대한기계학회 2001년도 춘계학술대회논문집 D pp. 195~200 KSME 01S425

광범위한 압력조건하에서 균일 가열 수직 봉다발에서의 임계열유속

문상기*· 천세영*· 최기용*

Critical Heat Flux in Uniformly Heated Rod Bundle Under Wide Range of System Pressures

Sang-Ki Moon, Se-Young Chun and Ki-Yong Choi

Key Words: CHF(임계열유속), Forced convection(강제대류), Heater rod bundle(가열봉다발), High pressure condition(고압조건), Low flow(저유량), High quality(고건도)

Abstract

An experimental study on critical heat flux (CHF) has been performed for water flow in a uniformly heated vertical 3 by 3 rod bundle under low flow and a wide range of pressure conditions. The objective of this study is to investigate the parametric trends of CHF with 3 by 3 rod bundle test section where three unheated rods exist. The general trends of the CHF are coincident with previous understandings. At low flow and system pressure above 3 MPa, some critical qualities are larger than 1.0 due to counter-current flow in test sections. Since there is a supply of water to the heated section from unheated section, the maximum CHFs at system pressure between 2 and 4 MPa are not shown.

기호설명

G	질량유속 (kg/m^{2}s)
$\triangle h_{in}$	입구 과냉도 (kJ/kg)
P	압력 (MPa)
q_{CHF}	임계열유속 (kW/m^2)
X_{CHF}	임계열유속 조건에서의 건도(-)

1. 서 론

강제대류 비등에 있어서 임계열유속(CHF)은 가열면의 열유속 또는 표면온도가 증가하거나 유량, 압력, 유체온도 등 유동조건이 변화할 때 증기의 발생으로 인해 가열표면에 액체가 계속적으로 접할 수 없게 되면서 가열표면과 유체사이의 열전달계수가 급격하게 낮아지는 현상으로 정의된다. CHF는 원자로 설계 및 안전 해석을 비롯하여 보일러와 열교환기의 열설계, 핵융합로, 고집적전자부품 등의 냉각장치 설계에서 중요한 변수로 고려되고 있다. 특히 원자로의 핵연료봉과 같이 가열표면에서 열유속이 조절되는 시스템에서는 CHF 현상이 발생하면 곧바로 표면온도가 급격하게 상승하여 핵연료봉의 용융으로 이어질 수 있다. 그러므로 지난 40년 동안 원자로 개발과 더불어 CHF에 대한 많은 연구가 수행되어 왔으며, 이러한 노력의 결과, CHF 현상에 대한 기본적인 이해가 크게 진전되었고, 개발된 수많은 CHF 상관식들이 핵연료 개발 및 노심 설계에 적용되고 있다. 그러나 이들 상관식들은 제한된 범위의 실험자료에 근거하고 있으며 적용범위 또한 제한되어 있다. 이는 새로운 형상이나 운전조건에 대한 실험자료의 부족으로 인해 CHF 현상의 이해도가 아직 만족할만한 수준에 이르지 못하고 있기 때문이다.

최근 원자로 냉각재 상실사고나 운전 과도시와 같은 저유량 조건에서의 CHF 현상을 파악하기 위

* 회원, 한국원자력연구소 열수력안전연구팀

한 실험적 연구가 수행되고 있다.[1-4] 저자들도 단일 가열봉 환상유로를 사용하여 CHF 실험을 수행한 바 있으며,[5-7] 원형관이나 환상유로에서의 저유량 CHF의 연구는 상당한 진전을 보여주고 있다. 실제 원자로 노심은 연료봉 다발로 구성되어 있고 연료봉 사이에는 제어봉 안내관, 계측관 등 가열되지 않는 벽면들이 존재하며, 이들은 부수로 내에서의 엔탈피 분포 및 CHF에 상당한 영향을 미치는 것으로 알려지고 있다. 봉다발에서의 CHF에 대한 연구도 광범위하게 수행되어 왔으나,[8] 이들 연구는 대부분 원자로의 정상 운전 조건을 대상으로 수행되었고 저유량 조건에서 봉다발내 비가열 벽면을 고려한 실험적 연구는 전무한 상태이다.

본 연구는 비가열봉 3개를 포함한 3 x 3 가열봉다발 수직 실험대를 사용하여, 광범위한 압력 조건에서 저유량 CHF 실험을 수행하고 압력이 저유량 CHF 특성에 미치는 영향을 조사하였다.

2. 실험장치 및 실험방법

2.1 실험장치

실험은 한국원자력연구소의 RCS 열수력 Loop 장치에서 수행하였다. 장치에 대한 내용은 참고문헌[5]에 자세히 기술되어 있으므로 여기서는 간략하게 기술한다. 그림 1은 RCS 열수력 Loop의 개략도이다. 실험장치는 순환펌프, 예열기, CHF 실험대, 기/수 분리기, 응축기, 가압기, 열교환기 등으로 이루어져 있다. 실험대에 들어가는 유량의 측정은 3종류의 Orifice 유량계 중에서 실험유량의 범위에 적합한 것을 선택하여 사용한다. 유량은 순환펌프의 회전속도 조절, 유량제어 밸브의 조절을 조합하여 제어된다. 저유량 영역에서 흔히 관찰되는 유량의 진동은 실험대 입구측의 밸브를 Throttling하여 제거하였다. 예열기는 실험대 입구의 용수 온도를 조절하기 위하여 설치되어 있으며, 실험대에서 가열된 순환용수는 수증기-물의 2상유동 상태로 실험대를 나와 기/수 분리기 및 응축기에서 완전히 단상의 물이 되어, U-Tube형 열교환기에서 설정된 온도까지 냉각된다. 실험장치의 압력은 내부에 가열기가 설치된 가압기에 의해 조절된다.

2.2 실험대

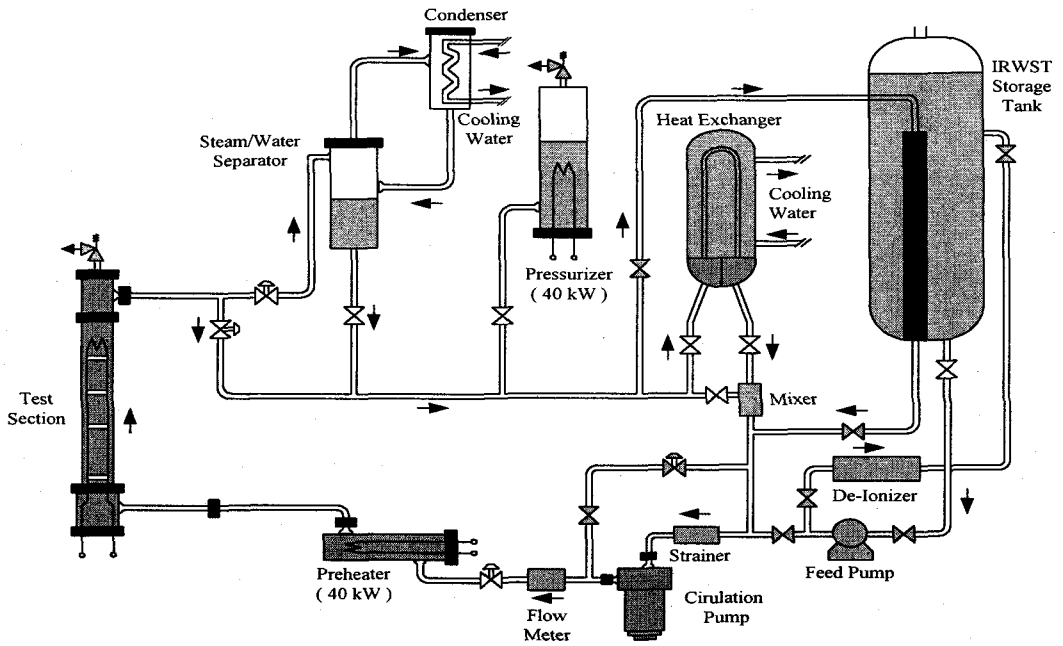


Figure 1. Schematic Diagram of RCS Thermal Hydraulic Loop

실험대는 그림 2에 보여준 것 같이 축방향 출력분포가 균일한 가열 길이가 3670 mm인 6개 가열봉과 3개의 비가열봉으로 구성된 3 x 3 봉다발이 압력용기내에 설치된 Flow Housing 내부에 장전되어있다. 가열봉 및 비가열봉 직경은 9.52 mm이며, 봉사이의 피치는 12.6 mm이다. 가열봉에는 그 표면 온도를 측정하고 CHF를 검출하기 위해 Sheath 직경이 0.5 mm인 K-Type 비접지형 열전대 6개가 부착되어있다. 또한 같은 형태의 열전대가 가열 구간 입구 및 출구에서의 부수로에서의 유체 온도를 측정하기 위해 각각 16개씩이 설치되어있다.

2.3 실험방법

실험은 다음과 같은 순서와 방법으로 수행된다. 실험대 입구의 유량, 온도 및 압력을 설정된 조건에 맞춘 다음, 실험대 가열봉다발에 전원을 공급하고 서서히 가열전력을 증가시킨다. CHF 근방에서 공급 전력을 미세하게 Step 상태로 증가시켜 수 분 동안 유지하여 정상상태를 확인한 후 다음 Step으로 증가시킨다. CHF가 발생하면 CHF 검출기에 의해 전력공급을 정지시킨다. CHF의 발생 판단조건은 가열봉 표면 온도가 갑자기 지속적으로 상승하는 현상으로 판단하며, 본 실험에서는 표면 온도가 포화온도 보다 110 K 이상 상승하면 CHF가 발생한 것으로 판단하였다.

본 실험의 주요 측정변수는 실험대 입구 및 출구 Plenum 압력, 실험대 입구 유량, 가열봉다발의 가열구간 입구 및 출구의 물 온도, 가열봉 표면 온도, 가열봉다발에 투입한 전력 등이며 측정된 신호는 모두 Workstation급 자료처리장치에서 자동적으로 수집, 처리된다. 이들 측정 변수의 불확실도는 Sensor 및 계측기기의 정밀도와 교정결과로부터 ANSI/ASME PTC 19.1[9] 코드의 방법으로 평가하였으며, 관찰된 불확실도는 압력, 유량 및 온도에 대하여 각각 자료처리장치 지시치의 ± 0.3 %, ± 1.5 % 및 0.7 K 이하였다. 가열봉다발 전력 측정에 대한 불확실도는 1.8 % 이하였다.

3. 실험결과

본 연구에서는 다음과 같은 조건에서 163개의 CHF 실험자료를 얻었다.

- 계통 압력 : 0.48 ~ 15.07 MPa
- 질량유속 : 44 ~ 652 kg/m^{2}s
- 입구 과냉도 : 23 ~ 354 kJ/kg

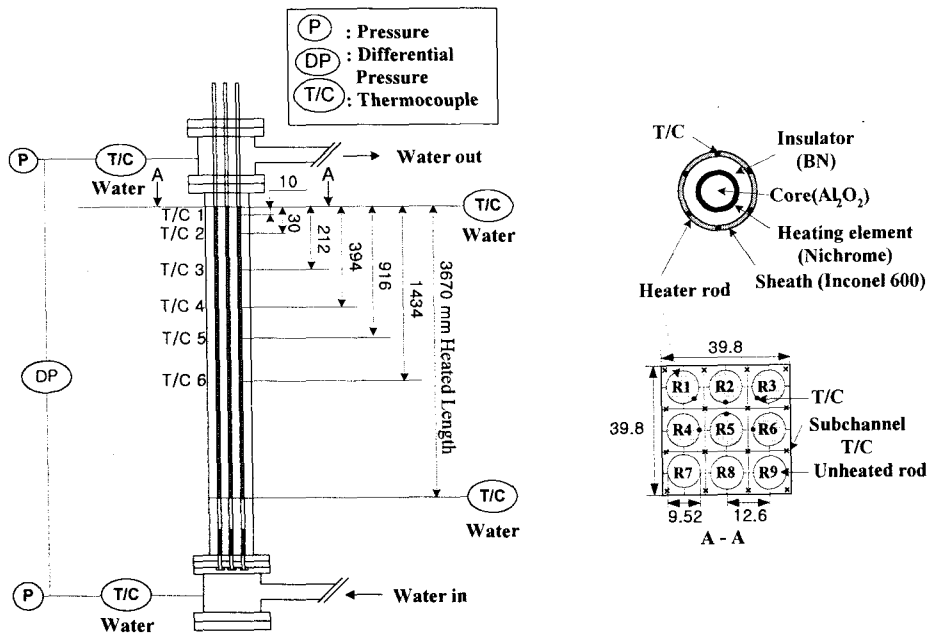
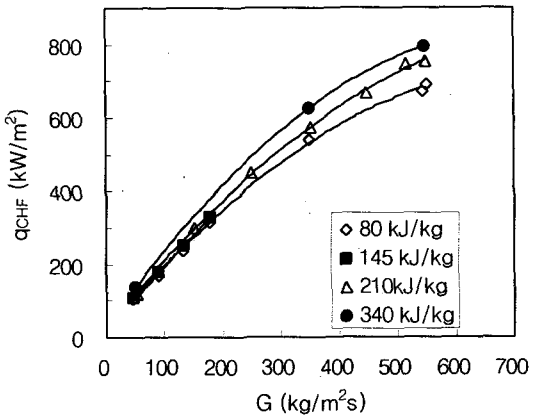


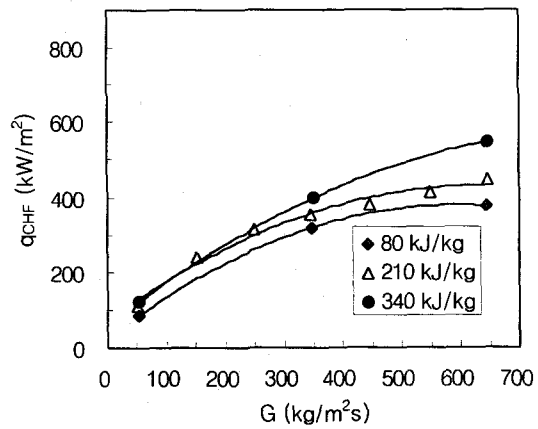
Figure 2. Test Section Cross-Sectional Diagram and Instrumentation

가열구간 출구에서의 건도가 커짐에 따라 출구 Plenum의 압력은 약간 불안전하게 된다. 따라서 본 논문에서는 실험대 입구 Plenum의 압력을 계통 압력으로 사용한다. 입구 과냉도는 압력 조건에 다른 증발잠열과 가열구간 입구 엔탈피의 차이다.

일반적으로 수직 상향류 균일 가열봉의 경우 CHF는 가열구간 상단부에서 발생한다. 본 실험에서도 CHF는 가열봉 R1 또는 R2의 가열구간 상단부로부터 10 혹은 30 ㎜(T/C 1 및 2)의 위치에서 발생하였다. 그림 3은 질량유속과 CHF의 관계를 보여준다. CHF는 질량유속이 증가함에 따라 증가하며, 저압에서의 CHF는 그 기울기가 고압에 비해 크고 CHF에 대한 질량유속의 영향은 저압에서 커지는 것을 알 수 있다. 그림 4는 유량을 고정



(a) P = 1.0 MPa



(b) P = 15.0 MPa

Figure 3. Effect of Mass Flux on CHF

한 경우 CHF가 입구 과냉도의 증가에 따라 선형적으로 증가함을 보여준다. 본 실험범위에서 CHF는 입구 과냉도의 증가에 따라 선형적으로 증가하였다. 일반적으로 입구 과냉도를 고정하여 유량을 증가시키면 CHF는 증가한다. 본 실험에서는 거의 대부분의 CHF 자료가 그림 4와 같이 CHF는 입구 과냉도에 따라 선형적으로 증가하였다. 또한 그림 3과 4에 나타난 것처럼 질량유속이 작아질수록 CHF에 대한 입구 과냉도의 영향은 작아지는 것을 알 수 있다.

CHF 조건에서 CHF가 발생한 축방향 위치의 단면 평균 건도를 열역학적 평형을 가정하여 구한 값으로 정의한 임계건도(Critical quality)와 질량유속과의 관계를 나타내면 그림 5와 같다. 본 실험조건에서 임계건도 범위는 0.25 ~ 1.28로 나타났다. CHF 현상은 2상유동의 양식과 밀접한 관계가 있다. 즉 CHF의 발생기구는 기포류 ~ 슬럭류(Slug flow) 영역에서는 핵비등 이탈(DNB), 환상류에서는 액막의 건조(Dryout)로 크게 구분된다. 저유량 조건에서의 CHF 발생기구는 다음과 같이 분류할 수 있다.[2, 10-12]

- 매우 낮은 유량 조건에서 플러딩(Flooding)에 의한 CHF 발생
- 슬럭류 또는 처언(Churn)류에서 환상류로 유동양식이 천이 조건에서 CHF가 발생
- 환상류에서 액막의 건조(Liquid film dryout)
- 액상의 완전한 증발, 즉 출구건도가 약 100 %가 될 때.

그림 6은 임계건도에 대한 압력의 영향을 보여준

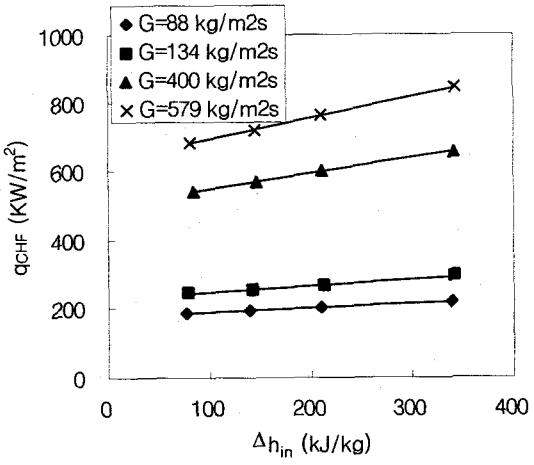


Figure 4. Effect of Inlet Subcooling (6.0 MPa)

다. 그림 5 및 6에서 3 MPa 이상의 압력 및 50 또는 150 kg/m^{2}s의 아주 낮은 유량에서는 임계건도가 100 %를 넘어서고 있다. 이는 가열구간에서 발생한 수증기가 실험대 상부 Plenum에서 응축되어 생성된 포화수가 주로 비가열봉부를 통하여 가열봉다발의 가열구간에 하향류로 공급되고 있는 것을 나타낸다.

그림 7(a) 및 (b)는 CHF에 대한 계통 압력의 영향을 보여준다. 질량유속이 650 및 350 kg/m^{2}s의 경우, CHF는 압력의 증가에 따라 단조롭게 감소하고 질량유속이 낮아질수록 CHF에 대한 압력의 영향은 작아져 질량유속 50 kg/m^{2}s에서는 압력의 영향은 거의 나타나지 않고 CHF는 압력이 변해도 거의 일정한 값을 보여주고 있다. Bowditch 등[13]의 5 x 5 가열봉다발에서의 CHF 실험 및 Chun 등[5]의 환상유로에서의 CHF 실험에 의하면 유량이 클 경우(300 kg/m^{2}s 이상) CHF는 압력이 증가하여 2 ~ 4 MPa 근방에서 최대치가 된 후 15.0 MPa 까지 천천히 선형적으로 감소하는 것으로 보고되고 있다. 본 실험의 경우 비가열봉 영역에서 가열봉다발 영역에 계속적인 물의 공급이 이루어지고 있어, 그 결과 저압 영역에서 CHF의 최대치가 나타나지 않는 것으로 생각된다.

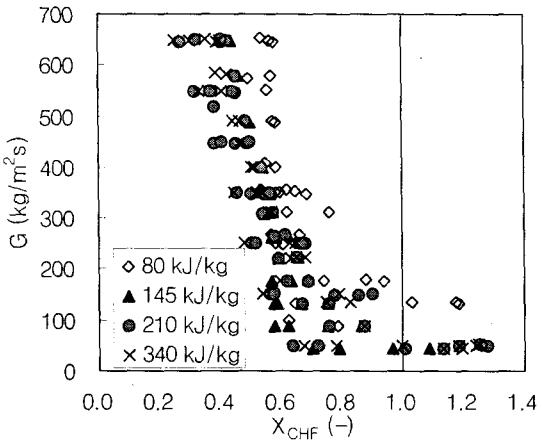


Figure 5. Mass Flux vs. Critical Quality

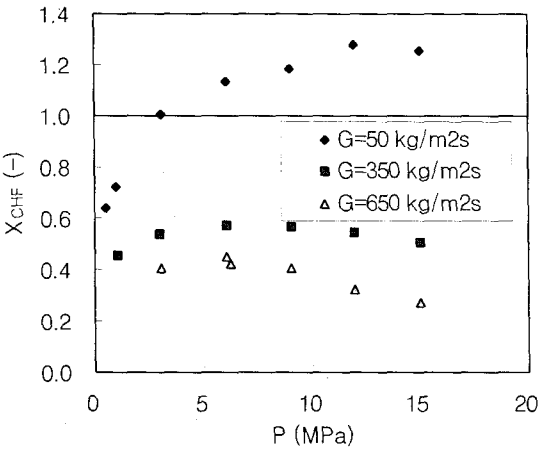
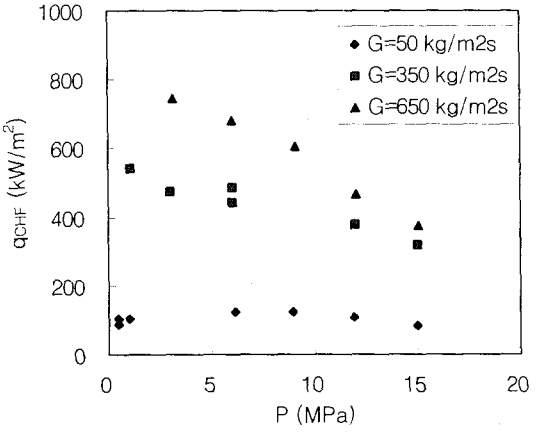
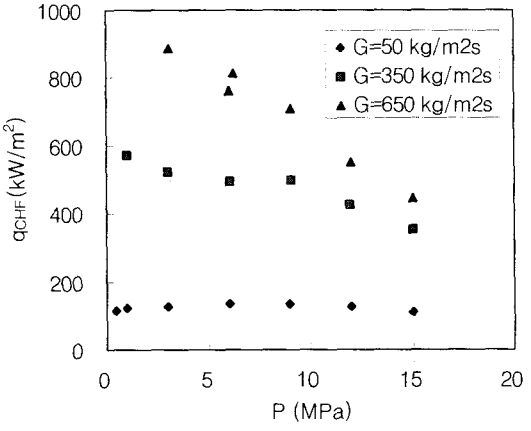


Figure 6. Pressure Effect on Critical Quality
(Inlet Subcooling = 210 kJ/kg)



(a) Inlet Subcooling = 80 kJ/kg



(b) Inlet Subcooling = 210 kJ/kg

Figure 7. Pressure Effect on CHF

4. 결론

본 연구에서는 비가열봉 3개를 포함한 3 x 3 가열봉다발 수직 실험대를 사용하여, 압력 0.48 ~ 15.07 MPa, 질량유속 44 ~ 652 kg/m^{2}s, 입구 과냉도 23 ~ 354 kJ/kg의 범위에서 CHF 실험을 수행하였으며, 다음과 같은 결론을 얻었다.

(1) CHF에 대한 질량유속 및 입구 과냉도의 영향은 일반적으로 알려져 있는 경향과 같다.

(2) 질량유속 50 또는 150 kg/m^{2}s 및 압력 3.0 MPa 이상에서는 가열구간에서 발생한 수증기가 실험대 상부에서 응축하여 포화수가 비가열봉부를 통하여 가열구간에 하향류로 공급되어 임계건도가 100 %를 넘어서는 경우가 있다.

(3) CHF는 압력의 증가에 따라 2~4 MPa 근방에서 최대치를 나타내는 것으로 알려져 있으나, 본 실험에서는 비가열봉 영역에서 가열봉다발 영역에 계속적인 물의 공급이 이루어지고 있고 그 결과 저압 영역에서 CHF의 최대치가 나타나지 않았다.

후기

본 연구는 과학기술부 원자력 중장기 과제의 지원으로 수행하였습니다.

참고문헌

(1) Mishima, M. and Nishihara, H., 1987, "Effect of channel geometry on critical heat flux for low pressure water," *Int. J. Heat Mass Transfer*, 28, 1115-1129.

(2) E-Genk, M. S. et al., 1988, "Experimental studies of critical heat flux for low flow of water in vertical annuli at near atmospheric pressure," *Int. J. Heat Mass Transfer*, 31, 2291-2304.

(3) Park, J. W. et al., 1997, "Critical heat flux and flow pattern for water flow in annular geometry," *Nucl. Eng. Des.*, 172, 137-155.

(4) Schoesse, T. et al., 1997, "Critical heat flux in a vertical annulus under low upward flow and near atmospheric pressure," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 34(6), 559-570.

(5) Chun, S. Y. et al., 2001, "Effect of pressure on critical heat flux in uniformly heated vertical annulus under low flow conditions," *Nucl. Eng. Des.*, 203, 159-174.

(6) Chun, S. Y. et al., 2001, "Critical heat flux under zero flow conditions in vertical annulus with uniformly and non-uniformly heater sections," *Nucl. Eng. Des.*, 205, 265-279.

(7) Chun, S. Y. et al., 2000, "Critical heat flux in an internally heated annulus with a non-uniform axial heat flux distribution under low flow conditions," *2nd Japan-Korea Symp. on Nucl. Thermal Hydraulics and Safety.*

(8) 장순흥, 백원필, 1997, "임계열유속-기초와 응용," 淸文閣, 165-172.

(9) ANSI/ASME PTC 19.1, 1985, "ASME Performance test codes, Supplement on instruments and apparatus, Part 1, Measurement uncertainty, ASME, New York.

(10) Mishima K. and Ishii M., 1982, "Experimental study on natural convection boiling burnout in annulus," *Proc. of the 7th Int. Heat Transfer Conf.*, Munchen, Vol. 4, 309-314. .

(11) Rogers J. T. et al., 1982, "Flow boiling critical heat fluxes for water in a vertical annulus at low pressure and velocities," *Proc. of the 7th Int. Heat Transfer Conf.*, Munchen, Vol. 4, 339-344.

(12) Kumamaru H. et al., 1990, "Critical heat flux for annulus under high-pressure, low-flow and mixed inlet conditions," *J. Nucl. Sci. Tech.*, 27[1], 68-80.

(13) Bowditch, F. H. and Mogford, D. J., 1987, "An experimental and Analytical study of fluid flow and critical heat flux in PWR fuel elements," AEE Winfrith, AEE-R 2050.