

## 부수로 해석 코드 MATRA $\alpha$ -version 개발

유연중, 황대현  
한국원자력연구소

### 요 약

HP Workstation 및 IBM PC에서 사용 가능한 부수로 해석 코드 MATRA  $\alpha$ -버전을 개발하였다. 이 코드는 정확도 향상 및 사용자 편의를 위해 COBRA-IV-I 코드에 비해 여러가지 기능들이 추가되었으며, 코드의 적용 범위를 신형원자로의 비정방향 집합체 노심에 확장할 수 있도록 압력손실 모형 등이 개선되었다. 또한 이상 유동장에서의 예측 정확도 향상을 위하여 부수로 간의 횡방향 전달 모형을 개선하였다. 코드의 예측 성능을 평가하기 위해 세 종류의 집합체 유동분포 및 엔탈피 분포 실험 자료와 비교하였으며, 그 결과 기존의 COBRA-IV-I 코드보다 향상된 결과를 보였다.

### 1. 서론

부수로 해석 코드는 가압 경수로 노심 열수력장 해석에 적용되는 핵심적인 코드로서, 현재 국내에서는 웨스팅하우스 사의 THINC-IV, CE 사의 TORC 등이 설계에 사용되고 있다. 현재 설계에 사용되고 있는 부수로 해석 코드들은 대부분 오래전에 개발된 것이며, 그 적용 범위가 주로 정상 운전 조건으로 제한되어 있다. 그러나 현재까지 축적되어온 많은 실험적 및 이론적 연구 결과를 근거로 최적 설계 코드 개발에 대한 요구가 제기되고 있으며, 이를 위하여 이상 유동 조건 및 과도 상태에서의 정확도가 향상된 새로운 코드들이 개발되고 있다. 국내에는 비동 경수로가 없으나, 가압 경수로에서도 설계 기준 사고 조건 등에서는 이상 유동장에 대한 코드의 정확한 해석 능력이 요구된다. 또한, 여러 가지 노심 조건을 고려하는 신형원자로 설계에 부수로 해석 코드를 적용하려면 여러 가지 압력 및 유속 조건에서 신뢰할만한 해석 결과를 제공할 수 있는 코드 기술의 개발이 필요하다. 현재 국내외적으로 부수로 해석 코드 개발에 대한 연구 동향은 크게 세가지 관점으로 나누어볼 수 있다. 그 하나는 단상 유동 조건에서 부수로 내의 국부적인 유동 조건, 특히 지지격자 부근에서의 난류 특성을 파악하기 위한 코드 기술 개발인데, 복잡한 기하 형태나 이상 유동장 조건 등에서의 적용성이 아직 규명되지 않았으나, 미시적인 관점에서 근본적으로 문제를 해결하고자 하는 접근 방법이다. 또다른 관점은 이상 유동장에 대한 해석 능력을 높이는 연구인데, 냉각재 상실 사고나 반응도 사고시 계통 분석 코드 혹은 핵적 분석 코드와 연계하여 노심에서의 열수력적 특성을 더욱 정확히 파악하고자 하는 것이다[COBRA-TF]. 마지막으로 기존의 부수로 해석 코드에 근거한 모델 변경 등을 통하여 신형원자로와 같은 다양한 운전 조건 및 핵연료 조건에 적용하는 관점이 있다. 본 연구에서는 독자적인 부수로 해석 코드 확보를 통한 기술 자립을 목표로 하여 부수로 해석 코드인 MATRA(Multichannel Analyzer for Transient and steady-state in Rod Array) 개발에 착수하였다. 본 논문에서는 그 첫번째 단계로서 개발된 MATRA- $\alpha$  버전에 대하여 기술하였다.

### 2. MATRA 코드 $\alpha$ -version 개발

MATRA 코드는 부수로 해석 접근 방법을 사용하여 정상 및 과도 상태 하에서 핵연료 집합체 및 원자로 심의 열수력 특성을 분석하기 위한 다수로 해석 코드이다. COBRA-IV-I 코드가 CDC CYBER Mainframe version인데 비하여, MATRA 코드는 HP Workstation 및 IBM PC version으로서 사용자 환경이 보다 향상되었다. MATRA 코드  $\alpha$ -버전은 코드의 기능면에서 여러가지 내용들이 수정 보완되었을 뿐만 아니라, 신형로 노심 분석을 위하여 비정상형 집합체에 대한 압력손실 모형 등이 추가되었고, 이상유동장에서의 예측 성능 향상을 위하여 부수로 간의 횡방향 전달 모형을 개선하였다. MATRA 코드  $\alpha$ -버전의 특징들을 COBRA-IV-I 코드의 경우와 비교하여 그림 1에 나타내었다.

## 2.1 MATRA 코드의 주요 기능

코드의 구조면에서 잘못 입력된 코드 입력 자료의 편집을 위해 사용된 방대한 크기의 불필요한 subroutine들을 제거하여 코드 구조를 단순화시켰고, 계산에 자주 사용되는 중요한 상수들의 유효숫자를 증가시키고 모든 실수들을 double-precision으로 그 정밀도를 높여 보다 정확한 계산 결과를 얻을 수 있도록 하였다. 또한, 기존의 입·출력 양식을 수정하여 정밀한 정보를 입·출력으로 제공하도록 하였고, 보다 용이한 코드 구조 파악을 위하여 Fortran 90을 사용하여 코드 내용을 재구성하였다.

코드 기능상의 개선 사항으로 첫 번째는 과냉상태에서의 물성치 계산 정확도를 향상시킨 것으로서, 증기표를 코드내에서 평가할 수 있도록 TAF[1]를 코드 내에 이식하여 기존의 COBRA-IV-I 코드가 포화상태 물성치로부터 선행 보간법에 의해 과냉상태 물성치를 계산함으로써 상당한 오차를 야기시킨 문제를 해결하였다. 두 번째로 개선한 사항은 입·출력 단위 체계의 전환 기능을 코드에 부여한 것으로서, COBRA-IV-I 코드에서는 British 단위 하나만을 사용할 수밖에 없었으나, MATRA 코드에서는 코드의 입·출력 단위 체계로 SI와 British 단위를 선택적으로 사용할 수 있게 하였다. 세 번째 개선 사항은 축방향 계산 node 길이의 가변성을 코드에 부여한 것으로서, COBRA-IV-I 코드에서는 균일한 길이의 node만을 사용할 수밖에 없었으나, MATRA 코드에서는 flow blockage와 같은 문제 분석 시에 가변적인 축방향 node 생성 기능을 이용하여, 선택적으로 조밀한 node를 사용함으로써 축방향 node 수의 최적화를 이룰 수 있도록 하였다.

## 2.2 MATRA 코드의 주요 모형

현재 MATRA 코드는 COBRA-IV-I 코드의 지배 방정식[2,3]을 거의 그대로 사용하고 있으나, 기본적으로 다양한 수로 구조를 분석할 수 있도록 지배 방정식이 유도되었기 때문에, 여러 유형의 원자로심을 분석하는데 있어서 큰 어려움은 없다. 하지만 보다 정확한 분석을 위해서는 몇 가지 유동 모형들에 대한 수정이 불가피하여, 부수로 해석에 사용하는 모형들 중에서 중요하다고 생각되는 압력 강하 모형과 기포울 모형을 보강하였는데, 압력 강하 모형으로는 grid spacer와 wire wrap의 경우 모두 Rehme의 모형[4,5]을, 기포울 모형으로는 Chexal-Lellouche 모형[6]을 사용하였다. 또한 부수로 해석에서 매우 중요한 횡방향 전달 모형들 중, 특히 중요시되는 난류 혼합(turbulent mixing) 모형과 기포 이동(void drift) 모형을 지배 방정식에 보강하였다. 일반적으로 부수로 해석 코드는, 축방향 유속에 비하여 상대적으로 훨씬 더 지배적이라는 가정을 기초로 한 일차원적인 접근 방법을 사용하고 있다. 즉, 부수로 해석 코드에서는 간단한 모형을 통해 횡방향 전달 현상을 고려하고 있는데, 이러한 횡방향 전달 모형이 부수로 해석 코드의 정확도에 미치는 영향은 매우 크다. 원자로심에 장진된 핵연료 집합체 내의 부수로 간에 형성되는 횡방향 전달 현상들은, 일반적으로, 인접한 부수로 간의 횡방향 압력 차로 인해 발생하는 우회 교차류(diversion crossflow), wire wrap 등의 인위적인 구조물에 의해 발생하는 강제 교차류(forced crossflow), 유체의 eddy motion에 의해 발생하는 난류 혼합, mixing vane 등의 turbulence promoter에 의해 발생하는 강제 혼합(forced mixing), heat conduction이나 viscous momentum transfer 등과 같은 분자 확산(molecular diffusion), 그리고 이상 유동장에서 기포의 횡방향 분포가 어떤 평형 상태를 유지하려는 경향으로 인해 발생하는 기포 이동 등으로 분류할

수 있다.[6] 이들 중 우회 교차류와 분자 확산 현상은 지배 방정식들에서 고려되고, 강제 교차류와 강제 혼합 현상은 부수로 내의 구조물 특성에 의해 결정된다. 따라서 난류 혼합과 기포 이동 현상에 대한 모형화가 중요한데, 기존의 COBRA-IV-I 코드에서는 난류 혼합 모형으로 동일 질량 교환 모형을 사용하고 있고, 기포 이동 현상은 전혀 고려하고 있지 않다. 그런데, 동일 질량 교환 난류 혼합 모형은 단상 유동 상태에서는 비교적 정확하나, 이상 유동 조건에서는 동일 체적 교환 난류 혼합 모형이 더 잘 맞는 것으로 알려져 있다.[8] 그리고 기포 이동 현상은 부수로 간의 기포 분포에 의해 나타나므로, 가압 경수로의 정상 운전 조건과 같이 이상 유동 현상이 크게 나타나지 않는 노심 분석에는 거의 고려하고 있지 않지만, 사고 상태나 임계 열유속 조건에서는 부수로 내에 상당한 양의 기포가 존재하게 되므로, 기포 이동 모형은 부수로 해석 코드의 정확성에 큰 영향을 미칠 것으로 예상된다. 따라서 MATRA 코드에서는, Beus[6]의 이상 난류 혼합 승수를 사용한, Lahey 등[8]의 동일 체적 교환 난류 혼합 모형을 선택적으로 사용할 수 있도록 보장하였고, Levy[9]의 평형 밀도 분포 모형을 사용한, Lahey 등[8]의 기포 이동 모형을 또한 선택적으로 사용할 수 있도록 고려하였다.

### 3. MATRA 코드 $\alpha$ -version 예측 성능 평가

MATRA 코드의 예측 성능을 평가하기 위하여, 기존 부수로 해석 코드들의 검증에 사용되었던 몇 가지 대표적인 열수력 실험 자료들을 분석하였으며, 그 내용은 다음과 같다.

#### 3.1 CNEN-Studsvik Isothermal Flow Test [10]

MATRA 코드의 기본적인 예측 성능을 기존의 다른 부수로 해석 코드들과 비교하기 위하여, 스웨덴의 Studsvik Laboratory에서 수행한 단상 유동 실험 자료를 MATRA 코드로 분석하였다. Kjellen 등[10]은 단상 유동 조건에서 부수로들 간의 난류 혼합에 의한 열전달에 관한 정확한 정보를 얻기 위해, 4×4 봉다발에서의 속도 분포와 온도 분포를 측정하였다. 실험에서 사용한 봉다발의 기하 형태를 MATRA 코드의 부수로 해석 모형과 함께 그림 2에 나타내었다. 5개의 실험 조건에서 측정된 corner 부수로에서의 출구 질량 속도에 대하여, MATRA 코드로 분석한 결과의 실험 측정치에 대한 상대 오차를 COBRA-IV-I 코드 및 다른 부수로 해석 코드들의 분석 결과와 함께 그림 3에 나타내었다. 그림에서 보듯이, 단상 유동 조건에서의 출구 질량 속도 분포에 대한 MATRA 코드의 예측 오차는 대략  $\pm 2\%$ 로서, 다른 부수로 해석 코드들과 거의 유사한 예측 성능을 가지고 있음을 알 수 있다.

#### 3.2 PNL Isothermal Flow Blockage Test [11]

측방향 node 길이의 변화에 따른 부수로 해석 결과를 평가하기 위하여, PNL(Pacific Northwest Laboratories)에서 수행한 단상 유동 방해 실험 자료를 MATRA 코드로 분석하였다. Creer 등[11]은 냉각재 상실 사고시에 유동이 부분적으로 방해를 받는 봉다발에서의 유동 분포에 대한 이해를 증진시키고, 유동 방해에 대한 COBRA-IV-I 코드의 분석 능력을 검증하기 위해, 유동 방해물이 설치된 7×7 봉다발에서의 측방향 속도와 난류 강도를 측정하였다. 실험에서 사용한 봉다발의 1/8 단면의 기하 형태를 MATRA 코드의 부수로 해석 모형과 함께 그림 4에 나타내었다. 총 길이 50 in의 봉다발에 대하여, 유동 방해물이 설치된 부분과 그 부근을 보다 조밀하게 분할하여 총 25개의 측방향 node를 사용한 MATRA 코드의 분석 결과를, 실험 측정치 및 봉다발 전체를 동일한 개수로 균일하게 분할한 측방향 node를 사용한 COBRA-IV-I 코드의 분석 결과와 함께 그림 5에 나타내었다. 그림에서 알 수 있듯이, 균일한 길이의 측방향 node를 사용한 COBRA-IV-I 코드에 비하여, 유동 방해물 근처를 보다 조밀하게 분할하여 분석한 MATRA 코드가 실험으로 측정된 측방향 속도 분포를 보다 더 잘 예측하는 것으로 나타났다. 따라서 MATRA 코드에 보강된 측방

항 node 길이의 가변 기능은 계산에 필요한 축방향 node 수를 최적화시킬 것으로 기대된다.

### 3.3 GE 9-Rod Bundle Two-Phase Flow Test [12]

동일 체적 교환 난류 혼합 모형과 기포 이동 모형이 부수로 해석에 미치는 영향을 평가하기 위하여, GE(General Electric)에서 수행한 이상 유동 실험 자료를 MATRA 코드로 분석하였다. Lahey 등[12]은 BWR의 운전 조건에서 3×3 봉다발의 대표적인 3 부수로들(corner, side, center)에서의 출구 유량과 엔탈피를 측정하였다. 실험에서 사용한 봉다발의 기하 형태를 MATRA 코드의 부수로 해석 모형과 함께 그림 6에 나타내었다. 그림에서 보듯이, 평방향 출력 분포가 균일하므로 봉다발의 1/8 만을 분석 대상으로 삼았다. 13개의 실험 조건에 대한 corner 부수로에서의 출구 평형 진도에 대하여, MATRA 코드의 분석 결과를 실험 측정치 및 COBRA-IV-I 코드의 분석 결과와 함께 그림 7에 나타내었다. 그림에서 EM, EV, 그리고 VD라고 표시한 것은 각각 동일 질량 교환 난류 혼합 모형, 동일 체적 교환 난류 혼합 모형, 그리고 기포 이동 모형을 사용했다는 것을 의미하며, CVD는 평형 상태에서의 기포 분포와 질량 속도 분포의 상관 관계를 보정해주는 인자의 값으로 MIT의 Kazimi 등[13]이 제시하고 있는 1.4라는 상수를 사용했다는 것을 나타낸 것이다. 그림에서 보듯이, 기포 이동 모형을 함께 고려한 MATRA 코드의 동일 체적 교환 난류 혼합 모형이 COBRA-IV-I 코드의 동일 질량 교환 모형에 비하여 기포율의 central peaking이라는 이상 유동 현상을 보다 더 잘 예측하는 것을 알 수 있다. 또한 기포 이동항에 대한 보정 인자의 값으로 1.4를 사용하였을 경우에 코드 예측치가 실험 측정치에 거의 근접해 가는 것으로 보아, 기포 이동 현상에 대한 보다 정확한 모형화가 이루어진다면 이상 유동에 대한 부수로 해석 코드의 예측 성능을 보다 향상시킬 수 있을 것으로 기대된다.

## 4. 결론 및 향후 연구 방향

HP Workstation 및 IBM PC에서 사용 가능한 부수로 해석 코드 MATRA  $\alpha$ -버전을 개발하고, 그 예측 성능을 실험 자료와 비교 평가하였다. 이 코드는 기존 경수로 및 신형원자로 노심에 적용 가능하도록 여러가지 기능들이 추가되었고, 이상유동장 예측 성능이 기존 COBRA-IV-I 코드에 비해 향상된 것으로 나타났다. 향후 연구 방향은 이상 유동장에서의 수치해법 안정성 향상과 과도상태 해석 능력의 개선, 그리고 열적 비평형 상태 고려를 위한 지배방정식 수정 작업을 수행할 계획이다.

### 참고 문헌

1. Ulrych, "FORTRAN-Function TAF," Kraftwerk Union.
2. C. L. Wheeler, C. W. Stewart, R. J. Cena, D. S. Rowe, and A. M. Sutey, "COBRA-IV-I : An Interim Version of COBRA for Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores," BNWL-1962, Battelle Pacific Northwest Laboratories, March 1976.
3. C. W. Stewart, C. L. Wheeler, R. J. Cena, C. A. McMonagle, J. M. Cuta, and D. S. Trent, "COBRA-IV : The Model and the Method," BNWL-2214, Battelle Pacific Northwest Laboratories, July 1977.
4. K. Rehme, "Pressure Drop Performance of Rod Bundles in Hexagonal Arrangements," International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 15, pp. 2499-2517, 1972.
5. K. Rehme, "Pressure Drop Correlations for Fuel Element Spacers," Nuclear Technology, Vol. 17, pp. 15-23, January 1973.
6. B. Chexal, G. Lellouche, J. Horowitz, and J. Heizer, "A Void Fraction Correlation for Generalized Applications," Progress in Nuclear Energy, Vol. 27, No. 4, pp. 255-295, 1992.

7. S. G. Beus, "A Two-Phase Turbulent Mixing Model for Flow in Rod Bundles," WAPD-T-2438, Westinghouse Electric Corp., 1971.
8. R. T. Lahey, Jr. and F. J. Moody, "The Thermal Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor," ANS Monograph, 2nd Ed., 1993.
9. S. Levy, "Prediction of Two-Phase Pressure Drop and Density Distribution from Mixing Length Theory," J. of Heat Transfer, Vol. 85, No. 2, pp. 137-152, 1963.
10. V. Marinelli, L. Pastori (CNEN-Italy), and B. Kjellen (AB Atomenergi-Sweden), "Experimental Investigation on Mass Velocity Distribution and Velocity Profiles in an LWR Rod Bundle," ANS Transactions, Vol. 15, pp. 413-415, 1972.
11. J. M. Creer, D. S. Rowe, J. M. Bates, and A. M. Sutey, "Effects of Sleeve Blockages on Axial Velocity and Intensity of Turbulence in an Unheated 7x7 Rod Bundle," BNWL-1965, Battelle Pacific Northwest Laboratories, January 1976.
12. R. T. Lahey, Jr., B. S. Shiralkar and D. W. Radcliffe, "Two-Phase Flow and Heat Transfer in Multirod Geometries: Subchannel and Pressure Drop Measurements in a Nine-Rod Bundle for Diabatic and Adiabatic Conditions," GEAP-13049, General Electric Co., March 1970.
13. N. E. Todreas and M. S. Kazimi, "Nuclear Systems II - Elements of Thermal Hydraulic Design," Hemisphere, 1990.

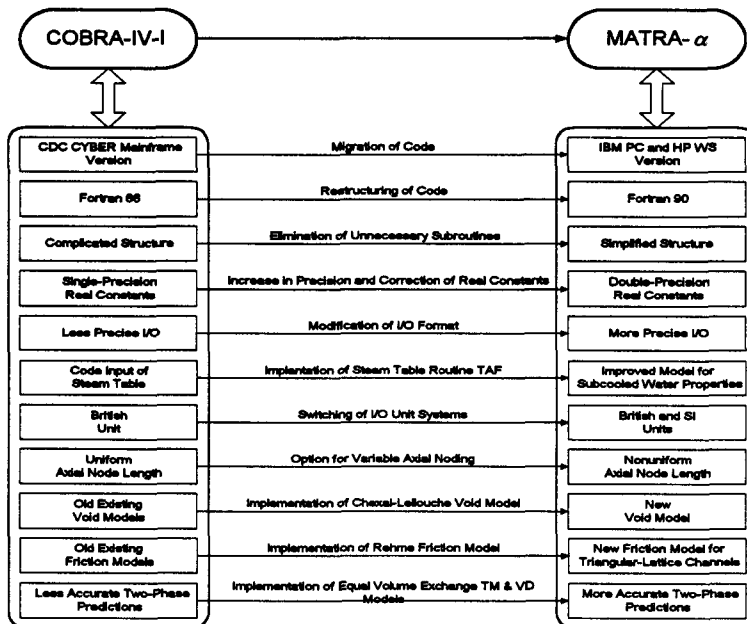


Fig. 1 Comparison of Features between COBRA-IV-I and MATRA

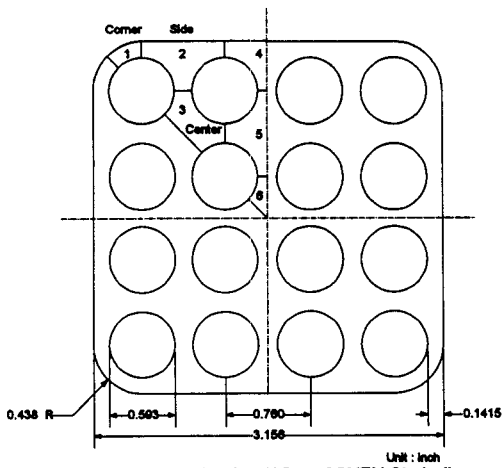


Fig. 2 Cross-Sectional View of CNEN-Studsvik 16-Rod Bundle

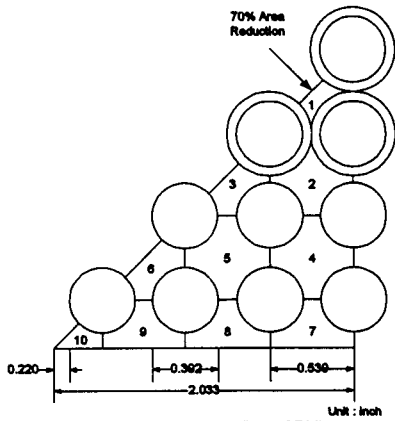


Fig. 4 Cross-Sectional View of PNL 49-Rod Bundle (1/8 Symmetry)

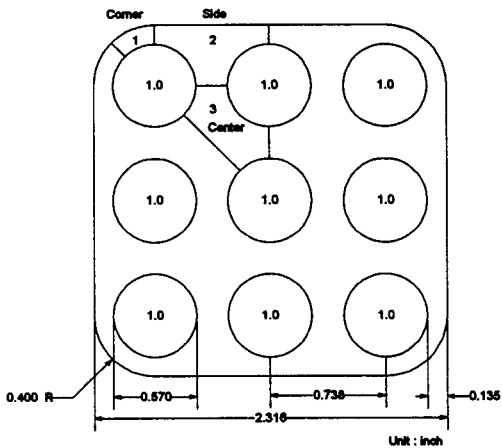


Fig. 6 Cross-Sectional View of GE 9-Rod Bundle

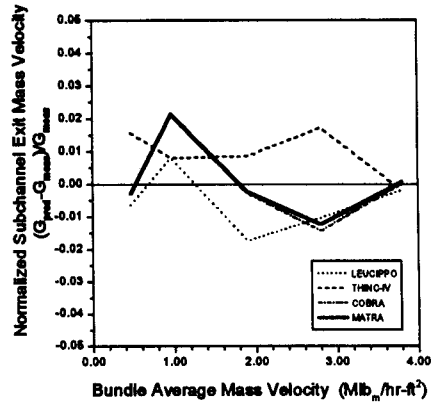


Fig. 3 Comparison of Predicted Errors for Corner Subchannel Exit Mass Velocities for CNEN-Studsvik Isothermal Flow Test

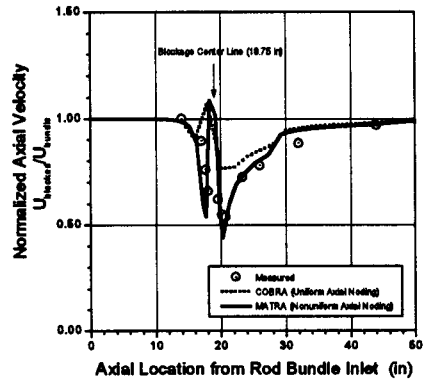


Fig. 5 Comparison of Measured and Predicted Axial Velocity Distribution in Blocked Channel for PNL Isothermal Flow Blockage Test

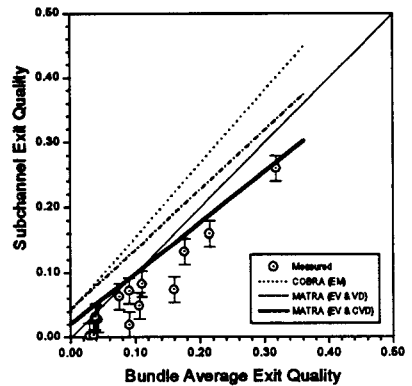


Fig. 7 Comparison of Measured and Predicted Corner Subchannel Exit Qualities for GE 9-Rod Bundle Two-Phase Flow Test