

2001 추계학술발표회 논문집

한국원자력학회

KALIMER 연료봉 집합체에서의 압력 강하에 대한 실험적 연구

An Experimental Study on the Pressure Drop in a KALIMER Fuel Rod Assembly

최석기, 최일곤, 이길용, 박진호, 김종만, 남호윤, 최종현

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요약

수력직경을 기준으로 한 Re 수 1100-78000의 범위를 가지는 KALIMER 핵연료봉 집합체를 지나는 유동에서의 압력 강하를 측정하였다. 액체금속 고속증식로 연료봉 집합체의 설계 관심 영역 중 천이와 난류 영역을 포함하고 있다. 집합체는 271개의 봉을 가지고 있으며 봉직경에 대한 피치비(P/D)는 1.2이고 봉직경에 대한 lead 길이비(H/D)는 24.84이다. 본 실험결과를 사용하여 일련의 기존 상관관계식을 평가하였다. 그 중 Cheng and Todreas가 제시한 관계식이 가장 잘 일치하였으며 천이영역에서 약간 하향에 측정하였다.

Abstract

An experimental study is carried out to measure the pressure drop in a KALIMER fuel rod assembly with a Reynolds number range of 1100-78000 based on the hydraulic diameter. The transition and turbulent flow regimes are covered for the range of liquid metal fast breeder reactor fuel assembly of design interest. The assembly has 271-pin rod bundle with a pitch to rod diameter ratio(P/D) of 1.2 and a wire lead length to rod diameter ratio(H/D) of 24.84. A set of the existing correlation for the pressure drop is evaluated using our experimental data. Among them, Cheng and Todreas correlation shows the best agreement, however, slightly underestimates the friction factor near transition to the turbulent region.

1. 서론

연료봉다발의 사이의 간격유지와 냉각재 혼합을 촉진시키기 위하여 다양한 형태의 spacer 들이 제시되었다. 다양한 spacer 들 중 나선식으로 감겨있는 wire-spacer 형태는 일반적으로 액체금속로에서 광범위하게 사용하고 있으며 Korea Advanced Liquid Metal Reactor(KALIMER)의 설계에도 적용되고있다. 이처럼 봉다발과 평행한 유동의

중요성에도 불구하고 여전히 압력강하계수의 불확실성이 남아있으며 문헌에 나타난 계산 방법들은 상당히 광범위하게 흩어진 결과들을 보여주고 있다. 이것은 그간의 많은 연구들이 부분적으로 상충될 뿐만 아니라 기하학적 변수 변화에 따른 압력 손실의 체계적인 측정이 결여되어있었던 것에도 기인한다. 따라서 봉다발에서의 압력 강하를 안전하게 예측하기 위해서는 문헌에 있는 자료들을 체계적 검토하고 이들을 새로 측정된 자료들과 면밀하게 비교해볼 필요가 있다.

wire-wrapped 봉다발의 열수력 해석을 위해서 일반적으로 부채널 해석(subchannel analysis)법이 많이 사용된다. COBRA-IV-I 코드[2]와 MATRA 코드[3]에 기반을 둔 MATRA-LMR 코드[1]가 KALIMER 설계에 사용되고있는 중이다. 체적평균 값들은 각 부채널에서의 모든 축방향 검사체적(control volume)에서 각각의 열수력적 조건들을 특징지어준다. 이러한 집합체에서 wire의 영향은 통상 각 부채널에서의 증가된 저항 손실과 부채널들 사이의 혼합으로 모형화하는데 이러한 부채널 해석 코드에 사용되는 마찰계수에 대한 상관 관계식이 필요하게 된다. 따라서 연료봉과 냉각재의 최고 온도 같은 유동장과 온도를 정확하게 예측하는 것은 핵반응로 코어의 구조 건전성확보에 매우 중요하게 된다.

wire의 존재와 기하학적인 복잡성 때문에 단순한 등가직경에 기반을 둔 방법들은 wire-wrapped 연료집합체에서 압력 강하를 정확하게 예측하지 못하고 있다. 많은 연구자들이 이러한 집합체에서의 마찰계수에 대한 더 나은 상관식을 개발하기 위하여 노력해왔다. 이러한 노력들은 크게 두 가지로 분류할 수 있다. 먼저 wire-spacer가 없는 맨 봉다발에 대한 마찰계수 상관식을 개발하고 나서 wire-spacer의 영향을 나타내는 상관식을 수정하는 방법과 유동에 대한 wire-spacer의 영향을 모형화함으로써 마찰 계수 상관식을 개발하는 것이다. Novendstern [4], Rheme [5] 그리고 Engel et al. [6]의 연구는 전자에 속하는 것이고 Cheng and Todreas [7]의 연구는 후자에 속한다. 한편 최근 M.H. Chun et al.[8]는 19핀을 가진 육각 배열 연료집합체에서 각종 유동 변수 및 기하학적 변수를 바꾸어가면서 압력강하를 측정하여 기존 상관식들과 체계적으로 비교하였다. 그들은 Cheng and Todreas[7]의 상관식이 실험 결과와 전영역에서 가장 잘 맞는다는 것을 보여주었다.

본 연구에서는 KALIMER 설계에 적용된 실제모형에 기반을 둔 271개의 봉을 가진 핵연료집합체의 압력강하특성을 알아보기 위하여 각 부위별로 측정하였으며 각 부위별로 필요한 상관 관계식을 선정 또는 개발하여 부채널 해석 코드에 사용하기 위한 것이 목적이다. 특히 알려진 상관식이 가장 많은 핵연료 다발 내의 압력 강하 결과와 위의 4가지 기존의 상관식들을 실험 결과와 비교하여 평가하였다.

2. 압력강하 상관관계식

2.1 Novendstern 모형

Novendstern 모형[4]에서 압력 강하는 다음과 같은 식으로 결정된다.

$$\Delta P = f \frac{L}{D_e} \frac{\rho V^2}{2} \quad (1)$$

여기에서

$$f = f_1 X_1^2 \frac{D_e}{D_{e1}} \quad (2)$$

$$f_1 = f_s M \quad (3)$$

$$f_s = \frac{0.316}{\text{Re}_1^{0.25}} \quad (4)$$

$$M = \left\{ \frac{1.034}{(P/D)^{0.124}} + \frac{29.7(P/D)^{6.94} \text{Re}_1^{0.086}}{(H/D)^{2.239}} \right\}^{0.885} \quad (5)$$

$$\text{Re}_1 = \frac{\rho V_1 D_{e1}}{\mu} = \text{Re} X_1 \frac{D_{e1}}{D_e} \quad (6)$$

$$\text{Re} = \frac{\rho V D_e}{\mu} \quad (7)$$

$$V_1 = X_1 V \quad (8)$$

$$X_1 = \frac{A}{N_1 A_1 + N_2 A_2 \left(\frac{D_{e2}}{D_{e1}} \right)^{0.714} + N_3 A_3 \left(\frac{D_{e3}}{D_{e1}} \right)^{0.714}} \quad (9)$$

$$A = N_1 A_1 + N_2 A_2 + N_3 A_3 \quad (10)$$

이 식에서 N_i 와 A_i 는 i 번째 부채널의 수와 면적이다. A 는 총 유동 면적, V 는 관다발 평균 속도, D_e 는 관다발 등가직경 그리고 하첨자 1, 2, 3 은 각각 중앙 부채널, 측면 부채널 그리고 모서리 부채널을 나타낸다.

2.2 Rehme 모형

Rehme [5] 모형에서 식(1)의 마찰계수는 다음과 같은 식으로 결정된다.

$$f = \left(\frac{64}{\text{Re}} F^{0.5} + \frac{0.0816}{\text{Re}^{0.133}} F^{0.9335} \right) \frac{S_b}{S_t} \quad (11)$$

여기에서

$$F = \left(\frac{P}{D} \right)^{0.5} + \left[7.6 \frac{(D + D_w)}{H} \left(\frac{P}{D} \right)^2 \right]^{2.16} \quad (12)$$

이 식에서 D_w 는 wire의 직경, H 는 감겨있는 wire의 리드(lead), S_b 는 관다발의 접수길이(the wetted perimeter) 그리고 S_i 는 총 접수 면적이다. 이 상관식은 $2 \times 10^3 \leq Re \leq 3 \times 10^5$, $1.1 \leq P/D \leq 1.42$, $8 \leq H/D \leq 50$ 그리고 $7 \leq N_r \leq 217$ 인 범위에서 유효하다. 여기에서 N_r 은 봉의 수를 나타낸다.

2.3 Engel, Markley and Bishop 모형

Engel, Markley and Bishop [6] 모형에서 식(1)의 마찰계수는 다음과 같은 식으로 얻을 수 있다.

$$f = \frac{110}{Re} \quad \text{for } Re \leq 400 \quad (13)$$

$$f = \frac{110}{Re} (1-\psi)^{0.5} + \frac{0.55}{Re^{0.25}} \psi^{0.5} \quad \text{for } 400 \leq Re \leq 5000 \quad (14)$$

$$f = \frac{0.55}{Re^{0.25}} \quad \text{for } 5000 \leq Re \quad (15)$$

여기에서

$$\psi = \frac{(Re - 400)}{4600} \quad (16)$$

이 모형은 매우 단순하며 층류, 천이 그리고 난류 유동에 적용할 수 있다.

2.4 Cheng and Todreas 모형

Cheng and Todreas 모형[7]에서 마찰계수는 다음과 같은 식으로 나타낼 수 있으며 층류, 천이 그리고 난류 영역에 적용할 수 있다.

$$f = \frac{C_{fL}}{Re} \quad \text{for } Re \leq Re_L \quad (17)$$

$$f = \frac{C_{fT}}{Re^{0.18}} \quad \text{for } Re \geq Re_T \quad (18)$$

$$f = \frac{C_{fL}}{Re} (1-\psi)^{\frac{1}{3}} + \frac{C_{fT}}{Re^{0.18}} \psi^{\frac{1}{3}} \quad \text{for } Re_L \leq Re \leq Re_T \quad (19)$$

여기에서

$$\psi = \left(\log(\text{Re}) - \left(1.7 \frac{P}{D} + 0.78 \right) \right) / \left(2.52 - \frac{P}{D} \right) \quad (20)$$

$$C_{fL} = \left(-974.6 + 1612.0 \left(\frac{P}{D} \right) - 598.5 \left(\frac{P}{D} \right)^2 \right) \left(\frac{H}{D} \right)^{0.06 - 0.085(P/D)} \quad (21)$$

$$C_{fT} = \left(0.8063 - 0.9022 \log \left(\frac{H}{D} \right) + 0.3526 \left(\log \left(\frac{H}{D} \right) \right)^2 \right) \left(\frac{P}{D} \right)^{9.7} \left(\frac{H}{D} \right)^{1.78 - 2(P/D)} \quad (22)$$

3. 실험장치 및 실험 방법

물 순환 장치는 Fig.1에서와 같이 물탱크, 주 펌프, 물 냉각기, 댐퍼, 유동 매니폴드와 시험부로 이루어져있다. 매니폴드에 연결된 3개의 터빈유량계는 유량 범위에 따라 선택적으로 사용한다. Fig.2에서와 같이 육각덕트 내에 삼각형 배열의 271개의 핵연료봉 다발을 모사하는 봉다발을 설치한 시험부를 제작하였다. 여기에서 A,B,C,D,E는 압력 측정위치로서 각각 노즐 입구, 핵연료다발 입구, 핵연료 다발 내, 핵연료 다발 출구 그리고 집합체 상부에 설치된 압력탭의 위치를 나타내주고 있다. 육각덕트의 마주보는 가장 가까운 면사이의 거리는 0.154 m이다. Fig.3은 271개의 핀으로 이루어진 집합체 덕트의 단면과 나선형으로 감겨있는 전형적인 wire-wrapped 봉의 형상을 보여주고 있다. 정삼각형 배열을 가진 봉다발의 봉직경에 대한 피치비(P/D)는 1.2이며 봉직경에 대한 lead 길이비(H/D)는 24.84이다. 측정시의 유량은 2.2-60 l/sec 의 범위를 가진다. 차압측정은 ROSEMOUNT™ 사와 OMEGA™ 사의 차압계를 덕트 측벽에 설치한 0.00318 m 직경을 가진 압력탭에 연결하여 측정하였으며 유체의 온도는 사전에 보정된 OMEGA™ 사의 J-형 열전대를 덕트의 입구 및 출구에서 물속에 삽입하여 측정하였다. 첫번째 압력탭의 위치는 입구에서의 교란을 최소화시키기 위하여 집합체 입구로부터 길이방향으로 0.6 m 떨어진 곳에 위치하고 있으며 상류와 하류에 위치한 압력탭과의 거리는 3.527 m 이다. 압력탭은 측정된 압력값을 평균하고 wire-spacer의 방향에 따른 교란을 최소화하기 위하여 덕트 양쪽면에 축방향으로 동일한 위치에 두개씩 설치되어있으며 동일한 테프론 관에 공통으로 연결되어있다. 유량은 2.2-60 l/sec 범위에서 40개의 구간을 log-scale로 나누어 측정하였으며 각 유량계의 측정 범위에 따라 적절한 유량계를 사용하였는데 이 유량은 수력직경을 기준으로 한 레이놀즈 수 1100-78000의 범위에 해당된다. 차압계도 측정압력의 범위에 따라 각각 6, 10, 30, 100, 250, 750 in H₂O의 6가지 차압계 총 9개의 차압계를 조합하여 바꾸어가면서 사용하였으며, 이 때 차압계가 바뀌는 구간은 각 구간이 중첩되도록 하였다. 유량계, 차압계 그리고 열전대에서 발생하는 모든 신호들은 2~10 DCV로 변환되어 자료획득 시스템(HP 3852A)으로 전달되고 개인용 PC에서 HPIB카드를 통하여 최종적으로 HP-VIEW 소프트웨어를 이용하여 읽어 들여 모니터링하고 저장하게 된다.

4. 결과 및 고찰

Fig.4-8은 입구 노즐, 핵연료다발 입구, 핵연료다발 내, 핵연료다발 출구, 핵연료집합체 상부를 지나는 압력 강하를 부위별로 유량에 따라 나타낸 것으로 유량 증가에 따라 증가하는 것을 알 수 있으며 각 실험이 상당히 정확하게 이루어진 것을 알 수 있다. Fig.7은 핵연료집합체 상부의 압력강하를 나타낸 것인데 이 부분에서는 압력 강하가 음(negative)으로 나타나 역압력구배가 생기는데 이는 출구 부분의 단면적이 감소하여 압력이 상승하는 것에 기인한 것으로 생각된다. Fig.9는 각 부위별 압력 강하를 상대적으로 나타내기 위한 그림인데 관다발 내의 압력 강하가 가장 크게 나타났으며 입구 노즐의 압력 강하는 그 다음으로 크다는 것을 알 수 있다.

다음은 본 실험의 결과로부터 봉다발 내의 압력 강하를 나타내기 위하여 봉다발의 평균 마찰계수를 정의하고 실험적으로 측정된 값들을 사용하여 기존의 상관식들을 평가하였다. 먼저 봉다발의 마찰계수를 정의한다. 봉다발 마찰계수는 다음과 같다.

$$f = \Delta P \frac{D_{cb}}{L_b} \frac{2}{\rho V_b^2} \quad (23)$$

여기에서 L_b 는 봉다발의 상류와 하류 압력탭 사이의 거리이다. 그리고 봉다발의 평균 속도 V_b 는 다음과 같은 식으로 봉다발을 지나는 유량 $Q(l/sec)$ 를 유동면적 A_{fb} 으로 나누어 구한다.

$$V_b = \frac{Q}{A_{fb}} \cdot 0.001 \quad (24)$$

Figs.10~13은 본 실험의 측정결과와 기존의 실험상관식들과 비교를 보여주고 있다. Fig.10은 Novendstern [4]의 상관식과의 비교를 보여준 것으로 마찰계수가 큰 경우는 잘 맞지 않는다. 따라서 난류 영역에만 잘 맞고 천이 영역에서는 잘 맞지 않는다. Novendstern 상관식은 Blasius의 식에 P/D 및 H/D 의 효과를 고려한 인자 M 을 곱하는 형태를 가지는데 $Re^{-0.25}$ 에 비례하는데 본 실험의 경우는 $Re^{-0.21}$ 에 비례한다. 따라서 천이에서 난류로 가는 영역에서는 약간 과도예측하며 실험데이터와의 오차는 최대 21%이다. Fig.11은 Rehme [5]의 상관식과 비교한 것인데 P/D 와 H/D 의 효과를 잘 나타내주지 못하고 있는 것으로 알려져 있다. 본 연구에서는 최대 12%의 오차를 가지고 전체적으로 하향예측하고 있으며 M.H. Chun et al.[8]의 연구 결과와 일치하고 있음을 알 수 있다. 이 상관식은 그 적용 영역이 천이 영역과 난류 영역에 한정되어 적용된다는 단점을 가지고 있고 전영역에서 하향 예측하고 있음에도 불구하고 전반적으로 잘 맞는 상관식이라고 할 수 있다. Fig.12은 Engel et al의 상관식 [6]과 비교한 것으로 최대 42.8%의 오차를 보이고 있으며 모든 유동 영역에서 심각하게 과도 예측하고 있음을 나타내준다. 그 이유는 Engel et al의 상관식이 P/D 와 H/D 의 효과를 고려하지 않았기 때문이라고 생각된다. 실제로 wire의 존재는 유동장에 대단히 큰 영향을 주게 되며 P/D 와 H/D 의 영향을 제대로 설명하지 못한다는 것은 심각한 결과를 초래한다는 것을 알 수 있다. Fig.12는 Cheng and Todreas[7]의 단순화된 상관식과 본

실험결과와의 비교를 보여주고 있는 것이다. 대부분의 데이터들이 최대 $\pm 10\%$ 내의 정밀도로 잘 맞고 있으며 모든 유동 영역에서 잘 맞고 있다. 그러나 천이 영역에서는 약간 하향예측하고 있다.

5. 결론

KALIMER 설계를 위한 부채널 해석에 사용하기 위하여 wire-wrapped 연료봉 집합체에 대한 실험을 통하여 기존의 상관식들을 평가하기 위한 일련의 실험을 수행하였다. $P/D = 1.2$, $H/D = 24.84$ 이고 271개의 육각배열 wire-wrapped 봉다발에서의 압력강하특성을 알아보았으며 얻어진 실험 데이터를 가지고 기존의 상관식들을 평가하여 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다.

- (1) Novendstern의 상관식은 난류 영역에서는 마찰계수를 잘 예측하지만 난류 영역에만 적용된다는 한계를 가지고 있다.
- (2) Rehme의 상관식은 P/D 와 H/D 의 효과를 잘 나타내지 못하고 있으며 전체적으로 하향 예측하고 있다. 그러나 이런 효과에 대한 수정을 가한다면 좋은 상관식이 될 것이다.
- (3) Engel, Markley and Bishop의 상관식은 P/D 와 H/D 의 효과를 고려하지 않기 때문에 모든 유동 영역에서 심각하게 과도예측하고 있다.
- (4) Cheng and Todreas의 상관식은 대부분의 영역에서 잘 예측하고 있다. 특히 모든 유동 영역에서 잘 예측하고 있기 때문에 이 상관식의 사용이 강력히 추천된다.

ACKNOWLEDGEMENT

This study has been supported by the Nuclear Research and Development Program of the Ministry of Science and Technology of Korea.

References

1. W. S. Kim and Y. G. Kim, "MATRA-LMR Code for Thermal-Hydraulic Subchannel Analysis of LMR," *NTHAS98: First Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety*, Pusan, Korea, October 21-24, 227 (1998).
2. C. L. Wheeler, "COBRA-IV-I : An Interim Version of COBRA for Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores," *BNWL-1662* (1976)
3. Y. J. Yoo and D. H. Hwang, "Development of Subchannel Analysis Code MATRA α -version," *Proceedings of Korea Nuclear Society Autumn Meeting*, Taegu, Korea, October 24-25 (1997).

4. E. H. Novendstern, "Turbulent Flow Pressure Drop Model for Fuel Rod Assemblies Utilizing A Helical Wire-Wrap Spacer System," *Nucl. Eng. Des.*, **22**, 19 (1972).
5. K. Rehme, "Pressure Drop Correlations for Fuel Element Spacers," *Nucl. Tech.*, **17**, 15 (1972).
6. F. C. Engel, R. A. Markley and A. A. Bishop, "Laminar, Transition, and Turbulent Parallel Flow Pressure Drop Across Wire-Wrap-Spaced Rod Bundles," *Nucl. Sci. Eng.*, **69**, 290 (1979).
7. 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," *Nucl. Eng. Des.*, **92**, 227 (1986).
8. M.H.Chun, K.W.Seo, S.K.Choi and H.Y. Nam, "An Experimental Study of Pressure Drop Correlations for Wire-Wrapped Fuel Assemblies," *KSME Int. J.*, **15**, 403(2001).

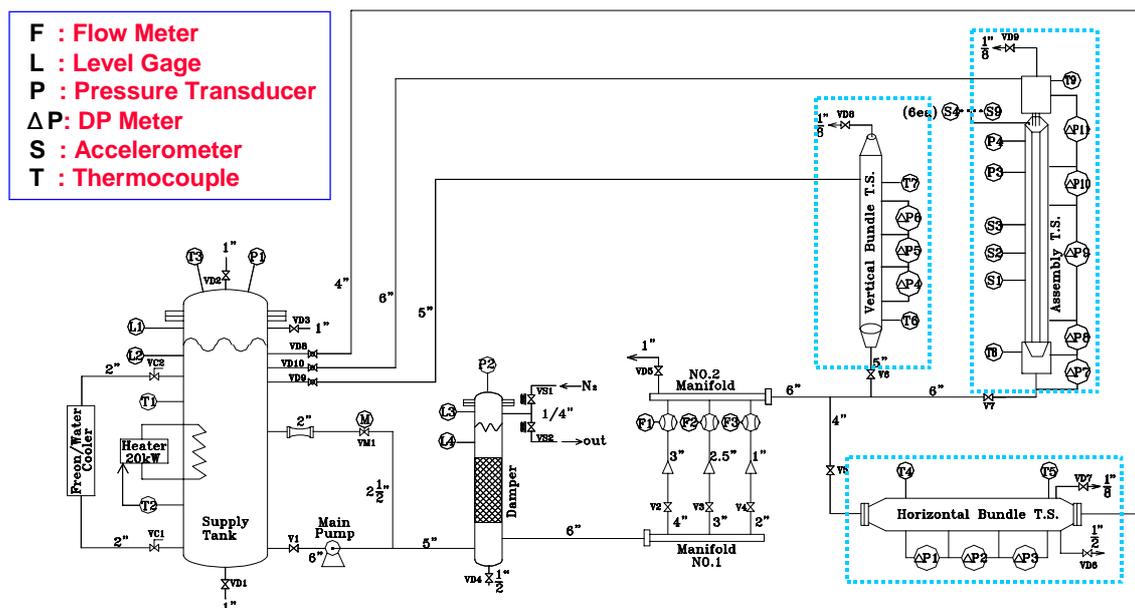


Fig.1 Schematic diagram of the water circuit.

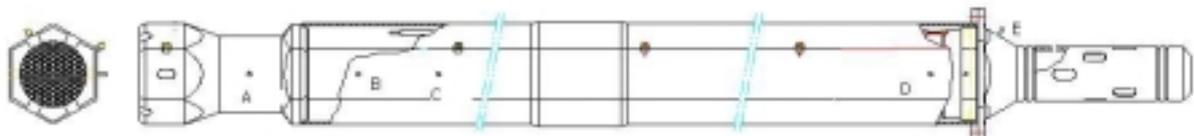


Fig.2 Rod bundle assembly.

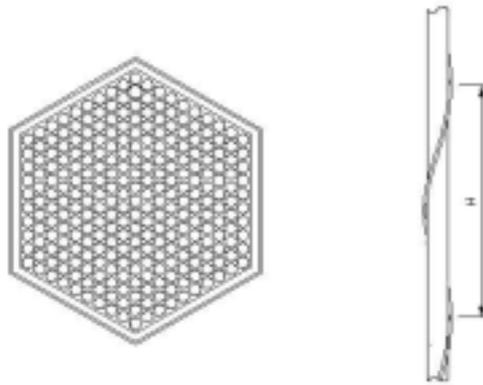


Fig.3 Wire wrapped assembly and rod configuration.

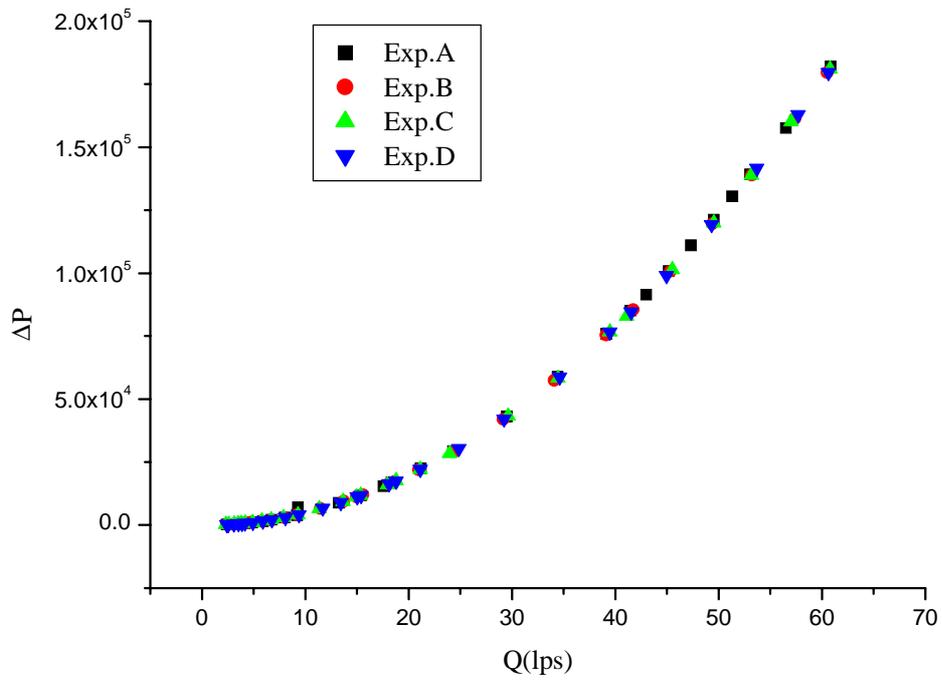


Fig.4 입구노즐 압력강하.

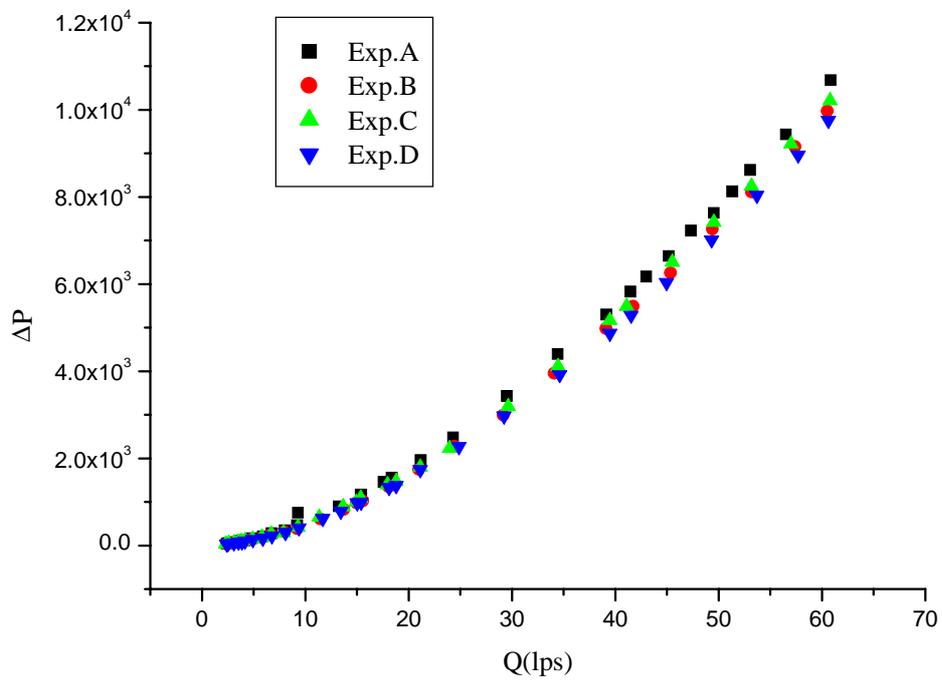


Fig.5 핵연료다발 입구 압력강하.

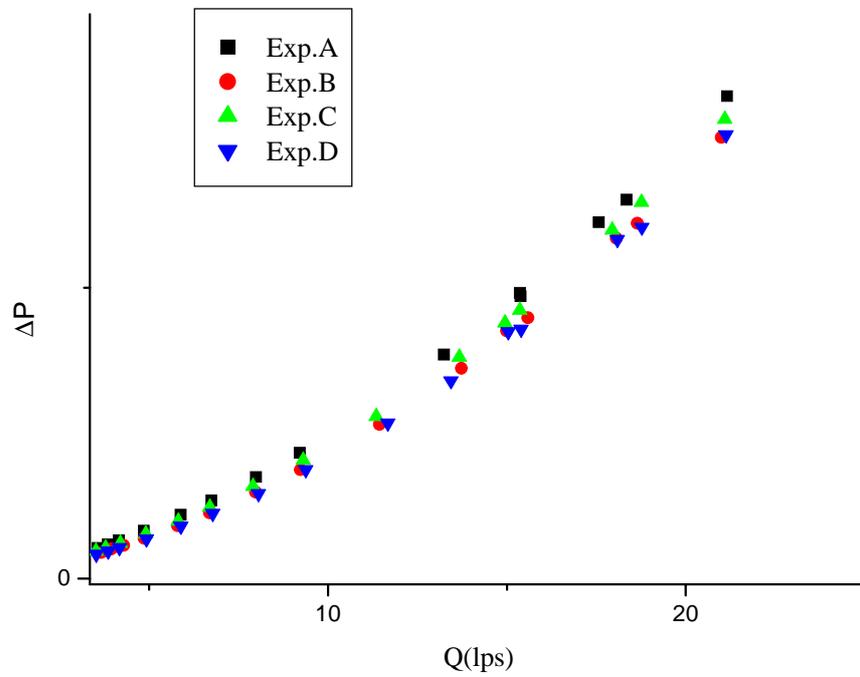


Fig.6 핵연료다발 내 압력강하.

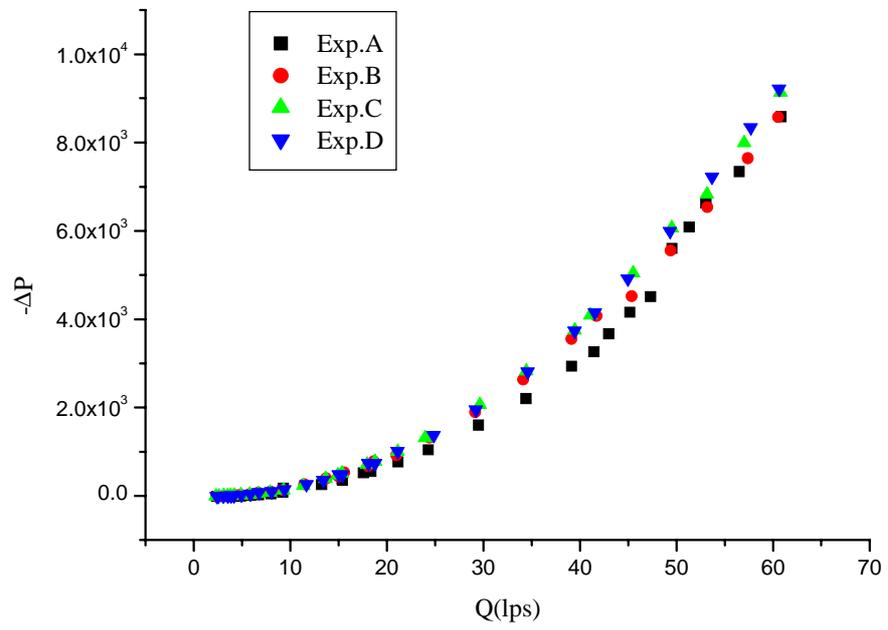


Fig.7 핵연료다발 출구 압력강하.

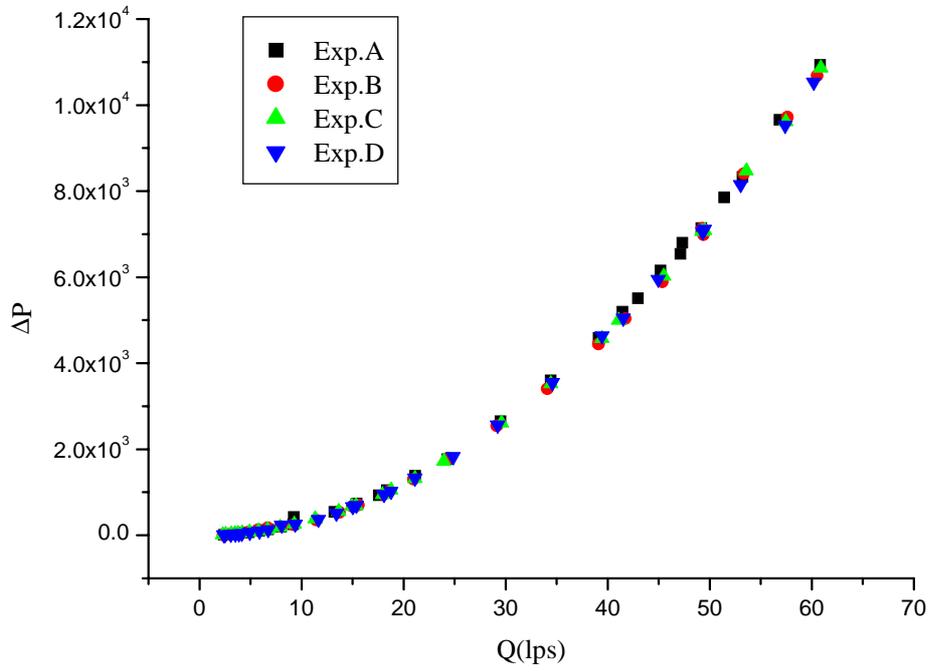


Fig.8 핵연료다발 상부 압력강하.

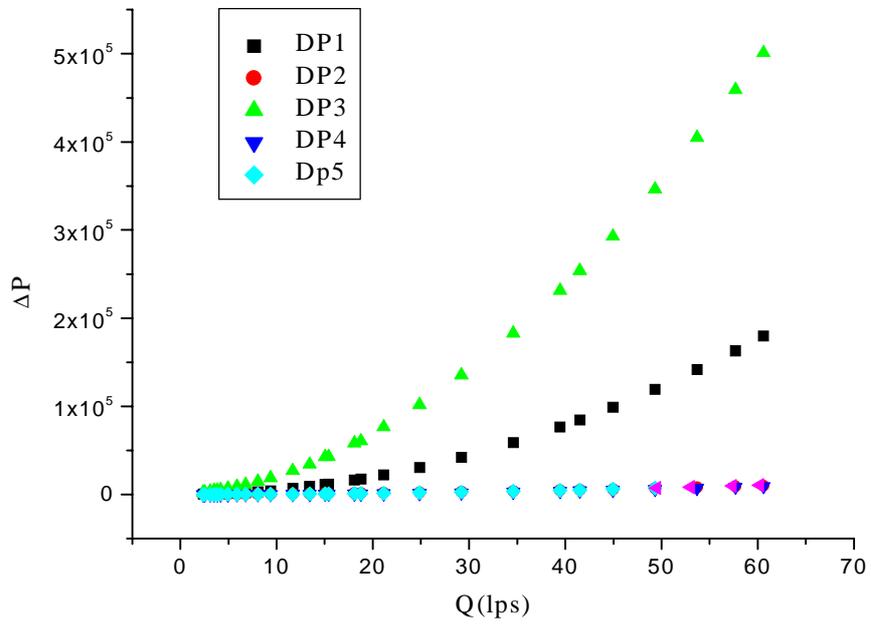


Fig.9 각 부위별 압력강하 상대적 크기.

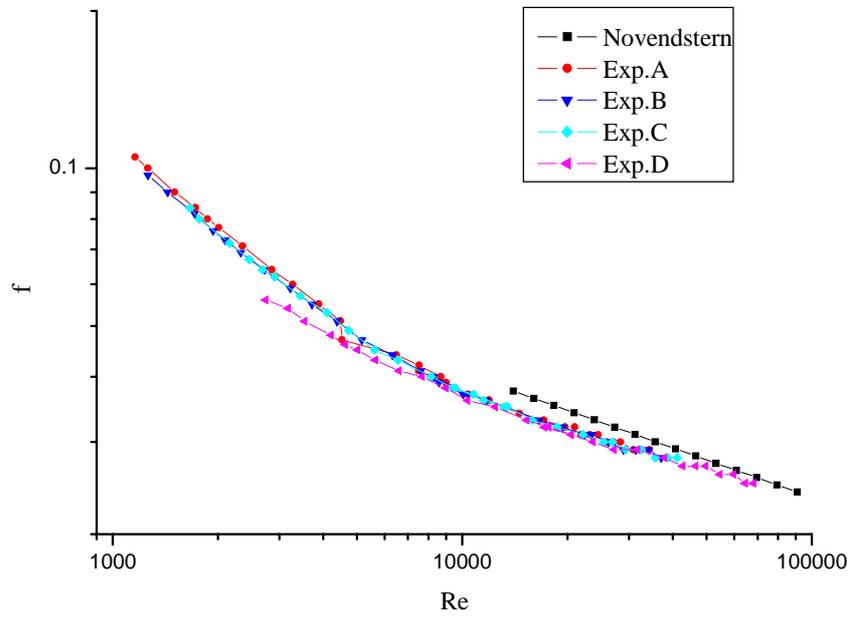


Fig.10 Novendstern 모형.

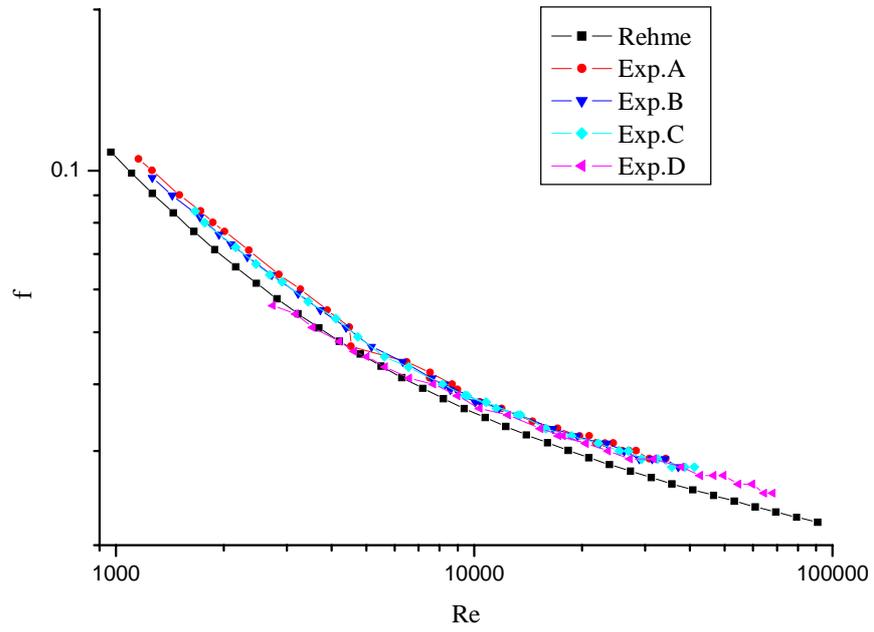


Fig.11 Rehme 모형.

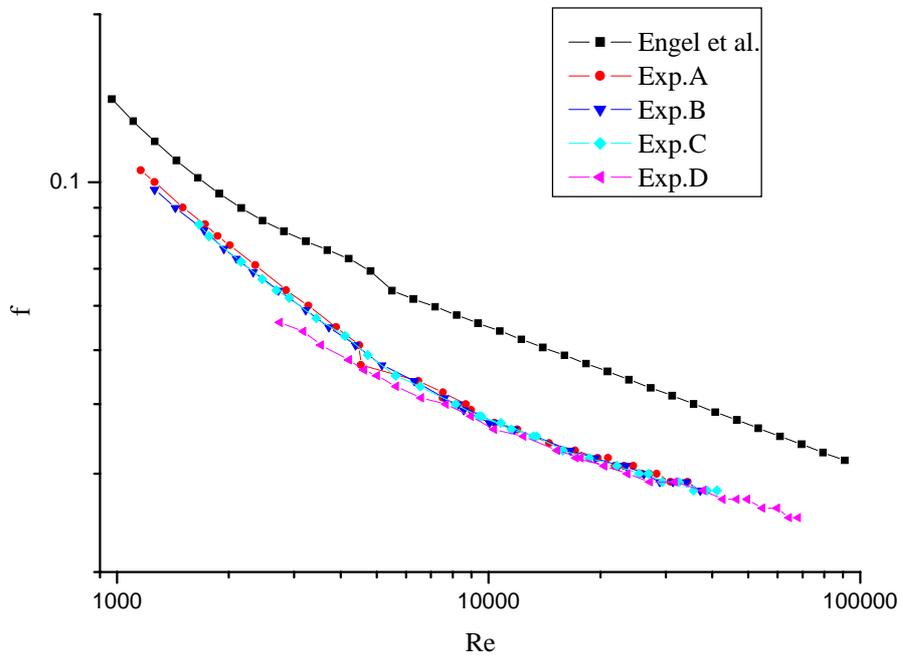


Fig.12 Engel et al. 모형.

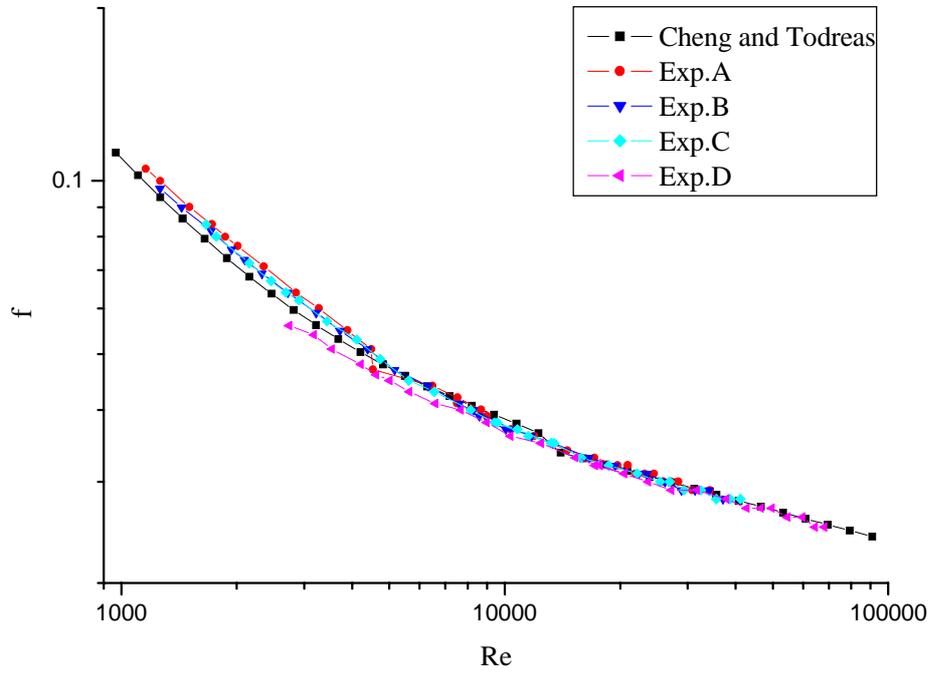


Fig.13 Cheng and Todreas 모형.