임계압력 근처에서의 환형관 채널에 대한 열전달 특성 연구

홍성덕† · 천세영* · 김세윤* · 백원필*

Heat Transfer Characteristics of an Annulus Channel Cooled with R-134a Fluid near the Critical Pressure

Sungdeok Hong, Seyoung Chun, Seyun Kim and Wonpil Baek

Key Words : Supercritical pressure water reactor (초임계원자로), Critical pressure(임계압력), Critical heat flux(임계열유속), Heat transfer(열전달), Pressure transient(압력천이), Annulus(환형관), R-134a

Abstract

An experimental study on heat transfer characteristics near the critical pressure has been performed with an internally-heated vertical annular channel cooled by R-134a fluid. Two series of tests have been completed: (a) steady-state critical heat flux (CHF) and (b) heat transfer tests for pressure reduction transients through the critical pressure. In the present experimental range, the steady-state CHF decreases with the increase of the system pressure For a fixed inlet mass flux and subcooling, the CHF falls sharply at about 3.8 MPa and shows a trend toward converging to zero as the pressure approaches the critical point of 4.059 MPa. The CHF phenomenon near the critical pressure does not lead to an abrupt temperature rise of the heated wall because the CHF occurred at remarkably low power levels. In the pressure reduction transient experiments, as soon as the pressure passed through the critical pressure, the wall temperatures rise rapidly up to a very high value due to the occurrence of the departure from nucleate boiling. The wall temperature reaches a maximum at the saturation point of the outlet temperature, then tends to decrease gradually.

기호설명

C_p	정압비열 [kJ/kgK]
G	질량유속 [kg/m²s]
h	엔탈피 [kJ/kg]
h_{lg}	기화의 잠열 [kJ/kg]
P	시스템 압력 [MPa]
P_c	임계압력 [MPa]
P_r	reduced pressure, P/P_c [-]
q''	열유속 [kW/m²]
T	유체온도 [K]
ΔT_{sub}	입구미포화도, $T_{sat} - T_{in}$ [K]
x_{CHF}	임계건도(CHF 위치의 열역학적건도) [-]
ρ	밀도 [kg/m³]

Subscripts

g	기상
in	시험대 입구
l	액상
out	시험대 출구
sat	포화
$wall$	가열봉의 벽

† 한국원자력연구소 열수력안전연구부
E-mail : sdhong1@kaeri.re.kr
TEL : (042)868-8251 FAX : (042)868-8362
* 한국원자력연구소 열수력안전연구부

1. 서 론

많은 연구기관에서 연구 개발을 진행하고 있는 SCWR (초임계원자로, supercritical pressure light water reactor)은 현재 Generation IV 프로젝트에 선

정되어 연구 개발이 더욱 활성화 되고 있다 [1,2,3]. 임계압력 이상에서 운전하는 SCWR 은 기존의 원자로보다 열효율이 높으면서 설계가 단순하고 설치 공간이 크지 않은 장점이 있다. 냉각방식은 초임계화력발전소의 냉각방식과 유사한 once-through-boiler 방식을 채용하고 있다. 이 once-through-boiler 방식은 화력발전을 위한 시스템의 압력을 초임계까지 상승시키는 기동운전 과정에서 보일러 관을 보호하기 위하여 기동운전 중에 최저유량을 설정하고 보일러 관의 열유속을 가급적 낮게 유지한다. 보일러 관이나 원자로심에서 기포가 발생하여 국부적으로 열전달이 급격히 줄어들어 연료가 녹는 DNB (Departure from Nucleate Boiling) 현상이나 연료표면에 있는 액막이 열에 의해 제거되면서 국부적으로 열전달이 급격히 줄어들어 연료가 녹는 dryout 현상은 모두 CHF (critical Heat Flux) 현상의 일종으로 원자로에서 꼭 피해야 하는 중요한 열수력 설계인자이다. 원자로는 기동운전 중에 CHF 가 발생하여서는 안되므로 임계압력 근처에서의 CHF 연구는 SCWR 를 개발하는데 있어서 운전 중 유사임계 (Psedo-Critical) 조건에서 급격한 열전달계수 감소로 인하여 연료의 온도가 급상승하는 "열전달 열화 (heat transfer deterioration)"[4] 문제와 더불어 열수력 설계에 있어서 매우 중요하다.

1960 년대부터 초임계화력발전소의 보일러 관에서 일어나는 열전달 현상을 규명하기 위한 연구가 활발하게 진행되었다 [4]. 이 연구 결과들을 노심구조가 다른 SCWR 에 그대로 적용하기에는 부적절한 면이 많다. 제안된 SCWR 의 노심조건은 보일러 관과 달리 핵연료 다발 자체가 열원이고 Open Channel 이며 핵연료 핀의 직경도 작기 때문이다. 그 동안 수행해온 CHF 연구는 실제적인 관심영역인 상용 원자로의 운전조건이 주된 목표였으므로 임계압력 근처에서의 연구는 거의 이루어지지 않았다. 임계압력 근처에서의 CHF 연구는 1988 년도에 Yin et. al.[5]이 원형관에서 물을 냉각수로 유량 2030 kg/m² s에서 대기압부터 임계압력까지 광범위한 압력 조건에서 CHF 실험을 수행한 중에서 일부 찾아볼 수 있다. 그러나 Yin et. al.의 주 관심사는 광범위한 압력에서 CHF 의 경향분석이어서 임계압력 근처에서의 충분한 논의가 없다. 그 밖에 많은 연구자들이 광범위한 압력에서 원형관에 적용할 수 있는 CHF 상관식, 그래프분석법, CHF Look-up table 등을 개발하였으나 임계압력 근처에 대한 CHF 실험 정보가 미진하여, 임계압력 근처에서의 CHF 경향을 심도 있게 다루지 못하였다.

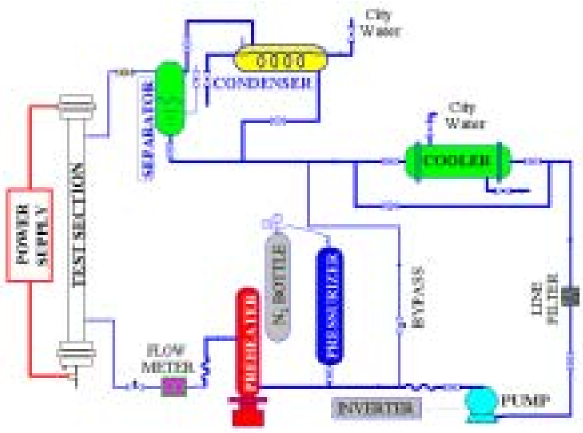

Figure 1. Schematic flow diagram of Freon (R-134a) experimental loop

본 연구에서는 R-134a 유체를 활용하여 아직까지 연구되지 않은 임계압력 근처 조건에서 환형관 채널에 대한 CHF 실험과 압력천이 실험을 수행하고, 임계압력 근처에서의 CHF 현상과 초임계 압력 조건에서 아임계로 압력이 천이 될 때에 환형관 채널의 열전달 거동을 조사하고자 하였다.

2. 실험

2.1 실험장치

프레온열수력실험장치는 유체 이송장비인 펌프와 가열장비인 예열기 및 그밖에 가압기, 시험대, 세퍼레이터, 컨덴서, 열교환기 등으로 구성되어 있다 (Figure 1). 실험루프의 작동유체는 임계압력 4.059 MPa, 임계온도 374.2 K 인 R-134a(CH_2FCF_3,) 유체이며[6], 최대운전 압력 및 온도는 각각 4.5 MPa, 423 K 이다. 펌프는 최대 2.5kg/sec 의 유량을 시험대에 보낼 수 있으며, 인버터로 펌프의 회전속도와 시험대 입구의 throttling 밸브를 여닫아 유량조건을 조절 한다. 압력조건은 질소통과 가압기 역할을 하는 아큐므레이터 (accumulator)를 연결하여 조절한다. 시험대 입구온도를 조절하는 예열기는 SCR 제어방식으로 가변저항기를 사용하여 최대 25kW 까지 전력을 조정하면서 시험대 입구의 온도를 유지한다. 시험대에서 받은 유체의 열은 컨덴서와 열교환기를 통하여 대기로 방출하도록 냉각탑으로 보낸다.

2.2 환형관 시험대

환형관 시험대의 Vessel 은 1 1/2" 사이즈의 튜브

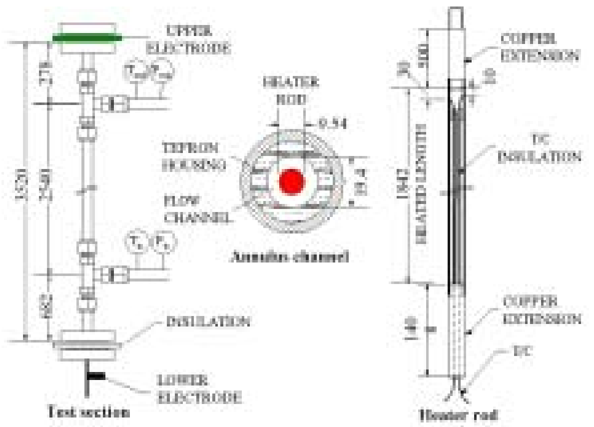

Figure 2. Annulus test section details

피팅을 사용하여 조립하였다. 직류전원공급을 받도록 상부에 단자대 역할을 하는 25mm 두께의 고정판 중앙에 홈을 내어 외경 9.54mm 의 히터를 고정시키고, 하부는 Blind 플랜지에 오링 홈을 내어 열팽창으로 인한 히터의 휨을 피하였다 (Figure 2-a). 가열봉과 Vessel 사이에 환형유동채널과 전기절연 기능을 동시에 만족하는 테프론 하우징을 길이 100mm 내경 19.4mm 의 실린더로 제작하여 삽입하였다 (Figure 2-b). 가열봉은 가열구간과 전기 연결부 그리고 CHF 감지열전대로 구성되어 있다. 길이 1842mm 의 인코넬 601 가열구간 상부에 Figure 2-c 와 같이 2 개의 0.5mm 굵기의 K-type 열전대를 가열구간의 상부 끝 단에서부터 10mm 및 30mm 하단에 설치하였다. 시험대 입· 출구 온도 및 압력을 측정하도록 T-type 열전대와 압력트랜스미터를 설치하였다.

2.3 측정장치

시험대의 입·출구 온도는 직경 4mm, 허용오차 ±0.4%인 T-type 열전대로 측정한다. 대기온도 왜곡은 열전대용 멀티플렉서에서 보정하고, 열전대는 열전대 교정기로 교정하였다. 입·출구 압력은 오차가 ±0.5%인 스마트타입 압력트랜스미터로 측정하였다. 유량측정 센서는 U-튜브형 질량유량계로 허용오차는 ±0.5% 이내이다. 시험대에 인가되는 전압은 vessel 상부 고정판과 가열봉 하부 연결용 단자대에 전선을 내어 HP3852 DAS 시스템의 integral voltmeter 로 측정하고, DC 전류는 0.2% 정확도의 션트로 측정한다. CHF 감지는 가열봉에 설치되어 있는 2 개의 K-type 열전대로 한다. 전압신호로 변환된 모든 측정신호는 HP3852 자료획득시스템으로 집약되어 컴퓨터에 저장한다.

3. 실험결과 및 논의

3.1 정상상태의 CHF 실험

물이 흐르는 관 유동에서 시스템 압력이 CHF 에 미치는 영향에 대한 Collier 와 Thome[7]의 연구에 의하면, 입구미포화도가 고정된 경우 압력이 증가하면서 두 개의 CHF peak 가 발생하며, 첫 번째 peak 는 3 MPa 이하에서, 두 번째 peak 는 10 에서 20 MPa 사이에 있을 것으로 CHF 실험자료를 분석하여 예측하였다. 그 후에 저압에서 임계압력근처까지 광범위한 영역에 대한 물 CHF 실험을 수행한 Yin et al.[5]도 두 개의 peak 를 관측하였으며 고압조건의 두 번째 peak 는 19 MPa 근처에 있음을 보고하였다. Figure 3 은 시험대 출구압력에 대한 R-134a 유체의 CHF 추이를 나타낸 것이다. 압력 0.63MPa 에서 임계압력 근처까지(3.98MPa)의 구간에서 뚜렷한 CHF peak 는 확인되지 않았지만 압력이 2.0 에서 3.7 MPa 사이에서 CHF 의 감소 경향이 현저히 줄어들어 실험조건에 따라 두 번째 peak 의 가능성을 시사하고 있음을 알 수 있다.

임계압력 근처에서의 CHF 경향은 일반적인 CHF 경향과 같이 압력이 증가하면 감소하고 유량이 증가하면 증가하며, 입구미포화도가 커지면 커지는 결과를 나타내었다(Figure 3, 4). 그러나 임계압력에 가까워지자 CHF 는 0 에 수렴하는 방향으로 급격히 감소하였다. CHF 가 급격히 줄어드는 경향은 유량 또는 입구미포화도가 커질 수록, 보다 낮은 압력에서 일찍 나타났다. 이 현상은 Yin et al.[5]의 원형관 실험에서도 관측된 것으로, 그 원인은 유체의 열역학적인 성질과 밀접한 관계가

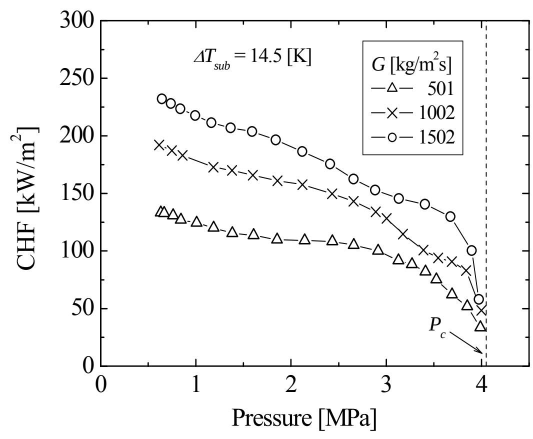

Figure 3. CHF trend for the system pressure

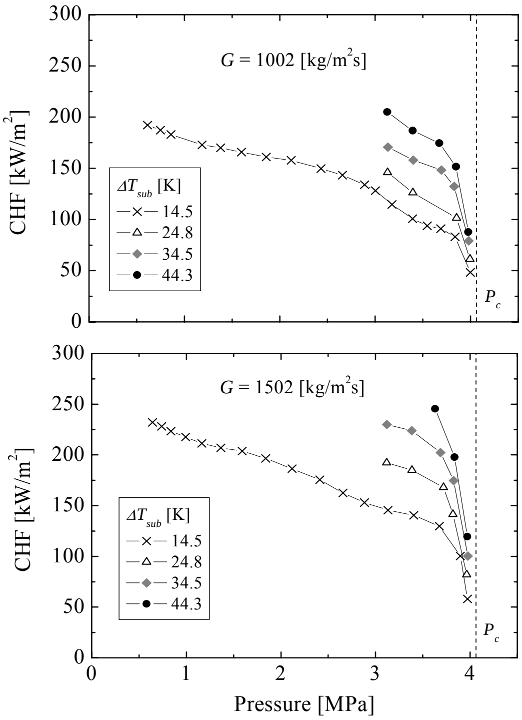

Figure 4. The effect of inlet subcooling on CHF near the critical pressure

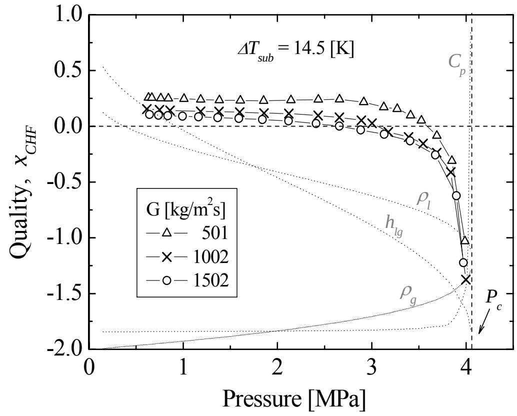

Figure 5. Critical quality and thermodynamic properties with pressure

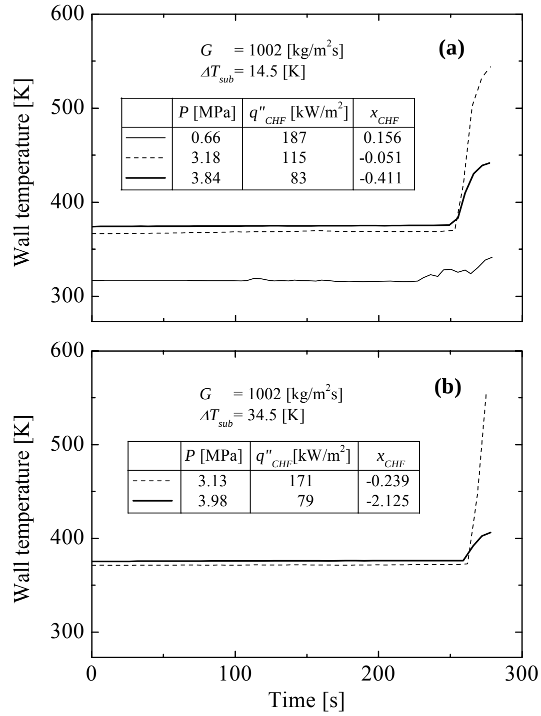

Figure 6. Wall temperature variations of the heater rod at CHF conditions

있다. Figure 5 에 도시한 바와 같이 압력 3.7 MPa 과 임계압력 사이에서 유체의 밀도, 기화의 잠열, 정압비열 등이 급격히 변화하고 있다. 열역학변수 중 기화의 잠열이 CHF 의 감소 경향과 매우 일치하고 있음을 알 수 있다.

임계건도 (CHF 위치의 열역학적 건도) 분포를 압력에 따라 나타낸 Figure 5 를 보면 임계건도는 임계압력에 근접할수록 음의 값을 가지며 그 크기가 매우 커지고 있다. 그러므로 임계압력 근처의 CHF 메커니즘은 subcooled boiling 조건에서 일어나는 DNB 메커니즘임을 알 수 있다[8,9].

Dryout 또는 DNB 가 발생하는 순간의 벽면온도의 거동을 Figure 6 에 도시하였다. 압력 0.66 MPa 이고 임계건도가 0.156 에서 발생한 dryout 인 경우(Figure 6-(a)) 벽면온도 상승 폭이 작은 반면에 임계건도가 음의 값을 갖는 상태에서 DNB 가 발생한 경우는 벽면온도 상승폭이 크고 선명하다. 그러나 압력이 임계압력에 가까운 3.84 및 3.98 MPa 인 곡선을 보면, 온도 상승이 완만하고 온도 상승폭이 크지도 않다. 이것은 일반 DNB 현상에 비교하여 볼 때 상대적으로 작은 CHF 값으로 말미암아 벽면온도의 급격한 상승을 유발하지 않는 것이 주요인이다. 임계압력에 도달하면 CHF 현상은 사라지고 전력을 증가함에 따라 가열봉의 벽면온도는 선형적으로 서서히 증가한다.

3.2 압력천이 실험

SCWR 의 정상운전조건은 25 MPa 의 시스템압력 상태에서 냉각수의 입출구 온도를 각각 553 K, 773K 로 유지한다[1,2]. 냉각수누출사고와 같은 압력천이 사고가 발생하여 시스템압력이 아임계로 떨어지면 초임계온도(647 K)보다 높은 SCWR 의 출구영역에서는 냉각수가 과열증기로 바뀌고,

Table 1 The conditions of the pressure transient experiments

변수	Unit	Run1	Run2	Run3	Run4	Run5
G	kg/m^2·s	500	982	1452	1475	1504
Q”	kW/m^2	69.6	110.0	126.3	169.9	239.0
CHF*	kW/m^2	33.5	48.4	58.0	82.0	119.5
T_{in}	K	359.5	359.9	360.1	350.2	329.2
T_{out}	K	371.6	369.8	367.2	363.7	351.5
ΔT_{sub}**	K	14.9	14.7	14.6	24.0	44.7
초기 P	MPa	4.12	4.14	4.17	4.16	4.13

Note * : Steady state CHF at 3.98 MPa (P_r = 0.98)

** : ΔT_{sub} = (critical temperature) - T_{in}

SCWR 의 입구영역은 냉각수온도가 초임계온도보다 낮아서 이상유동으로 전환 된다. SCWR 의 입구 영역에서 상대적으로 복잡한 열전달 현상이 예측되어 Table. 1 과 같이 5 가지의 압력천이 실험을 수행하였다.

초임계압력에서 아임계로 천이되는 동안 가열봉의 벽면온도를 측정한 결과를 Figure 7 에 도시하였다. 초기 압력은 4.14 MPa ($\boldsymbol{P_c}$ = 4.059 MPa)으로 설정하고 가압기에 있는 질소를 배출하여 시험대의 압력을 감소시켰다. 실험 중에 유량, 입·출구 온도, 전력 등의 초기조건을 임의로 조정하지 않았으나 압력천이와 함께 초기조건이 조금씩 달라졌다. 초임계압력 구간에서 T_{wall} 은 압력이 감소하여도 거의 바뀌지 않는다. 이런 경향은 5 가지 천이실험에서 모두 동일하다. 그러나 압력이 임계압력 아래로 내려가자마자 급격한 온도상승이 발생하는데, 이것은 DNB 로 인한 것으로 Figure 7 에 있는 임계건도가 급격한 온도상승 지역에서 음의 값, 즉 subcooled boiling 영역에 있는 것으로 알 수 있다. 3.1 절에서 임계압력 근처에서는 DNB 로 인한 온도상승이 급격하지 않다는 논의를 하였는데, 이와 같이 급격히 상승한 이유는 실험초기전력을 압력 3.98MPa 에서 얻은 CHF 의 2 배가 되는 전력을 설정하였기 때문이다. Figure 7 의 Run 3 실험에서 질소가 계속 배출되어도 시스템의 압력이 감소하지 않고 일정하게 수렴하고 있는 구간이 있는데, 이것은 압력이 감소하다가 시험대 출구 온도에 해당하는 포화압력에 도달하여 액체가 받는 열이 모두 증발로 사용되면서 포화온도를 유지하기 때문이다. 이것은 포화압력하에서 T_{wall} 의 거동 그래프를 보면 더욱 확실해지며, 질소가 계속 배출되어도 압력이 감소하지 않는데 그 이유는 플래싱(flasing)현상이 일시적으로 가세하

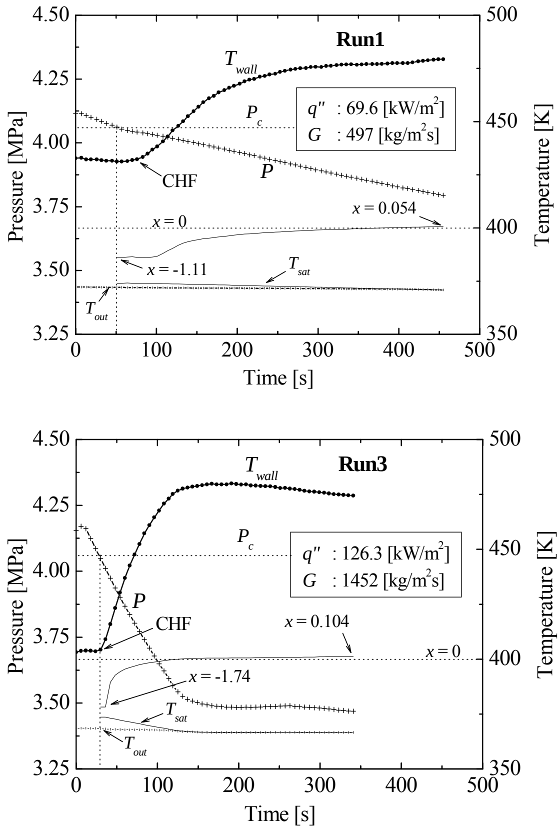

Figure 7. Wall temperature and pressure variations during pressure transient-Run 1 & 3

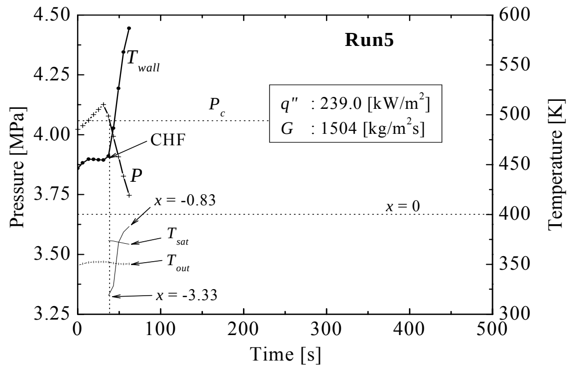

Figure 8. Wall temperature and pressure variations during pressure transient-Run 5

였기 때문이다. 유량과 입구미포화도가 높아 전력이 가장 큰 Run 5 실험의 경우 압력이 아임계로 떨어지면서 면서 T_{wall} 이 가열봉 보호 온도인 573K 이상으로 급속히 상승하였다 (Figure 8).

4. 결 론

R-134a 유체가 흐르는 환형채널에서 임계압력

근처에서의 정상상태 CHF 실험과 압력천이실험을 수행하였다. 실험자료로 가지고 CHF 및 열전달 현상을 분석한 결과 다음과 같은 결론을 도출하였다.

4.1 CHF 는 압력이 증가함에 따라 완만하게 감소하였으며 임계압력에 가까워지자 급격히 줄어들었다. 이 급격한 감소 경향은 유량 및 입구미포화도가 커질 수록 빨리 나타났다.

4.2 임계압력 근처의 CHF 현상은 subcooled boiling 조건에서 일어나는 DNB 현상이며, 가열봉의 벽면온도 상승폭은 일반 압력 구간의 온도 상승폭보다 작았다.

4.3 압력천이 실험에서 압력이 아임계로 감소하자마자 가열봉의 벽면온도가 급격히 상승하였다.

4.4 시스템압력이 시험대 출구 온도에 해당하는 포화압력까지 감소하면 환형채널 내의 유체가 evaporation 과 flashing 으로 시스템의 압력이 더 이상 감소하지 않았으며, 이 때의 벽면온도는 최대 온도까지 상승한 후 일정한 온도를 유지하였다.

후 기

본 연구는 과학기술부 원자력 중장기연구개발사업의 지원으로 이루어졌으며, 이에 대하여 과학기술부의 관계자 여러분께 감사를 드립니다.

참고문헌

(1) Y. Oka, 2003, "Research and development of the supercritical-pressure light water cooled reactors", *Proceedings of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics* (NURETH-10), Paper KL-02, Seoul, Korea.

(2) D. Squarer, T. Schulenberg, D. Struwe, Y. Oka, D. Bittermann, N. Aksan, C. Maraczy, R. Kyrki-Rajamaki, A. Souyri and P. Dumaz, 2003, "High performance light water reactor", *Nucl. Eng. Des.*, 221, pp. 167-180.

(3) P.. Dumaz and O. Antoni, 2003, "The extension of the CATHARE2 computer code above the critical point, applications to a supercritical light water reactor", *Proceedings of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics* (NURETH-10), Paper I00403, Seoul, Korea.

(4) J. D. Jackson and W. B. Hall, 1979, "Forced convection heat transfer to fluids at supercritical pressure," Turbulent forced convection in channels and bundles (Edited by S. Kakac and D. B. Spalding), Hemisphere, Vol. 2, pp. 563-612.

(5) S. T. Yin, T. J. Lui, Y. D. Huang and R. M. Tain, 1988, "Measurements of critical heat flux in forced flow at pressures up to the vicinity of the critical point of water", *Proceeding of the 1988 National Heat Transfer Conference in U.S.A.*, Vol. 1, pp. 501-506, Houston.

(6) http://webbook.nist.gov/chemistry/, 2003, "NIST Standard Reference Database Number 69 - March, 2003 Release".

(7) J. G. Collier and J. R. Thome, 1994, "Convective boiling and condensation, 3rd edition," Oxford University Press, pp. 361-363.

(8) Se-Young Chun, Heung-June Chung, Sung-Deok Hong, Sun-Kyu Yang and Moon-Ki Chung, 2000, "Critical heat flux in uniformly heated vertical annulus under a wide range of pressures-0.57 to 15.0 MPa," *Journal of the Korean Nuclear Society*, **32**[2], pp. 128-141.

(9) I. L. Pioro, D. C. Groeneveld, L. K. H. Leung, S. S. Doerffer, S. C. Cheng, Yu. V. Antoshko, Y. Guo and A. Vasic, 2002, "Comparison of CHF measurements in horizontal and vertical tubes cooled with R-134a," *Int. J. Heat Mass Transfer*, **45**, pp. 4435-4450.