'2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

크립된 압력관에서 CANFLEX-NU 다발의 Water CHF 시험

The Water CHF Tests of CANFLEX-NU Fuel Bundle in Crept Pressure Tubes

전지수, 석호천, 박주환
한국원자력연구소

요약문

본 논문은 CANFLEX(CANDU Flexible)-NU(Natural Uranium) 핵연료다발에 대한 최종적인 열적 성능 검증을 위해서 수행된 경수를 사용한 임계 열유속(CHF, Critical Heat Flux) 시험 결과를 기술하였다. 실제 노내 핵연료다발 장전 채널을 잘 모사하기 위해 수평 시험관에서 비균일 축방향 및 반경방향 열유속을 갖는 전체(full scale) 핵연료다발열을 사용하였다. 특히, 원전 운전에 따른 압력관 변형을 고려하여 크립 안된(uncrept) 압력관 및 축방향 비균일 크립(3.3% 및 5.1% crept)된 압력관에서 3종류의 시험이 각각 수행되었다. 시험 자료는 6 11 MPa 출구 압력, 7 25 kg/s 유량 및 200 290 °C 입구 온도의 유동 조건에서 측정되었다. 압력관 크립에 따른 드라이아웃 출력 비교 결과에 의하면, 원자로 노후화에 따른 CHF 감소에 기인하여 원자로 운전 열여유도가 나빠질 것이라는 사실을 확인할 수 있었다.

Summary

This paper described the water CHF(Critical Heat Flux) test results in order to verify the thermal hydraulic performance of CANFLEX(CANDU Flexible)-NU(Natural Uranium) bundle finally. The tests were performed at horizontal test section containing the full scale fuel bundle string with axially and radially non-uniform heat flux profiles for simulating a real fuel channel in reactor exactly. Specially, three experimental series were made on uncrept and axially non-uniform (3.3% and 5.1%) crept pressure tubes respectively, considering the deformation of pressure tube with the plant operating period. The test data were measured at the flow conditions of 6 11 MPa outlet pressure, 7 25 kg/s flow rate and 200 290 °C inlet pressure. Based on the comparison of dryout power according to creep rate, it confirmed the fact that the thermal margin of plant operating would deteriorate due to the CHF reduction with reactor ageing.

1. 서론

한국원자력연구소(KAERI)와 캐나다 원자력 공사(AECL)는 1991년부터 중수로용 개량핵연료로서 CANFLEX(CANDU Flexible) 핵연료다발을 공동 연구 개발하였다. 그 결과로서 현재까지 천연 우라늄을 사용하는 CANFLEX-NU (Natural Uranium) 핵연료다발에 대한 개발은 완료 단계에 있으며 국

내에서는 CANFLEX-NU 핵연료다발에 대한 정부 설계 승인[1]을 획득하였고 캐나다에서는 상업용 원자로인 Pt. Lepreau 발전소에 24개 다발이 성공적으로 시범 장전[2]되었다.

CANFLEX-NU 핵연료다발의 정부 설계 승인 및 시범 장전 과정에서 양국의 규제 기관은 CANFLEX-NU 핵연료다발의 열적 성능 검증을 위해서 경수를 사용한 CHF(Critical Heat Flux) 시험이 수행되어야 하고 이 자료를 이용한 CHF 상관식 개발 및 열수력 해석이 요구되었다. 이는 핵연료 개발 과정에서 개발된 핵연료의 상업화 혹은 대량 시범 장전에 앞서 최종적으로 핵연료의 열적 성능을 검증하기 위해 필요한 노외 실증 시험이다.

시험은 이미 기존 상업용 CANDU 핵연료다발의 Water CHF 시험을 수행한 경험이 있는 전문 시험 기관인 캐나다 Stern Lab.[3]에서 수행하였다. 이 시험의 주요 목적은 원자로 압력, 유량, 입구 온도 및 압력관 크립(Creep) 등을 고려하여 CANFLEX-NU 핵연료다발의 CHF 상관식 도출 및 열수력 설계 해석에 필요한 다양한 범위의 CHF 자료, 압력강하 자료 및 열수력 성능 자료 등을 확보하는 것이다. 본 실험은 실제 노내 핵연료다발 장전 채널을 잘 모사한 비균일 반경 방향 및 축방향 출력 분포를 갖는 핵연료다발열을 사용하였으며, 특히 최대 압력관 직경 변화량이 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 크립되지 않은(Uncrept) 압력관에 대해서 각각 수행하여 원전 운전 수명 기간 동안에 열전달 성능 해석이 가능한 자료를 얻었다.

본 논문에서는 Water CHF 시험 수행 내용으로서 실험 장치, 실험 방법 및 절차, 실험 조건과 압력관 크립에 따른 실험 결과에 대해서 기술하였으며, 시험 자료를 이용한 CHF 상관식 도출 및 열여유도 평가 적용에 관련된 내용은 본 논문집[4]에서 따로 기술하였다.

2. 실험 장치

CANFLEX-NU 핵연료다발의 Water CHF Test를 위한 Stern Lab.의 시험 루프(Test Loop)의 개략도는 그림 1과 같다. 이 시험 루프의 주요 구성 요소는 주 순환 펌프, 유동 조절 밸브, 예열기, 2개의 열교환기, 수증기분리-가압기(Seperator/Pressurizer) 및 수평 시험부(Test Section)로 이루어져 있다. 냉각 계통은 응축기, 냉각탑, 응축기 냉각 펌프 및 열교환기 냉각 펌프로 구성되어 있고 급배수(feed and bleed) 계통으로 내부 저장 탱크, 압력 조절 밸브, 고압 급수 펌프 및 저압 급수 펌프로 구성되어 있다.

내부 저장 탱크의 물은 탈-이온 계통(De-Ionizer System)으로 순환되어 실험중에 냉각수의 전기 전도도 및 산성도(pH)를 조절하도록 되어있다. 시험 루프의 유량은 4 인치 유량 조절 밸브와 2 인치 우회 배관 밸브(bypass trim valve)를 사용하여 조절한다. 수평 시험부의 출구 압력은 급배수 계통에 의해서 조절된다. 내부 저장 탱크로부터 급수된 물은 고압 혹은 저압 급수 펌프에 의해서 주 순환 펌프의 입구 및(또는) 수증기분리-가압기의 입구로 급수되어 압력을 조절한다. 한편, 수증기분리-가압기의 출구에서 배출된 수증기는 압력 조절 밸브를 통하여 응축기를 거친 후에 내부 저장 탱크로 다시 유입된다. 수평 시험부의 입구 냉각수 온도는 열교환기를 통하는 냉각수의 유량 조절과 함께 주 순환 펌프 입구의 총 급수 유량에 의해서 조절된다.

수평 시험부에는 세라믹(Al_2O_3) 압력관에 12개 CANFLEX-NU 핵연료다발이 완전 정렬된 상태를

모사한(Simulated) 다발이 장전되어 있으며, 그림 2의 다발 단면도에서 보는바와 같이 가열봉에는 지지체(bearing pads), 간격체(spacer) 및 버턴(button)이 부착되어 있다. 이들 부착물은 저항에 의한 열유속 분포 영향을 최소화하기 위해서 내부가 비어 있는(hollow) 형상으로 설계하였다. 이 모의 핵연료다발의 43개 연료봉은 그림 1에서 보는바와 같이 직류 전원 공급 장치에 연결되어 있다. 전원 공급 장치의 최대 설계 운전 출력은 13.5 MWat 240 volts DC 이고 시험부 최대 설계 압력은 13.5 MPa 이며 핵연료봉 표면의 최대 설계 온도는 650 °C 이다. 핵연료다발의 CHF 발생 여부는 각 핵연료봉의 온도를 측정하여 조사하는데 그림 3은 가열봉 내부에 설치된 열전대(thermocouple)의 초기 위치를 나타낸다. CHF 발생 위치를 알기 위해서 이 열전대는 열전대 구동기구(thermocouple drive mechanism)에 연결되어 있어서 축방향 및 반경 방향으로 이동이 가능하다. 그림 4는 시험부의 입구 온도, 출구 압력 및 압력 강하 측정 탭의 위치를 보여주고 있다. 특히, 본 실험에서는 출력, 채널 유량, 입구 온도 및 출구 압력 등과 같이 실험 조건의 주요한 측정 변수는 2개의 독립적인 계측기로 측정하여 실험의 신뢰도를 높이도록 하였으며 유량의 측정 오차는 $\pm 0.3\%(2\sigma)$이다.

3. 실험 방법 및 절차

CHF 시험을 위한 Stern Lab.의 전반적인 시험 절차 및 시험 항목[3,5]을 요약하면 표 1과 같다. 시험 루프의 운전, 자료 확보 계통(DAS, Data Acquisition System), 전원 공급 장치의 운전 및 자료 기록 등의 내용은 실험의 신뢰도를 확보하기 위해 따라야 하는 실험 품질보증(Quality Assurance)에 관련된 내용이다. 표 1의 항목 중에서 과도 상태에 대한 시험은 핵연료다발의 파손을 유발할 수 있으므로 모든 정상 상태 시험 항목이 완료된 후에 수행되며, 열평형 및 단상류 압력강하 시험 관련된 내용[5]은 주로 CHF 측정 시험에 앞서 가열봉(heater tube) 다발의 건전성을 조사하기 위해 수행된다.

본 실험의 가장 중요한 목적인 핵연료다발의 CHF 측정에 관련된 상세한 절차는 그림 5에 도식적으로 기술하였다. 그림 5에서 CHF 발생 여부를 판단하는 방법과 이를 확인하는 과정은 다음과 같다. 먼저, 그림 4에서 정의된 하류 H, I, J, K, L 핵연료다발의 43개 가열봉 내부에 설치된 총 258개 열전대가 검출한 온도 측정 신호를 DAS 프로그램이 연속적으로 읽고 조사(Scan)한다. 이중에서 어떤 신호의 계산된 표준 편차가 20 mV(0.5 °C) 이상인 경우 CHF 발생 가능 지역으로 판단하여 이 신호의 발생 위치를 비디오 모니터에 송출한다. 또한, DAS 프로그램은 모든 열전대가 검출한 온도 측정 신호를 바탕으로 가열봉의 표면 온도를 계산하는데 이 온도가 표면 평균 온도보다 10 °C 이상인 경우 CHF 발생 지역으로 판단하여 이 신호의 발생 위치를 비디오 모니터에 송출한다. 이 신호를 바탕으로, 그림 6의 CHF 감지 모니터(CHF Detection Monitors)를 사용하여 해당 열전대의 실제 시간(real time) 온도 측정 아날로그 신호 거동을 상세히 육안으로 관찰하여 CHF 발생 여부를 확인한다. 이때, 적은 출력 증가(25 kW)에도 열전대의 온도 측정 아날로그 신호가 급격히 증가하는 경우 CHF가 발생한 것으로 간주하였다. CHF 발생 후 출력을 약 50 ~ 100 kW 이상 증가시킨 후 열전대를 360° 회전시키면서 온도 측정 신호를 연속적으로 검출한다. 이 자료를

바탕으로 그림 7과 같이 43 개 가열봉 표면의 온도 분포를 구하여 CHF 발생 확인 지도(CM, Confirmation Map)를 만든다. 이 CM을 조사하면 CHF 발생 지점의 온도가 상대적으로 매우 높은 것을 알 수 있으며, 최종적으로 CHF 발생하는 연료봉(Rod) 및 각도(Angle) 위치를 정확하게 찾을 수 있다.

4. 실험 조건

핵연료다발의 Water CHF 자료는 원자로의 운전 열여유도 평가 및 안전 해석에 매우 중요한 변수로 사용된다. 따라서, Water CHF 시험 조건은 원자로의 열수력적 운전 조건, 기하학적 조건 및 핵연료다발의 열출력 분포 등을 고려하여 결정되어야 한다.

CANDU-6 원자로는 380 개의 수평 압력관(Pressure Tube) 속에 12개의 핵연료다발이 장전되는데 이들 압력관은 원자로 운전 기간이 늘어남에 따라 압력관 직경이 커지게 된다. 이를 압력관 크립(Creep)이라고 하며 크립 현상은 압력관내의 유동 분포를 변화시키므로 핵연료다발의 CHF 에 큰 영향을 미친다. 본 실험에서는 압력관 크립에 따른 CHF 변화를 조사하기 위해서 그림 8과 같이 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 Uncrept(103.86 mm) 된 각각 3 종류의 압력관에 대한 시험을 수행하였다. 본 Water CHF 시험에서 사용된 핵연료다발열의 축방향 출력분포는 그림 9에서 보는바와 같이 최대 열유속 정점이 약간 하류로 이동된 모양을 가지며, 반경 방향 출력분포는 그림 10와 같으며 이는 천연 우라늄을 사용한 CANFLEX-NU 핵연료다발의 초기 연소도에 대응되는 분포이다.

원자로의 열수력적 운전 조건을 고려한 Water CHF 시험의 압력, 온도 및 유량 조건은 최종적으로 시험 결과 자료 해석으로부터 얻는 상관식의 적용 범위를 결정하게 되므로 원자로 열수력 운전 조건보다 아주 광범위한 영역을 포함하도록 하였다. 일반적으로, CANDU-6 원자로의 정상상태 드라이아웃 발생 때의 조건은 입구 온도 265 °C, 출구압력 10.5MPa 및 유량 17 21 kg/s 범위이다. 그림 11, 그림 12 및 그림 13 은 각각 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 Uncrept 된 압력관에서 수행된 시험의 유동 조건을 보여주고 있다. 출구 압력은 6 11 MPa 이고 유량은 7 25 kg/s 이며 입구온도는 최소 200 °C에서 최대 290 °C인 조건을 사용하였다.

5. 실험 결과

그림 14, 그림 15 및 그림 16 는 각각 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 Uncrept 된 압력관에 대한 시험 결과이며, 주어진 출구 압력 조건(11 MPa)에서 입구 온도 및 유량 변화에 따라 측정된 드라이아웃 출력 결과를 보여주고 있다. 고온 조건에서 측정된 출력의 오차는 45kW(2 σ)이며, 상기 그림에서 드라이아웃 출력은 CHF 발생시 측정된 출력에서 핵연료다발열 연장선(extension)에서 발생한 출력 손실을 고려한 결과이다. 이들 결과를 보면 유량이 증가할수록 드라이아웃 출력은 증가하며, 입구 온도가 증가할수록, 즉, 입구 과냉도(Inlet Subcooling)가 감소할수록 드라이아웃 출력은 선형적으로 감소하는 전형적인 드라이아웃 출력 결과를 얻었다.

압력관 크립이 원자로 채널에 장전된 핵연료다발의 CHF 에 미치는 영향은 다음과 같은 두 가지 물리적 현상으로 나타난다. 먼저, 압력관 직경이 커져서 채널 유량이 증가하므로 드라이아웃

출력을 증가시키는 효과가 있다. 그러나, 수평 압력관에 핵연료다발이 장전되므로 압력관 상부 내벽과 핵연료다발 상부 연료봉 사이의 간격이 커져서 유량이 핵연료봉이 존재하지 않은 압력관 상부 내벽 쪽의 유로로 많이 흘러가는 유동 불균형을 유발한다. 이러한 우회 유량(bypassing flow)은 핵연료봉에서 발생된 열을 효율적으로 제거하지 못하고 상대적으로 핵연료다발 하부 연료봉 주위의 유량을 감소시켜 드라이아웃 출력을 감소시키는 결과가 된다.

그림 17 및 그림 18은 주어진 압력과 유량 조건에서 압력관 크립에 따른 드라이아웃 출력을 비교하였다. 그림에서 보는바와 같이 원전 운전 수명에 따라 압력관 크립이 증가하면 드라이아웃 출력이 급격히 감소함을 확인할 수 있다. 출구압력 11 MPa, 입구 온도 268 °C 및 유량 19 kg/s 인 경우 결과를 비교하면 3.3% 및 5.1% 크립된 경우는 Uncrept 된 경우보다 드라이아웃 출력이 각각 20% 및 29% 감소하였다. 이들 압력관 크립에 따라 드라이아웃 출력이 감소되는 현상은 다른 유량 및 압력 조건의 시험 자료에서도 비슷한 결과를 얻었다. 그러나, 크립에 따른 드라이아웃 출력은 감소하지만 기존 37-핵연료봉다발에 대한 상대적인 드라이아웃 향상은 증가하므로[4] CANFLEX-NU 다발의 상대적 열적 성능은 크립이 증가할수록 커진다.

초기 드라이아웃이 발생하는 위치는 대부분 그림 2의 연료봉 3 번에서 발생하였고 몇 개의 자료는 연료봉 2,5,6,20 번에서 나타났다. 이는 앞서 설명한 유동 불균형에 기인하여 핵연료다발 하부 연료봉 주위에서 CHF의 발생 예상 위치와 일치하였다. 그림 19 그림 21은 확보된 초기 CHF 전체 자료 수에 대한 드라이아웃이 발생한 축방향 위치의 자료 수의 백분율을 나타내고 있다. 그림에서 보는바와 같이 드라이아웃이 발생한 축방향 위치는 대부분 그림 4의 J 및 K 다발의 하류 버턴면(button plane) 및 중간 간격체면(spacer plane) 4곳에 분산되었음을 알 수 있다. 그리고, 압력관 크립이 증가할수록 하류 K 다발에서 발생한 빈도수가 증가함을 보였다. 정확한 CHF 발생 축방향 위치는 이들 부착물의 상류(upstream) 지점이며 이는 부착물에 의한 상류 지점의 정체 유동(stagnation flow)이 발생하고 부착물로 인한 난류 혼합 유동이 최소화되는 지점이기 때문이다. 그리고, 기존 37-핵연료봉 다발인 경우 J 와 K 다발 사이 봉단 접합판(end plate) 상류에서 대부분 드라이아웃이 발생한 것과는 차이가 있는데 이는 CANFLEX-NU 다발이 중간 간격체면과 봉단 접합판 사이에 부착된 열유속 향상용 버턴이 봉단 접합판 상류에서 CHF 발생을 억제하고 드라이아웃 발생 지점을 분산시킨 것으로 사료된다.

6. 결론

- 개발된 CANFLEX-NU 다발의 상업로 시범 장전 및 상용화에 기반이 되는 실제 노내 조건을 잘 모사하고 신뢰도 높은 Water CHF 시험 자료를 확보하였다.
- 특히, 확보된 Water CHF 시험 자료는 5.1% 크립, 3.3% 크립 및 Uncrept 된 압력관에 대한 각각의 시험 수행 결과이므로 이제까지 예측이 힘든 원자로 수명 운전 기간에 대한 보다 정확한 열여유도 평가가 가능하게 되었다.
- 압력관 크립에 따른 드라이아웃 출력 비교 결과에 의하면, 원자로 노후화에 따른 CHF 감소에 기인하여 원자로 운전 열여유도가 나빠질 것이라는 사실을 확인할 수 있었다.

7. 후기

본 논문은 과학기술부 중장기 과제 수행중 KAERI/AECL의 공동 연구 업무로 수행되었으며, 특히 CANFLEX 핵연료다발의 Water CHF 시험 수행을 위해 많은 노력을 하신 AECL의 G.R. Dimmick, L.K.H. Leung, D.E. Bullock, W.W. Inch 와 Stern Laboratories의 R.A. Fortman, G.I. Hadaller, R.C. Hayes, D. Shin, F. Stern 등 많은 시험 기술자들에게 감사드립니다.

참고문헌

[1] 석호천, 심기섭, 박주환, 전지수, 정창준, 정장환, "월성로(CANDU 6)형 CANFLEX-NU 핵연료 설계 보고서", KAERI/TR-1220/99, 1999.2

[2] W. Inch, H.C. Suk, "Demonstration Irradiation of CANFLEX in Pt. Lepreau", IAEA Technical Committee Meeting on Fuel Cycle Options for LWRs and HWRs, Victoria, Canada, 1998.4

[3] R.A. Fortman, G.I. Hadaller, R.C. Hayes and F. Stern, "Heat Transfer Studies with CANDU Fuel Simulators", the 5th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE5, 1997 May, Nice, France.

[4] 전지수, 석호천, 박주환, "CANFLEX-NU 핵연료다발의 Water CHF 시험 자료 분석", 2000 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 2000.5.26

[5] G.R. Dimmick, W.W. Inch, J.S. Jun, H.C. Suk, G.I. Hadaller, R.A. Fortman and R.C. Hayes, "Full Scale Water CHF Testing of the CANFLEX Bundle", the 6th International Conference on CANDU Fuel, Canadian Nuclear Society, 1999 September 26-29.

표 1 Procedures Water CHF Tests of the CANFLEX Fuel String

Main Items	Detail Items
1. Test Loop Startup	1.1 Initial Filling and Venting Test Loop 1.2 Normal Loop Startup
2. Data Acquisition System Setup and Checks	2.1 Scanner Verification Check 2.2 Zero Offsets 2.3 Temperature Measurement Checks 2.4 Pressure Transmitter Checks 2.5 Bundle Thermocouple Position Checks 2.6 Power Metering Checks
3. Power Supply Operation	3.1 Notification 3.2 Cooling Requirements 3.3 Power Supply Number 11 Links 3.4 Annunciator Panel 3.5 Energizing Power Supplies 3.6 Computer Control 3.7 Ground Fault Detector 3.8 Capacitor Bank 3.9 Power Connections 3.10 Shutdown
4. Test Loop Operation	
5. Commissioning Tests	
6. Steady State Test	6.1 Heat Balance 6.2 Pressure Drop Tests 6.3 ONB/OSV Tests 6.4 CHF Tests 6.5 CHF Detection 6.6 Repeat CHF Tests 6.7 Thermocouple Location Effect Tests 6.8 Onset of Dry Sheath(ODS) Tests
7. Transient and Post Dryout Tests	7.1 Flow Transient Tests 7.2 Power Transient Tests 7.3 Post Dryout Tests
8. Data Records	8.1 Steady State Data Recording 8.2 Time Dependent Data Recording 8.3 Logbook

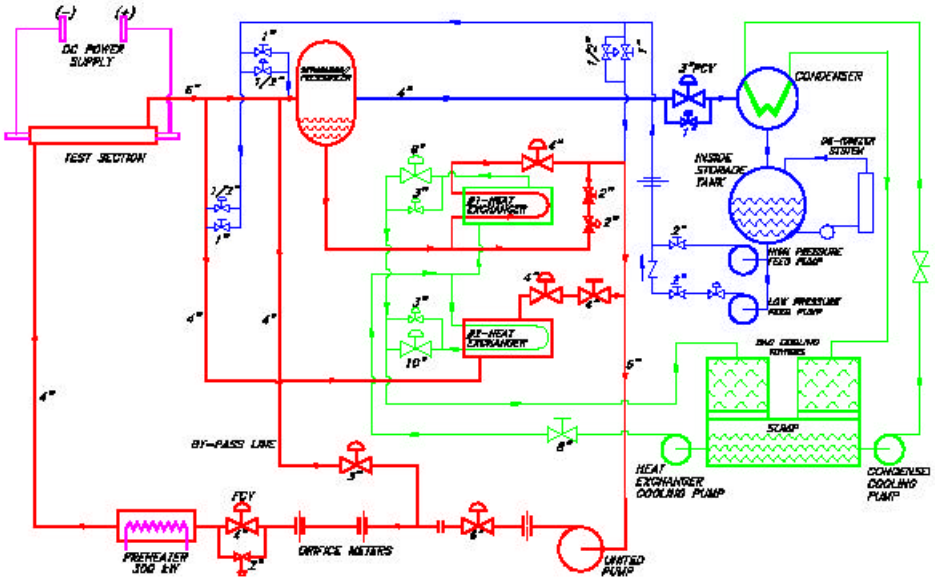

그림 1 The CHF Test Loop of Stern Laboratories

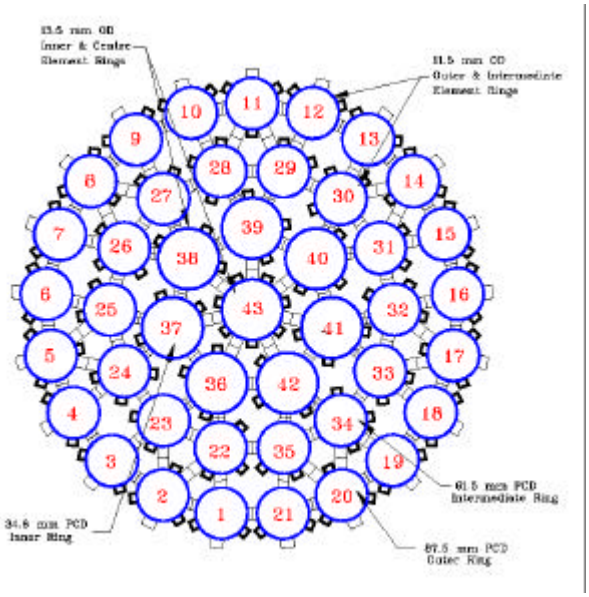

그림 2 CANFLEX Bundle Cross-Section

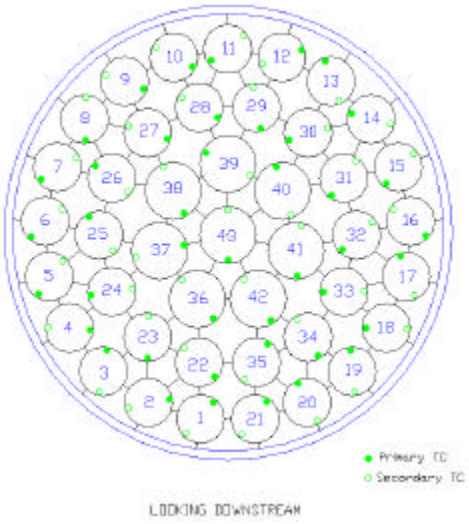

그림 3 Reference Thermocouple Locations

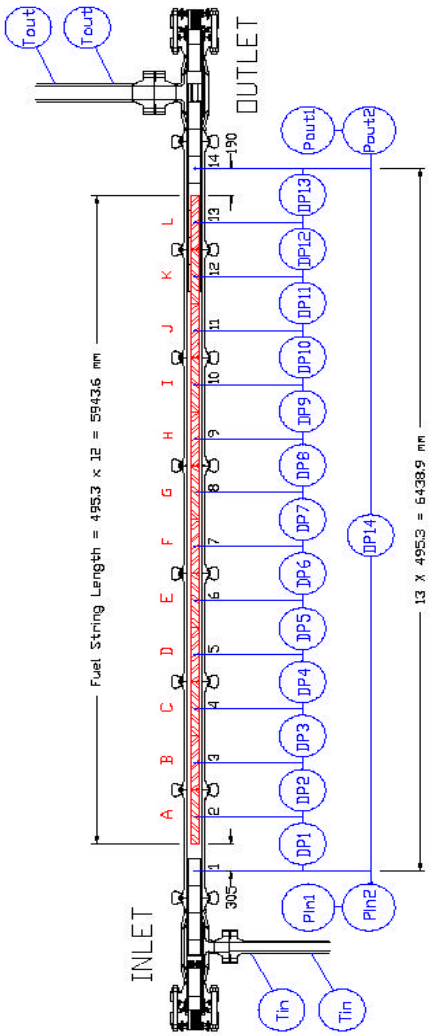

그림 4 Pressure Tap Locations of Test Section

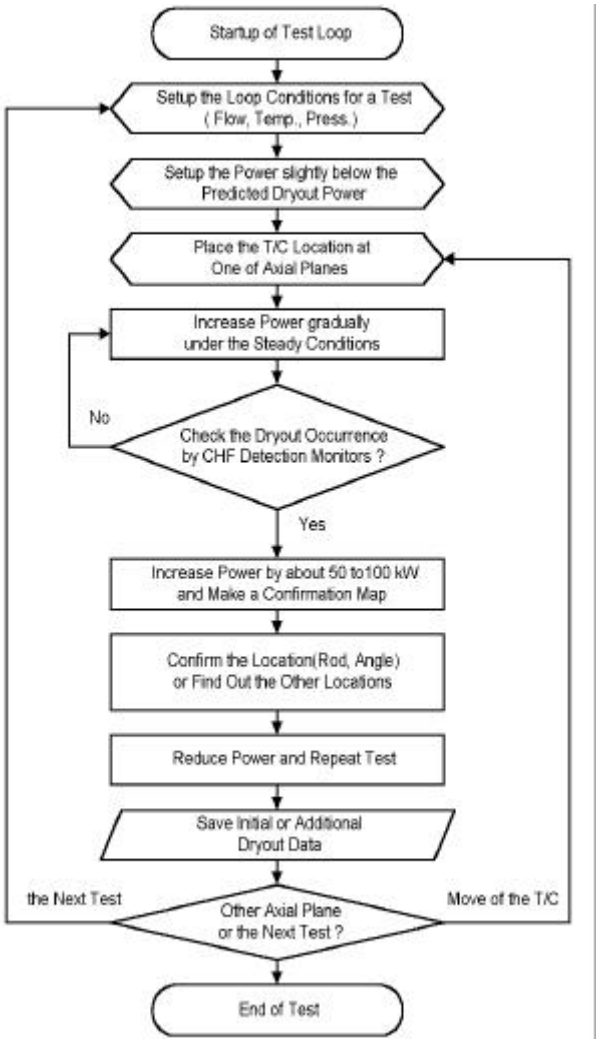

그림 5 Detail Procedures for CHF Tests

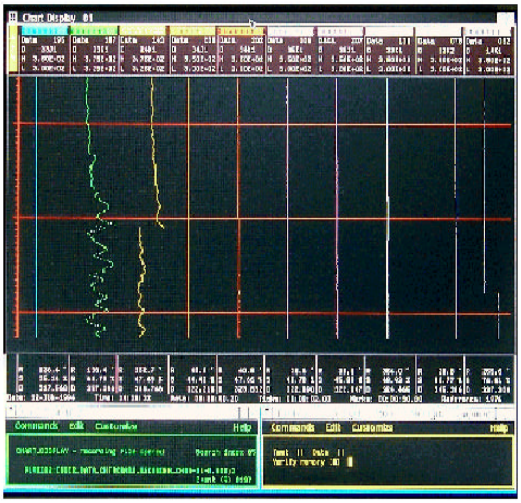

그림 6 Dryout Detection Display

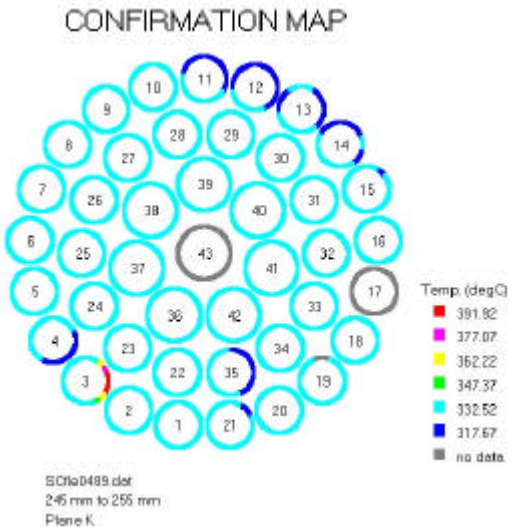

그림 7 Confirmation Map to Check the Locations of CHF Occurrence

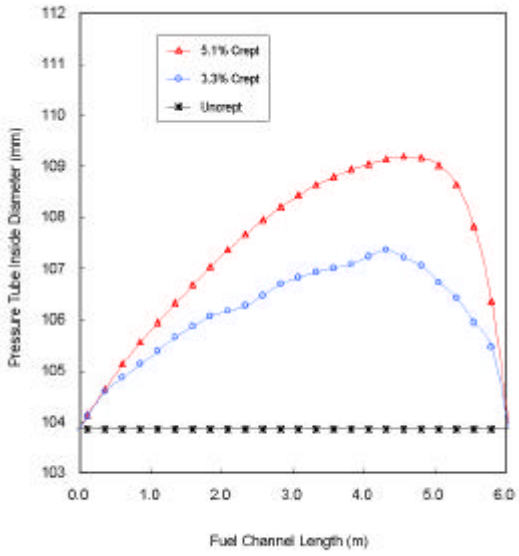

그림 8 The Creep Profiles of Pressure Tubes

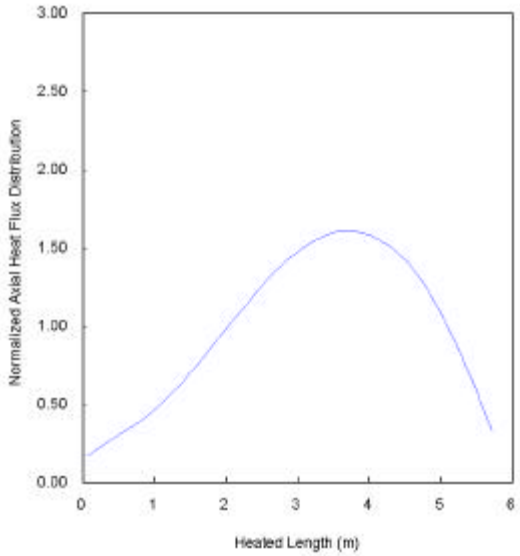

그림 9 The Axial Flux Distribution of CANFLEX Fuel Bundle String for Water CHF Test

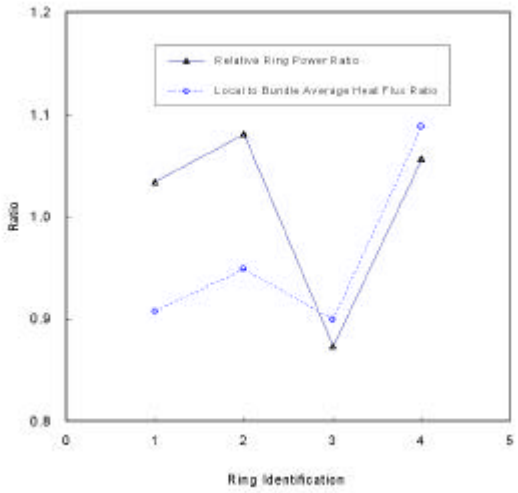

그림 10 The Radial Flux Distribution of CANFLEX Fuel Bundle

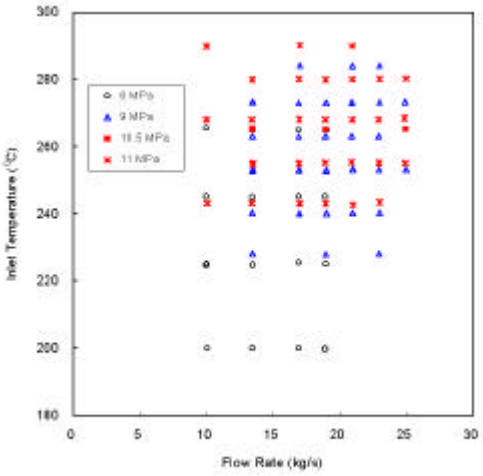

그림 11 The Water CHF Test Matrix for 5.1% Crept Tube

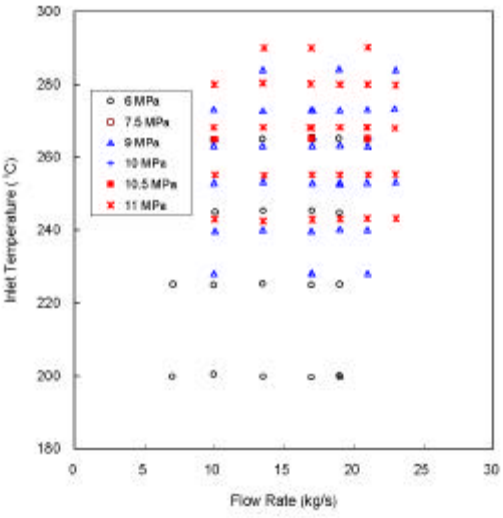

그림 12 The Water CHF Test Matrix for 3.3% Crept Tube

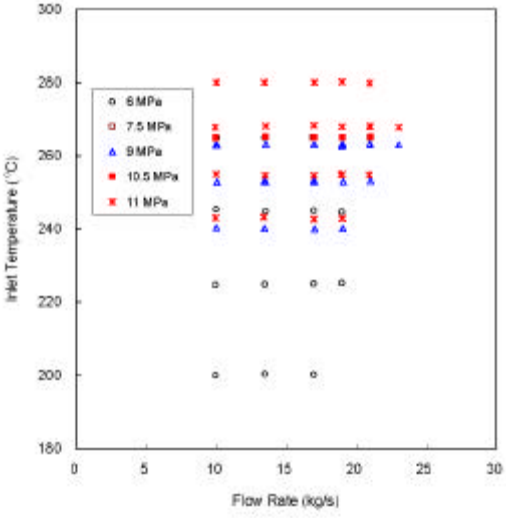

그림 13 The Water CHF Test Matrix for Uncrept Tube

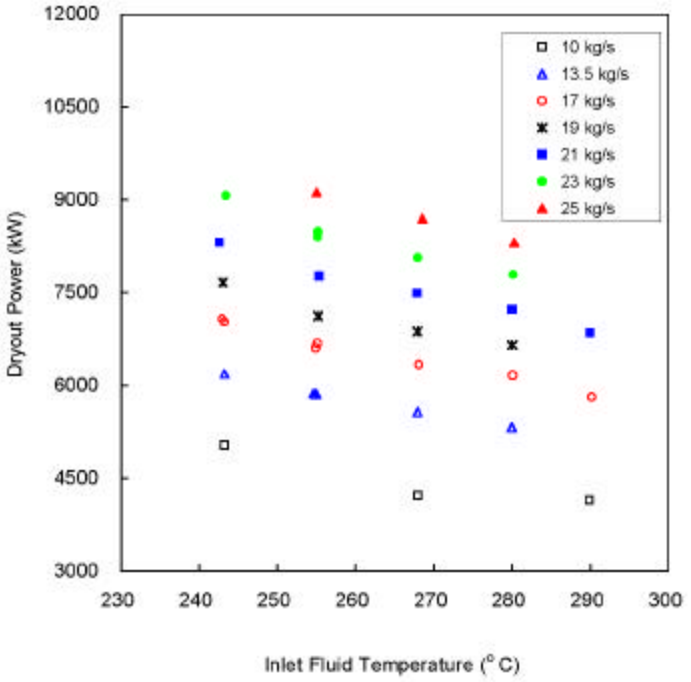

그림 14 Dryout Power Data for 5.1% Crept Tube (11 MPa)

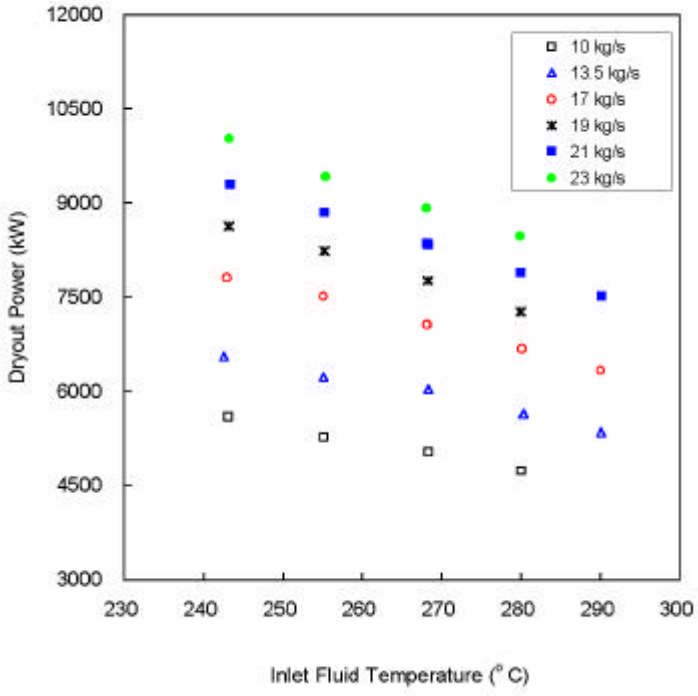

그림 15 Dryout Power Data for 3.3% Crept Tube (11 MPa)

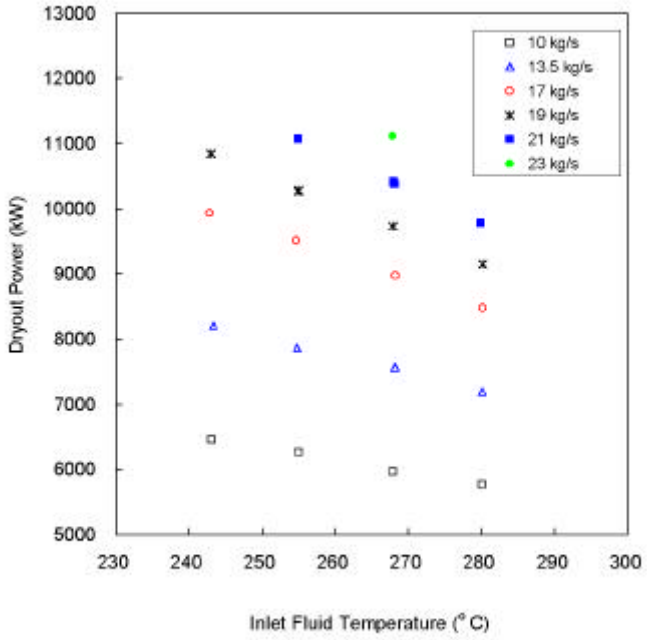

그림 16 Dryout Power Data for Uncrept Tube (11 MPa)

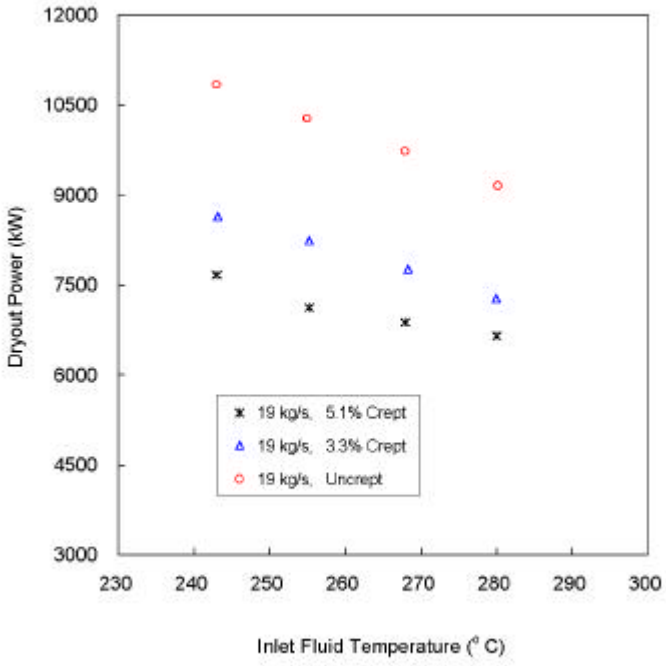

그림 17 The Comparsion of Dryout Power with Creep Rate (11 MPa)

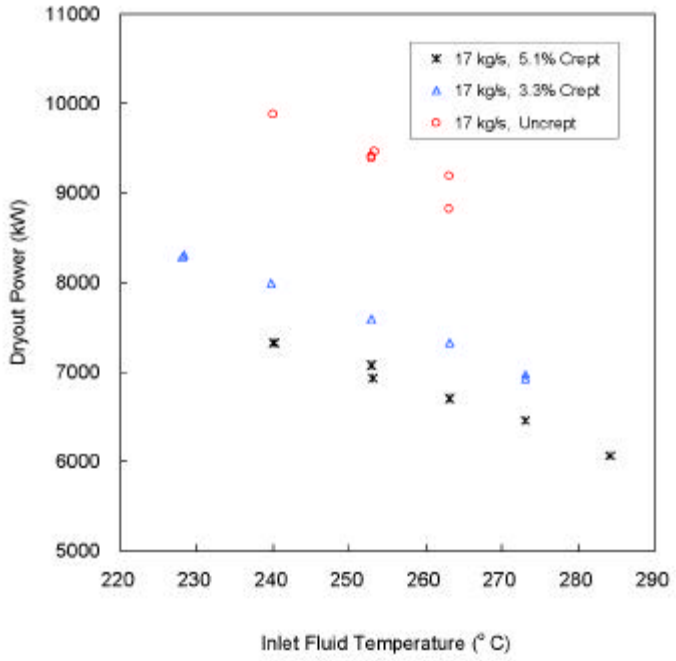

그림 18 The Comparsion of Dryout Power with Creep Rate (9 MPa)

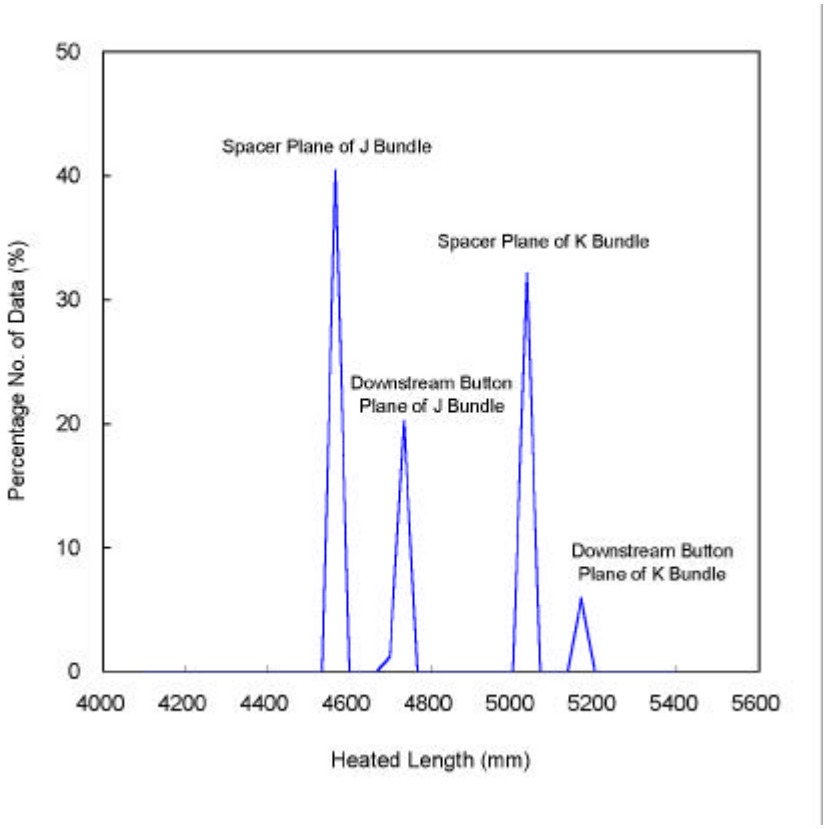

그림 19 The Locations of CHF Occurrence in the Uncrpet Pressure Tube

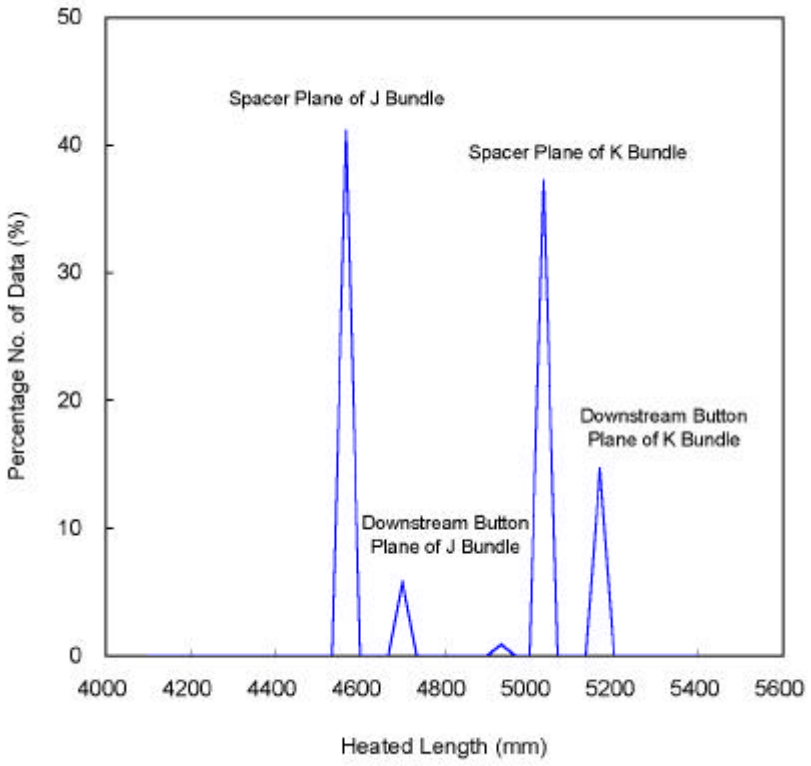

그림 20 The Locations of CHF Occurrence in the 3.3% Crpet Pressure Tube

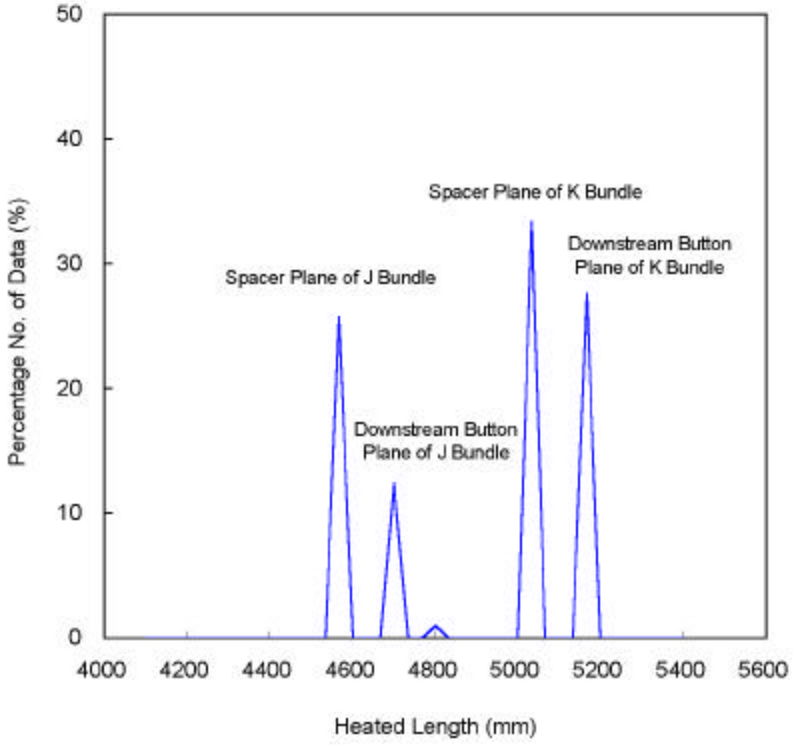

그림 21 The Locations of CHF Occurrence in the 5.1% Crpet Pressure Tube