'2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

핀이 달린 핵연료 다발에 대한 CHF 실험 자료 분석

Analysis of CHF Experiment Data for Finned Fuel Bundle

임인철, 한기양, 이기홍, 이병철

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

1995년부터 운전을 시작한 하나로에는 핀이 달린 핵연료 다발이 사용된다. 이 다발의 열수력 안전성 해석에는 한국원자력연구소에서 개발한 부수로 해석 코드인 MATRA-α를 하나로의 해석에 적합하도록 수정한 MATRA-h를 사용하고 있다. 하나로에서 수행된 조사시험에서 얻은 실험자료와 수력학적 실험에서 얻은 자료를 이용하여 부수로 해석 모형을 정하고, 이를 이용하여 다발에서의 CHF 실험자료를 분석하여 이 코드의 하나로 CHF 해석에의 적합성을 평가하였다. 그 결과, MATRA-h를 이용한 분석치가 실험 결과와 일치하거나 보수적인 경향을 보였고, 따라서 MATRA-h를 이용한 부수로해석 모형이 하나로 핵연료에서의 CHF 현상을 예측하는데 적합함을 입증하였다.

ABSTRACT

The HANARO uses finned-element fuel bundles. For thermal-hydraulic safety analysis, used is the MATRA-h code which is a modified version of KAERI's MATRA-α. The subchannel analysis model was determined by using the in-core irradiation test results and hydraulic experiment results for fuel bundle. The validity of the analysis model was investigated by comparing the MATRA-h predictions with the experimental results from several bundle CHF tests. The comparison showed that the code predictions for the CHF power were very close to or less than the experimental results. Thus, it was confirmed that the subchannel analysis using MATRA-h is to be applicable to the prediction of CHF phenomenon in HANARO fuel bundle.

1. 서 론

하나로는 열출력 30 MW의 개방수조형 연구용 원자로이며 경수를 냉각재와 감속재로 사용하고 중수를 반사체로 사용한다[1]. 핵연료로는 길이 방향으로 8개의 핀이 달린 핵연료봉들로 구성된 36봉 다발과 18봉 다발을 사용한다. 하나로 설계시에 노심의 열수력 해석에는 COBRA-IV -I/KMRR[2]를 사용하였으나 현재에는 MATRA-h[3,4]를 사용하고 있다. MATRA-h는 COBRA-IV-I의

KAERI 수정판인 MATRA-α[5]에 하나로 노심 해석에 필요한 상관식을 추가하여 개발된 것이다. 본 논문에서는 한국원자력연구소에서 수행한 조사시험과 수력학적 실험 자료를 활용하여 정해진 부수로해석 모형을 이용하여 AECL에서 수행된 다발에서의 CHF 실험 자료를 분석하고, 그 분석 결과를 실험 결과와 비교하여 MATRA-h를 이용한 하나로 노심에 대한 CHF 해석의 타당성을 검증하였다.

2. MATRA-h[4]

AECL에서 수행한 단일수로에서의 열전달 및 subcooled void 측정결과를 이용하여 아래 현상의 예측에 필요한 상관식을 개발하고 이들을 MATRA-α에 추가하여 MATRA-h를 개발하였다.

- 단상 열전달계수 상관식
- ONB 상관식
- Subcooled boiling 열전달계수 상관식
- OSV 상관식
- CHF 상관식
- Subcooled void 상관식
- Saturated boiling 열전달계수 상관식

이들 상관식 중 CHF 상관식은 아래와 같다[6].

$$q''_{chf} = 1.817E4 \cdot Re_{sat}^{0.455} \cdot (1 - X_{eq})^{7.06} \cdot \left(\frac{\rho_f}{\rho_g}\right)^{-0.001152} \cdot \left(\frac{0.008}{D_h}\right)^{1/3} \cdot \left(\frac{P_{ht}}{P_{ba}}\right)^{0.6} \quad (1)$$

여기서, 각 변수들의 정의는 아래와 같다.

q''_{CHF} : critical heat flux (W/m^2)

Re_{sat} : Reynolds No. evaluated by using the saturated liquid property (-)

$$= \frac{G \cdot D_h}{\mu_s}$$

D_h : hydraulic diameter (m)

G : mass flux ($kg/m^2 \cdot s$)

μ_s : viscosity of saturated liquid ($N \cdot s/m^2$)

P_{ba} : heated perimeter of a finned element with neglecting fins (m)

P_{ht} : heated perimeter of a finned element (m)

X_{eq} : equilibrium quality (-)

ρ_f : saturated liquid density (kg/m^3)

ρ_g : saturated vapor density (kg/m^3)

이 상관식은, 우선 핀이 부착되지 않은 단일봉에 대한 CHF 실험자료를 이용하여 상관식 기본형을 만들고, 이 기본형을 이용하여 핀이 부착된 가열봉에서의 CHF 실험자료를 평가함으로써 핀의 영향을 고려하는 인자를 도출한 후, 기본형과 이 인자를 결합하여 개발한 상관식이다.

또한, 열전달 상관식 및 subcooled void의 계산과 연관되는 MATRA-α의 subroutine들을 수정하였다.

3. 다발에서의 CHF 실험 자료

3.1 모의 36봉 다발 실험 자료

MAPLE형 동위원소 생산 전용 원자로를 건조하고 있는 AECL에서는 1990년부터 36봉 다발에 대한 다발 CHF 실험으로, 36봉 다발을 모사하는 18봉 다발을 만들어 SCAN16[7], DRNU3[8], DRNU4[9], DRNU5[10], DRNU7[11] 및 DRNU8[12] 등의 실험을 수행하였다. 이들 실험에 사용된 시험부의 전체적인 구성은 그림 1과 같으며 모의 36봉 다발의 배열은 그림 2와 같고, 하부 봉단 접합판(Bottom End Plate: BEP) 및 상부 봉단 접합판(Top End Plate: TEP)의 형상은 그림 3과

같다. 각 실험은 축방향 출력 분포, 봉별 출력 분포, 간격체(Spacer)의 형상 및 갯수에서 차이가 있는데, 그림 4부터 7에는 각 실험에 사용된 간격체의 형상을 도시하였다.

CHF 실험 결과는 표 1에 정리되어 있다. SCAN16 실험은 축방향 출력분포가 균일한 경우에 대한 실험이었으며, 모의 핵연료봉의 표면에 열전대를 부착하고 실험을 수행하였다. 축방향 출력 분포가 균일한 경우에 CHF는 이론적으로는 가열봉의 끝단에서 발생하는데 이 실험에서는 가열봉 끝단에서 1.27 cm 아래인 열전대 부착 지점에서 CHF가 발생하였다[7]. DRNU3 실험에서는 OSV 출력과 CHF 출력 사이에서 다발의 내부에 있는 봉들의 휨 현상이 복잡하게 발생하였던 것으로 관측되었고[8], DRNU4 실험에서는 모서리에 있는 봉들이 모의 유동관 쪽으로 휜 것을 실험 종료 후의 다발 검사에서 발견하였다[9]. 따라서, 이들 DRNU3 및 DRNU4 실험에서 얻은 CHF 자료는 열수력 현상에 의한 CHF가 아니라 다른 현상이 개입되어 발생한 "Prematrure CHF"로 판단된다. DRNU5 실험에서는 가장 출력이 높고 육각형의 모서리에 위치한 봉에서 CHF가 발생하였다[10]. DRNU7 시험의 경우에도 가장 출력이 높고 육각형의 모서리에 위치하는 봉에서 CHF가 발생하였다[11]. 이들 실험에서는 모의봉의 휨 현상이 발생하지 않았다. 한편, DRNU8 실험에서는 실험 계통의 불안정성(Instability)이 발생하면서 다발이 손상되어, 이 실험의 결과는 코드의 CHF 예측 능력을 평가하기 위한 자료로는 부적합한 것이다[12].

3.2 AECL의 모의 18봉 다발 실험 자료

AECL에서는 NRU를 대체할 연구용 원자로로 CNF(Canadian Neutron Facility)를 설계하고 있으며, 이의 열수력 해석에 사용될 ASSERT와 CATHENA를 검증할 목적으로 모의 18봉 다발을 이용한 CHF 실험을 수행하였다[13]. 이들 실험에 사용된 시험부의 전체적인 구성은 그림 8과 같으며 모의핵연료봉의 배열은 그림 9와 같고, 간격체의 형상은 그림 10과 같다. 모의 다발내의 봉들을 9개씩 두 그룹으로 나누어 각 그룹 내의 봉들은 병렬로 연결하고 두 그룹을 직렬로 연결하여 다발을 구성하였다.

18E1 실험은 균일한 봉출력 분포에 대한 실험이었으며 18E2 실험은 비균일한 국부 출력 분포에 대한 실험이었는데 CHF 실험자료는 18E2 실험에서만 얻을 수 있었으며 그 내용은 표 1에 제시되어 있다.

4. 실험 자료 분석

4.1 부수로해석 모형

부수로 해석에 있어 중요한 인자는 채널간의 와류 열전달을 모사하는 TDC 값과 부수로간의 유속 분포를 결정하는 간격체의 형손실계수이다. 하나로에서는 고출력에서의 핵연료 건전성을 규명하기 위한 계장 핵연료다발의 조사시험을 수행한 바 있다. 이 실험의 일부로 열전대를 이용하여 부수로 출구에서의 온도분포를 측정하였다. 부수로 해석을 통하여 TDC값의 변화에 따른 부수로 출구 온도 분포의 변화를 분석하였는데, TDC가 0.015일 때에 실험 결과와 가장 근접한 결과를 얻었고, 따라서 이 값을 다발에서의 CHF 실험 자료의 분석에 사용하였다[14]. 한편, 원자력연구소에서는 다발에서의 압력 강하 특성을 측정하는 실험을 수행한 바 있으며, 참고 문헌 15에서 제시한 형 손실계수를 이용하여 계산된 간격체에서의 다발 평균 압력 강하가 실험 자료의 값과 동일한 값이 되도록 반복 계산을 통하여 각 부수로 형태별 형손실계수를 구하였다.

4.2 모의 36봉 다발 실험 자료 분석

측정된 CHF 발생 출력과 위와 같은 모델을 사용하여 MATRA-h에 의하여 예측된 CHF 발생 출력을 그림 11에 비교하여 나타내었다. 실험계통에 불안정성(Instability)이 발생하면서 다발이 손상된 DRNU8은 비교 대상에서 제외하였다.

SCAN16에 대한 분석에서는 기포의 과다 생성에 따라 코드의 CHF 계산에 약간의 진동

(Oscillation)이 있었지만 790 kW 근처에서 CHF가 발생하는 것으로 예측되었다. SCAN16의 경우에 열전대의 부착을 위하여 heater에 직경 1.02 mm의 구멍을 뚫었는데 이에 의하여 국부 열속은 구멍이 없는 경우와 비교하였을 때 약 6% 증가한 것으로 평가되었다[7]. 모의봉 외부에 열전대를 설치한 경우에는 열전대가 유동에 미치는 영향으로 인해 CHF가 약 10%까지 감소할 수 있다[16]. 따라서, 모의봉에 부착한 열전대는 최대 10% 정도의 CHF 감소를 야기한다고 할 수 있고, 이를 고려할 때에 MATRA-h를 이용한 부수로 해석은 CHF가 발생하는 출력을 보수적으로 예측하고 있다고 생각된다.

DRNU3 및 DRNU4 실험에 대해서는 CHF가 발생하는 출력에 대한 예측치는 실험값보다 컸다. 그 이유는 이들 실험에서는 봉의 휨에 의한 "Premature CHF"가 발생하였기 때문이다. 봉의 휨은 유로 면적의 감소로 인한 유량 감소, 부수로 등가 직경 감소 등 CHF에 영향을 미치는 여러 변수에 영향을 초래하여 CHF 값의 변화를 가져온다. Wehner 등[17]은 비등경수로 다발 수로에서 봉의 휨이 CHF에 미치는 영향을 실험적으로 관찰하였는데, 특히 모서리에 위치하는 봉이 휨 현상(Rod Bowing)에 의하여 유동관과의 간격이 좁혀질 때에 휨 현상이 CHF에 미치는 영향이 제일 큰 것을 발견하였다. 봉의 휨 현상이 비교적 간단한 형태로 발생한 DRNU4 실험을 대상으로 봉의 휨 현상이 CHF에 미치는 영향을 분석하였는데[18], 그 결과 휨 현상을 코드의 모델에 포함시켰을 때에 CHF는 1137 kW의 출력에서 발생하고 CHF 가 발생하는 모의봉도 실험에서의 관측 결과와 일치하는 것으로 예측되어 실험 결과와 매우 근사한 결과를 보였다. 이로 미루어, 모의봉의 휨 현상이 발생하지 않았다면 실험에서의 CHF 출력은 예측치와 근사하였을 것으로 생각된다.

DRNU5의 경우에는 그림 6에 도시한 것과 같이, 모서리가 60。 열려 있는 간격체가 사용되었는데, 이 경우에 대하여 계산된 CHF 출력은 실험값과 근사하다.

그림 7에 도시한 바와 같이 DRNU7의 경우에 사용된 간격체는 모서리가 완전히 닫혀 있어 현재 사용하고 있는 하나로 핵연료의 간격체와 매우 흡사하고 모서리(Corner) 부수로에서의 유동 면적 차단율(Flow area blockage ratio)은 핵연료의 경우보다 약간 크다. 이 실험에 대한 CHF 출력 예측치는 실험값보다 작다.

그림 10에 도시한 18E2의 실험에 사용된 간격체의 형상은 핵연료의 것과 동일한데, 이 경우에 대하여 코드는 실험의 결과를 보수적으로 예측하고 있다. 이것으로 보아 실험에 사용된 간격체의 형상이 실제 핵연료에 가까울수록 코드의 예측치는 보수적임을 알 수 있다.

또한, DRNU5, DRNU7의 경우에는 최대 출력을 내는 모서리에 위치한 모의봉에서 CHF가 발생하였고 18E2의 경우에는 외곽 링에 위치하는 최대 출력 모의봉에서 CHF가 발생하였다. 이러한 봉출력 분포는 실제 핵연료에서의 봉출력 분포와 매우 유사한데, 이들 세 실험에 대한 분석에서는 CHF가 발생한 모의봉의 위치도 코드가 정확히 예측하였다. 따라서, 모서리 또는 외곽 링에서 최대 봉출력이 나는 형태의 실제 핵연료 다발에 대한 부수로 해석에서는 CHF 발생 위치를 정확히 예측할 수 있을 것으로 판단된다.

결론적으로 MATRA-h를 이용한 하나로 핵연료 부수로 해석 모형은 핵연료 다발에서의 CHF 현상을 보수적 또는 최적으로 평가하고 있으며, CHF 발생 위치도 정확히 예측하는 것으로 판단된다.

5. 결 론

본 논문에서는 하나로 핵연료 형상을 모의한 다발에서의 CHF 실험 결과를 MATRA-h를 이용한 해석 결과와 비교하였다. 부수로 해석에 사용되는 해석 모형은 다음과 같았다.

a. 간격체의 형손실계수로는 18봉 다발에 대한 부수로 유속 측정 결과를 바탕으로 평가된 모델을 이용하여 계산된 값들을 사용하였다.
b. TDC값은 계장형 다발 조사 시험에서 측정한 부수로 출구 온도를 코드의 해석 결과와 비교하여 구하였다.

이렇게 확정한 부수로해석 모형을 이용하여 AECL의 다발 CHF 실험 자료를 분석하였고 이를 통하여 다음과 같은 결론을 얻었다.

CHF에 관해서는 6개의 다발 자료에 대하여 CHF 발생 출력의 실험치와 예측치를 비교하였다. 모의봉의 휨 현상이 발생한 실험 자료에 대해서는 예측치가 실험치보다 컸는데, 이는 실험에서 휨 현상에 의하여 CHF가 조기에 발생하였기 때문이다. 휨 현상을 고려하여 부수로 해석을 한 결과, CHF 발생 출력에 대한 예측치는 실험치와 근사하였다. 실험 다발에 사용된 간격체의 형상이 현재 핵연료에 사용되고 있는 간격체의 형상에 근접할수록, CHF 출력에 대해 예측치가 실험치에 대하여 갖는 보수성은 증가하였다. 또한, 시험 다발 내에서의 국부 출력 분포가 실제 핵연료의 경우처럼 최대 출력봉이 모서리 혹은 외곽 링에 존재하는 경우에 대하여, CHF의 발생 위치를 정확히 예측하였다.

따라서, MATRA-h를 이용한 하나로 핵연료에 대한 CHF 해석은 적합한 결과를 주는 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구는 정부의 출연금에 의한 기관고유사업으로 수행되었기에 감사의 뜻을 표한다.

참고 문헌

1. Heonil Kim et al., "Design Characteristics and Startup Tests of HANARO: The Newly In-service Korean Research Reactor",J. of Nucl. Sci. & Tech., Vol.33, No.7, pp.527 538, 1996.
2. 이지복 외, "하나로 안전성분석 보고서", KAERI/ TR-710/ 96, 1996.
3. 채희택 외, "하나로 핵연료집합체에 대한 MATRA-h의 수력학적 해석 모델 검증", KNS '99 춘계학술발표회", 1999.
4. 임인철 외, "하나로 노심 부수로 해석을 위한 MATRA-α의 수정", KAERI/ TR-1042/ 98, 1998.
5. 유연종, 황대현, "부수로 해석 코드 MATRA-α-version 개발", KNS '97춘계학술발표회, 1997.
6. 박철 외, "KMRR 핵연료에 대한 고유량 임계열속 상관식 개발", J. KNS, Vol.26, No.2, 1994.
7. D.F. D'Arcy and E.G. Lux, "MAPLE-X10 Driver Bundle Commissioning Critical Heat Flux Tests", MX10-03300-405-TN, ARD-TD-336, 93-04.
8. G.R. Dimmick, "Results from the DRNU3 Bundle CHF Test", MX10-03300- 413-TN, ARD-TD-327, 91-09.
9. H.E.C. Rummens et al., "Results from the DRNU4 Bundle CHF Test", MX10-03300- 416-TN, ARD-TD377, 92-06.
10. G.R. Dimmick et al., "Results from the DRNU5 Bundle CHF Test", MX10-03300-419- TN, ARD-TD-446, 93-06.
11. G.R. Dimmick et al, "Results from the DRNU7 Bundle CHF Test", MX10-03300-429- TN, ARD-TD-460, 94-02.
12. G.R. Dimmick et al., "Results from the DRNU8 Bundle CHF Test", MX10-03300- 432-TN, ARD-TD-477, 94-02.
13. H.E.C. Rummens and E.G. Lux, "Results from the IRF 18E1 and 18E2 Bundle CHF Experiments", IRF-10203-TR-001, 97-05.
14. H.T. Chae et al., "Subchannel Experiment and Ananysis for HANARO Fuel Assembly", presented at the Int. Sym. on Research Reactor Utilization, Safety and Management, IAEA-SM- 360/ 49, 1999.

15. **채희택, 이기홍, "하나로 노심의 열수력 해석을 위한 기본 자료 생산 및 압력손실계수 평가"**, KAERI/TR-1344/99, 1999.
16. S.Y. Shim et al., "Critical heat flux in subcooled flow boiling on finned and unfinned tube geometries", presented at 5th AIAA/ASME Thermophysics & Heat Transfer Conference, Seattle, WA, 1990 June 18-20.
17. T.R. Wehner et al., "An assessment of fuel rod failure propagation in light water reactor: Model development, calculation results, and conclusions", NUREG/CR-2734, 1982.
18. **임인철**, "DRNU4 CHF **실험자료에 대한** Bowing **효과 검토**", **원자력연구소 내부통신문**, HAN-RR-CR-99-059, 1999.

표 1. 모의 다발 열전달 실험에서 CHF가 발생한 조건

	SCAN16	DRNU3	DRNU4	DRNU5	DRNU7	DRNU8	18E2
출력 (kW)	821.1	1200.6	1200.6	1195	1200	398	1355
출구 압력(kPa)	171.1	155.1	154.9	165.3	151.1	147.2	197.0
입구 온도 (℃)	39.7	33.75	32.0	36.4	36.3	34.7	34.8
모의봉 지역 입구 유속 (m/s)	2.04	5.06	4.8	3.03	3.58	1.10	3.06
BEP **상부로부터 현상이 발생한 위치** (mm)	612	325	445	405	445	-	365-390

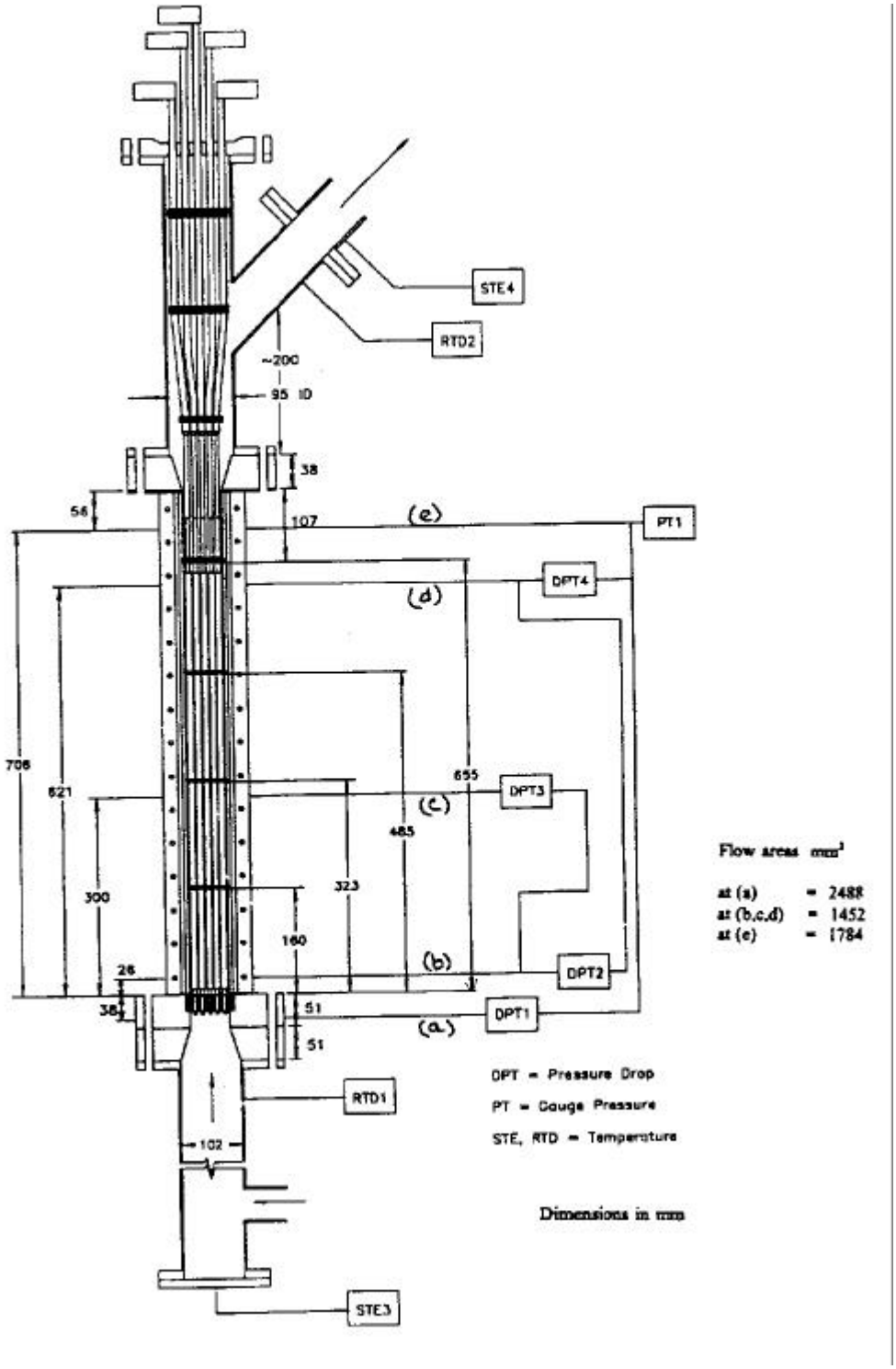


그림 1. 모의 36봉 다발 CHF 실험 시험부 개념도

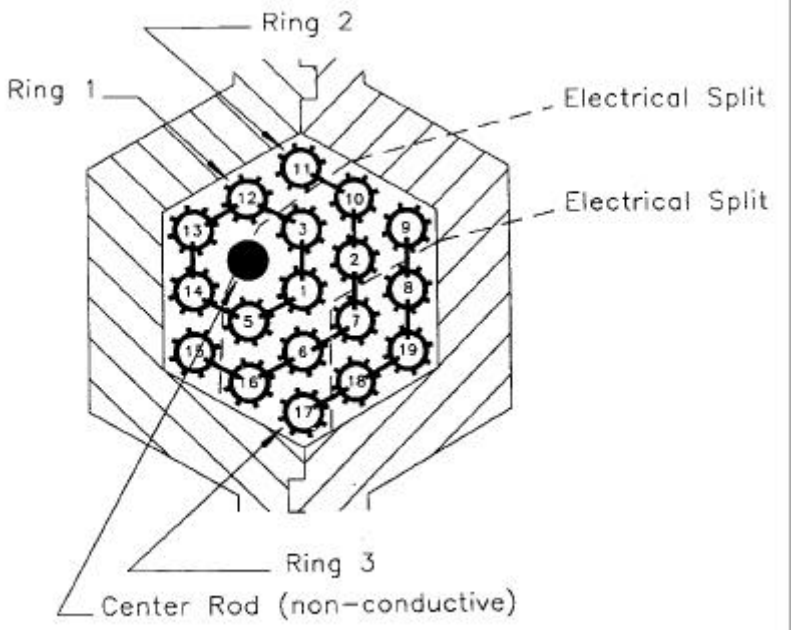
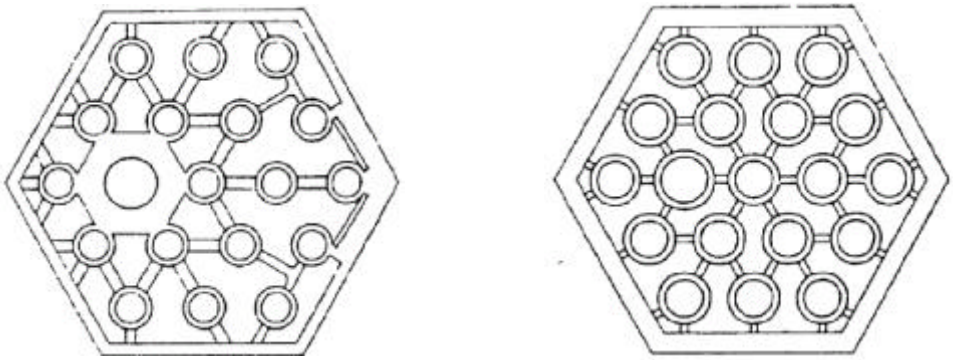


그림 2. 모의 36봉 다발의 모의 핵연료봉 배열



Bottom End Plate　　Top End Plate

그림 3. 모의 36봉 다발 실험에 사용된 BEP와 TEP

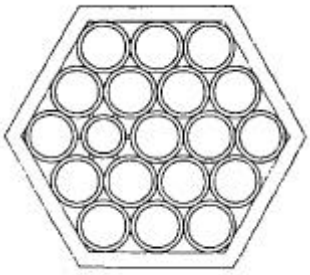


그림 4. SCAN16 및 DRNU3 실험에 사용된 간격체의 형상

그림 5. DRNU4 실험에 사용된 간격체의 형상

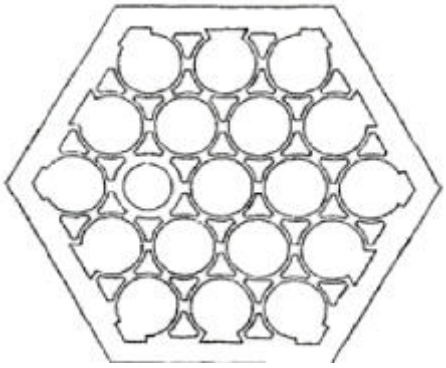


그림 6. DRNU5 실험에 사용된 간격체의 형상

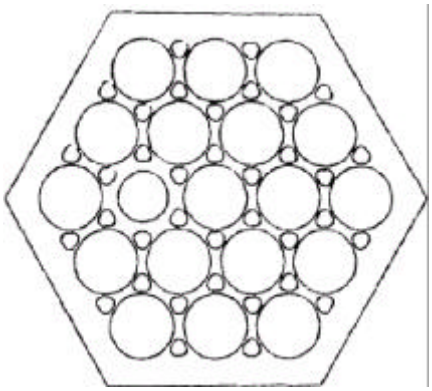


그림 7. DRNU7 및 DRNU8 실험에 사용된 간격체의 형상

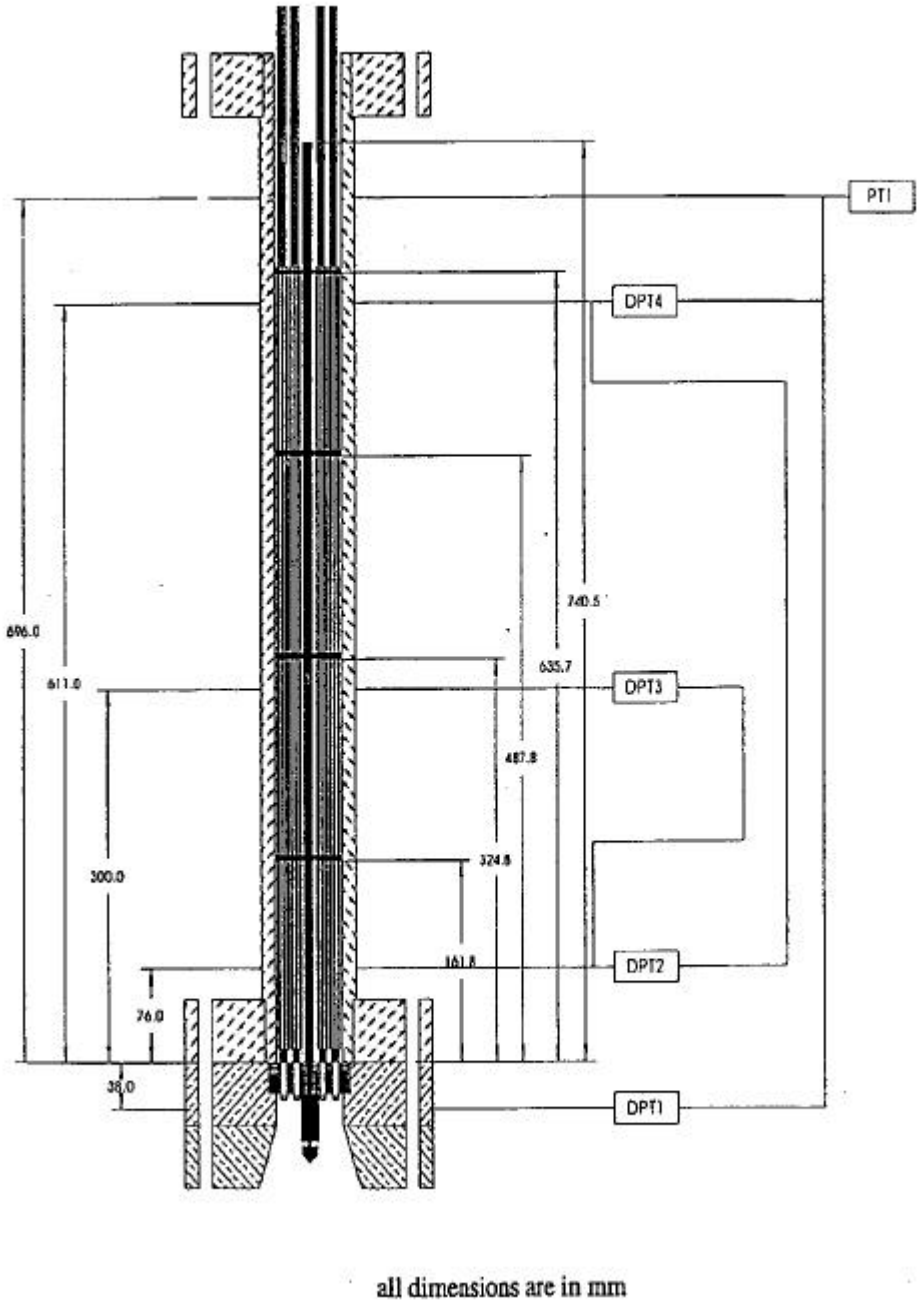


그림 8. 모의 18봉 다발 CHF 실험 시험부 개념도

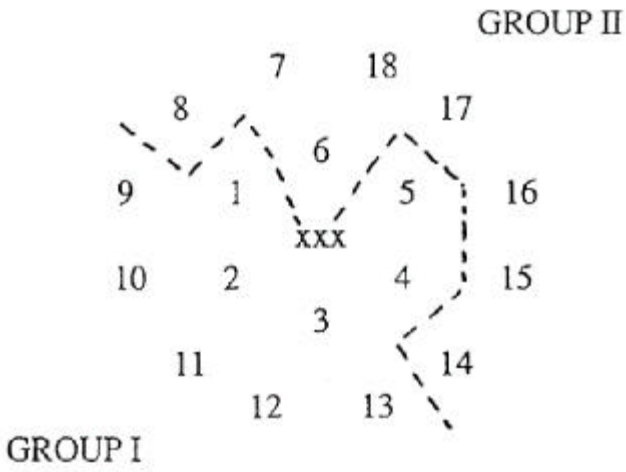


그림 9. 모의 18봉 다발의 모의 핵연료봉 배열

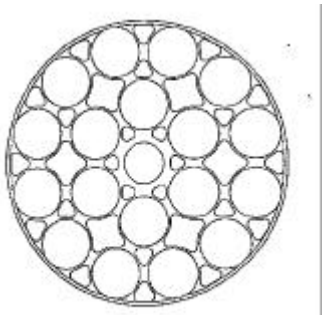


그림 10. 18E2 실험에 사용된 간격체의 형상

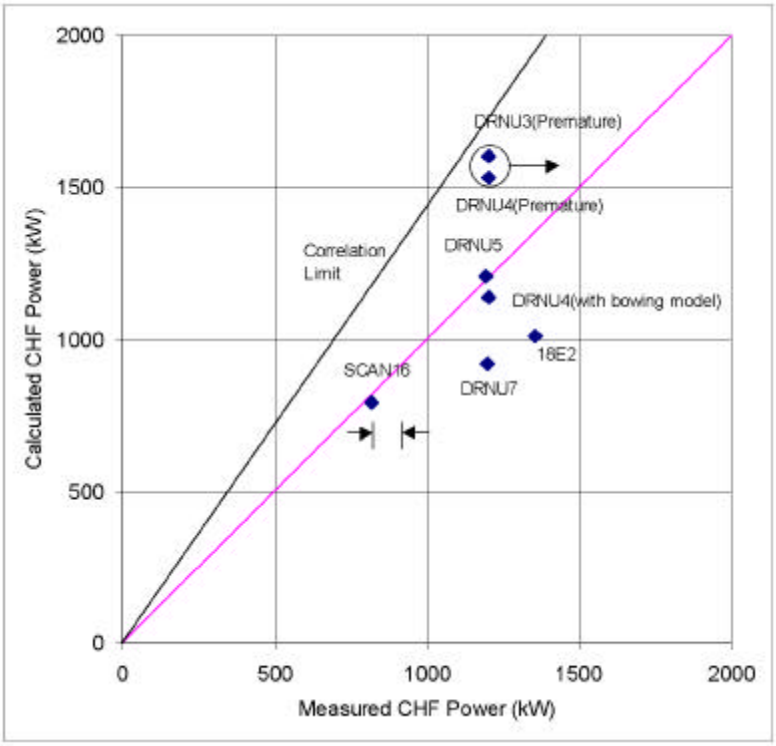


그림 11. 실험에서의 CHF 출력과 예측값 비교