

2004 춘계학술발표회 논문집

한국원자력학회

5x5 봉다발 형상에 대한 임계압력 근처에서의 압력천이실험 연구

Pressure Transient Experiments of 5x5 Bundle near the Critical Pressure

홍성덕*, 천세영, 윤영중, 백원필
한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150

박군철

서울대학교

서울특별시 관악구 신림9동 산 56-1

요약

현재 개발 중인 초임계원자로는 냉각수누출사고와 같은 압력천이 사고가 발생하여 시스템압력이 아임계로 떨어지면 임계온도보다 높은 노심의 출구영역에서는 냉각수가 과열증기로 바뀌고, 입구영역은 냉각수온도가 초임계온도보다 낮아서 이상유동으로 전환 된다. 본 연구에서는 Freon Thermal Hydraulic Experimental Loop에서 아직까지 5X5 봉다발 기하형상에서 연구되지 않은 임계압력 근처에서의 압력천이 실험을 수행하고, 아임계에서 초임계 압력으로 압력이 증가되는 조건과 초임계에서 아임계 압력으로 압력이 감소되는 봉다발의 벽면온도(T_{wall})를 측정하고 거동을 분석하였다. 압력감소실험 결과 초임계압력 구간에서 가열봉의 벽온도는 압력이 감소하여도 큰 변화가 없으나 압력이 아임계로 감소하자 임계열속(CHF)이 발생하여 온도상승이 일어났다. 온도의 급격한 상승이후에 T_{wall} 은 부수로에서 Post-CHF 조건이 형성되어 일정한 온도로 유지하고 압력이 충분히 감소하자 T_{wall} 은 출구유체온도 근처로 떨어지는 것을 관찰하였다. 압력증가실험결과 출구압력이 아임계에서 임계압력에 근접하면 CHF가 발생하여 T_{wall} 은 급격하게 상승하며 임계압력을 넘어서자 열전달이 증가되어 T_{wall} 은 하락하였다. 또한 초임계압력에서는 T_{wall} 거동이 압력에 비교적 둔감하고 선형적인 경향을 나타내었다.

Abstract

The supercritical-water-cooled-reactors currently being developed adopt a once-through direct cycle as a heat removal system. If a loss of coolant accident is occurred, the fluid of core inlet part changes two-phase fluid and the fluid of core outlet part becomes superheated steam. Pressure transient experiments on heat transfer characteristics near the critical pressure has been performed with an 5x5 bundle geometry at the Freon R-134a Thermal Hydraulic Experimental Loop developed in KAERI. Two series of tests have been completed: (a) heat transfer tests for pressure reduction transients through the supercritical critical pressure (b) heat transfer tests for pressure rise transients from the subcritical to the supercritical critical pressure. In the pressure reduction transients, as soon as the pressure passes through the critical pressure from the supercritical pressure, the wall temperatures rise rapidly up to very high values due to the occurrence of the critical heat flux. The wall temperature reaches a maximum at the saturation point of the outlet temperature, then tends to decrease gradually. In the pressure rise transients, the pressure approaches to critical pressure a CHF occurred and the wall temperature increased abruptly. As soon as the pressure pass through the critical pressure, the wall temperature reduced by high heat transfer property of the supercritical fluid.

1. 서론

임계압력 이상에서 운전하는 SCWR (초임계원자로, supercritical pressure light water reactor)은 기존의 원자로보다 열효율이 높으면서 설계가 단순하고 설치 공간이 크지 않은 장점이 있다 [1,2,3]. 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 중요 열수력 설계인자이다. 1960년대부터 초임계화력발전소의 보일러 관에서 일어나는 열전달 현상을 규명하기 위한 연구가 활발하게 진행되었다 [4]. 이 연구 결과들을 노심구조가 다른 SCWR에 그대로 적용하기에는 부적절한 면이 많다. 제안된 SCWR의 노심조건은 보일러 관과 달리 핵연료 다발 자체가 열원이고 Open Channel이며 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 1988년도에 Yin et. al.[5]이 원형관에서 물을 냉각수로 유량 $2030 \text{ kg/m}^2\text{s}$ 에서 대기압부터 임계압력까지 광범위한 압력 조건에서 CHF 실험을 수행한 중에서 일부 찾아볼 수 있다. 그러나 Yin et. al.의 주 관심사는 광범위한 압력에서 CHF의 경향분석이어서 임계압력 근처에서의 충분한 논의를 하지 못하였다. Hong et. al.[6]은 R-134a 유체로 임계압력 근처 조건에서 환형관 채널에 대한 CHF 실험을 수행하고 임계압력 근처에서의 CHF는 기화의 잠열 거동과 밀접한 관계가 있음을 주장하였다. 또한 압력상실사고를 모의하여 초임계 압력 조건에서 아임계로 압력이 천이 될 때에 히터 벽면의 온도변화를 측정하고 압력이 아임계로 떨어지자마자 벽면온도가 특정온도까지 급격히 증가하는 것을 관찰하였다. 최근에 Hong et. al.[7]은 5x5 봉다발 실험장치에서 임계 압력 바로 앞에서 CHF 거동 실험을 수행하고 CHF의 최대관측압력이 있으며, 유량이 커질수록 CHF 최대관측압력이 작아지는 경향이 있음을 보고하였다.

SCWR의 정상운전조건은 25 MPa의 시스템압력 상태에서 냉각수의 입출구 온도를 각각 280°C , 500°C 로 유지한다[1,2]. 냉각수누출사고와 같은 압력천이 사고가 발생하여 시스템압력이 아임계로 떨어지면 임계온도(374°C)보다 높은 SCWR의 출구영역에서는 냉각수가 과열증기로 바뀌고, SCWR의 입구영역은 냉각수온도가 초임계온도보다 낮아서 이상유동으로 전환 된다. 본 연구에서는 KAERI의 FTHEL[8]을 활용하여 아직까지 5X5 봉다발 기하형상에서 연구되지 않은 임계압력 근처에서의 열전달 실험을 수행하고, 아임계에서 초임계 압력으로 압력이 증가되는 조건에서 봉다발의 벽면온도 거동을 조사하였다.

2. 프레온열수력실험장치

2.1 실험루프

프레온열수력실험장치는 유체 이송장비인 펌프와 가열장비인 예열기 및 그밖에 가압기, 시험대, 세퍼레이터, 컨덴서, 열교환기 등으로 구성되어 있다. 열교환기, 컨덴서, 가압기 및 예열기는 Figure 1에 나타난 바와 같이 각 2대씩 병렬로 구성하였다. 작동유체는 신 냉매인 프레온 R-134a(CH_2FCF_3)를 이며, 실험장치의 최대운전 압력 및 온도는 각각 45 기압, 150°C 이다. 프레온은 50m 수두에 15kg/s 용량의 캔드모터펌프 두 대를 직렬연결하여 이송하였다. 직렬연결로 수두

가 100m로 배가되었으며, 인버터 2대를 설치하여 0에서 3500RPM까지 펌프의 회전속도를 조절하여 유량조절을 수행하도록 하였다. 유량의 미세 조절은 우회밸브 및 입구 throttling 밸브를 설치하여 조절할 수 있도록 하였다. 가압기는 질소가스를 이용한 가압방식이다. 질소가 프레온 유체에 녹아 들어가는 것을 방지하기 위해서 프레온과 질소사이에 얇은 막이 있는 아큐메이터(accumulator)를 가압기로 사용한다. 가압기에 질소가스를 주입하면 프레온 유체와 질소가스 사이에 있는 막이 팽창되면서 시스템압력은 증가된다. 압력은 가압기 상단에 있는 질소가스 배출밸브를 설치하여 감소시킬 수 있다. 막의 재질은 프레온 R-134a와 부식특성이 좋은 탄소중합체인 Buna-N 재질이며 가압기 내벽은 테프론으로 코팅하였다. 시험대 입구온도를 조절하는 25kW급 예열기 2대는 SCR (silicon controlled rectifier)로 동시 제어를 하도록 제작하였다. 제어방식은 PID (proportional integral differential) 조절방식과 가변저항기를 병행하여 시험대 입구의 온도조절을 하였다. 컨덴서는 증기를 응축하는 장치이다. 쉘튜브 형으로 제작한 컨덴서 한대의 용량은 40kW로 Figure 1과 같이 병렬로 설치하였다. 2대의 열교환기는 컨덴서와 같이 쉘튜브 형의 SUS 304로 제작된 것으로, 각각의 용량은 150kW이다. 실험루프의 주 배관은 모두 3 인치 seamless SUS304 파이프를 구성하고 2대씩 병렬로 연결되어 있는 각 컴포넌트의 입·출구는 2인치 파이프를 배열하였다. 펌프에서 토출되는 유량을 효율적으로 이용하고 안정된 실험여건을 유지하는데 유용한 우회로를 열교환기 입구와 펌프토출 사이에 두었다. 우회된 유체는 열교환기에서 냉각되어 펌프 캐비테이션을 방지한다. 프레온 열수력 실험장치의 전원공급장치는 전압이 최고 60V까지 공급되고 전류는 최고 12000 암페어까지 제공되는 직류전원장치이다. 440V 3상 AC전원을 6상 반파정류방식으로 정류하는 직류전원장치는 실질적으로 12상으로 정류한 효과를 내어 이론적인 리플(Ripple)이 3%대에 있게 되나 정류 후단에 컨덴서를 설치하여 리플을 1% 이내로 줄였다.

2.2 5X5 봉다발 시험대

5X5 봉다발에 필요한 25개의 가열 봉들은 인코넬 601 튜브를 사용하여 직접가열방식으로 핵연료를 모의하도록 제작하였다. 가열봉은 가열관 상·하부에 Figure 2와 같이 구리봉(상부)과 구리 튜브(하부)를 통해서 가열된다. 5X5 봉다발의 반경방향 출력분포를 형성하도록 가열부분의 저항이 바뀌면 출력이 변화하는 성질을 응용하여 가열봉의 튜브 두께를 2가지로 조정하고, 제작된 가열봉들의 반경방향출력분포도를 Figure 3에 도시하였다. 가열봉에 임계열유속을 감지는 평균출력분포가 1.12인 가운데 9개 가열봉은 sheath 직경 0.5mm인 K-type 열전대를 가열구간 최상부에서 10mm 하단으로 90도 간격으로 4개를 설치하고, 평균출력분포가 0.93인 외곽 16개 가열봉의 경우 임계열유속이 거의 감지되지 않으므로 열전대를 180도 간격으로 2개만 설치하였다 (Figure 4). 위와 같은 가열봉으로 5X5 봉다발을 혼합날개가 없는 간격체 6개를 가지고 511mm 간격으로 조립하였다. 유동채널과 형성된 부수도에 대한 열수력특성자료를 Table 1에 수록하였다. 압력용기 내부는 유동채널을 이루기 위해서 4인치 크기의 배럴를 두고 내부에 세라믹으로 하우징을 만들었다. 시험대 상부에는 Tie Plate로 봉다발을 고정하고 전기 단자대 역할을 하도록 하고, 하부에는 오링블럭을 두어 가열봉이 열팽창으로 늘어날 때 바닥 쪽으로 늘어나도록 하여 봉이 휘는 것을 방지하였다.

2.3 측정장치

프레온 실험은 실험조건이 scale down된 상태이므로 오차를 물 실험 조건으로 환산하게되면 압력은 약 6배, 온도는 약 4배 정도 확대된다. 그러므로, 센서는 정밀급 센서를 선정하였으며, 센서 신호를 수송하는 모든 전선은 노이즈 차폐용 쉴드선을 사용하였다. 실험시 측정되는 것은 온도, 압력, 유량, 전압 및 전류이다. 프레온의 임계온도는 100°C이므로 이 부근에서 잘 맞는 구리-콘스

탄탄 재질의 1/4인치 T-type을 루프 온도측정에 적용하였다. 측정범위가 $-200\sim 350^{\circ}\text{C}$ 인 T-type은 이 범위에서 온도에 대한 선형성이 뛰어나 실험에 많이 사용되는 K-type보다 두 배 이상 정확하다. 직경 1/4인치인 입구온도 측정용 열전대는 T-type으로 허용오차는 $\pm 0.4\%$ 이다. 대기온도교정은 HP-3852a 자료획득시스템의 열전대용 멀티플렉서에 내장되어있는 Isothermal block에서 측정 시 자동으로 교정된다. 다이아프래임 형태의 압력센서에서 검출한 물리량은 변환기를 거쳐서 수신 측에 1~5V 전압신호로 변환하여 측정시스템에 전송된다. 시험대의 입·출구 및 루프의 압력 측정용 압력계는 오차가 $\pm 0.5\%$ 인 스마트타입 압력트랜스미터를 사용하였다. 유량측정에 사용된 센서는 U-튜브형 질량유량계로 허용오차는 $\pm 0.5\%$ 이내이다. 전기단자대 양단에 전선을 내어 받아낸 전압은 HP3852a 자료획득시스템에서 디지털볼트미터로 직접 측정하였다. 전류측정용 센서로 15000암페어용 셉트를 직류전원장치 내부에 설치하였다. 셉트는 내부저항과 분류기의 저항을 병렬로 연결하고 전류가 흐르면 분류기의 저항에 의해 전압강하량이 변화하는 원리를 이용하여 전류를 측정한다. 15000암페어 측정용 셉트의 정확도는 $\pm 1.0\%$ 이며 1~5V의 전압신호를 HP3852a 자료획득시스템에 송신한다. 자료획득시스템은 HP-VEE로 측정프로그램을 작성하여 구동하였으며, 측정사이클은 1.5초이다.

3. 압력천이 실험

3.1 압력감소실험

SCWR의 정상운전조건은 25 MPa의 시스템압력 상태에서 냉각수의 입출구 온도를 각각 280°C , 500°C 로 유지한다[1,2]. 냉각수누출사고와 같은 압력천이 사고가 발생하여 시스템압력이 아임계로 떨어지면 임계온도(374°C)보다 높은 SCWR의 출구영역에서는 냉각수가 superheated steam으로 바뀌고, 냉각수온도가 초임계온도보다 낮은 SCWR의 입구영역은 이상유동으로 전환된다. 상대적으로 복잡한 열전달 현상이 예측되는 SCWR의 입구 영역에서 2가지의 압력천이 실험을 수행하였다. 실험 초기에 유량, 출력, 입구온도, 출구온도를 Table 2의 RUN08과 RUN09와 같이 일정하게 고정시키고 압력을 초임계압력에서 아임계압력까지 감소시키면서 가열봉의 벽면온도를 측정하였다. 이때 초기출구온도는 임계온도(R-134a 임계온도= 101.2°C)가 되도록 설정하였다. 시스템의 압력은 가압기의 질소방출 밸브를 1회전 개방하는 방식으로 가압기 내의 질소를 배출하여 감소시켰다.

3.2 압력증가실험

실험 초기에 유량, 출력, 입구온도, 출구온도를 일정하게 고정시키고 압력을 아임계압력에서 초임계압력까지 증가시키면서 가열봉의 벽면온도를 측정하였다 (R-134a 임계압력= 4059 kPa). 시스템의 압력은 가압기와 10MPa 용량의 질소용기 사이에 연결한 압력레귤레이터로 가압기에 일정한 질소를 공급하여 증가시켰다. 출력효과를 조사하기위해서 출력을 12kW에서 30kW까지 3kW씩 증가시키면서 Table 2에 수록한 바와 같이 7가지 실험을 수행하고 가열봉의 벽면온도를 측정하였다. 압력이 증가함에 따라 시험대의 입구온도는 거의 변하지 않는 반면에 출구온도는 압력천이실험이 진행됨에 따라 온도가 증가하였으며, 출력이 커질수록 출구온도는 초기설정치보다 격차가 커지는 양상을 보였다. 이는 출구조건이 포화상태이거나 이에 근접하여 압력이 증가함에 따라 포화온도도 증가하는 유체의 열역학적인 성질 때문이다. 가열봉이 CHF로 인하여 타는 것을 방지하기 위하여 유체의 포화온도보다 가열봉의 벽면온도가 80°C 이상 높게 되면 자료획득시스템에서 트립시그널을 전력공급장치에 보내어 전력공급을 중단시키도록 전력트립시스템을 구성하였으며, 실험 시작 전에 시험대의 Heat balance test를 수행하고 전원에서 인가된 열과 루프에서 측정된 열의 차이가 3% 이내에 있으면 실험을 수행하였다.

4. 실험결과 및 논의

4.1 압력감소실험

초임계압력에서 아임계로 천이되는 동안 5x5 배열의 증상에 위치한 가열봉의 벽면온도 측정 결과(Figure 4의 Tc.65, Tc.66, Tc.67, Tc.68)를 Figure 5에 도시하였다. 출력 18kW에서 실험한 Run08(Figure 5-a)의 초기 압력은 4.28 MPa (R-134a 임계압력= 4.059 MPa)으로 설정하고 가압기 안에 있는 질소를 배출하여 시험대의 압력을 감소시켰다. 압력천이 실험이 종료한 후에 질소배출밸브를 닫았으며, 실험 중에 유량, 입출구 온도, 출력 등의 초기조건을 임의로 조정하지 않았으나 압력천이와 함께 초기조건이 조금씩 달라졌다. 초임계압력 구간에서 가열봉의 벽온도 T_{wall} 은 압력이 감소하여도 거의 바뀌지 않았다. 그러나 압력이 임계압력 아래로 내려가자마자 120°C까지 급격한 온도상승이 발생하였다. 이 경향은 환형관 형상에 대한 Hong et. al.의 실험결과와 유사한 결과로서, 급격한 온도상승의 원인은 압력이 아임계에 도달하자마자 CHF가 발생하였기 때문이다. 온도의 급격한 상승이후에 T_{wall} 은 부수로에서 Post-CHF 조건이 형성되어 일정한 온도로 유지하다 실험시작 160초에서 출구유체온도 근처로 급감하였다. Figure 5-b는 출력효과를 조사하기 위하여 Run08과 동일한 조건에서 18kW의 약 두배인 출력을 33kW로 증가시키고 실험을 수행한 결과를 나타낸 것이다. Run08의 경향과 유사한 경향을 보이고 있으나 압력이 아임계에 도달하자 T_{wall} 의 온도상승의 폭이 Run08 보다 훨씬 큰 139°C까지(Tc.66) 증가하였으며, 실험종료시점까지 출구온도의 감소가 나타나지 않았다. 또한 실험진행 150초부터 질소가 계속 배출되어도 시스템의 압력이 감소하지 않고 일정하게 수렴하고 있는 구간이 발생하였다. 이것은 환형관실험에서도 관측되었던 경향으로 시스템압력이 감소하다가 시험대 출구 온도에 해당하는 포화압력에 도달하여 액체가 받는 열이 모두 evaporation에 사용되면서 안정된 Post-CHF 상태를 유지하기 때문이다. 이것은 포화압력하에서 T_{wall} 의 거동 그래프를 보면 더욱 확실해지며, 질소가 계속 배출되는 데도 압력이 감소하지 않는 이유는 플래싱(flasing)현상이 일시적으로 가세하였기 때문으로 분석된다.

4.2 압력증가실험

압력감소실험과 반대로 압력을 아임계압력에서 초임계압력까지 증가시키면서 T_{wall} 의 거동을 관찰하고자 하였다. Figure 6은 출력 18kW 및 30kW 조건에서 실험 초기에 유량, 입구온도, 출구온도를 일정하게 고정시키고 압력을 아임계압력에서 초임계압력까지 증가시키면서 가열봉의 벽면온도 T_{wall} 를 측정된 것으로 4.1절에서 논의한 압력감소실험인 RUN08 및 RUN09에 대응되는 실험이다. 출구압력이 임계압력에 근접하자 CHF가 발생하여 Tc.66번의 T_{wall} 은 102°C에서 116°C까지 급격하게 상승하였다. 출구압력이 임계압력을 넘어서자 Tc.66번의 T_{wall} 은 감소하기 시작하여 109°C까지 하락하고, 압력이 초임계압력에서 서서히 증가하자 벽온도도 조금씩 증가하다가 압력이 일정하여지자 벽온도도 일정하게 머무는 경향을 나타내고 있음을 알 수 있다. Figure 6-b는 같은 조건에서 출력만 30kW로 증가시키고 실험한 결과를 나타낸 그림이다. 출력이 크기 때문에 CHF는 임계압력에 도달하기 훨씬 전인 3700kPa 근처에서 발생하고 Tc.66번의 T_{wall} 은 101°C에서 136°C까지 급격하게 상승하였다. 압력이 임계압력에 도달할 때까지 T_{wall} 은 135~138°C사이에서 Post-CHF 거동을 보이고 있으며, 초임계압력 조건이 되자 119°C까지 급격히 떨어지고 있음을 알 수 있다. 초임계압력에 도달하게 되면 유체는 이상유체에서 단상유체로 바뀌게 되며 열역학적인 성질도 아임계상태와 매우 다른 성질을 갖게 된다. 특히 열전달 특성이 Post-CHF 상태보다 매우 좋아져서 T_{wall} 의 온도가 하강하게 된 것이다. Figure 7은 출력을 12kW에서부터 30kW까지 3kW

씩 증가시키면서 T_{wall} 의 거동을 측정된 그림이다. 출력이 클수록 CHF 발생압력이 작아지고 온도상승폭은 커지고 있으며, 출력이 상대적으로 작은 15kW 및 12kW에서는 압력이 임계압력을 넘어서도 가열봉의 벽온도가 감소하지 않고 일정한 값을 유지하고 있음을 알 수 있다.

5. 결론

임계압력 전 후 압력에서 5X5 봉다발 시험대를 가지고 압력천이실험을 수행하고 임계압력 주변에서의 열전달 거동을 실험적으로 고찰하고 실험자료를 분석한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

1. 압력감소실험 중 초임계압력 구간에서 가열봉의 벽온도 T_{wall} 은 압력이 감소하여도 큰 변화가 없으나 압력이 아임계로 감소하자 CHF가 발생으로 급격한 온도상승이 일어난다. 온도의 급격한 상승이후에 T_{wall} 은 부수로에서 Post-CHF 조건이 형성되어 일정한 온도로 유지하고 압력이 충분히 감소하자 T_{wall} 은 출구유체온도 근처로 떨어진다.
2. 압력감소실험 중 출력이 높은 경우 아임계에서 CHF가 발생한 후에 부수로에서 액체가 받는 열이 모두 evaporation에 사용되면서 안정된 Post-CHF 상태를 유지하고 압력이 낮아지자 플래싱(flashing) 현상이 일시적으로 가세하여 질소가 계속 배출되는데도 압력이 일정하게 유지되는 현상을 보였다.
3. 압력증가실험 중 출구압력이 아임계에서 임계압력에 근접하면 CHF가 발생하여 T_{wall} 은 급격하게 상승하며 임계압력을 넘어서자 열전달이 증가되어 T_{wall} 은 하락한다. 초임계압력에서는 T_{wall} 거동이 압력에 비교적 둔감하고 선형적인 경향을 나타낸다.
4. 압력증가실험에서는 출력이 클수록 CHF 발생압력이 작아지는 반면에 온도상승폭은 커지며, 출력이 상대적으로 작은 15kW 및 12kW에서는 압력이 임계압력을 넘어서도 T_{wall} 은 감소하지 않는다.

후기

본 연구는 과학기술부 원자력 중장기연구개발사업의 일환으로 이루어졌으며 이에 대하여 관계자 여러분께 감사를 드린다.

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. Liu, Y. D. Huang, R. M. Tain, 1988, "Measurements of Critical Heat Flux in Forced Flow at Pressures up to the Vicinity of the Critical Point of Water," Proceedings of the 1988 National Heat Transfer Conference in U.S.A., Houston, July 24-27, Vol. 1, pp.501-506.
- (6) S. D. Hong, S. Y. Chun, Y. J. Yoon, W. P. Baek, 2003 "Heat Transfer Characteristics of R-134a Fluid During the Pressure Transient from Supercritical Pressure to Subcritical Pressure," The 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10) Seoul, Korea, October 5-9.
- (7) 홍성덕, 천세영, 백원필, 박군철, 2003, " 5x5 봉다발의 프레온 R-134a 임계압력 근처에서 임계열유속 실험 연구 (Critical Heat Flux Experiments of 5x5 Bundle near Critical Pressure of Freon R-134a)," KNS 추계학술발표회, 평창.
- (8) 홍성덕, 문상기, 천세영, 백원필, 2003, " 프레온열수력실험장치를 이용한 5X5 봉다발 임계열유속 실험 연구 (Critical Heat Flux Experiments on a 5X5 Rod Bundle Using a Freon Thermal Hydraulic Experimental Loop)," KNS 춘계학술발표회, 경주.

Table 1. Thermal hydraulic characteristics of the 5X5 rod bundle

Parameter	5x5 Bundle
Total number of rods	25
Number of heated rods	25
Rod pitch (mm)	12.85
Rod diameter (mm)	9.5
Heated length (mm)	2000
Rod to wall gap (mm)	2.55
Corner radius (mm)	2.5
Bundle geometry data	
length of one-side (mm)	66.9
flow area (mm ²)	2695.8
wetted perimeter (mm)	1008.6
heated perimeter (mm)	746.13
hydraulic diameter (mm)	10.69
heated equ. diameter(mm)	14.45
Hydraulic diameter of	
central channel	12.63
side channel	17.19
Axial power distribution	Uniform

Table 2. Experimental conditions of the pressure transient

Run Number	G (kg/m ² -s)	POWER (kW)	T _{in} (°C)	T _{out} (°C)	P _{out} (kPa)	Transient Time(sec)	Note
RUN01	250	12	92~92	97~98	3806~4226	670	P increase
RUN02	250	15	92~92	97~99	3785~4225	558	P increase
RUN03	250	18	92~92	96~100	3692~4232	702	P increase
RUN04	250	21	92~92	96~101	3683~4164	642	P increase
RUN05	250	24	86~93	96~102	3754~4263	1113	P increase
RUN06	250	27	90~92	95~102	3609~4200	1271	P increase
RUN07	250	30	88~88	95~103	3636~4326	707	P increase
RUN08	250	18	93~93	101~96	4270~3697	223	P decrease
RUN09	250	33	85~85	102~95	4280~3623	187	P decrease

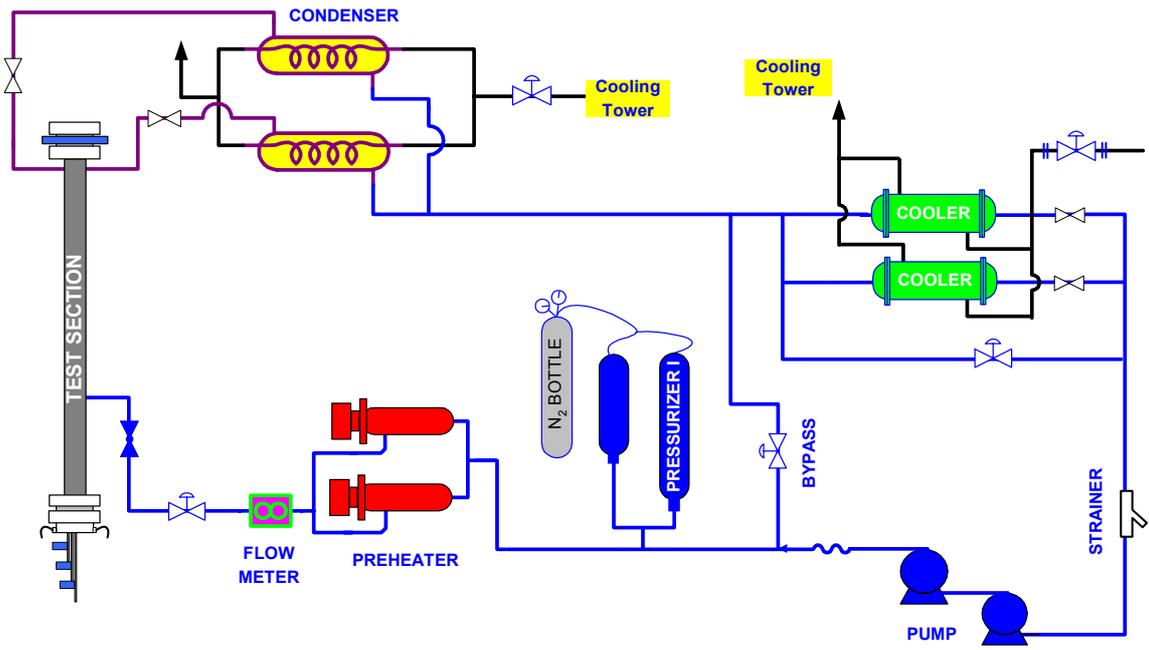


Figure 1. Freon thermal hydraulic experimental loop

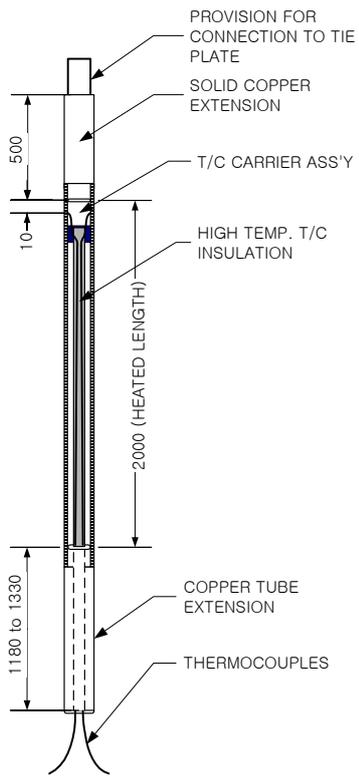


Figure 2. Heater rod

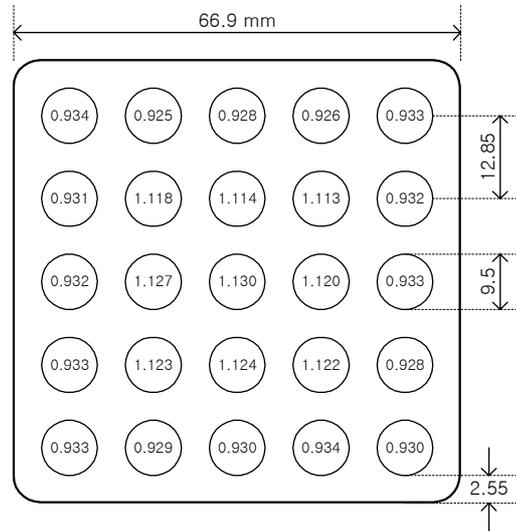


Figure 3. Radial power distribution and geometric data

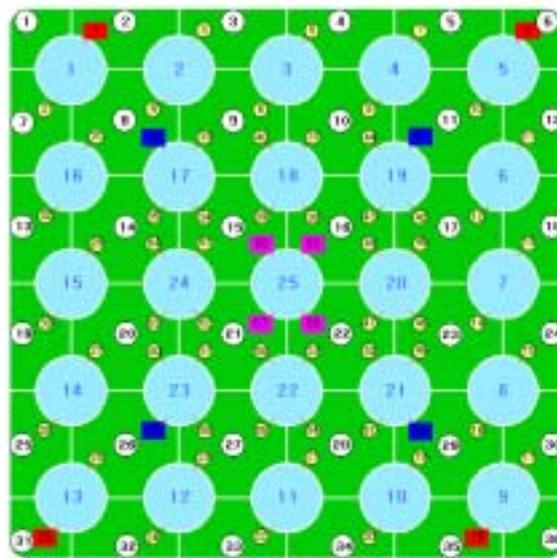
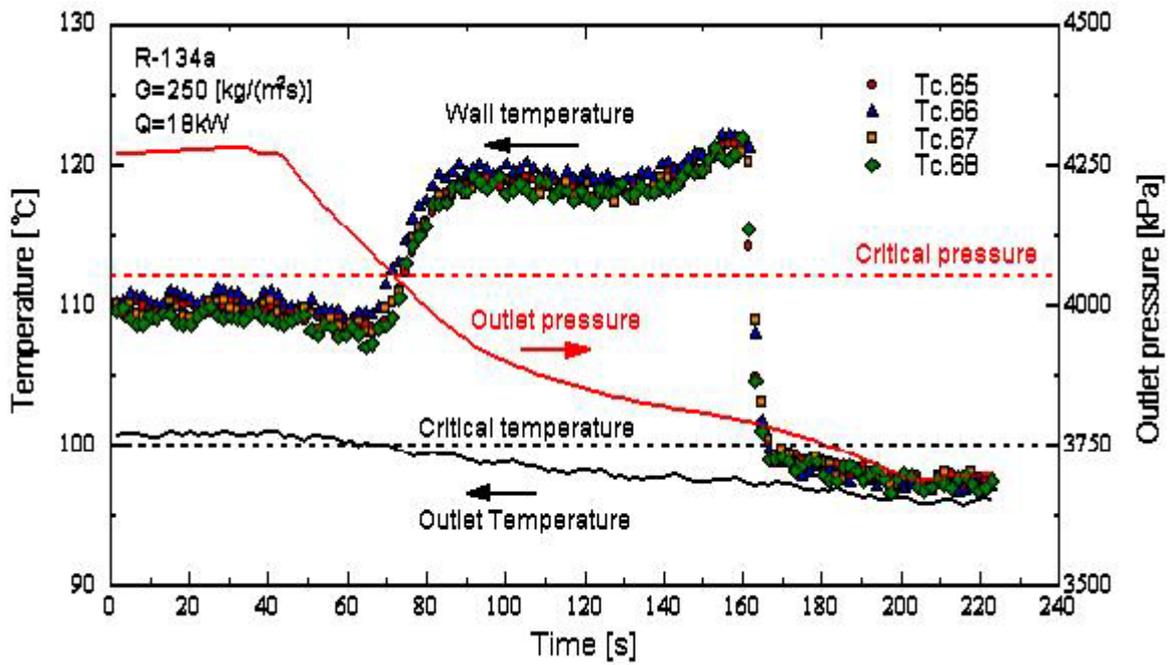
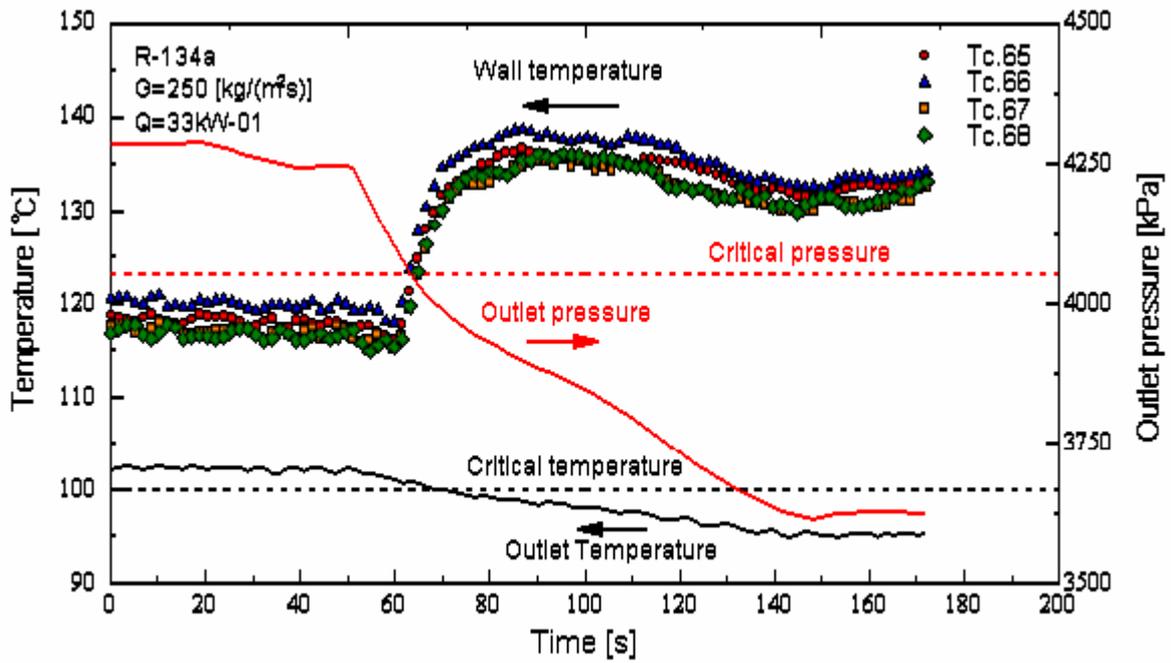


Figure 4. The map of the 68 thermocouples installed in heater rods

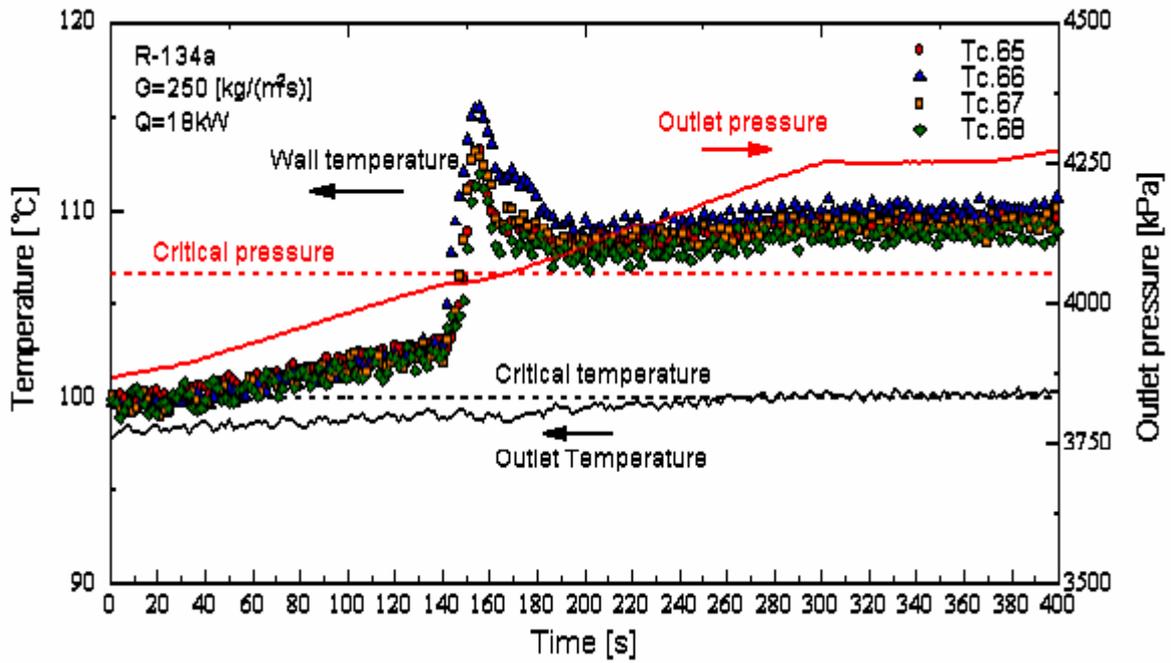


(a) $Q = 18 \text{ kW}$

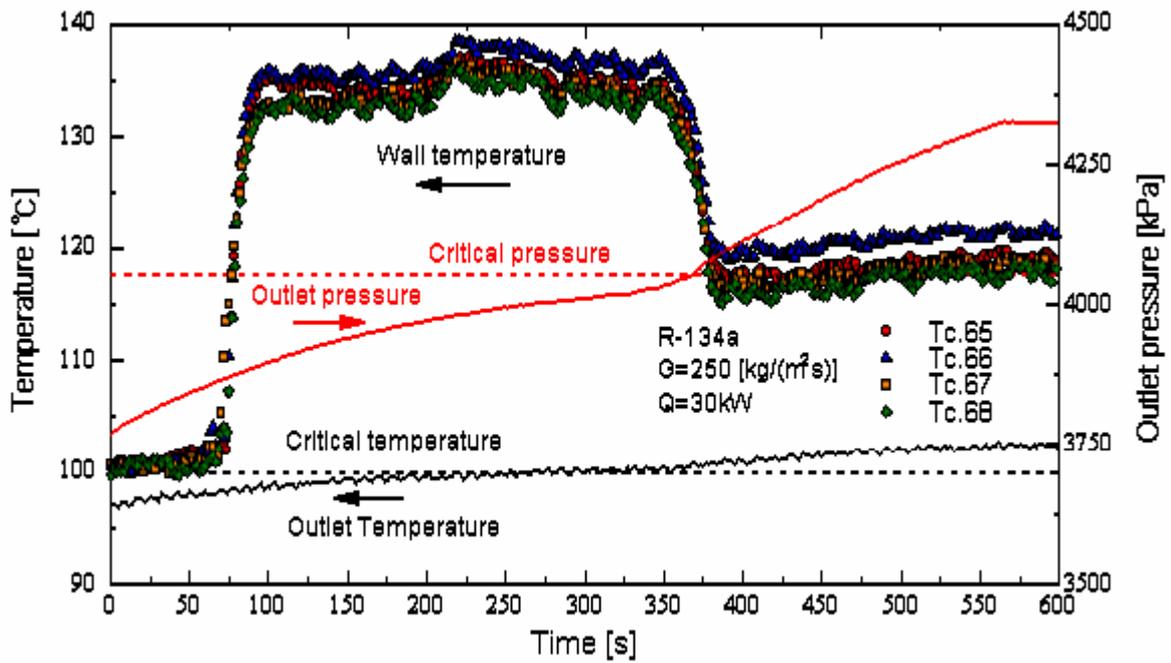


(b) $Q = 33 \text{ kW}$

Figure 5. The results of pressure release experiments



(a) $Q = 18$ kW



(b) $Q = 30$ kW

Figure 6. The results of pressure increase experiments

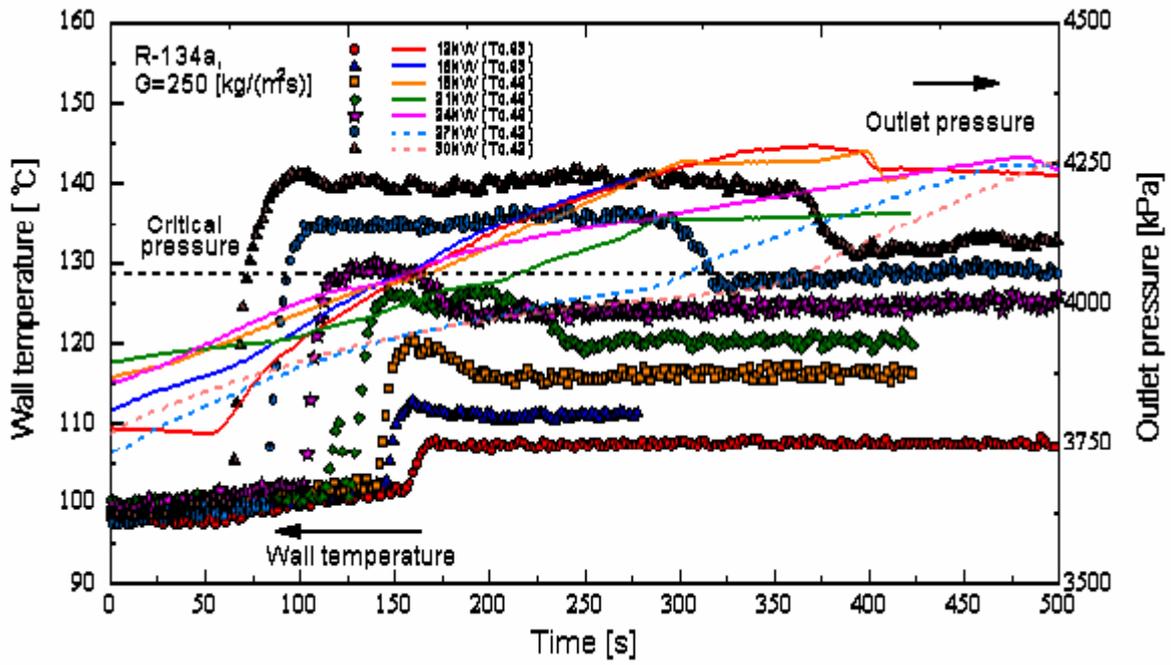


Figure 7. Power effect on pressure increase experiments