동일한 방법을 적용하였으며, 천이상태에서는 MSBR 연구보고서에서 제시한 이론을 적용하여 냉각용융염 질량유량의 0.6승과 증기 질량유량의 0.8승에 따라 각각 변화한다고 가정하였다. 증기

터빈을 구동시키고 증기발생기로 유입되는 증기의 입구온도는 정상상태 및 부하에 따른 각종 천이상태에서 700°F로 제어된다고 가정하고 입구온도를 고정시켰다.

증기재열기의 경우 내장형 열교환기로부터 유입되는 냉각용융염의 열량중 90%의 열을 전달받는 증기발생기에 비해 10%만을 전달받기 때문에 이 모델에서 미치는 영향이 작다고 가정하고 내장형 열교환기 모델의 모델링 방법을 적용하였으며 증기재열기로 유입되는 증기의 입구온도는 증기발생기와 동일한 가정을 적용하여 650°F로 고정시켰다.

증기발생기와 증기재열기에 대한 열전달 모델과 물리적 상수 및 설계점 파라미터를 [그림 5], [표 3], [표 5], [표 6]에 나타내었으며, 각 림프들간의 열전달방정식은 아래와 같다.

셸측의 냉각용융염에 대해,

$$\frac{dT_{c,i}^{SG}}{dt} = \frac{F_{d,i}^{SG}}{M_{c,i}^{SG}} \frac{F_{c,i}^{SG}}{F_{d,i}^{SG}} (T_{c,i-1}^{SG} - T_{c,i}^{SG}) + \frac{h_{cu0,i}^{SG} A_{cw,i}^{SG}}{M_{c,i}^{SG} C_{p,i}^{SG}} h_{cw,i}^{SG} (F_{c,i}^{SG}) (T_{w,i}^{SG} - T_{c,i}^{SG})$$

튜브벽에 대해,

$$\begin{aligned} \frac{dT_{w,i}^{SG}}{dt} = & \frac{h_{cu0,i}^{SG} A_{cw,i}^{SG}}{M_{w,i}^{SG} C_{p,i}^{SG}} h_{cw,i}^{SG} (F_{c,i}^{SG}) (T_{c,i}^{SG} - T_{w,i}^{SG}) \\ & + \frac{h_{us0,i}^{SG} A_{us,i}^{SG}}{M_{w,i}^{SG} C_{p,i}^{SG}} h_{us,i}^{SG} (F_{s,i}^{SG}) (T_{s,i}^{SG} - T_{w,i}^{SG}) \end{aligned}$$

튜브측의 증기에 대해,

$$\frac{dT_{s,i}^{SG}}{dt} = \frac{F_{d,i}^{SG}}{M_{s,i}^{SG}} \frac{F_{s,i}^{SG}}{F_{d,i}^{SG}} (T_{s,i+1}^{SG} - T_{s,i}^{SG}) + \frac{h_{us0,i}^{SG} A_{us,i}^{SG}}{M_{s,i}^{SG} C_{p,i}^{SG}} h_{us,i}^{SG} (F_{s,i}^{SG}) (T_{w,i}^{SG} - T_{s,i}^{SG})$$

위에서 제시한 각 림프들의 온도변화에 대한 일계미분방정식들을 적용하여 동특성 시뮬레이션 해석 도구인 MATLAB의 Simulink를 사용하여 증기발생기 및 증기재열기를 모델링하였다.

또한, 냉각용융염의 수송지연에 따른 응답지연 특성을 고려하기 위하여 핵연료용융염의 수송지연 적용방법과 동일하게 내장형 열교환기와 증기발생기 및 증기재열기 사이의 냉각용융염 루프의 고온구간과 저온구간에 대하여 각각 수송지연효과를 고려하였으며

$$T_{c,inlet}^{SG} = T_h(t + \tau_3), \quad T_{c,outlet}^{SG} = T_c(t + \tau_4)$$

와 같이 나타낼 수 있다. 내장형 열교환기와 증기발생기 및 증기재열기를 연결하는 배관의 기하학적 구조는 임의로 가정하였으며, 배관 각각의 고온구간과 저온구간의 수송지연시간은 동일하다고 가정하였다.  $\tau_3 = \tau_4$ 의 값은 냉각용융염의 설계점 유량에서 증기발생기에 대해서는 4.702 sec, 증기재열기에 대해서는 10.326 sec이고, 탈설계 상태에서는 유량에 반비례하도록 설정하였다.

위에서 제시한 각 기기의 열전달 방정식에 사용된 변수는 다음과 같으며, 각 변수에 사용된 아래첨자 '0'은 설계점에서의 값을 나타낸다.

$M_{X,Z}^Y$  : Y기기의 Z림프에서 X물질의 질량 [lb]

$F_{X,Z}^Y$  : Y기기의 Z림프에서 X물질의 질량유량 [lb/hr]

- $C_{b,Z}^X$  : Z럼프에서 X물질의 비열 [ $Btu/lb \cdot ^\circ F$ ]  
 $T_{X,Z}^Y$  : Y기기의 Z럼프에서 X물질의 온도 [ $^\circ F$ ]  
 $h_{XX,Z}^Y$  : Y기기의 Z럼프에서 X물질과 X'물질 사이의 열전달계수 [ $Btu/hr ft^2 \cdot ^\circ F$ ]  
 $A_{XX,Z}^Y$  : Y기기의 Z럼프에서 X물질과 X'물질 사이의 열전달면적 [ $ft^2$ ]  
 $K_{X,Y}^{Rx}$  : 원자로 노심의 Y럼프에서 X물질에 의해 생성된 출력분율  
 $P_X^{Rx}$  : 원자로 노심의 X럼프에서의 출력 [ $Btu/hr$ ]  
**g** : 흑연감속재, **f** : 핵연료용융염, **c** : 냉각용융염, **s** : 증기, **w** : 튜브벽  
**Rx** : 원자로 노심, **Hx** : 내장형 열교환기, **SG** : 증기발생기, **RH** : 증기재열기

### 3. 시뮬레이션 및 해석

#### 3.1 시뮬레이션 개요 및 평가기준

본 시뮬레이션은 AMBIDEXTER 원자력에너지시스템의 운전특성 분석을 통해 고유 안전성을 평가하기 위하여 제어기가 없는 상황에서 운전중 발생할 수 있는 여러 가지의 상황을 설정하였으며, 그 가상 시나리오는 크게 냉각기능 상실과 출력제어 상실, 2가지로 구분하였다.

냉각기능 상실의 경우 급수장치의 고장으로 인한 증기유량의 감소, 냉각용융염 순환 펌프의 오작동으로 인한 냉각용융염 유량감소, 우회류 밸브 개폐장치의 고장으로 인한 냉각용융염의 우회류 밸브로의 유출, 그리고 핵연료용융염 순환펌프의 고장으로 인한 유량감소이며, 둘째로, 출력제어 상실의 경우는 물질·방사선 수송회로의 오작동으로 인한 핵연료 과다주입의 경우로서 Ramp와 Step, 2가지 방식의 반응도 주입을 설정하였다. 그리고 각각의 경우에서 천이상태 모델의 초기상태로의 회복능력을 평가하였다.

본 시뮬레이션에서는 제어기가 없는 상황을 가정했기 때문에 증기발생기 및 증기재열기의 경우 입구온도만 고정시키고 천이상태에서 출구온도의 변화에 따른 증기터빈의 영향은 고려하지 않았다.

또한 AMBIDEXTER 원자력에너지시스템의 출력 자동조절 특성을 평가하기 위하여 다음과 같은 평가기준을 설정하였다. 핵연료용융염에 대해서 응고점을 고려하여 최소한계온도를  $950^\circ F$ 로 설정하였으며, 최대한계온도의 경우 ARE(Aircraft Reactor Experiment)에 대한 연구자료를 기반으로  $1350^\circ F$ 로 설정하였고, 흑연감속재의 최대한계온도 역시  $1350^\circ F$ 로 설정하였다. 그리고 각 기기를 구성하고 있는 재질인 hastelloy는 연화온도를 고려하여  $1500^\circ F$ 로 설정하였고, 열응력과 같은 세부적인 요소들은 고려하지 않았으며, 노심출력에 대해서는 제한이 없다고 설정하였다.

정상상태에서의 노심 출력 및 온도조건과 각 기기의 입·출구온도를 [표 7]에 나타내었다.

#### 3.2 냉각 기능 상실

증기 유량감소와 냉각용융염 유량감소 및 우회류와 같은 열전달 유체의 감소로 인한 냉각기능 상실을 일으키는 시뮬레이션에서는 열·에너지 수송 회로의 효율적인 열전달 능력이 저해되어 핵연료용융염의 노심 입구온도를 상승시키며, 이로 인하여 부(-)의 핵연료용융염 온도계수에 의해서 출력 및 각 기기의 입·출구 온도가 안정화 되었으며, 원자로의 자동조절 기능이 원활하게 작용함을 확인하였다. 증기 유량감소 범위인 10% ~40%와 냉각용융염 유량감소 및 우회류 범위인 10%~50%에 대해서 출력과 핵연료용융염 및 흑연감속재 최대온도는 정상상태보다 감소하였으며, 한계온도이하에서 수렴하였다.

핵연료용융염 순환펌프의 고장으로 인한 유량감소의 경우 부(-)의 핵연료용융염 온도계수에 의



해 출력 및 각 기기의 입·출구 온도가 안정화되어 일정한 값으로 수렴하였지만 50%의 유량감소에서는 흑연감속재의 한계온도로 설정된 1350°F를 초과하는 온도인 1355.7°F에 도달하였다. 따라서 원자로 자체의 자동조절 기능의 적용 범위는 흑연감속재의 한계온도를 기준으로 핵연료용융염 유량이 46% 이하로 감소할 경우에 가능하며, 그 이상이 감소할 경우에는 흑연감속재의 최대온도가 1350°F 이하로 유지될 수 있도록 인위적인 제어가 필요하다는 결론을 얻었다. 냉각기능 상실에 대한 시뮬레이션 결과를 [표 8], [그림 6], [그림 7]에 나타내었다.

### 3.3 출력 제어 상실

반응도 주입에 의한 출력제어 상실의 경우 0.5mk 이하의 반응도 주입량에서 부(-)의 핵연료용융염 온도계수에 의해 출력 및 각 기기의 입·출구온도가 정상상태보다 상승하지만 일정값으로 수렴하여 안정화 되었다.

시뮬레이션 최대 범위의 값인 0.5mk에서 Ramp와 Step으로 주입시 출력이 각각 최대출력인 156.2%FP(1333.92 MBtu/hr, 390.84 MW<sub>th</sub>)와 157.0%FP(1341.26 MBtu/hr, 392.99 MW<sub>th</sub>)까지 상승했다가 104.0%FP(888.16 MBtu/hr, 260.23 MW<sub>th</sub>)로 유지되었다. 이때 핵연료용융염의 노심 출구온도 및 흑연감속재의 최대온도는 각각 1343.2°F와 1349.4°F이며, 0.5mk 이내의 반응도 삽입을 일으키는 어떠한 반응도 사고도 핵연료용융염 및 흑연감속재의 안전기준 온도인 1350°F를 초과하지 않았다. 따라서 0.5mk를 원자로의 고유기능인 출력 자동조절에 의한 시스템 안전기준 반응도 제한치로 평가하였으며, 운전시 제어시점을 흑연감속재의 한계온도인 1350°F를 초과하는 시점을 기준으로 설정할 경우에 0.5mk 이상의 반응도 주입시에는 시스템의 안정성을 위하여 제어기기가 필요하다는 결론을 도출하였다. 출력제어 상실에 대한 시뮬레이션 결과를 [표 9], [그림 8], [그림 9]에 나타내었다.

### 3.4 천이상태 모델의 복원능 평가

냉각기능 상실과 출력제어 상실의 경우에 대해서 유량 감소량 및 반응도 주입량에 따른 천이상태 모델에서 초기 감소량 및 주입량을 역으로 가했을 경우 시스템의 정상상태로의 복원능을 평가하였다. 시뮬레이션 결과 두가지 경우에 대해서 모두 시스템이 정상상태의 설계점 값으로 회복되었으며, 따라서 복원능을 통한 시스템의 안정성을 확인하였다. 시뮬레이션에 대한 결과를 [그림 10] ~ [그림 13]에 나타내었다.

## 4. 결론 및 향후 연구방향

AMBIDEXTER Simulink 모델을 이용한 시뮬레이션을 통하여 냉각기능 상실과 출력제어 상실의 경우에 있어서 AMBIDEXTER 원자력에너지시스템의 고유한 출력 자동조절 특성을 평가하였고, 이를 기반으로하여 원자로 자체의 출력 자동조절 기능에 의해서 시스템이 안정화될 수 있는 범위를 도출하였다.

시뮬레이션 결과, 냉각기능의 상실에 대해서 증기 유량의 감소와 냉각용융염 유량의 감소 및 우회류의 경우 노심 입구온도의 상승으로 인한 부(-)의 핵연료 온도계수에 의해 원자로의 출력 및 입·출구온도와 각 기기의 입·출구온도는 시뮬레이션 범위내에서 일정 수준의 값으로 수렴하여 안정화됨을 확인하였다. 그러나 핵연료용융염 유량감소의 경우에는 50%를 감소시켰을때 흑연감속재의 최대온도가 한계온도인 1350°F를 초과하는 결과가 나왔으며 원자로의 안전성을 위하여 제어기기를 통한 인위적인 제어가 필요하였다. 또한 출력제어 상실의 경우에 있어서 반응도 주입시 시뮬레이션 범위내에서는 원자로의 자동조절 기능에 의하여 출력 및 온도가 안정화가 되었지만 0.5mk의 반응도 주입시 흑연감속재의 최대온도가 1349.4°F인 점을 감안하면 더 많은 양의 반응도 주입시에는 직접적인 제어가 필요하였다.

본 연구를 통하여 40% 이하의 증기 유량감소 및 50% 이하의 냉각용융염 유량감소시에 인위적인 제어가 필요없이 원자로 자체의 자동조절 기능만으로 시스템이 제어가 될 수 있었으며, 핵연료 용융염 유량감소 및 반응도 주입의 경우 유량 감소량 및 반응도 주입량에 따라서 직접적인 제어가 필요하다는 결론을 얻었으며, 복원능을 통한 시스템의 안정성을 확인하였다.

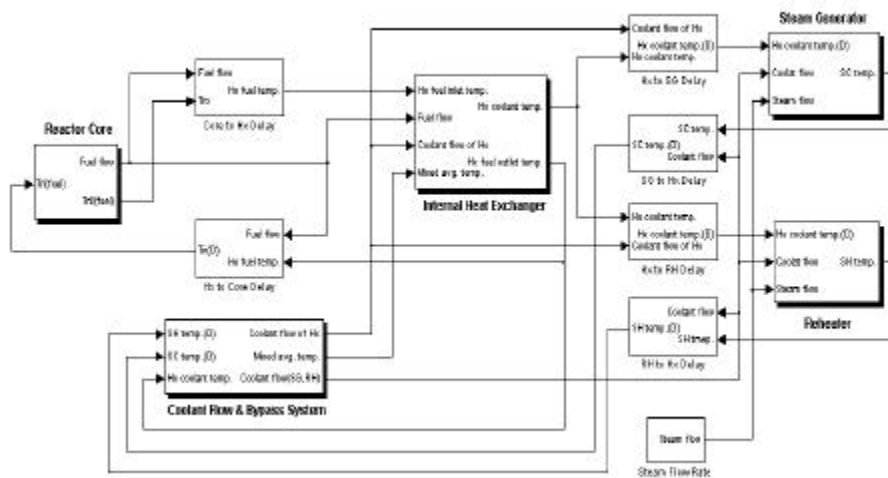
본 연구의 결과를 기반으로 수행되어야 할 향후 연구내용으로는 첫째, 각 기기의 열전달 유체에 대한 유동특성 및 조건에 따른 물성 적용 방법론의 구현이 필요하며, 둘째, 각 계통기기 전체를 포함한 시뮬레이션을 통하여 보다 상세하고 다양한 동특성 자료 기반구축이 요구되며, 셋째, 시스템 제어범위 분석을 통한 제어기기의 기본설계라고 할 수 있다. 또한 기본 시스템만으로 구성되어 있는 AMBIDEXTER Simulink 모델을 지속적인 연구를 통하여 보완한다면 더욱 정확한 시스템 거동 분석 및 예측이 가능한 플랜트 단위의 시뮬레이터로서 활용될 수 있을 것이다.

### 감사문

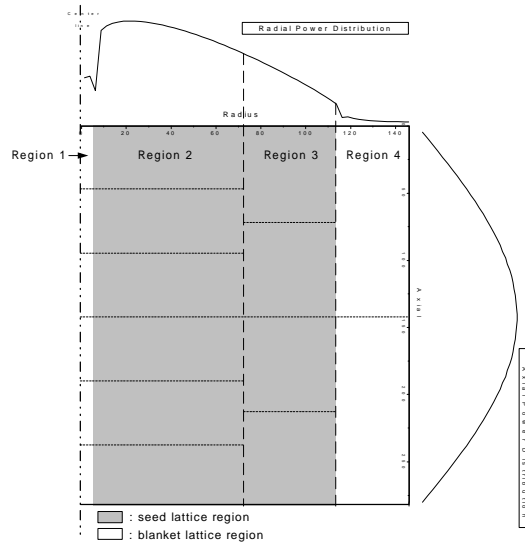
본 논문은 과학기술부에서 시행하는 “원자력 기초연구사업”의 지원으로 수행되었습니다.

### 참고문헌

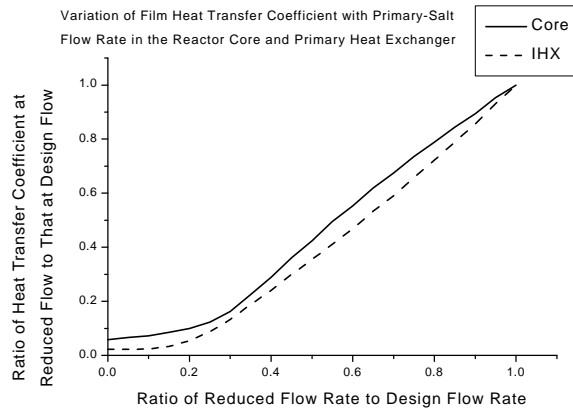
- [1] 김진성, 김태규, 임현진, 오세기, “AMBIDEXTER-NEC 계통 모사 해석용 다절점 AMBISM 정상상태 모델의 타당성 연구”, 한국에너지공학회, 춘계학술발표회 논문집, 2001
- [2] 김진성, 이영준, 유명진, 오세기, “AMBIDEXTER 원자력 복합 에너지시스템의 출력 자동조절 특성 평가 연구”, 한국에너지공학회, 춘계학술발표회 논문집, 2002
- [3] 오세기 외, “가변지발중성자 분율 원자로 시스템 AMBIDEXTER의 안전성 및 제어성 설계용 동적 거동 모사 해석 모델 개발”, ‘2001 원자력 기초연구과제 최종보고서’, 과학기술부, 2001
- [4] C. H. Bettis 외, “Design Study of a Heat-Exchange System for One MSBR Concept”, ORNL, 1967
- [5] C. H. Bettis 외, “Computer Programs for MSBR Heat Exchangers”, ORNL, 1971
- [6] W. H. Sides, Jr., “Control Studies of a 1000-MW(e) MSBR”, ORNL, 1970
- [7] W. H. Sides, Jr., “MSBR Control Study : Analog Simulation Program”, ORNL, 1971



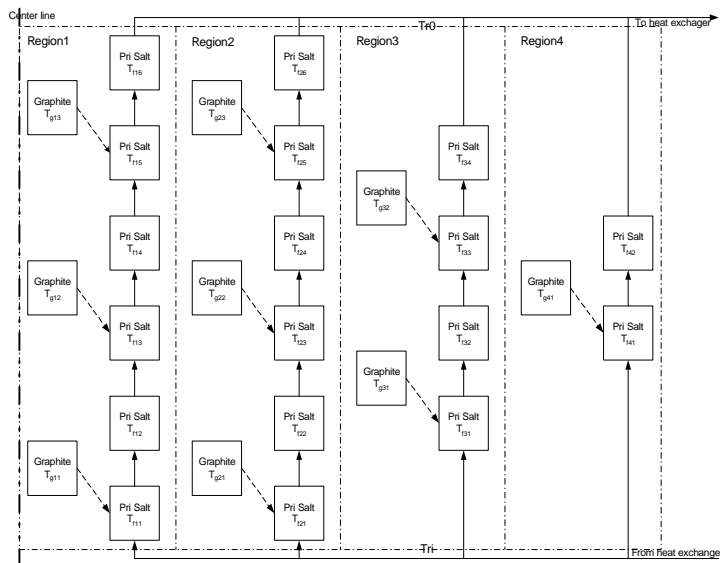
[그림 1] AMBIDEXTER Simulink 모델 Block-Set 계통도



[그림 2] AMBIDEXTER 노심구조



[그림 3] 핵연료 유량변화에 따른 열전달계수 변화



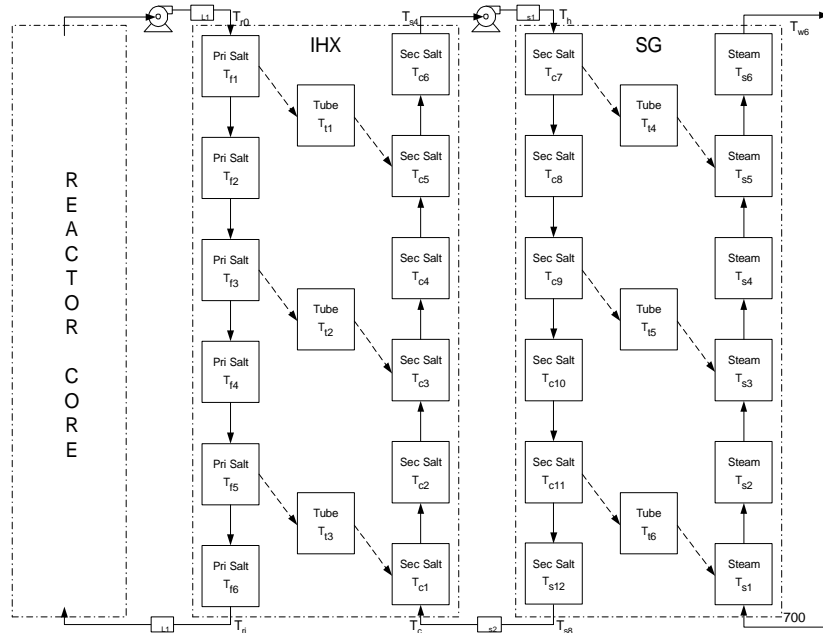
[그림 4] AMBIDEXTER Simulink 모델 노심 구조

[표 1] 원자로 노심의 물리적 상수들

Reactor Core				
	Region 1	Region 2	Region 3	Region 4
Number of Channels	1	190	284	297
Height, ft	9.186			
Fuel Salt Volume Fraction	0.00273	0.07517	0.11236	0.80975
Graphite-to-Salt Heat Transfer Coefficient, Btu/hrft <sup>2</sup> F	Center Zone : 1765.44 , Outer Zone : 1818.72			
Temperature Coefficients of Reactivity, F <sup>-1</sup>				
Fuel Salt [-2.4887E-05]	-4.3787E-08	-1.2072E-06	-1.0631E-05	-1.3005E-05
Graphite [3.0218E-06]	0	1.2113E-06	1.8105E-06	0
Thermal-Neutron Lifetime, sec	2.5890E-04			
Delayed Neutron Constants, β = 0.00302				
Delayed Neutron Group, i	Yield Fraction, β <sub>i</sub>	Decay Constant, λ <sub>i</sub> (sec <sup>-1</sup> )		
1	0.000236	0.01258		
2	0.000814	0.03342		
3	0.000673	0.13078		
4	0.000980	0.30268		
5	0.000241	1.26950		
6	0.000073	3.13641		

[표 2] 설계점에서 원자로 노심의 파라미터들

Reactor Core				
Heat Flux, Btu/hr	8.5361E+08 [250 MW <sub>th</sub> ]			
Fuel Salt Flow Rate, lb/hr	1.7223E+07			
Steady-State Reactivity, ρ <sub>0</sub>	0.0016773			
External Loop Transit Time of Fuel Salt, sec	7.46			
	Region 1	Region 2	Region 3	Region 4
Heat Generation, Btu/hr	6.4906E+06	4.2742E+08	3.0956E+08	1.1013E+08
Fuel Salt Volume Fraction	0.00273	0.07517	0.11236	0.80975
Active Core Volume, ft <sup>3</sup>	0.856	162.704	243.199	254.332
Fuel Salt Volume, ft <sup>3</sup>	0.8563	23.609	35.289	254.332
Graphite Volume, ft <sup>3</sup>	0	139.09	207.91	0
Fuel Salt Mass, lb	176.93	4878.00	7291.33	52349.15
Graphite Mass, lb	0	15995.89	23909.65	0
Number of Graphite Elements	0	190	284	0
Heat Transfer Area, ft <sup>2</sup>	0	719.60	1075.61	0
Average Fuel Salt Velocity, fps	0.85	4.23	2.30	0.12
Core Transit Time of Fuel Salt, sec (Average:2.925 sec)	4.76	2.00	4.12	83.49



[그림 5] AMBIDEXTER Simulink 모델 내장형 열교환기 구조

[표 3] 각종 열교환기의 물리적 상수들

Heat Exchanger				
		IHX	SG	RH
Length, ft		9.14	91.14	45.75
Tube OD, ft		0.03125	0.04167	0.06250
Wall Thickness, ft		0.00292	0.00642	0.00292
Heat Transfer Coefficient, Btu/hrft <sup>2</sup> F				
Tube-Side Fluid Film	Lump 1,2	3878.819	2315.160	906.043
	Lump 3,4	1454.787	3434.768	529.691
	Lump 5,6	1375.567	5728.674	374.560
Shell-Side Fluid Film	Lump 1,2	1209.427	1184.577	2267.445
	Lump 3,4	789.320	1053.740	1145.576
	Lump 5,6	776.563	740.548	766.565
Tube-Wall Conductance		3588.613	1201.541	3783.969

[표 4] 설계점에서 내장형 열교환기의 파라미터

Primary Heat Exchanger (1기당)		
Coolant Salt Flow Rate, lb/hr	2.963E+06	
Number of Tubes	1602	
Heat Transfer Area, ft <sup>2</sup>	1439.34	
Tube Metal Volume, ft <sup>3</sup>	3.81	
Tube Metal Mass, lb	2088.15	
	Tube Side	Shell Side
Volume, ft <sup>3</sup>	7.42	46.31
Mass, lb	1534.78	5476.39
Velocity, fps	7.26	1.37
Transit Time, sec	1.26	6.65

[표 5] 설계점에서 증기발생기의 파라미터

Steam Generator (1기당)		
Steam Flow Rate, lb/hr	5.900E+05	
Number of Tubes	440	
Heat Transfer Area, ft <sup>2</sup>	5249.58	
Tube Metal Volume, ft <sup>3</sup>	28.50	
Tube Metal Mass, lb	15616.70	
	Tube Side	Shell Side
Volume, ft <sup>3</sup>	26.19	129.91
Mass, lb	312.92	15321.52
Velocity, fps	47.74	8.81
Transit Time, sec	1.91	10.34

[표 6] 설계점에서 증기재열기의 파라미터

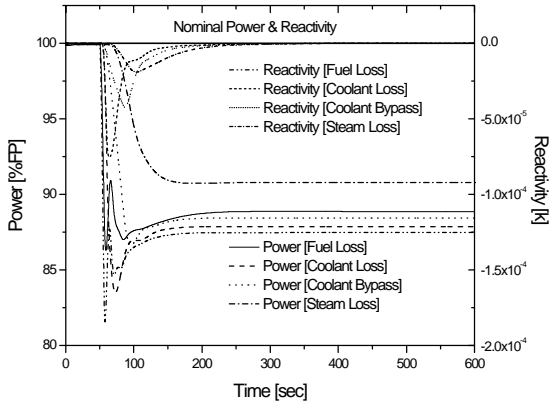
Reheater (1기당)		
Steam Flow Rate, lb/hr	4.376E+05	
Number of Tubes	230	
Heat Transfer Area, ft <sup>2</sup>	2066.22	
Tube Metal Volume, ft <sup>3</sup>	5.75	
Tube Metal Mass, lb	3152.44	
	Tube Side	Shell Side
Volume, ft <sup>3</sup>	26.53	32.03
Mass, lb	20.25	3776.88
Velocity, fps	274.66	3.99
Transit Time, sec	0.17	11.47

[표 7] 정상상태에서의 노심 출력 및 각 기기의 입·출구온도

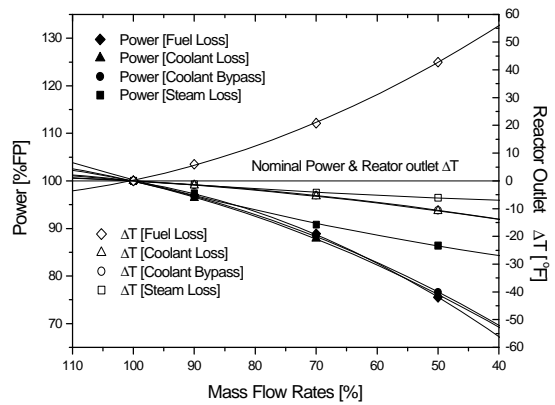
	Power [%FP]	Graphite Temp. [°F]	Fuel Salt Temp. [°F]		Coolant Salt Temp. [°F]		Steam Temp. [°F]	
			Core-Inlet	Core-Outlet	IHX-Inlet	IHX-Outlet	SG-Outlet	RH-Outlet
Steady-State	99.9	1310.0	1150.8	1300.7	850.4	1050.3	1000.3	1000.4

[표 8] 냉각기능 상실 시나리오의 시뮬레이션 결과

	Loss of Flow Rate [%]	Saturated Power [%FP]	Maximum Temperature [°F]				
			Graphite	Fuel Salt Core-Outlet	Coolant Salt IHX-Outlet	Steam	
						SG-Outlet	RH-Outlet
Loss of Steam Flow	10	97.4	1308.6	1299.5	1055.5	1016.8	1014.5
	30	90.8	1305.0	1296.5	1069.0	1055.0	1045.0
	40	86.4	1302.6	1294.6	1077.9	1077.3	1061.7
Loss of Coolant Salt Flow	10	96.4	1308.0	1299.1	1060.7	996.7	997.3
	30	87.9	1303.4	1295.2	1086.0	986.5	985.5
	50	76.1	1296.9	1289.9	1119.7	968.8	958.0
Bypass of Coolant Salt Flow	10	96.6	1308.2	1299.2	1060.1	997.5	998.0
	30	88.4	1303.7	1295.5	1079.7	988.4	987.5
	50	76.6	1297.2	1290.1	1107.9	970.9	960.1
Loss of Fuel Salt Flow	10	97.0	1316.0	1306.7	1039.9	991.4	991.3
	30	88.9	1331.5	1321.5	1011.1	966.7	966.1
	50	75.5	1355.7	1343.5	963.5	925.9	924.4



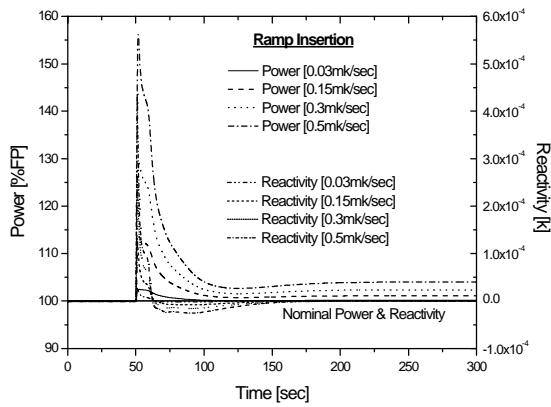
[그림 6] 30% 유량감소에 대한 출력과 반응도 변화



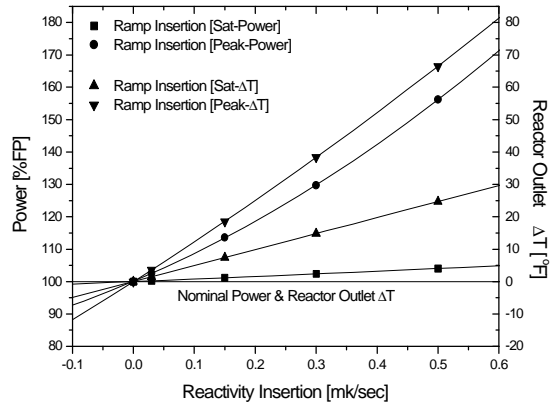
[그림 7] 30% 유량감소에 대한 최대출력과 노심출구온도

[표 9] 출력제어 상실 시나리오의 시뮬레이션 결과

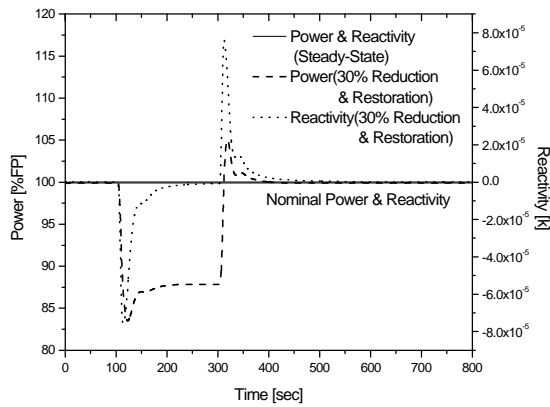
	Reactivity Insertion	Peak & Sat. Power [%FP]	Peak & Sat. Graphite Temp. [°F]	Maximum Temperature [°F]			
				Fuel Salt Core-Outlet	Coolant Salt IHX-Outlet	Steam	
						SG-Outlet	RH-Outlet
Ramp Insertion	0.03 mk/sec	102.5 (100.2)	1312.3 (1311.5)	1303.2	1051.3	1001.2	1001.4
	0.15 mk/sec	113.6 (101.1)	1321.8 (1317.5)	1313.2	1055.7	1004.8	1005.1
	0.3 mk/sec	129.7 (102.4)	1333.6 (1325.0)	1325.9	1061.1	1009.3	1010.1
	0.5 mk/sec	156.2 (104.0)	1349.4 (1335.0)	1343.2	1068.6	1015.5	1016.4
Step Insertion	0.03 mk	102.5 (100.2)	1312.3 (1311.5)	1303.2	1051.3	1001.2	1001.4
	0.15 mk	113.6 (101.1)	1321.8 (1317.5)	1313.2	1055.7	1004.8	1005.1
	0.3 mk	129.9 (102.4)	1333.6 (1325.0)	1325.9	1061.1	1009.3	1010.1
	0.5 mk	157.0 (104.0)	1349.4 (1335.0)	1343.2	1068.6	1015.5	1016.4



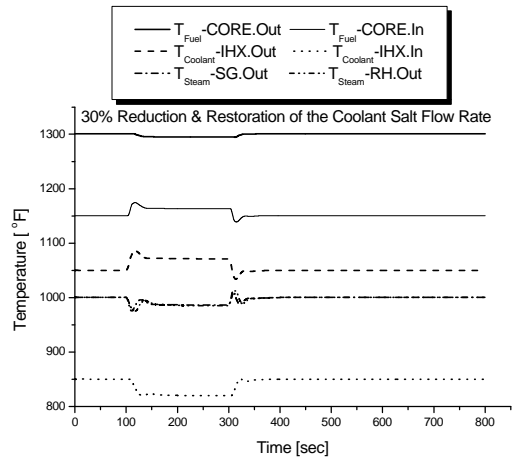
[그림 8] 반응도 삽입에 대한 출력과 반응도 변화



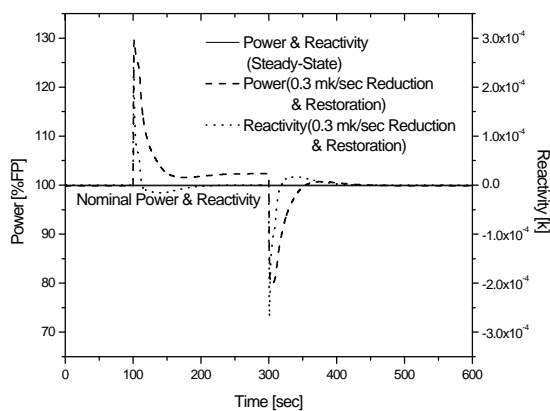
[그림 9] 반응도 삽입에 대한 최대출력과 노심출구온도



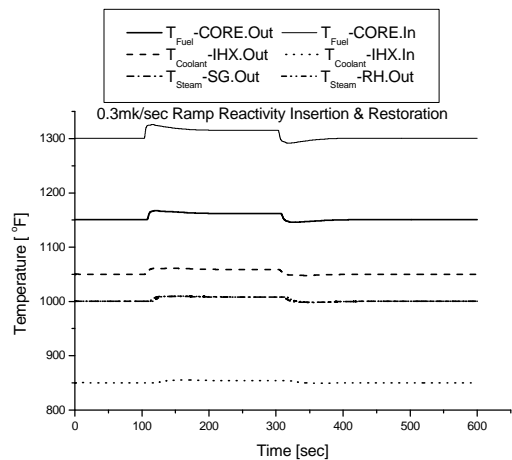
[그림 10] 30% 냉각용융염 감소후 재주입에 대한 출력과 반응도 변화



[그림 11] 30% 냉각용융염 감소후 재주입에 대한 각 기기의 입·출구온도 변화



[그림 12] 0.3 mk/sec 반응도 주입후 재추출에 대한 출력과 반응도 변화



[그림 13] 0.3 mk/sec 반응도 주입후 재추출에 대한 각 기기의 입·출구온도 변화