

유동핵연료원자로를 위한 이차원 동특성 코드 AMBIKIN2D 개발 및 검증

이영준 · 오세기*

아주대학교

(2007년 12월 10일 접수, 2008년 2월 10일 채택)

Development and Verification of AMBIKIN2D, A Two Dimensional Kinetics Code for Fluid Fuel Reactors

Young Joon Lee and See Kee Oh†

Ajou University, Suwon, Korea

(Received 10 December 2007, Accepted 10 February 2008)

요 약

용융염 원자로는 고체핵연료를 사용하는 고전 원자로와는 달리 유동성을 갖는 액체핵연료를 장전하여 운전한다. 기존 동특성 코드는 핵연료의 유동으로 인한 동적 노물리 특성 영향을 고려하지 않기 때문에 용융염 원자로의 동특성 및 안전해석에 사용할 경우 신뢰성을 보장할 수 없다. 지금까지는 핵연료의 유동을 고려한 1점 동특성방정식을 이용하여 제한적으로 시스템안정성분석을 수행해 왔으나 이 경우 상세한 노심구조에서의 핵연료 및 중성자 거동에 대한 공간 종속성을 평가할 수 없다. 그러므로 핵연료의 유동 특성이 고려된 다차원 동특성 모델을 해석할 수 있는 컴퓨터 코드 개발이 필요하다. 본 논문은 용융염 원자로의 공간종속 중성자 동특성 해석을 위한 2군, 2차원 코드인 AMBIKIN2D의 개발 및 이에 수반하는 검증연구의 일환으로서 MSRE의 안정성실증실험을 모사하였다. 또한 비교 대상으로는 ORNL에서 개발한 Lumped parameter 방법을 사용한 1점 동특성 방정식에 의한 계산 결과를 포함하여 AMBIKIN2D의 정확성을 확인하였다.

주요어 : 용융염 원자로, 이차원 동특성 코드, AMBIKIN2D, MSRE, 공간종속, 안전성 분석

Abstract— The neutron kinetic analysis methods for the molten-salt reactors are quite different from those for conventional solid-fuel reactors, which do not take into account the flowing-fuel-induced neutronics effects. Therefore, for dynamics and safety analyses of the molten-salt reactor systems, the conventional kinetics codes would not be appropriate to accurately predict its transient behaviors. A point-kinetics with flowing-fuel model has been used to assess the fluid-fuel reactor system safety, but recognized as not to be sufficient to simulate spatial distributions of delayed-neutron precursors and neutron populations during transients for given detail reactor models. In order to meet this requirement, AMBIKIN2D, a 2-group, 2-dimensional neutron kinetics code suitable for the molten-salt reactor systems was developed. This paper explains the code's theoretical and numerical descriptions and, as a part of its verification, includes some simulation results of MSRE stability experiments. Even though the present reactor model does not include the recirculation effect of the fuel-salt through the reactor system, the AMBIKIN2D code should be able to predict the power and phase shift at various power levels and reactivity insertions with better accuracy.

Key words : Molten-salt reactor, Two dimensional kinetics code, AMBIKIN2D, MSRE, Safety analysis

*To whom correspondence should be addressed.

Ajou University, Suwon, Korea

Tel: 031-219-2683

E-mail: tearingtree@hanmail.net

1. 서 론

원자력 발전은 세계 전력 생산의 1/6을 담당하고 있으며 지구 온난화의 주범인 CO₂의 생성이 거의 없을뿐 더러 생활수준의 향상과 인구 증가로 인한 급격한 전력 수요 증가에 대응할 수 있는 가장 현실적인 에너지원이다. 이러한 점에도 불구하고 원자력 기술 자체가 갖는 정서적인 취약성과 과도한 초기비용이 요구하는 경제적 원인 및 폐기물, 핵확산성과 같은 여러 가지 사회적 문제로 인해 원자력의 미래를 낙관적으로만 보기는 어렵다. 이러한 불확실한 환경을 극복하고 장기적인 비전을 제시하기 위해 전세계적으로 많은 노력을 기울이고 있는데 미래핵연료주기와 혁신형원자로시스템 개발이 핵심과제이다. 용융염핵연료원자로는 높은 핵확산저항성, 고준위방사성폐기물 생산의 최소화 등 원자력에너지시스템으로서 이상적인 장점을 가지고 있어 1960년대 ORNL¹⁾에서 개념이 제안된 이후 세계적으로 꾸준히 관심의 대상이 되어왔다. 본 논문은 1990년 이후부터 아주대학교에서 개발되고 있는 용융염핵연료시스템, AMBIDEXTER²⁾가 복합원자력에너지단지로서 기술적 실용화 가능성을 확인하는 개념설계 연구에 관한 것이다.

이러한 연구의 중요한 부분으로서 용융염원자력시스템의 사고 및 이상상태 시에 시스템의 안정성을 분석하기 위한 핵·열수력학적 동적거동을 모사해석 해야 한다. 그러나 기존의 고체핵연료를 사용하는 원자로의 경우 핵연료가 장전된 후 꺼낼 때까지 동일한 위치에서 핵·열반응을 일으키는 것에 비해 유동핵연료를 사용하는 용융염원자로의 핵연료의 이동으로 인해 위치별 물성이 달라진다. 그러므로 특정위치에 배열된 핵물질 구조계에 중성자가 이동하면서 반응하는 것을 가정한 고전적인 중성자수송 또는 확산 모델을 용융염 원자로에 적용하게 되면 동적거동 모사해석의 정확성이 떨어지게 되어 원자로계통 설계의 신뢰도와 안전계통 설계의 보수성을 입증하는데 어렵게 된다. 또한 용융염 원자로의 핵연료의 온라인 주입 및 제거가 가능하다는 특징으로 인한 핵적 특성 변화와 핵연료 유속에 따른 노심 체류시간 변화로 인한 핵연료 구성성분의 변동 등이 분석에 고려되어야 한다.

위와 같은 용융염원자로의 독특한 특성으로 인해 용융염핵연료시스템의 설계 시 핵연료 유동 특성을 고려한 중성자 수송 혹은 확산 모델을 개발하여 동 거동 모사해석을 수행해야만 한다. 본 논문은 핵연료 유동특성이 고려된 중성자 확산 모델과 거시단면적 섭동 모델을 유도하고 이를 바탕으로 개발한 용융염원자로용 동적거

동 해석 코드, AMBIKIN2D의 검증을 위해 MSRE 안정성실험 측정자료와 이를 일점 동특성 시스템코드로 해석한 결과를 상호 비교하는 검증연구이다.

2. 유동 핵연료의 2차원 동특성 방정식

비상상태나 이상상태에서 원자로시스템의 안전성 분석을 수행하기 위해 원자로심에서의 중성자밀도 및 출력의 시간종속적 거동을 해석하는 이론이 중성자동특성 방정식이다. 고체 핵연료를 사용하는 기존 상용로의 시스템 코드는 일반적으로 1군 1점 중성자동특성 방정식을 사용하면서 보수성을 만족하도록 비교적 정확한 거동 예측을 하고 있다. 일찍이 ORNL에서 개발한 용융염원자력 시스템 코드는 이와 유사하게 지발중성자 모핵중성자밀도 변화 및 반응도 손실 등 핵연료의 유동 특성을 고려한 1점 동특성 방정식을 개량하여 용융염원자로 고유의 동특성을 모사해석할 수 있다. 그러나 핵연료가 움직이는 용융염원자로 특성상 위치에 따른 출력 분포 변화를 고려해야 하고, 특히 혁신형원자로의 성능요건을 만족하도록 아열(epi-thermal)중성자 스펙트럼 영역을 포함하는 다영역 노심을 구성해야할 경우, 다군 다차원 동특성 해석이 필수적으로 수행되어야 한다.

2-1. 유속 종속 2차원 동특성 방정식

핵연료의 거동은 지발중성자의 출현위치와 지발중성자 모핵종의 생성위치가 일치하지 않는 효과를 일으키게 된다. 용융염 원자로의 경우 핵연료의 유동 방향은 z-방향으로 일정한 속도로 움직이며 이로 인해 노내에서 생성된 지발중성자 모핵종이 노외로 유출하게 된다. 이때 지발중성자 모핵종의 이동에 따른 수밀도 변화는 계통 내 핵연료물질 순환주기에 해당되는 시간지연에 영향을 받는다. 또한 같은 원인으로 인해 z-방향 지발중성자 모핵종 수밀도의 분포도 변하게 된다. 다음의 식 (1)은 z-축방향의 유속을 고려한 시간종속 2군 중성자확산 방정식이다.

$$\frac{1}{v_1} \frac{\partial \phi_1}{\partial t} = \nabla \cdot [D_1 \nabla \phi_1] + \frac{1}{k_{\text{eff}}} (1 - \beta) v (\Sigma_{f1} \phi_1 + \Sigma_{f2} \phi_2) - (\Sigma_{a1} + \Sigma_{\text{rem}}) \phi_1 + \sum_{j=1}^6 \lambda_j C_j \quad (1a)$$

$$\frac{1}{v_2} \frac{\partial \phi_2}{\partial t} = \nabla \cdot [D_2 \nabla \phi_2] - \Sigma_{a2} \phi_2 + \Sigma_{\text{rem}} \phi_1 \quad (1b)$$

$$\frac{\partial C_j}{\partial t} = \frac{1}{k_{\text{eff}}} \beta_j v (\Sigma_{f1} \phi_1 + \Sigma_{f2} \phi_2) - \lambda_j C_j - u_z(t) \frac{\partial C_j}{\partial z}, \quad j=1, 2, \dots, 6 \quad (1c)$$

1) Oak Ridge National Laboratory

2) Advanced Molten-salt Break-even Inherently-safe Dual-missioning EXperimental and TEst Reactor

여기서 $u_x(t)$ 는 z-축방향의 핵연료 유속으로 동일한 특성으로 설정된 region에서는 동일한 속도를 가지며 $\partial C_j/\partial z$ 는 j-군 지발중성자 모핵종 수밀도의 z-축방향 변화율이다. 또 초기조건 및 경계조건으로서, 노심 외부 경계값은 모두 영의 값을 갖으며 노심 내부에서는 평형상태에서의 값을 갖도록 설정하였다. 이 때 노외로 배출되는 지발중성자모핵종 중 80% 이상의 반감기가 노외 체류시간을 초과하며 순환핵연료 중 10%는 고온화학공정으로 우회하므로 노 안으로 재유입되는 반응도 양에 의한 영향은 외부 삽입 반응도에 비해 상대적으로 작아 계통 내에서 재순환 후 유입되는 핵연료에 포함된 지발중성자 모핵종의 수밀도증가는 무시 가능하다고 보았으며 이에 따른 지발중성자 분포 모형은 유속에 의존하는 특성상 큰 변화가 없다고 가정하였다.

용융염을 구성한 핵연료물질 또한 지발중성자 모핵종 수밀도 변화보다는 적으나 반응로 내 이동경로 및 속도에 따라 체류특성과 중성자와의 핵반응 특성이 변화하므로 물질(반응단면적, 온도 등)이 변하게 되는 것도 고려해야하며 Pyro 반응로에서 핵연료 물질에 용해된 핵분열생성물질의 제거로 인한 방사성 핵종 농도 변화 또한 고려되어야한다. 이를 위하여 가상의 단일 의사핵종(pseudo-nuclide)에 대해 수밀도방정식과 유사하게 식 2와 같이 근사식을 가정하였다.

$$\frac{\partial \Sigma_x}{\partial t} = A_x \Sigma_x(\vec{r}, t) + B_x \Sigma_x(\vec{r}, t) \phi(\vec{r}, t) - u_x(t) \frac{\partial \Sigma_x}{\partial z} + \Delta_x(\vec{r}, t) \quad (2)$$

여기서 상수, A_x 는 의사핵종의 붕괴상수, B_x 는 중성자흡수반응에 의한 의사핵종의 손실률에 대응하는 물리적 의미가 부여되며 각 상수는 다양한 출력밀도 상태에서 연소진행에 따른 각 격자의 거시단면적 변화를 HELIOS 1.5를 사용하여 구한 후 이 결과로부터 계산되어진다. 그리고 $\Delta_x(\vec{r}, t)$ 는 외부에서 공급하는 핵연료물질 또는 온라인 재처리 후 재유입되는 핵종의 주입률 및 Xe이나 제어봉과 같은 중성자 흡수율이 큰 물질이 생성 혹은 삽입을 고려하기 위해 거시단면적의 시간증분으로 변환한 값으로서 섭동입력 자료로 사용된다.

2-2. 반응도 모델

노심상태 변화에 따른 반응도 삽입 요인으로는 외부 반응도, 독성 반응도, 온도 반응도의 세 가지로 구분할 수 있다. 독성반응도는 주로 ¹³⁵Xe로 대표되는 중성자 흡수단면적이 매우 큰 핵분열생성핵종들의 생성 및 소멸에 따라 변하는데, 용융염원자로에서는 핵연료가 z-축 방향으로의 상향류 액체이므로 생성된 ¹³⁵Xe는 미세한 기포로서 액체핵연료 내부에서 부력에 의해 가속되어 상승하므로 평형상태 핵종수밀도에 크게 영향을 미치지 못

하고, 생성반응이 주로 ¹³⁵I의 붕괴에 의한 것으로서 시간상수가 작아서 즉발적이지 않기 때문에 동특성해석 시간구간에서는 반응도 변화에 영향을 미치지 못한다고 가정하였다. 그러므로 본 모델에서 실질적으로 고려되는 반응도는 테스트를 위한 외부 반응도와 온도 혹은 출력 변화에 따른 반응도계환율만을 반영하였다.

현재의 AMBIKIN2D version에서는 출력천이과정의 반응도변화를 식 (3)과 같이 k(t)의 시간변화량으로 모델링하였다.

$$\rho(t) = 1 - \frac{\iiint \phi^0(r, E) R(r, E, t) \phi(r, E, t) dV dE + \sum_{j=1}^6 \lambda_j C_j}{\frac{1}{k_{eff}} \iiint \phi^0(r, E) F(r, E, t) \phi(r, E, t) dV dE} \quad (3)$$

여기서 F(r, E, t)는 (1-β)v(E)χ(E)Σ_n(r, E, t)를 R(r, E, t)는 각각 ∇·D(r, E, t)∇-Σ_a(r, E, t)+Σ_{rem}(r, E, t)를 나타낸다.

3. 2차원 모델 논리 구성 및 코드화

3-1. 초기 및 경계 조건

동특성 계산을 위한 경계조건은 노심 경계면에서의 중성자속 및 지발중성자 모핵종수밀도가 φ(r, 0, t)=φ₀(r, Z, t)=φ₀(R, z, t)=0와 C_j(r, 0, t)=C_j(R, z, t)=0값을 갖는 것으로 가정되어졌다. 초기조건은 원자로가 정상출력상태로 t=-∞로부터 정상출력으로 가동되었다고 가정하므로 중성자속 및 지발중성자 모핵종수밀도는 식(4)와 같이 4계 2차연립미분방정식으로 표현할 수 있다.

$$0 = \nabla \cdot (D_i^0 \nabla \phi_i^0) + \frac{1}{k^0} (1 - \beta) v (\Sigma_{n1}^0 \phi_1^0 + \Sigma_{n2}^0 \phi_2^0) - (\Sigma_{a1}^0 + \Sigma_{rem}^0) \phi_i^0 + \sum_{j=1}^6 \lambda_j C_j^0 \quad (4a)$$

$$u_z^0 \frac{\partial C_j^0}{\partial z} + \lambda_j C_j^0 = \frac{1}{k^0} (1 - \beta) v (\Sigma_{n1}^0 \phi_1^0 + \Sigma_{n2}^0 \phi_2^0), \quad j=1, 2, \dots, 6 \quad (4b)$$

$$u_z^0 \frac{\partial \Sigma_{xi}^0}{\partial z} = (A_{xi} + B_{xi} \phi) \Sigma_{xi}^0, \quad (4c)$$

여기서 첨두문자 0는 정상상태와 초기상태를 나타내며, z는 축방향을 나타낸다. 다른 문자는 일반적 관례를 따르며 사용된 중성자 속은 각 격자에서의 평균값이다.

위의 2차원 경계치문제(boundary value problem)는 주어진 정상상태 균정수 D_i⁰, Σ_{nj}⁰을 초기상태값으로 하여 경계조건을 만족하는 초기정상상태 고유치 k⁰ 및 F₀⁰, C_j⁰ 고유함수를 구하는 것으로서 이에 대응되는 수치방정식

은 유한차분법(Finite difference method)을 사용하여 유도한 정규행렬방정식 형태이다. 위 식들의 해를 구하기 위한 반복계산의 수렴가속을 위해 Chebyshev polynomial method를 사용하였다.

3-2. 동특성 방정식 해를 위한 수치해석 기법

앞 절의 평형상태에 대해 얻은 수렴해를 초기조건으로 사용하여 시간증분에 따른 노심 특성의 동적 변화를 계산하는 동특성방정식의 수치해를 구하였다. 이때 사용하는 수치해석법으로는 초기상태방정식과 동일하게 유한차분근사모델에 대한 반복계산방법으로서 Implicit method와 수렴가속방법으로 SOR(Successive over-relaxation method)을 사용하였다. 시간증분문제에 대한 유한차분법의 수치해는 시간증분의 크기에 따라 오차의 규모가 민감하며 시간증분을 작게 할수록 이론적으로 더 정확한 결과를 얻게 되지만 너무 짧은 시간증분을 사용할 경우 천이계산에 너무 많은 시간을 소모하게 되므로 최적의 시간증분 크기를 결정할 후 사용하는 것이 바람직하다. 또 수치방정식모델의 Explicit method는 절삭오차(truncation error)가 누적되기 때문에 쉽게 발산하는 문제가 있는데 비해 Implicit method는 절삭오차를 일정하게 유지할 수 있어 계산상의 발산 문제를 일으키지 않는다. 이 같은 계산상의 안정성을 고려하여 방정식이 약간 복잡해지는 단점이 있긴 하나 본 연구의 동특성 계산에서는 Implicit method를 사용하였다. 위의 수치해석 기법을 사용하여 식 (1)을 수치해석방정식으로 변환하여 간략하게 식 (5)와 같이 나타냈다.

$$\frac{1}{v_i} \frac{\Phi_i^{t+1} - \Phi_i^t}{\Delta t} = \omega M \Phi_i^{t+1} + (1-\omega) M \Phi_i^t, \quad i=1, 2 \quad (5)$$

$$\frac{C_j^{t+1} - C_j^t}{\Delta t} = \omega PC_j^{t+1} + (1-\omega) PC_j^t, \quad j=1, 2, \dots, 6$$

여기서 ω 는 반복계산의 수렴속도를 가속시켜 계산소요 시간을 단축시킬 수 있도록 SOR기법에서 사용되는 외삽인자(Extrapolation parameter)로서 t 시간의 수렴해에 대한 $(t+1)$ 시간의 수렴해의 분율과 같은 의미를 갖으며, 일반적으로 trial and error 방법에 따라 최적값을 결정한다. 본 연구에서는 0.8을 선택하였다. M 은 식 (1a)와 식 (1b)의 계수들이며 P 는 식 (1c)의 계수들을 간략히 표기한 것이다.

식 (5)의 좌변에서 Φ 및 C 의 시간변화율은 우변의 중성자반응변화율을 중성자속도, v_i 만큼 증폭시킨 것으로서 만일 계산시간 증분이 충분히 작지 않을 경우 계산 결과가 발산을 하거나 부정확한 계산을 수행하게 되므로 계산의 효율성과 정확성을 고려한 시간증분, Δt 결정이 매우 중요하다.

그에 비해 거시단면적의 시간변화는 일반적으로 고체 핵연료원자로에서는 핵연료의 연소도함수로서 변화율이 동특성시간영역에서는 무시할 수 있으나, 액체핵연료계통의 경우 주요 외부섭동원으로서 지발중성자 모핵중수 밀도와 유사한 시간상수 범위에서 노심동특성에 영향을 미친다. 그러므로 이를 고려할 수 있도록 거시단면적 변화는 식 (6)과 같이 상대적으로 긴 시간증분에 대한 quasi-static근사식을 사용하였다.

$$\frac{\sum_{m,l}^{t+1} - \sum_{m,l}^t}{\Delta t} = -\tau_{z,m} \frac{\sum_{m,l}^{t+1} - \sum_{m,l}^{t-1}}{\Delta z}, \quad (6)$$

여기서 l 은 z -축 방향의 공간격자, t 는 시간 격자를 그리고 m 과 n 는 각각 격자와 에너지군을 나타낸다.

3-3. 계산 알고리즘

AMBIKIN2D는 크게 정상운전상태를 가정한 초기조건 계산 및 섭동후 천이시간에 걸친 동특성 계산으로 나누어져 있다. 정상운전상태 계산은 먼저 격자코드를 이용하여 z -축 방향의 핵연료 유동이 없는 상태에 대해 계산된 격자상수와 핵연료 정상유속을 입력데이터로 제공하고, 중성자속, 지발중성자 모핵중수밀도와 증배계수의 초기값을 동일하게 1.0으로 가정하여 내부 및 외부 반복계산을 수행하면서 수렴된 값을 구한다. 이로부터 구해진 결과를 초기상태함수로 천이상태 계산이 시작되는데 계산의 효율성을 위해 두 종류의 서로 다른 크기의 시간증분 단위를 도입하였다. 중성자속 및 지발중성자 모핵중수밀도는 시간 변화에 민감하므로 계산 시간증분 단위, Δt 를 짧게 설정하였고, 핵중수밀도 변화율에 종속된 거시단면적 계산 시간증분, Δt 는 상대적으로 긴 값을 갖도록 하였다. 이 방법을 보완한 천이모드와 신속한 천이모드로 동특성방정식계를 2분함으로써 계산소요시간을 효율적으로 단축시킬 수 있다.

4. MSRE 실험 모사해석

4-1. MSRE 안정성 특성실험

본 연구에서 AMBIKIN2D의 검증용을 위해 선정된 MSRE원자로는 1965년 미국 ORNL에서 상용발전용 원자로로서 용융염원자로의 가능성을 실증하기 위해 개발하여 가동을 시작한 열출력 8 MW의 실험로이다. 초기에는 30%의 ^{235}U 농축우라늄을 핵분열성물질로 사용하였으나 1968년에 전노심을 ^{233}U 로 대체하는데 성공하므로 세계 최초로 ^{233}U 에 의해 임계에 도달한 원자로이다. MSRE의 원자로집합체는 그림 2에 보는 것과 같은 모양이며, 높이 64인치, 지름 55.25인치의 원통형 구조로서 노심을 구성하는 노심격자는 그림 2의 우측 상단에

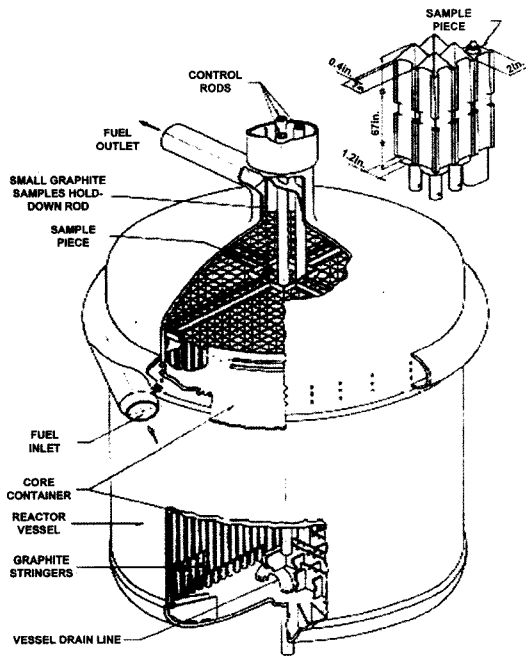


그림 1. MSRE 노심 및 클러스터 모형.

도시하였다. MSRE에 장착된 LiF-BeF₂-ZrF₄-UF₄ 용융염 핵연료의 열역학적 물성 및 열수력적 설계특성은 표 1에 요약하였으며, 1175°F의 핵연료가 노심 하단입구로 유입되며 노심에서 핵분열에너지에 의해 1225°F로 가열되어 노심 상단출구를 통해 열교환기로 수송되고 다시 노심에 재유입되는 핵연료순환회로가 원자로계통 및 1차 열전달계통으로서의 기능을 한다.

표 2는 핵연료용융염 구성물질의 mole 분율 및 우라늄 동위원소의 원자분율, 평균핵연료온도 1200°F에서 대표적인 노심 동특성 파라미터 값을 수록한 것이다. 표에 따르면 핵연료와 흑연감속재 모두 음의 온도반응도 계수를 가지고 있다.

주파수응답 실험방법^[4]은 PRBS(Pseudo Random Binary

표 1. MSRE 노심 특성.

Fuel salt flow rate (gpm)	1200
Operating power (MWth)	8.0
Fuel Temperature (°F)	
Inlet to core	1175
Outlet from core	1225
Properties at 1200°F	
Density (lbs/ft ³)	141
Specific heat (Btu/lb °F)	0.47
Thermal conductivity (Btu/hr ft °F)	0.83
Viscosity (lbs/ft hr)	19

Sequence)와 PRTS(Pseudo Random Ternary Sequence) 방식의 신호를 발생하여 고출력에서는 Flux demand test, 저출력에서는 Rod-jog test 방법을 사용하여 출력 변화를 측정 후 CPSD, CABS 및 FOURCO 방식으로 측정데이터를 분석하였다. 비교대상인 시스템 코드의 이론식은 ORNL에서 개발한 용융염 핵연료를 고려한 일점 동특성방정식의 주파수 응답도를 계산한 결과이다.

4-2. AMBIKIN2D 계산 결과 비교

용융염 원자로의 상용원자로와 가장 뚜렷하게 구분되는 특징은 핵연료 유동에 의한 지발 중성자 분포의 변화이다. 그림 2와 같이 지방중성자 모핵종 분포는 핵연료 유동 방향인 축방향으로 치우쳐 있음을 알 수 있다. 이는 상용로의 cosine 분포와 상이하며 유속의 변화나 부분 반응도 삽입 등에 의해 형태가 변할 수 있으므로 일점동특성 방정식에 의해서는 정확한 계산이 불가능한 반면 2차원 코드인 AMBIKIN2D에서는 시간에 따른 변화를 고려할 수 있으므로 더욱 정확한 계산을 도출할 수 있다. 여기서 사용되어진 지발중성자 데이터는 COG 자료이며 지발중성자 모핵종수는 normalization되어 있다.

본 연구를 위해 선택한 MSRE 안정성실험은 열출력 8 MW, 5 MW 및 2 MW로 운전 중에 앞서 기술한 실험방법에 따라 삽입된 반응도에 반응하는 출력 변화비

표 2. MSRE 초기 핵연료 구성 및 노물리적 특성.

Fuel loading	(mole%)	Minimum Critical Uranium Loading	
LiF	65.0	Concentration (g U/l salt)	33.06
BeF ₂	29.1	Total U Inventory (kg)	207.5
ZrF ₄	5.0	Prompt Neutron Generation Time (sec)	2.4×10 ⁻⁴
UF ₄	0.9	Reactivity Coefficients	
Isotropic U concentration	(atom %)	Fuel Salt	-4.1×10 ⁻⁵
²³⁴ U	0.3	Graphite	-4.0×10 ⁻⁵
²³⁵ U	35.0	Total	-8.1×10 ⁻⁵
²³⁶ U	0.3		
²³⁸ U	64.4		

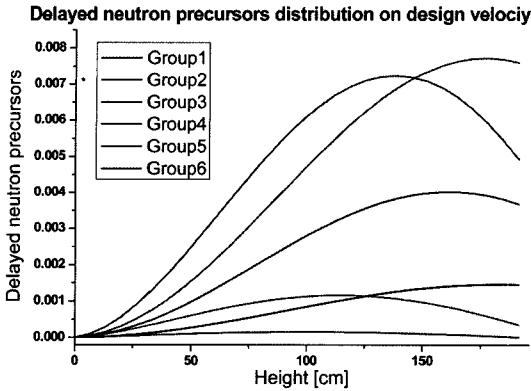


그림 2. 후방향 지발중성자 모핵종 농도 분포.

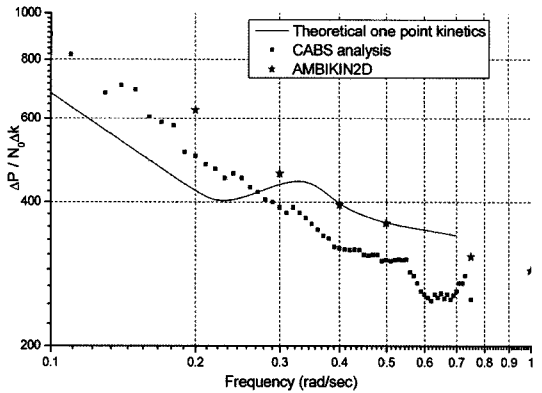


그림 5. 5 MWth 출력변화 응답.

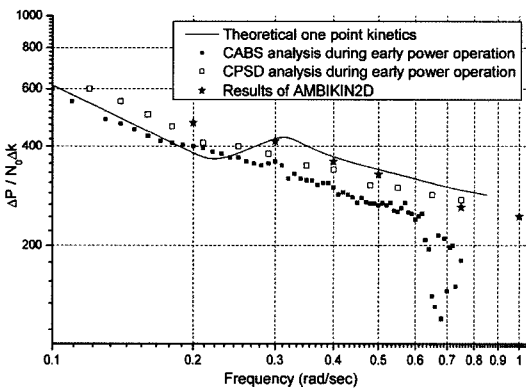


그림 3. 8 MWth 출력변화 응답.

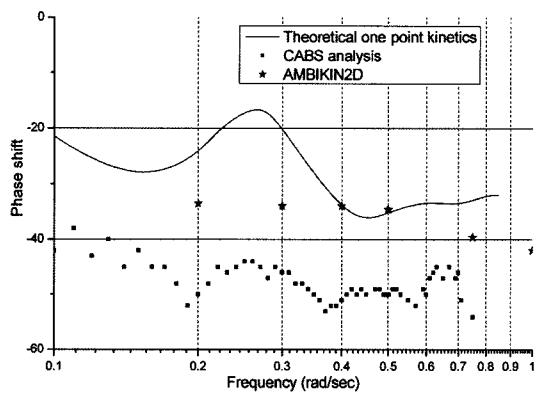


그림 6. 5 MWth 위상지연 응답.

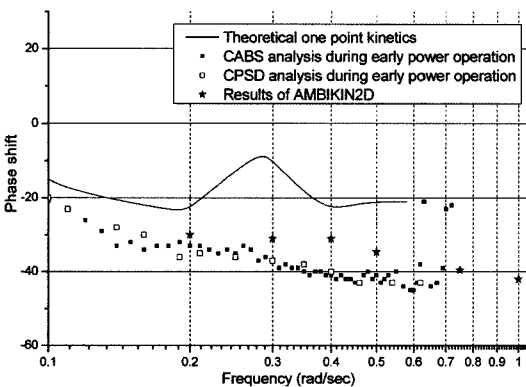


그림 4. 8 MWth 위상지연 응답.

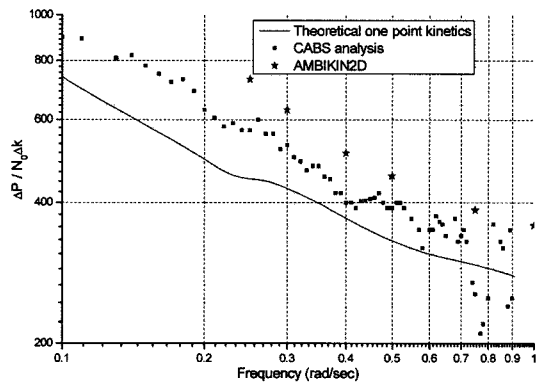


그림 7. 2 MWth 출력변화 응답.

와 위상 변화비를 안정성파라미터로 측정하는 것인데 측정된 데이터는 참고문헌¹⁴⁾에 도시된 그래프를 직접 발췌하여 사용하였으며, 본 연구에서 계산된 값을 그 위에

함께 도시하므로 가시적 비교가 용이하도록 하였다. 이와 같은 방법으로 그림 3~8에 3종의 출력운전조건에서의 실측치와 AMBIKIN2D 계산값 및 일점동특성방정식

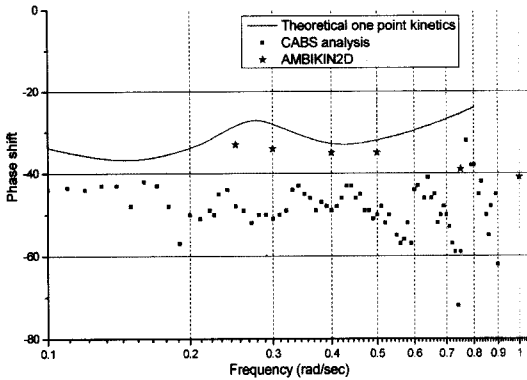


그림 8. 2 MWth 위상지연 응답.

을 이용한 MSRE 시스템해석코드 모사해석 이론값을 함께 수록하였다.

AMBIKIN2D 계산은 삽입되는 sine 곡선형 섭동반응도를 가정하고 다양한 반응도의 크기 및 주기에 대해 수행한 결과 삽입반응도의 크기는 안정성파라미터에 민감한 영향을 미치지 않으므로 6종의 삽입주기에 대한 결과를 그림에 표시하였다. 각 주기는 1rad에서부터 0.2rad 사이에 위치해있으며 사이의 값은 각각 0.3, 0.4, 0.5, 0.75rad이다. 각 주기에서의 결과는 초기 출력당 반응도 삽입 크기와 출력 변화비를 출력응답으로 나타내었고 삽입 반응도와 출력변화의 정점에서의 위상차이를 위상지연 응답으로 표시하였다.

노심격자상수는 HELIOS 코드를 이용하여 생산하였으며, 위치에 따른 거시단면적 변화는 핵연료 유속에 영향을 받지만 MSRE의 채널 내 핵연료의 유속, 17.3 cm/s에 대응하는 핵연료 노심 체류기간이 약 9초로 비교적 짧기 때문에 위치에 따른 거시단면적 변화는 시간증분을 $\Delta\tau=5\Delta t$ 로 정하고 계산을 수행하였다.

전체적으로 AMBIKIN2D에 의해 계산된 값이 지발 중성자 모핵종 농도의 분포변화 등의 용융염 핵연료의 고유 특성을 고려할 수 있어 MSRE 시스템해석코드보다 실험결과에 더 근접하는 것으로 나타났다. 특히 출력 변화비가 위상 변화비보다 더 근사한 경향을 보이는데 이는 위상 변화에 영향이 더 큰 열수력 모델 및 계통 재순환 모델의 취약성에 기인한 것으로 판단되며 모델의 개선으로 좀 더 정교한 결과를 수행할 수 있을 것으로 예상된다. 또 일점동특성 방정식을 이용하는 MSRE 시스템코드 경우는 0.2rad와 0.4rad 사이에서 resonance를 보이는데, 이는 노심을 떠난 핵연료가 계통순환 후 재유입함에 따른 케환효과를 볼 수 있다. 현재의 AMBIKIN2D version은 계통모델을 포함하고 있지 않으므로 이러한 resonance효과가 나타나지 않은 것으로

판단된다.

5. 결 론

기존의 고체핵연료를 사용하는 상용로와 달리 핵연료 자체가 액체상태인 용융염원자로의 동특성해석에는 핵연료의 유동특성을 나타내는 유속함수를 고려한 중성자 동특성방정식 코드를 사용하여야 한다. 또한 안전성해석에 일반적으로 이용되는 시스템해석 코드의 1점 동특성 방정식의 경우 유동 핵연료의 거동이 고려된 경우가 있으나 중성자스펙트럼이 크게 다른 다영역 노심을 다루는데 취약하다. 이러한 문제는 안전성해석의 보수성과 신뢰성을 확보하는데 우려되는 요인으로서 유동핵연료 원자로시스템의 설계 및 안전성해석에 사용되는 동적거동 해석에 적합한 2군, 2차원 동특성코드 AMBIKIN2D의 개발로 해결하고자한다.

AMBIKIN2D는 핵연료의 유동으로 영향받는 지발중성자 모핵종수밀도 및 거시단면적의 시간변화 모델을 포함하므로 유속과 시간에 따른 중성자속 분포 변화, 출력 변화 등을 모사할 수 있도록 설계되었다. 코드의 수치해석 방법은 기본적으로 Implicit 유한차분법이 사용되었으며 반복계산의 수렴가속을 위해 SOR 기법을 도입하였다. 또한 천이계산의 효율성을 위해 시간증분을 slow 및 fast 모드로 나누고 quasi-static 근사 알고리즘을 적용하였다.

AMBIKIN2D 코드의 정확성 및 신뢰성 검증을 위해 LiF-BeF₂-ZrF₄-UF₆ 핵연료를 사용하는 MSRE 안정성실험을 모사하여 주파수 응답 결과를 실험 데이터와 비교하였다. 즉, 각 출력준위에서 반응도 삽입에 따른 출력 변화비와 위상지연을 반응도삽입주파수 함수로 측정된 값과 일점 동특성 시스템 코드로 모사한 이론값을 AMBIKIN2D 계산과 비교하는 것을 연구내용으로 하였다. 모든 경우에서 AMBIKIN2D의 계산결과가 측정치와 이론치의 중간에 위치하는 것으로 보아 AMBIKIN2D의 타당성을 확인할 수 있었다.

이와 같이 용융염핵연료를 갖는 원자로시스템의 설계 및 안전성해석에 유용하도록 개발된 AMBIKIN2D코드는 특히 중성자스펙트럼이 크게 다른 영역으로 구성된 노심모델의 동특성을 모사할 수 있으므로 제4세대 원자로시스템의 성능요건을 만족하는 신형 용융염원자로 개발에 매우 효과적일 것이다.

향후 코드의 실용성 및 안정성을 개선하기 위하여 반복계산의 수렴을 가속하는 알고리즘의 개발과 시스템 코드와의 연계성을 고려한 반응도 케환모델, 계통재순환 모델 등을 포함하도록 확장하는 연구가 계속되어야 한다. 또한 다양한 V&V 시나리오를 구축할 수 있도록 데이

터베이스를 확보하는 연구도 중요하다.

참고문헌

1. 오세기 외. “핵적 자정·자활 능력을 갖춘 용융염 원자력 보일러 시스템의 개념설계에 관한 연구”, 과학기술부, 1998.
2. 오세기 외. “AMBIDEXTER 원자력 보일러 시스템의 노심관리 및 반응도 효과 연구”, 과학기술부, 1990.
3. Lapenta, G.; Mattioda, F.; Ravetto, P. “Point Kinetic Model for Fluid Fuel Systems”, *Annals of Nuclear Energy*, 2001, 265, 1759.
4. Steffy, R.C. Jr. Frequency Response Testing of the Molten Salt Reactor Experiments, ORNL, 1970.
5. Nakamura, S. Computational Methods in Engineering and Science, Wiley-interscience Publicaton, 1977, 52.
6. Oh, S.K.; Won, S.H. *et al.* “Some Analyses of Reactivity Characteristics and Power Distribution of the 250 MWth AMBIDEXTER Core”, *Proceeding of 1998 KEES Annual Conference*, 1998, 29.
7. Dulla, S.; Ravetto, P.; Rostagno, M.M. “Neutron Kinetics of Fluid-fuel Systmes by the Quasi-static Method”, *Annals of Nuclear Energy*, 1999, 791.
8. Kedl, R.J. “Fluid Dynamci Studies of the Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) Core”, ORNL, 1997.
9. Yasinsky, J.B.; Natelson, M.; Hageman, L.A. “TWIGLE - A Program to Solve the Two Group Space Time Neutron Diffusion Equations with Temperature Feedback”, WAPD Tm-743, 1968.
10. User manual; HELIOS 1.5, Scandpower, 1995.