2002 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

COBRA-TF 코드를 이용한 액금로의 Flow-Blockage 실험 해석

The Analysis of Flow-blockage Experiment in LMR using COBRA-TF

하귀석, 정해용, 장원표, 이용범, 정관성, 한도희

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

액체금속로 집합체내의 일부 부수로 폐쇄 현상은 국부적으로 소듐 비등을 일으키거나 피복재의 건전성에 영향을 줄 수 있으므로, 설계 및 안전해석 측면에서 이에 대한 정확한 해석이 요구된다. 본 논문은 위의 유로폐쇄 현상을 해석하기 위하여, 경수로 원자로 용기의 다차원 해석을 목적으로 개발된 COBRA-TF 코드의 일부 모델을 수정한 내용이다.

코드의 수정내용은 냉각재의 물성치를 물에서 소듐으로 변경한 것과 Wire-Wrap과 관련한 벽면 마찰 모델 추가한 것이다. 현재까지의 모델 변경에 대한 시험계산은 ORNL에서 수행한 THORS (Thermal-Hydraulic Out-of-Reactor Safety) 실험 데이터를 이용하였으며, Wire-Wrap 모델의 유무와 난류 모델의 혼합계수에 따라 4 가지 경우를 분석하였다. 현재까지의 냉각재 온도분포 계산 결과는 실험값과 비교하여 최대 ~10 °C 정도의 차이를 보인다. 그러나 보다 정교한 예측을 위해서는 관련된 열 전달 모델 뿐 아니라 난류 모델도 향후 이 코드에 추가되어야 할 것으로 판단된다.

Abstract

A partial flow blockage within a fuel assembly in liquid metal reactor may result in localized boiling or a failure of the fuel cladding. Thus, the precise analysis for the phenomenon is required for a safe design of LMR. In the present study, some models incorporated in the COBRA-TF code, which was originally developed for the purpose of the multi-dimensional analysis of PWR, were modified to apply it to the flow blockage analysis of LMR.

Sodium properties and the friction model for a wire-wrap were replaced in the code, and then they were examined by applying the code to a flow blockage experiment, THORS test of ORNL. The four calculations were carried out depending on mixing coefficients of the turbulence model, and with or without the wire-wrap model in the code. As a result, the maximum coolant temperature difference between the code prediction and experimental data was found as low as about 10 °C so far. In the future, it is considered that the heat transfer model as well as turbulence model pertinent to LMR should be implemented additionally in the code for a more realistic analysis.

1. 서론

액체금속로 집합체에서 유로 폐쇄 현상이 발생하면, 폐쇄된 근처에서 냉각재 온도가 상승함으로써 소듐 비등이 발생하거나 연료봉 피복재의 건전성이 위협을 받는다. 따라서 안전해석 및 집합체 설계평가와 관련하여 유로 폐쇄에 따른 온도 분포 영향을 분석하기 위하여 많은 실험과 이론적인 연구가 진행되어 왔다. 집합체 내의 유로 폐쇄는 가) 연료봉의 Swelling과 Bending에 의한 유로 면적 감소, 나) 손상된 Wire-wrap Spacers나 연료봉의 파편, 다) 건설 중 남겨진 외부물질, 구조물에서 떨어져 나온 파편, 운전 중 발생한 화학적 생성물 등으로 발생한다.

현재의 액체금속로는 입구유동 모듈이 있어 유로 폐쇄를 일으키는 파편이 노심 내로 유입되는 것을 방지하도록 설계되어 있으며, 또한 Wire-wrap을 사용할 경우 파편의 크기뿐 아니라 노심 내에서 축적될 가능성을 크게 줄이고 있다. 그럼에도 불구하고 만일의 경우에 노심 내에서 유로 폐쇄가 발생하면 유로가 폐쇄된 상부는 유량이 현저하게 감소하기 때문에, 그 영역에서의 연료봉 피복재 온도상승은 불가피하다. 이는 액체금속로의 안전성에 영향을 끼치므로 액체금속로 설계단계에 있어서 이에 대한 정확한 현상분석 및 해석이 필요하다. 액체금속로의 안전성과 관련된 유로 폐쇄의 영향은 Blockage의 크기와 재질, 노심내의 위치, 연료봉 출력 그리고 냉각재 유속등에 의해 좌우된다. 위의 인자들에 의해서 Blockage가 끼치는 영향의 정도가 결정되며, 이에 의해 파생되는 노심내의 불균형 온도분포의 정도를 파악할 수 있다.

본 논문은 위와 같은 유로 폐쇄 현상을 분석하기 위해 COBRA-TF 코드의 일부 모델을 변경하고, 그에 따른 시험계산을 수행한 것이다. 코드는 기존의 FORTRAN-77 버전을 FORTRAN-90 버전으로 변경하여 구조화함으로써 코드를 보다 쉽게 이해할 수 있도록 하였다. 계산의 정확성을 위해 코드에서 사용하고 있는 4-Bite REAL 변수들을 8-Bite로 수정하였다. 또한 액체금속로의 냉각재인 소듐의 물성치를 코드 내에 삽입하고, 두 냉각재의 온도 특성, 비등 곡선 차이 등과 관련한 일부를 수정하였다. 액체금속로의 연료봉은 Wire-wrap을 사용하기 때문에 이에 대한 별도의 모델이 추가되었다. 이들 모델에 대해서는 2장에서 주로 다룰 것이다.

시험 계산에 사용된 THORS 실험은 19개의 연료봉을 사용하며, 그 기하학적 구조는 CRBR (Clinch River Breeder Reactor)과 FFTP (Fast-Flux Test Facility)와 동일한 크기와 모양을 갖고 있다. 즉, 연료봉의 직경은 0.23 인치이고, Wire-wrap의 직경은 0.056 인치이며, 피치는 12 인치이다. 그리고 연료봉 간의 간격은 0.286 인치로 구성되어 있다. 계산은 크게 두 가지 경우로 나누어 수행되었다. 첫째 유로 폐쇄가 없는 경우의 출구 온도 분포 계산과, 둘째 Heating Zone 위치에서 가장자리 부수로의 일부가 폐쇄된 경우이다. 시험계산과 관련한 내용은 3장에 포함되어 있다.

2. 모델 수정

액체금속로는 냉각재로서 소듐을 사용하고, 연료봉은 기본적으로 Wire-wrap Spacer를 사용한다. COBRA-TF 코드는 경수로의 열수력 현상을 해석하기 위해 물에 대한 물성치를 사용하며, Grid Spacer관련 모델을 포함하고 있다. 따라서 COBRA-TF 코드를 액체금속로에 적용하기 위해 소듐의 물성치가 고려되어야 하고, 또한 Wire-wrap 모델이 추가되어야 한다. 또한 소듐의 경우 열전도도가 거의 물에 비해 약 50배 정도 크기 때문에 유체와 벽면의 열전달 특성이 물인 경우에 비해 상당히 다르다. 이러한 특성을 반영하는 열전달 상관식도 수정되어야 하지만, 본 논문에서는 물성치 및 Wire-wrap 모델만을 수정하였다.

COBRA-TF는 엔탈피, 밀도, 온도, 압력, 점성도, 열전도도, 표면장력 등과 같은 모든 물성치들을 테이블화하여 사용한다. 이에 상응하는 소듐의 물성치에 대한 것들은 참고 문헌 [1]을 참조하여 온도 범위 210 °F에서 2500 °F까지의 물성치들을 코드에 삽입하였다. 이외에 코드는 열전달 상관식들에 물성치가 포함된 계수들을 미리 테이블화하여 사용한다. 이들의 값들을 소듐의 물성치로 재계산하였으며, 물의 물성치 자체를 기준으로 한 값(임계온도, 비등곡선의 막 비등의 시작을 나타내는 T_{min}) 등에 대해서도 소듐의 경우와 다르기 때문에 수정하였다.

Wire-wrap이 있는 연료봉 집합체에서의 마찰 모델은 종 방향의 경우와 횡 방향의 경우 서로 다르게 모델한다. 특히 횡 방향의 경우는 Wire-wrap의 위치가 유량에 강력히 영향을 미친다. 종 방향에 대하여 Cheng과 Todreas[2]가 1984년에 많은 실험 자료를 이용하여 개발한 마찰 상관식을 적용하였다.

$$f_{axial} = \begin{cases} \dfrac{C_{fT}}{\mathrm{Re}^{0.18}} & \mathrm{Re} \geq \mathrm{Re}_T \\ \left(\dfrac{C_{fT}}{\mathrm{Re}^{0.18}}\right)\Psi^{1/3} + \left(\dfrac{C_{fL}}{\mathrm{Re}}\right)(1-\Psi)^{1/3} & \mathrm{Re}_L < \mathrm{Re} < \mathrm{Re}_T \\ \dfrac{C_{fL}}{\mathrm{Re}} & \mathrm{Re} \leq \mathrm{Re}_L \end{cases} \quad (1)$$

C_{fT}와 C_{fL}은 다음과 같이 정의된다.

$$C_{fT} = \left(0.8063 - 0.9022(\log(H/D)) + 0.3526(\log(H/D))^2\right) \times (P/D)^{9.7} (H/D)^{1.78-2.0(P/D)}$$

$$C_{fL} = \left(-974.6 + 1612(P/D) - 598.5(P/D)^2\right) \times (H/D)^{0.06-0.085(P/D)}$$

Ψ는 난류와 층류 사이를 내삽하는 관계식이다.

$$\Psi = \log(\mathrm{Re}/\mathrm{Re}_L) / \log(\mathrm{Re}_T/\mathrm{Re}_L)$$

Re_T와 Re_L은 각각 난류 유동과 층류 유동의 한계를 의미하며, P/D의 함수이다.

$$\log\left(\frac{\mathrm{Re}_L}{300}\right) = 1.7(P/D - 1.0)$$

$$\log\left(\frac{\mathrm{Re}_T}{10000}\right) = 0.7(P/D - 1.0)$$

횡 방향의 경우, Wire-wrap이 회전하면서 연료봉 사이의 Gap이 축 방향에 위치에 따라 다른 영향을 미친다. Suh와 Todreas[3]는 Wire-wrap이 없을 때의 마찰 상관식에 이러한 영향을 고려하여 단순한 다음과 같은 상관식을 제시하였다.

$$f_{cross} = \frac{f_{bare}}{E(q)} \quad (2)$$

여기서 $q(radians)$는 Gap과 Wire-wrap이 이루는 각을 의미하며, $E(q)$는 Wire로 인한 마찰 수정 계수이다.

$$E(q) = \sum_{i=0}^{8} a_i q^i$$

기존의 COBRA-TF코드는 FORTRAN-77을 이용하여 코딩되어 있으며, DO문이나 IF문 내부 구조가 Indent를 사용하지 않고, 또한 GOTO문을 많이 사용하기 때문에 코드의 이해가 상당히 어렵게 되어 있다. 이를 DO, IF문 내부에 Indent를 구분/삽입하여 구조화함으로써 코드의 이해도를 높였다. 코드의 수정을 위해 전역 변수와 지역 변수들간의 구분을 명확히 하였으며, 4-Bite REAL 변수를 8-

Bite로 확장하여 계산의 정확도를 향상시켰다. 이들은 추후 프로그램을 수정할 경우에 프로그램 실수를 방지하고, 보다 쉬운 프로그래밍이 가능하도록 한다. 추후 열전달 상관식과 난류 모델을 추가하여 코드의 기본 골격을 완성할 예정이다.

3. 시험 계산 결과 및 비교

계산에 사용된 실험 데이타는 ORNL THORS에서 수행한 실험 중 FFM (Fuel Failure Mockup) bundle 5 계열로 이는 육각 Duct에 19개의 연료봉으로 장착되어 있다. 연료봉 지름은 0.23 인치이며, 출력은 축 방향 및 반경 방향으로 균일하게 85 W/cm^{2}이다. 축 방향 전체 길이는 40 인치이고, 19 인치 높이에서 37 인치까지 Heating Zone이다. 입구유속은 7.2 m/s이고, 냉각재 입구온도는 316 ℃ (600 ℉)이다[4,5].

FFM bundle 5 계열 실험들은 정상적인 FFM 실험들과는 달리 가장자리 연료봉의 Wire-wrap 직경이 0.028 인치로 다른 FFM 실험 0.056 인치의 1/2로 구성되어 있다. 이로 인해 가장자리 Gap 길이 또한 1/2로 감소하였다. Blockage 위치는 밑에서부터 23 인치 즉, Heating Zone 시작점에서 4 인치 높이에 있다. Blockage는 전체 42개 부수로 중 14개의 부수로를 막고 있다. 이는 총 유량면적의 1/3에 해당된다. 그림 1은 Blockage가 형성된 23 인치 높이에서의 노심 단면적과 코드의 Nodalization을 나타낸다.

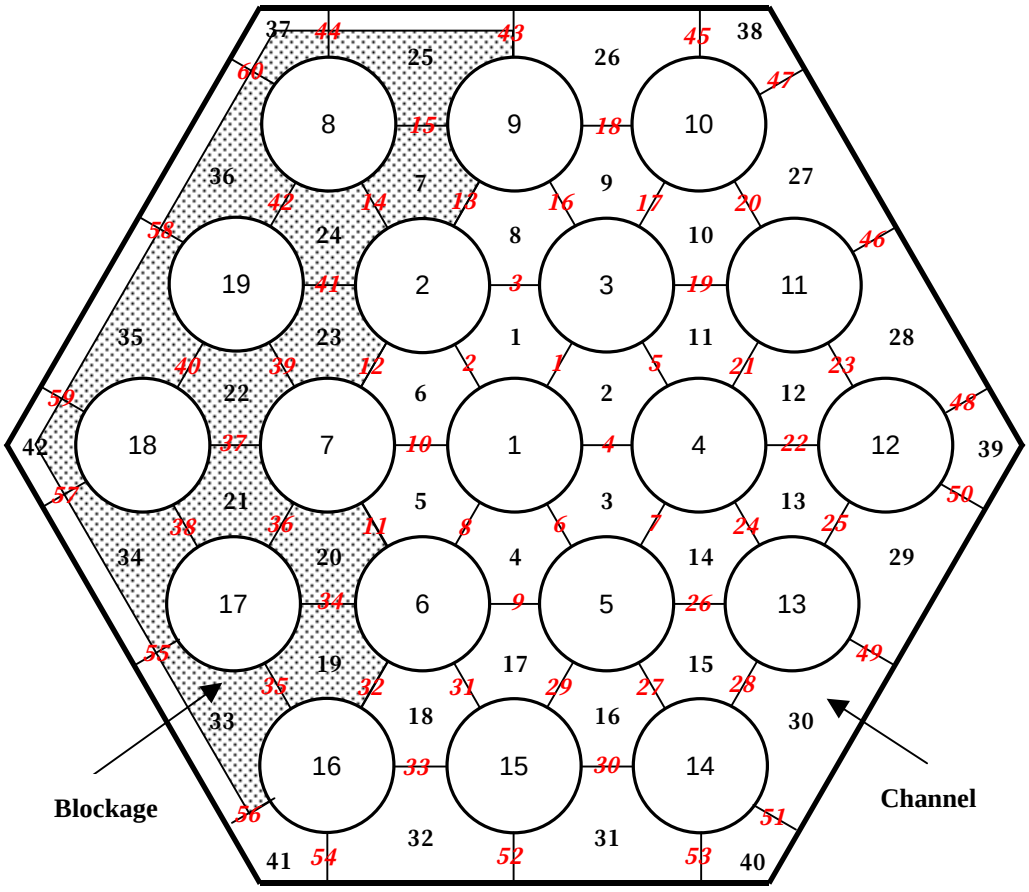

그림 1. ORNL THORS 실험 해석을 위한 Nodalization(*Italic* : Gap, Circle : Rod)

FFM bundle 5 계열 실험은 3개의 실험을 수행하였는데 첫째 5B 실험은 덕트벽과 Blockage Plate

가 밀착되어 틈이 없는 경우이고, 두번째 5B-d 실험은 덕트벽과 Blockage 사이에 0.014 인치의 틈이 형성되어 유량이 존재하는 경우이다. 마지막으로 5C는 같은 조건에서 Blockage를 제거한 실험이다. 여기서는 5B-d와 5C를 모의/계산하였다. 그림 1에서 보듯이 실험 FFM 5B-d는 42개 부수로 중 14개 부수로가 Blockage Plate에 의해 막혀있다. 내부 부수로 (7, 19, 20, 21, 22, 23, 24)는 100% 폐쇄된 상태이고, 가장자리 부수로 (25, 33, 34, 35, 36)는 Duct 벽과의 틈이 형성되어 80%가 폐쇄되어 있다. 마지막으로 Corner 부수로 (37, 42)는 가장자리 부수로와 같이 Duct 벽 사이에 틈이 있으나 그 형태의 차이에 따라 50% 정도 막힌 상태이다. 축 방향 노드 수는 20개로 나누었으며, 노드 하나의 높이는 2 인치이다.

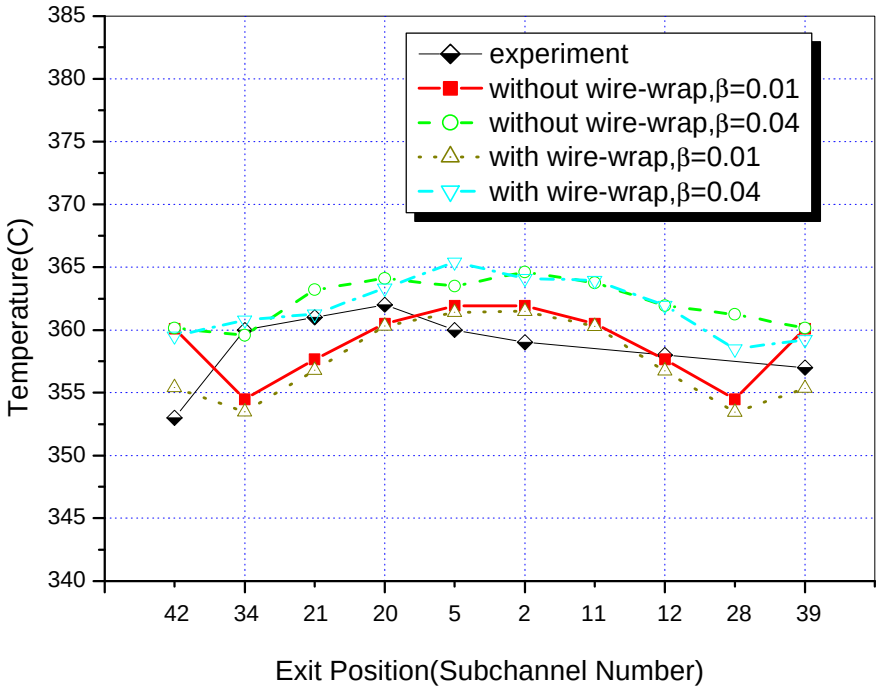

그림 2 FFM 5C 실험에 대한 계산결과 비교

계산은 식 (1)과 (2)의 Wire-wrap 모델의 적용 여부와 코드에 장착되어 있는 난류 모델(Mixing Length)에서의 혼합 계수(b)에 따라 4가지의 경우를 계산하였다.

(a) 기존 마찰 모델, 혼합 계수 = 0.01

(b) 기존 마찰 모델, 혼합 계수 = 0.04

(c) Wire-wrap 모델 적용, 혼합 계수 = 0.01

(d) Wire-wrap 모델 적용, 혼합 계수 = 0.04

그림 2는 FFM 5C 실험에 대한 결과를 비교하여 나타낸 것이다. Wire-wrap의 영향으로 실험에서는 비대칭의 온도 분포를 보인 반면에, 계산 결과는 Wire-wrap 모델의 적용 여부에 관계 없이 대칭의 온도 분포를 보인다. 이는 횡 방향의 Wire-wrap이 없을 때의 마찰 계수가 매우 크게 계산되기 때문에 Wire-wrap 각의 영향(식(2)의 $E(q)$)이 미치지 못하기 때문이다. 그리고 실험에서는 Corner 부수로(42, 39)들에서의 온도가 낮다. 이는 Duct의 구조물에서 상당한 에너지를 흡수하기 때문인 것으로 보이나, 이의 실험 자료의 부족으로 계산에서는 이를 정확히 모델하지 않았다. 그로 인해 Corner 부수로에서의 온도가 높게 계산되었다. 전체적으로 Wire-wrap 모델의 적용보다는 혼합

계수의 영향이 크게 보인다. 혼합 계수가 0.04인 경우들은 전체적으로 약 5 ℃ 정도 높게 예측하고 있다.

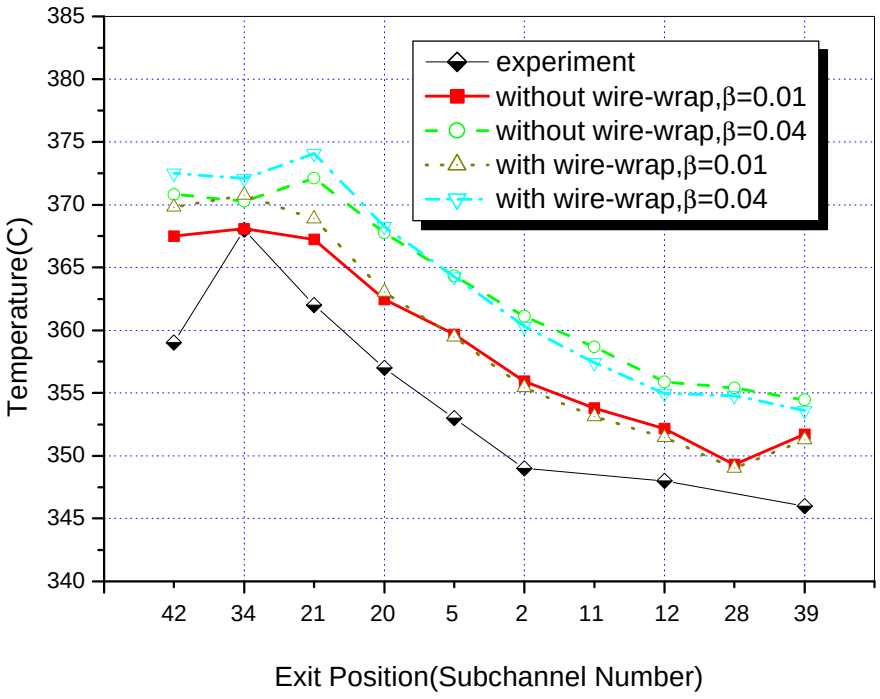

그림 3 FFM 5B-d 실험에 대한 계산결과 비교

그림 3은 FFM 5B-d의 실험에 대한 계산 결과를 보인다. 집합체 왼쪽의 Blockage로 인해 유량의 대부분은 오른쪽으로 흐른다. 따라서 Blockage 위의 유체는 다른 쪽에 비해 높은 온도를 나타낸다. 이 실험에 대한 계산에서도 Wire-wrap 모델보다는 난류 모델의 혼합 계수가 보다 많은 영향을 미치며, 정성적인 면에서 Wire-wrap 모델을 갖는 계산에서 실험의 추세를 잘 따른다고 볼 수 있다. 전체적으로 실험에 비해 높은 온도 분포를 보인다.

전체적인 계산 결과는 약 5 ℃ 정도의 차이를 보이며, 대체적으로 실험에 근사하지만, 일부 모델의 수정과 Duct와 관련하여 정확한 입력이 필요한 것으로 보인다. 첫째 전체적으로 온도를 높게 계산하는 것은 소듐 특성에 맞는 열 전달 계수 상관식이 필요하며, 둘째 난류에 대한 보다 정확한 모델이 필요하다. 그럼에도 불구하고 현재까지 결과로는 COBRA-TF 코드를 이용하여 액체금속로 집합체의 유로 폐쇄 현상을 모의 할 수 있는 것으로 보인다.

4. 결론

현재 원자력연구소에서는 액체금속로의 집합체의 유로 폐쇄 현상을 모의 계산할 수 있는 코드를 개발하고 있으며, 그 일환으로 COBRA-TF 코드를 수정하여 실험에 대한 시험계산을 수행하였다. 수정된 모델들로서 소듐의 물성치가 삽입되었으며, Wire-wrap과 관련한 마찰 상관식들이 수정/보완되었다.

이들 모델을 변경한 후, ORNL에서 수행한 THORS 실험의 두 가지를 시험 계산하였다. 계산 결과 정성적인 면에서 실험의 추세는 잘 따르지만, 정량적인 면에서 약 5 ℃ 정도 높게 예측하였다. Wire-wrap 모델 중 횡 방향과 관련해서는 Bare-Rod 마찰 계수를 상당히 높게 계산하기 때문에

Wire-wrap의 각의 함수인 $E(q)$에 큰 영향을 받지 않았다. 따라서 이 부분은 추후 보완되어야 할 것이다. 향후 보다 정교한 예측을 위해, 향후 열 전달 모델과 난류 모델을 수정할 것이다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구.개발사업의 일환으로 수행되었다.

7. 참고 문헌

[1] G. H. Golden and J. V. Tokar, "Thermophysical Properties of Sodium", ANL-7323, 1967.

[2] S. K. Cheng and N. E. Todreas, "Hydrodynamic Models and Correlations for Bare and Wire-Wrapped Hexagonal Rod Bundles – Bundle Friction Factors, Subchannel Friction Factors and Mixing Parameters", Nuclear Engineering and Design Vol. 92, pp. 227-251 (1986).

[3] K. Y. Suh and N. E. Todreas, "An Experimental Correlation of Cross-Flow Pressure Drop for Triangular Array Wire-Wrapped Rod Assemblies", Heat Transfer and Fluid Flow, Vol. 76, pp. 229-240 (1987).

[4] 김영태, 등, "MATRA-LMR 코드의 액체 금속로 집합체 유로 막힘 현상 해석 가능성 검토", KAERI KALIMER 팀 내부보고서, (1999)

[5] E.I.H. Lin and W. T. Sha, "Thermal-Hydraulic Analysis of a Wire-Wrapped 19-Rod Bundle with Edge Blockage", Transactions of the ANS, Vol. 28, pp. 539-540 (1978)