

'99 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

19 Pin 소듐냉각 집합체내 부분 유로막힘 해석 연구

Study on Partial Blockage in an LMR 19 Pin Bundle Subassembly

김원석, 김영균

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

액체금속로 집합체내 부분 유로막힘 현상이 국부적으로 소듐 비등을 일으키거나 피복재의 건전성에 영향을 줄 수 있으므로, 이에 대한 정확한 해석은 설계 및 안전해석 측면에서 매우 중요하다. 본 논문에서는 ORNL에서 수행하였던 THORS 실험데이터와 부수로 해석코드 MATRA-LMR 및 SABRE4 코드를 이용하여 이러한 집합체 유로막힘 현상에 대해 해석하였다. 계산결과, 유로막힘이 없는 경우에는 출구온도값이 실험값과 잘 일치하였으나, 유로막힘이 있는 경우는 두 코드 모두 실험값과 차이를 보였다. 특히, 정확한 계산을 위해서는 MATRA-LMR 코드의 수치적 안정성을 향상시켜야 할 것이다.

Abstract

It is important to know the effect of a local flow blockage on the potential of localized boiling and a failure of the fuel cladding within an LMR fuel subassembly. In this study, flow blockage is simulated by using the subchannel analysis codes, MATRA-LMR and SABRE4 with THORS experimental data of ORNL. Both codes show relatively good agreement to the experimental data for exit temperatures in no blockage case. But in blockage case, there were some differences between the experimental data and the code calculational results. Solid blockage could not be exactly predicted by MATRA-LMR because of the numerical instabilities of this code.

1. 서론

액체금속로 집합체에서 유로막힘 (flow blockage) 현상이 발생하면 그 부근에서의 냉각재 온도가 상승하게 되고, 그 결과 소동 비등이 일어나거나 피복재 건전성이 위협을 받게 될 수 있다. 따라서 집합체 설계평가와 관련한 안전해석의 일환으로 유로막힘에 의한 온도분포 영향을 분석하기 위하여 많은 실험과 이론적인 연구가 진행되어 왔다.

집합체내 유로막힘 현상은 다음과 같은 원인으로 발생할 수 있다. 가) 핵연료봉의 swelling과 bending에 의한 유로면적 감소, 나) 손상된 wire-wrap spacers나 핵연료봉의 파편, 다) 건설시 남겨진 외부물질, 구조물에서 떨어져 나온 파편, 라) 운전중 발생한 화학적 생성물 등이다.

노심내에서 유로막힘이 발생하면 유로막힘이 발생한 바로 윗 부분에서 유속과 유량이 정상적인 상태와 비교하여 현저하게 적어지면서 그 영역에서의 핵연료봉 피복재 온도상승은 불가피하다. 이는 액체금속로의 안전성에 영향을 끼치므로 액체금속로 설계 단계에서 이에 대한 정확한 현상 분석 및 해석이 필요하다. 액체금속로의 안전성과 관련된 유로막힘 영향은 blockage의 크기와 재질, 노심내의 위치, 핵연료봉 출력 그리고 냉각재 유속등에 의해 좌우된다. 이 인자들에 의해서 blockage의 영향 정도가 결정되며, 이에 의해 파생되는 노심내의 불균형한 온도분포의 정도를 가늠할 수 있게 된다.

유로막힘과 관련하여 많은 실험과 해석적 연구가 여러 나라에서 진행되어 왔다. 특히 해석적 방법에 있어서 크게 두가지로 나눌 수 있는데 하나는 부수로 해석이고 다른 하나는 porous body 모델이다. 부수로 해석 코드로는 COBRA, TH13D, SABRE 등이 있으며, porous body 모델의 대표적인 코드로는 COMMIX가 있다. 본 계산에 사용된 MATRA-LMR 코드는 COBRA-IV-i를 근거로 액체금속로 집합체 상세 해석용으로 개발된 것으로 부수로 해석 모델을 사용하고 있다.

본 논문은 MATRA-LMR 코드의 유로막힘 현상에 대한 해석 가능성을 검토하는데 그 주된 목적이 있다. 계산에 이용된 THORS 실험은 19개의 핵연료봉으로 구성되어 있으며, 그 기하학적 구조는 CRBR (Clinch River Breeder Reactor) 및 FFTF (Fast-Flux Test Facility)와 동일한 크기와 모양으로 제작된 것이다. 즉, 연료봉의 지름은 0.23 in., 지름 0.056 in.인 와이어랩은 피치가 12 in. 그리고 핵연료 봉 피치는 0.286 in.이다.

계산은 크게 두 가지 경우로 나누어 수행하였다. 첫째는 유로막힘이 없는 경우의 출구온도 분포 계산이며, 둘째는 heating zone 위치에서 가장자리 부수로의 일부에서 유로막힘이 발생한 경우의 출구온도 분포이다.

2 THORS 실험장치 개요

계산에 사용된 실험데이터는 ORNL에서 수행한 실험중 FFM (Fuel Failure Mockup) bundle 5 계열로 이는 육각덕트에 19개의 핵연료봉이 장착된 단일 집합체 실험이다. 핵연료봉 지름은 5.84 mm (0.23 in.)이며, 출력은 축방향 및 반경방향으로 균일하게 85 W/cm² 이다. 축방향 전체길이는 1,016 mm (40 in.)이고, 이중 482.6 mm (19 in.) 높이에서 부터 939.8 mm (37 in.) 까지 총 457.2 mm (18 in.)가 heating zone이다. 입구유속은 7.2 m/s이고, 냉각재 입구온도는 316 °C (600

*F)이다 [1,2].

FFM bundle 5 계열 실험들은 정상적인 FFM 실험들과는 달리 가장자리 핵연료봉의 와이어랩 직경이 7.11 mm (0.028 in.)로서 다른 FFM 실험에서 사용된 1.42 mm (0.056 in.)의 1/2로 되어 있으며, 따라서 edge gap 또한 절반으로 줄었다. 즉, 집합체 전체적으로 볼때 중심 부근의 핵연료봉 와이어랩 지름은 1.42 mm (0.056 in.)이고, 핵연료봉 중심간의 간격은 0.726 mm (0.286 in.)이지만, 가장자리 핵연료봉 와이어랩의 지름은 0.711 mm (0.028 in.)이고 덕트벽 사이의 간격도 0.711 mm (0.028 in.)이다. Blockage 위치는 밑에서부터 584.2 mm (23 in.) 즉, heating zone 시작점에서 101.6 mm (4 in.) 높이에 있다. Blockage는 두께 3.175 mm (0.125 in.)의 stainless steel로 되어 있고, 전체 42개 부수로중 14개를 막고 있다. 이는 총 유량면적의 1/3에 해당된다. 아래의 그림 1에 실험장치의 구성을 간략히 나타내었고, 그림 2는 Blockage가 형성된 584.2 mm (23 in.) 높이에서의 중심 단면적과 MATRA-LMR 코드 번호체계를 나타낸다 [3].

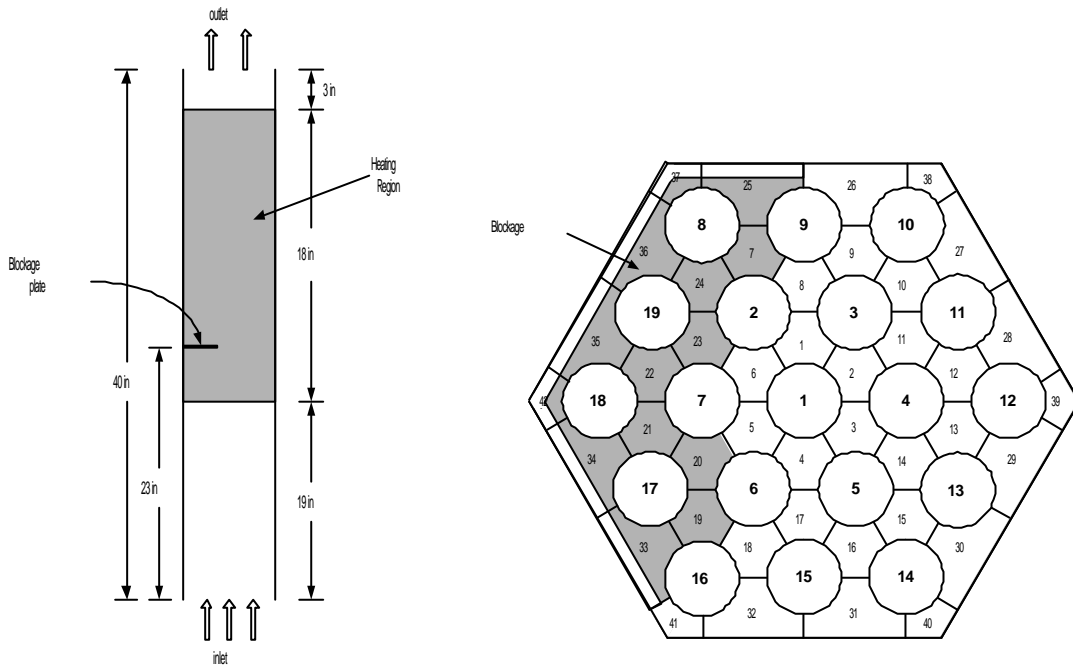


그림 1. FFM 5B-d/5C 실험 구성 그림 2. MATRA-LMR 코드 번호체계와 blockage

FFM bundle 5 계열 실험은 3 종류로 구성하여 진행되었다. 첫번째 5B 실험은 덕트벽과 blockage plate가 밀착되어 틈이 없는 경우이고, 두번째 5B-d 실험은 덕트벽과 blockage 사이에 0.3556 mm (0.014 in.)의 틈이 형성되어 유량이 존재하는 경우이다. 마지막으로 5C는 같은 조건에서 blockage plate를 제거한 실험이다. 본 논문에서 비교를 위해 사용한 실험값은 5B-d와 5C이다.

3. 계산 모델

3.1 개요

실험조건에 따른 입력 데이터는 다음과 같다. 출구압력은 1기압, 핵연료봉은 19개, 핵연료봉 지름은 0.23 in., 핵연료봉 간격은 0.286 in., 핵연료봉의 축방향 및 반경방향 출력분포는 일정, 와이어랩 지름 0.028 in., 와이어랩의 pitch는 12 in., 축방향 높이 40 in., 그리고 축방향 노드수는 MATRA-LMR 40, SABRE4 20개로 나누어 계산하였다. 또한 implicit scheme을 사용하였으며, 열전달 상관식은 Lyon-Martinelli correlation, flow split model은 Chiu-Rohsenow-Todreas (CRT) model을 사용하였다 [4].

3.2 유로막힘이 없는 경우

19 Pin 집합체는 그림 2에서 볼 수 있듯이 42개의 부수로와 부수로간 60개의 gap으로 이루어져 있다. MATRA-LMR 코드에서는 모든 와이어랩 지름을 0.028 in.로 동일하게 입력하였지만, 실제 실험에서는 내부 부수로에서 (0.056 in.)와 가장자리 부분에서 (0.028 in.)의 와이어랩의 지름이 서로 다르다. 와이어랩 지름이 달라서 파생되는 가장 심각한 영향은 부수로 면적의 변화이므로 내부 부수로 면적을 조절하여 같은 효과를 갖도록 하였다.

3.3 유로막힘이 있는 경우

Blockage가 발생한 경우의 실험조건은 입구에서의 유속, 핵연료봉 출력 그리고 기하적인 형상 등 모든 조건이 blockage가 없는 경우와 동일하므로, blockage에 의한 부수로 면적 및 gap 간격 변화를 제외한 다른 모든 입력조건은 동일하다. 입력자료를 표 1에 정리하였다.

그림 2에서 보듯이 실험 FFM 5B-d는 42개 부수로중 14개 부수로가 23 in. 높이에서 blockage plate에 의해 막혀있다. 이중 interior 부수로 (7, 19, 20, 21, 22, 23, 24)는 100% 막힌 상태 즉, solid blockage이고, edge 부수로 (25, 33, 34, 35, 36)는 위에서 언급한대로 덕트벽과의 틈이 형성되어 실제로는 80%의 막힌 상태 즉 porous blockage를 유지하고 있다. 마지막으로 corner 부수로 (37, 42)는 edge 부수로와 같이 덕트벽 사이에 틈이 있으나 그 형태의 차이에 의해 50% 정도의 막힌 상태를 유지하고 있다.

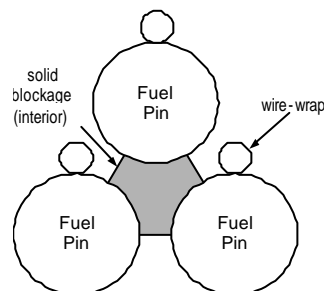


그림 3. Interior 부수로 형태

표 1. 입력자료 (ORNL 19 pin with 14 edge blockages)

Number of rods	19
Number of channels	42
Number of gaps	60
Rod diameter	0.23 in. (5.84E-3 m)
Rod pitch	0.286 in. (7.26E-3 m)
Wire-wrap diameter	0.056 in. (1.42E-3 m)
Wire-wrap pitch	12 in. (0.3048 m)
Total axial length	40 in. (1.016 m)
Flat to flat distance of inside duct	1.277 in. (0.03243 m)
Distance between rod and duct wall	0.028 in. (7.112E-4 m)
Radial power distribution	1.0 (uniform)
Axial power distribution	0 - 19 in. : 0 19 - 37 in. : 1 (Heating zone = 18 in.) 37 - 40 in. : 0
Inlet mass velocity (flux)	7.2 m/s (4.64 Mlbm/hr-ft ²)
Rod heat flux	85 W/cm ² /rod (0.270 MBtu/hr-ft ²)
Inlet temperature	600 °F (316 °C)
Outlet pressure	14,696 psia (1.01324E5 Pa)
Thickness of blockage plate	0.125 in. (3.175E-3 m)
Location of blockage plate	4 in. from the start of heated zone (23 in.)
Thermocouples	3 in. from the end of heated zone (40 in.)
Pressure drop correlation	CRT
Heat transfer correlation	Lyon-Martinelli

4 계산 결과

4.1 유로막힘이 없는 경우

Blockage가 없는 정상적인 경우에 대한 코드 계산은 위에서 기술된 입력자료를 이용하였다. 유로막힘이 없는 경우에 대한 실험값과 계산값의 비교 결과를 그림 4에 나타내었다. MATRA-LMR 계산결과 일부 부수로를 제외하고는 계산결과가 오차 5% 범위 내에서 실험값과 잘 일치하고 있음을 알 수 있다. 그림 4에서 왼쪽부분 (부수로 No. 42, 34, 21, 20)의 부수로에 대해 최대 7°C정도 오차를 보이는 이유는 실험에서 와이어랩에 의해 노심 주변방향으로 큰 원형류동이 형성되어, 이로 인해 온도분포의 요동이 생겼기 때문으로 보여진다. 계산에서는 이에 대한 정확한 모사가 되지 않아 양 측이 대칭되는 온도분포를 보여주고 있다. SABRE4 계산에서는 interior 부수로에서 온도를 과대예측하고 edge 및 corner 부수로에서는 과소평가되고 있다. 이와 같은 경향은 ORNL 19 Pin 정상상태 및 KALIMER 설계자료를 이용한 계산에서도 같은 현상을 나타내었다 [5].

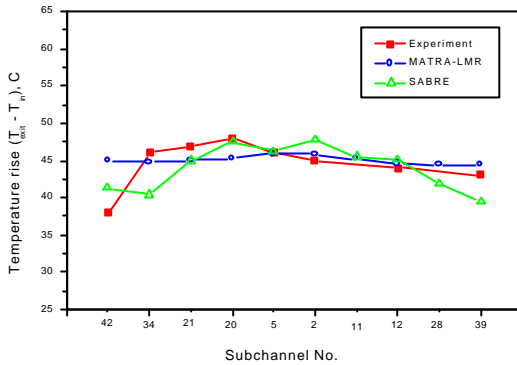


그림 4. 출구온도 (no blockage)

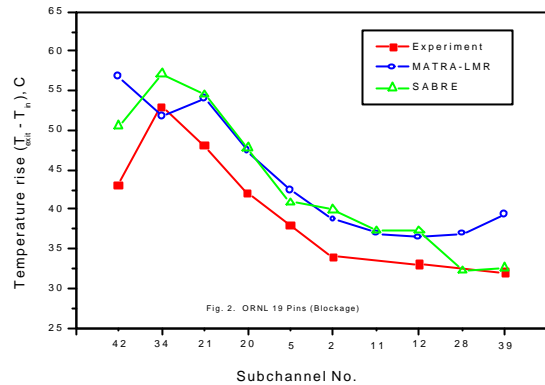


그림 5. 출구온도 (blockage)

4.2 유로막힘이 있는 경우

MATRA-LMR 계산결과 하나의 부수로가 완전히 막히는 즉, solid blockage는 코드내 수치적 불안정을 유발시켜 계산이 수행되지 않았다. 이는 이웃한 부수로와의 면적비가 $0.2 < A_i/A_j < 5$ 사이에 있어야 한다는 코드 적용범위를 벗어난다. 면적비가 이 범위를 벗어나면 상대적으로 큰 면적 부수로에서의 작은 유량변화가 보다 작은 면적 부수로에서는 유량에 큰 변화를 발생시킬 수 있기 때문에 이 경우 수치적으로 불안정성을 초래할 수 있다. 따라서 MATRA-LMR 계산에서는 interior의 100% solid 및 edge의 80% porous blockage를 실험과 같이 모의하지 못하고 코드 허용 가능한 범위인 70%로 대체하여 계산을 수행하였다. 다만 interior 부수로에서는 loss coefficient 값을 주어 실험과 근접할 수 있도록 모의하였다. 본 계산에서 벤취마크 코드로 사용한 SABRE4에서는 개발 초기부터 blockage에 대한 기능을 고려하여 계산수행에는 별 문제가 없었다.

그림 5에서 보듯이 두 코드 계산결과 전체적인 경향은 실험값에 근접하였으나 부수로별 온도 값은 차이가 있음을 알 수 있다. MATRA-LMR인 경우, 실험에서는 21번 부수로 보다 34번 부수로에서 높은 온도를 보이고 있으나, 계산에서는 오히려 21번 부수로에서의 온도가 높게 나타났다. 이는 실험에서는 blockage plate 이후에서 발생하는 wire-wrap에 의한 혼합 영향으로 인해 blockage가 없는 부수로에 근접한 21번 부수로에서 온도가 오히려 낮게 나타나는 반면, 계산에서는 완전한 blockage가 형성되지 못해, 위에 언급한 영향이 상당히 줄어 21번 부수로에서 loss coefficient에 의해 유량 흐름이 어렵게 되자 유로가 형성된 34번 부수로로 많은 유량이 유입되어 더 낮은 온도를 나타내는 것으로 보인다. Corner 부수로인 42번과 39번에서의 실험값과 계산값의 차이도 실험에서는 100%, 80% 막혀있는 21번과 34번 부수로에서 42번 부수로로 유량이 유입되어 온도가 떨어지고 있으나 계산에서는 21번 부수로에서 유입된 유량이 34번 부수로에서 대부분 처리되어 42번 부수로로의 유입이 실험에 비해 작아 온도가 상승한 것으로 판단된다. 39번 부수로에서는 덕트벽을 따라 도는 원형유로에 의해 전달된 blockage 부근 온도의 영향으로 계산에서는 온도가 올라간 것으로 보인다. SABRE4인 경우 MATRA-LMR 코드와는 달리 blockage 모델시 실험조건을 그대로 모의하여 계산을 수행함으로써 위에 언급한 MATRA-LMR과 실험값과의 차

이는 나타나지 않았다. 다만 wire-wrap에 의한 유량혼합 및 원형유량에 대한 정확한 계산이 이루어지지 못해 실험과 차이를 보이고 있다.

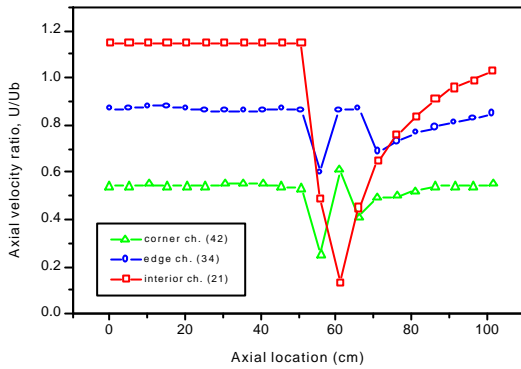


그림 6. MATRA-LMR 축방향 속도

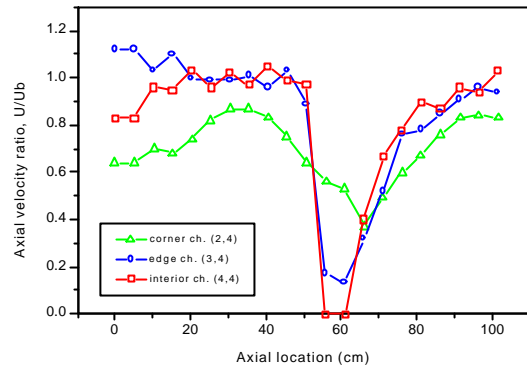


그림 7. SABRE4 축방향 속도

그림 6과 7은 blockage가 있는 부수로에서 두 코드의 축방향 속도를 나타낸 것으로 blockage가 있는 부분에서 유속이 감소되고 있음을 볼 수 있다. 특히 그림 6에서 interior 부수로의 유속이 blockage 부근에서 일부 유지되어 유량이 흐르고 있음을 알 수 있다. 또한 edge 부수로에서는 위에서 언급한대로 interior 부수로의 유량이 유입되어 속도가 크게 줄지 않았음을 볼 수 있다. 그림 7은 SABRE4의 계산결과로 corner 부수로의 경우 안쪽 부수로에서 유량이 유입되어 유속이 크게 증가한 모습을 보여주고 있다. 그림 8과 9는 두 코드의 축방향 유량을 나타낸 것이다. 그림은 입구, blockage 전·후, 출구에서의 유량을 나타낸 것이다. 두 코드 모두 blockage 영역에서 유량의 흐름에 방해받아 blockage가 있는 부수로에서 없는 부수로로 유량이 유입되어 보다 많은 유량이 흐르면서 온도가 낮아지고 반대로 blockage가 있는 부수로에서는 온도가 상승하는 현상을 보이고 있다. 특히 그림 8에서 SABRE4 계산과는 달리 34번 부수로에서의 유량이 blockage 영향에도 크게 줄지 않아 출구온도가 낮아진 결과를 보이고 있다.

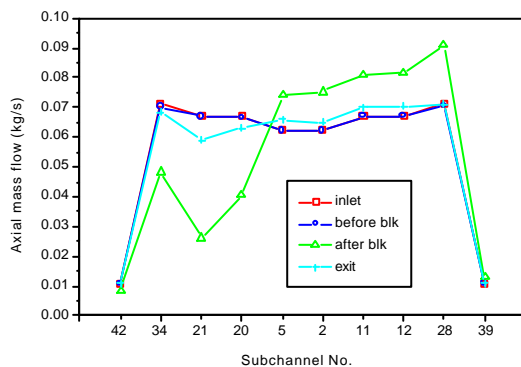


그림 8. MATRA-LMR 축방향 유량

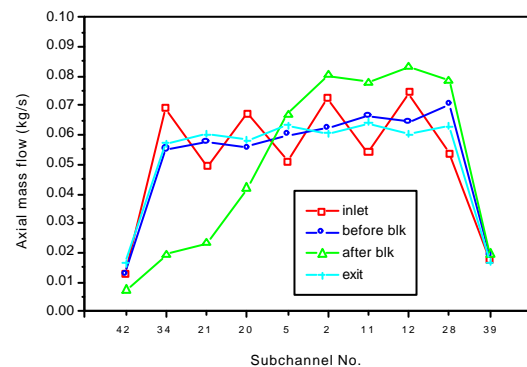


그림 9. SABRE4 축방향 유량

6. 결론

본 논문에서는 현재 개발된 MATRA-LMR 코드를 이용하여 액체금속로의 안전성에 심각한 영향을 끼칠 수 있는 노심내 유로막힘 현상의 해석 가능성을 검토하였다. Blockage가 없는 정상적인 경우와 blockage가 발생한 사고를 모의한 실험, 즉 ORNL의 FFM-5B-d 와 FFM-5C 실험결과를 MATRA-LMR 및 SABRE4 코드로 모의하여 해석한 결과를 비교하였다.

계산결과 blockage가 없는 정상적인 상태에 대해서는 두 코드 모두 실험값에 매우 근접한 결과를 보였지만, blockage가 있는 경우에 실험조건인 부수로의 100% blockage 문제를 MATRA-LMR 코드로는 적절히 모의할 수 없었다. 이는 solid blockage 조건이 현재의 MATRA-LMR 코드의 적용범위를 벗어나는 것으로 이웃한 부수로와의 면적비 (A_i/A_j)가 0.2 이하이면 이웃한 부수로에 의한 유량의 급격한 변화에 의해 수치적으로 불안정성을 갖게된다. 따라서 본 계산에서는 70% blockage를 사용하여 모의한 결과를 실험 및 SABRE4 계산결과와 비교하였다. 전체적인 경향은 두 코드가 실험값에 근접하나 MATRA-LMR인 경우 완전한 blockage 조건을 이루지 못해 일부 부수로에서 차이를 보이고 있다.

MATRA-LMR 코드는 현재 액체금속로 부수로 해석 코드로 개발되고 있는 것으로 본 연구에서 나타난 blockage 모의에 대한 코드의 한계를 극복하기 위해 코드 수치해법에 대한 분석 및 보완 작업을 통해 해결해 나갈 계획이다.

감사의 글

본 논문은 과학기술부에서 시행하는 원자력중장기사업의 지원으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. E. I. H. Lin et al, "Thermal-Hydraulic Analysis of a Wire-Wrapped 19-Rod Bundle with Edge Blockage", Transactions of the ANS, vol. 28, page 539-540, 1978
2. O. C. Jones Jr, et al., "Liquid Metal Fast Breeder Reactors", Symposium on the Thermal and Hydraulic Aspects of Nuclear Reactor Safety, v.2, ASME, 1977
3. J. L. Wantland et al, "Duct-Wall Temperatures Due to a Heated-Zone Edge Blockage in a Sodium-Cooled 19-Rod Bundle", Transactions of the ANS, vol. 19, No 1, page 245-248, 1977
4. 김원석 외, "액체금속로 노심 열수력 해석을 위한 MATRA-LMR 코드 개발", 한국원자력연구소, KAERI/TR-1050/98, 1998
5. W. S. Kim and Y. G. Kim, "MATRA-LMR Code for Thermal-Hydraulic subchannel analysis of LMR", NTHAS98, pp. 227-234, Pusan, 1998