

중수로 핵연료 채널의 부수로 해석

Subchannel Analysis for a CANDU Fuel Channel

박주환, 전지수, 석호천, 유연종, 황대현

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요약

중수로 핵연료 채널내의 유동장 해석을 위해 부수로 해석 방법을 고려하였다. 기존 경수로용 코드들 중 COBRA-IV-i 코드를 이용할 경우 그 적용성 및 타당성을 검토하였으며, 이로부터 중수로 핵연료 채널에 적용시 개선이 요구되는 항목들을 선정하였다. CANDU 핵연료 채널 적용을 위해 동일 체적교환 모형, 단상 및 이상류 압력강하 모형식, 축방향 국부압력을 이용한 유동상태의 계산방법, 임계열유속 계산시 열평형 계산방법의 적용, 중수로용 핵연료 채널에 적용 가능한 CHF lookup table 및 다발 부착물 수정계수 등을 개발하여 COBRA-IV-i 코드를 수정하였다. 개선된 COBRA-IV-i 코드를 이용하여 CANFLEX 다발에 대해 예측된 결과를 실험측정치와 비교하였으며, 그 결과 압력강하 및 임계열유속 측면에서 예측도를 향상시켰다.

Abstract

The subchannel approaches were considered in order to evaluate the fluid flow and heat transfer in the fuel channel of CANDU reactor. COBRA-IV-i code among the PWR subchannel analysis codes were selected and reviewed for its applicability/pertinence to a CANDU fuel channel. In COBRA-IV-i code, the equal volume exchange model between subchannels, single and two-phase pressure drop models, the usage of axial local pressure for predicting the flow conditions, heat balance method for CHF prediction and CHF lookup table with its correction factors for the appendages of a fuel bundle were updated. The pressure drop and CHF predicted by the updated COBRA-IV-i code were compared with the measured data of CANFLEX bundle which showed that the prediction values are well agreed with the experimental data.

1. 서론

원자로 노심의 핵연료 채널 내에서의 유체 유동 및 열전달을 해석하기 위한 수

치 해석 방법으로 크게 두 가지로 나뉘어진다. CANDU 원자로에 있어서는 핵연료 다발을 포함하고 있는 압력관 내의 복잡한 유동을 한 개의 관으로 단순화시켜 해석하는 방법(Single Channel Analysis Method)[1]과 여러개 부수로 이루어진 다발에 대해 주어진 축 및 반경방향 절점에 따른 방정식으로 변환한 지배방정식을 세워 유동장을 해석하는 방법(Subchannel Analysis Method)이 있다.

전자의 경우에는 원자로심을 포함한 계통 전체의 거동을 해석하기 위해 많이 이용되며, 계산시간이 짧고, 수치 모형이 간단하여 복잡한 모형식이 필요없다는 장점이 있다. 그러나, 핵연료 채널 내에서의 실제의 유체 및 엔탈피 유동은 부수로 내에서의 유동뿐만 아니라 부수로들 사이의 간격을 통한 물질, 운동량 및 에너지 전달이 존재하므로 한 개 관으로 묘사하는 단일 수로에 의한 해석을 통해서도 각각의 부수로 내의 유동, 온도 및 엔탈피 분포를 알 수 없다는 단점이 있다. 또한, 핵연료 채널의 열여유도 측면에서 가장 중요한 임계열유속을 예측하는데 있어서도 단일수로 해석의 경우에는 다발 평균 값 밖에는 알 수 없으며, 여러 개의 부수로 이루어진 한 개 채널내의 어느 부분에서 임계열유속이 발생하였는지도 알 수 없다.

후자의 방법인 부수로에 의한 해석 방법이 각 부수로 내에서의 유체 및 열적 거동을 밝히기 위해 일반적으로 가장 많이 도입되고 있다. 가압 경수로의 경우에는 오래 전부터 열여유도를 평가하는 방법으로 부수로 해석 방법을 수행해 왔으며, 그 해석 전산코드도 웨스팅하우스사의 THINC[2], CE사의 TORC[3], 혹은 COBRA-IV-i[4] 등등이 개발되어 왔으며 인허가에 직접 이용되어 왔다. 그러나, CANDU 핵연료 채널의 경우에는 원자로 노심 열수력 설계시 단일수로에 의한 해석 방법을 도입해 왔다. 부수로 해석에 의한 접근은 1980년대 중반부터 캐나다 AECL에서 CANDU 핵연료 채널에 적합한 부수로 해석 코드인 ASSERT 코드[5]를 개발해 오고 있으며 현재 인허가에 사용하지 않고 있지만 핵연료 개발을 위한 열수력 설계 평가 및 인허가의 보충 자료 생산에 활용하고 있다.

본 연구에서는 CANDU 원자로 핵연료 채널에 부수로 해석 방법을 적용하기 위해 COBRA-IV-i 코드의 CANDU 핵연료 채널 적용성을 검토하였고, CANDU 다발에 대해 개발된 열수력 모형들을 이용하여 수정,보완하였으며, CANFLEX 핵연료 개발 과제 수행중 확보된 CANFLEX 다발의 압력강하 실험자료와 임계열유속 실험 자료를 이용하여 계산 결과를 검증하였다.

2. 부수로 해석 코드의 CANDU 적용성

기존 경수로용 부수로 해석 코드를 CANDU 핵연료 채널에 적용시 그 적용성을 검토하였다. 수평으로 장전되는 CANDU 핵연료 채널의 유동방향에 따른 적합성과 특히 유동상태의 계산방법, 임계열유속 계산시의 직접대입방법과 열평형 계산방법에 따른 차이점 및 열평형 방법 적용을 위한 코드의 수정, 기존의 COBRA-IV-i 코드를 이용하여 CANDU 핵연료 채널의 임계열유속 계산을 위해 필요한 임계열유속 상관식 등을 도입하였다.

2.1 유동 방향의 적합성

COBRA-IV-i 코드는 수직이든 CANDU 핵연료채널과 같이 수평이든 유동

방향에 따라 지배방정식이 달라지지 않는다. 유동 방향이 수직이고 각 부수로의 기하학적 형상 분포가 균일하고 출력이 동일하다면, 핵연료 채널의 각 부수로에서의 유량 분포 및 엔탈피 분포가 원주방향으로 균일하게 된다. 그러나, 유동 방향이 수평일 경우 중력에 의해 기포들이 상부로 이동하거나, 속도가 빠른 부수로로 기포들이 이동하게 되는데 이 경우에는 균일 혼합류 모형에서는 고려할 수 없으며 국부 비평형 모형이나, 드리프트 플럭스 모형을 도입하여야 한다[5]. 이러한 경우에는 기존의 COBRA-IV-i 코드에 적용하고 있는 지배방정식의 대폭적인 수정이 필요하며, 많은 시간이 소요된다.

2.2 유동 상태 계산방법

COBRA-IV-i 코드는 축방향 각 절점에서의 물성치를 계산할 때 입력으로 주어지는 계통압력을 이용하여 계산하며, 비등이 일어나는 경우에도 압력강하 계산시 이상류 물성치를 고려하지 않는다. 가압 경수로의 경우에는 많은 임계열유속이 과냉각 상태에서 발생하고(DNB 형태) 축방향 압력변화가 유동장에 미치는 영향이 적으므로 계산 오차를 무시할 수 있다. 그러나, CANDU 핵연료 채널은 정상 운전시에도 핵연료 채널내에서 비등이 발생하고 대부분의 임계열유속이 높은 건도에서 발생하므로 축방향 각 절점에서의 압력변화 영향을 무시할 수 없게 된다. 특히, 압력이 낮은 경우에는 계통압력에 비해 축방향으로 발생하는 압력강하의 영향이 크므로 더욱더 무시할 수 없게 된다. 따라서 COBRA-IV-i의 CANDU 핵연료 채널에 적용을 위해서는 계통압력을 이용하여 축방향 유동상태를 계산하고 있는 방법을 국부압력을 이용하여 유동상태를 계산할 수 있는 방법으로서의 수정이 필요하다.

2.3 직접대입 및 열평형 계산 방법

임계열유속을 예측하는 방법으로 크게 두가지 방법을 들 수 있다. 첫째, 국부 조건의 직접대입에 의한 임계열유속 예측방법(Direct Substitution Method)과 입구조건을 이용하여 열평형식을 만족하도록 반복계산을 통해 임계열유속을 예측하는 열평형 방법(Heat Balance Method)이 있다.[6] 전자는 지금까지의 대부분 부수로 해석코드에서 도입하고 있는 방법으로 국부조건 임계열유속 상관식을 이용하고 있으며, 후자는 입구조건 임계열유속 상관식의 형태로 나타난다. 현재의 COBRA-IV-i 코드는 직접대입 방법에 의해 임계열유속을 계산하고 있다. 이와 같은 직접대입에 의해 예측된 임계열유속은 핵연료 채널내 임의의 지점에서 임계열유속 유동 조건에서의 임계열유속 값이 아니며, 단지 입력자료로 주어진 임의의 열유속 상태에서의 유동조건으로부터 임계열유속을 계산한다. 따라서, 직접대입에 의한 예측결과를 실험결과와 직접 비교하여 예측 오차를 제시한다는 것은 오류를 범하게 되고, 이 예측 결과를 실험결과와 비교시 혼동을 일으킬 수 있다. 따라서, 임계열유속 예측치와 실험치의 비교의 경우와 CANDU 원자로의 열여유도 평가 기준인 임계채널출력비의 계산을 위해서 열평형방법에 의한 계산이 요구된다.

2.4 CHF 상관식

지금까지 관 혹은 다발에 대한 무수한 임계열유속 상관식들이 개발되어 왔다. 이러한 상관식들은 주어진 핵연료다발에 대한 임계열유속 실험 결과를 가장

잘 예측할 수 있도록 개발되어 있으며, 새로 개발된 핵연료다발에 대해 임계열유속을 예측하기 위해서는 기존의 상관식을 이용하지 못하고 관심의 대상이 되는 핵연료 다발에 대한 임계열유속 실험이 선행되어야만 한다. COBRA-IV-i 코드에서는 B&W-2 상관식 및 W-3 상관식만을 선택하도록 되어 있으며, 이들 상관식을 CANDU 핵연료 채널에 직접 적용하기는 부적절하므로 CANDU 핵연료 채널의 임계열유속 예측을 위해 이에 적절한 상관식의 개발이 필요하다. 현재까지 개발된 CANDU 핵연료 채널에 적용 가능한 임계열유속 상관식으로는 CHF Lookup Table method [7]을 들 수 있으며, 이를 이용하는 경우에는 그 적용범위 및 적용대상과 관계없이 광범위하게 이용할 수 있고, 또한, 최근에 가장 많이 이용되고 있는 임계열유속 상관식으로 알려져 있다. 이에 따라 CHF Lookup Table method를 이용하여 COBRA-IV-i 코드 개선이 요구되며, 이와 더불어 핵연료 채널내에 존재하는 부착물의 임계열유속 영향을 적절히 고려할 수 있는 모형식 개발이 필요하다.

3. 부수로 해석 코드 개선 모형

전술한 COBRA-IV-i 코드를 이용하여 CANDU 핵연료 채널 부수로 해석을 수행하기 위해 필요한 열수력 모형들을 개선시켰다. 먼저, 부수로간 유동 전달 현상을 개선시키기 위해 COBRA-IV-i 코드에서 이용되고 있는 부수로간 질량, 운동량 및 에너지 전달에서의 동일 질량교환 모형을 동일 체적교환 모형으로 수정하였고, 이상류에서의 기포 이동모형을 보완하였다[8]. 또한, COBRA-IV-i 코드의 계통압력에 의한 물성치 계산 방법 개선을 위해 축방향 각 절점에서의 물성치를 계산할 때 국부압력을 이용하여 모든 물성치를 계산하고 이상류 상태에서의 밀도 및 점성계수를 계산하도록 수정,보완하였다.

한편, 단상 및 이상류 압력강하 모형식, 임계열유속 상관식, 다발 및 부착물들로 인한 임계열유속 수정계수, 열수력 평가 방법 개선을 위한 열평형 방법 등에 대해서는 다음에 기술하였다.

3.1 핵연료채널 압력강하 모형

핵연료 채널내 유체 유동시 열유속량에 따라 축방향 각 지점에서 단상 혹은 이상류 상태가 존재하게 된다. 단상류의 경우에는 핵연료 채널내 주어진 핵연료다발의 종류에 따른 단상류 압력손실계수가 필요하며, 이상류의 경우에도 이에 필요한 이상류 마찰손실 증배계수가 필요하다. 이에 따라, CANDU 핵연료 채널내에 CANFLEX 다발 장착된 경우에 대해 필요한 단상류 및 이상류 마찰손실계수를 실험자료로부터 모형화하였다.

단상류 압력손실계수

COBRA-IV-i 코드에서는 채널 내에서 발생하는 압력강하를 예측하기 위해 단상류의 경우에는 단상류 마찰손실계수를 입력자료로 이용하며, 이상류의 경우에는 코드 내에 내장된 기존의 몇가지 모형식을 선택적으로 이용하도록 되어있다. 단상류 마찰손실계수는 다음과 같은 식을 이용하고 있다.

$$f = a \cdot Re^b + c$$

여기서, Re 는 레이놀즈수, a , b 및 c 는 상관계수들이며, 일반적으로 실험으로부터

결정되고, 입력자료로 주어진다. CANFLEX 다발에 대한 비가열 마찰손실계수, f_o 는 CANFLEX 다발의 실험자료로부터 다음과 같이 얻어졌다[9].

$$f_o = 0.38Re^{-0.25}$$

CANFLEX 핵연료다발에 대해 얻어진 마찰손실계수와 매끄러운 원관에 대한 Blasius 식과 비교한 결과 CANFLEX 핵연료다발에 대한 마찰손실계수가 Blasius 식에 의한 값보다 약 20 % 증가하는 것으로 나타났다.

이상류 마찰손실 증배계수

지금까지 대부분의 이상류에 대한 마찰손실 증배계수는 원관을 대상으로 개발 되어왔으며, 원자로 노심의 핵연료다발과 같은 복잡한 구조에 대해서는 그 특수한 구조에 대해 적용 가능한 모형을 실험을 통해 제시하여 왔다. 가압 경수로의 경우에는 노심이 개방 수로 형태로 핵연료다발 배열이 동일한 P/D를 갖는 일정한 격자 형태의 구조로 되어 있으나, 동일한 격자 형태로 되어 있다 하더라도 새로운 핵연료다발이 개발되는 경우 그 핵연료다발에 대한 기존의 압력강하 예측 모형을 실험으로 얻어진 결과로부터 수정하여 이용한다. 특히 CANDU 형 원자로의 경우에는 한 개 채널내에 12개의 핵연료다발이 장전되고 각각의 핵연료다발들은 구조 형상의 유지 및 열전달 향상을 위해 부착물들이 설치되어 있으며, 한 개 핵연료다발내의 핵연료봉 배열도 가압 경수로형 핵연료다발보다 규칙적이지 못하다. 따라서, CANDU 핵연료 채널과 같이 복잡한 구조를 갖는 핵연료다발에 적용하기 위해서는 핵연료다발에 적절한 이상류 마찰손실 증배계수의 도입이 필요하다. 이상류 압력강하를 예측하기 위한 COBRA-IV-i 코드에서는 마찰손실 증배계수로 균일 혼합류 모형, Ahrmand 모형 및 사용자 모형의 건도에 따른 다차원 함수를 이용하는 세가지 모형식을 선택하도록 되어있다. 이러한 기존의 모형들은 가압 경수로 핵연료채널에 적합한 식들로 CANDU 핵연료 채널에 적용에 적합하지 않는 것으로 나타났다.[9] 따라서, CANDU 핵연료 채널 적용에 적합한 새로운 모형을 개발하기 위해 지금까지 확보된 CANFLEX 핵연료다발에 대한 실험 결과를 바탕으로 수정된 균일혼합류 형태로 모형화하였으며, 다음과 같다.

$$\phi^2 = \left(\frac{\rho_f}{\rho} \right)^a$$

계수 a는 실험 결과와의 회귀분석을 통하여 구해졌으며, 가장 적합한 지수 a 값이 0.8 로 나타났다. 제안된 상기 모형과 더불어 COBRA-IV-i 코드에 국소 압력강하를 고려하여 계산된 CANFLEX 핵연료다발의 이상류 압력강하 예측결과와 실험에서 측정된 이상류 압력강하를 비교함으로써 새로 제안된 이상류 마찰손실 증배계수 예측성능을 평가하였다.

3.2 임계열유속 모형

기존 COBRA-IV-i 코드의 CANDU 핵연료 채널 적용을 위해 새로운 임계열유속 모형이 필요하며, 이를 위해서 비교적 적용 유동 범위가 넓고 AECL이 개발하여 CANDU 핵연료다발에 대해 사용되고 있는 원관 CHF lookup table[7]을 COBRA-IV-i 코드에 적용하였다. 이 원관 CHF lookup table은 많은 임계열유속 실험 자료를 근거로 도출된 8 mm 수직 원형관에 대한 자료이므로, 이를 CANDU

핵연료다발의 부수로에 적용하기 위해서는 직경/기울기, 축방향 출력분포 및 다발 부착물 수정계수 등의 모형식이 필요하다.

직경/기울기 수정계수는 Wong[10]의 성층화계수와 8mm 원관에 대한 수정계수를 결합하여 이용하였다. 축방향 출력분포에 대한 수정계수는 비등 길이 평균(Boiling Length Average) 방법을 사용하였다.[11]

한편, CANDU 핵연료다발은 봉간의 간격 유지를 위한 간격체 압력관과의 직접적 접촉방지를 위한 지지체, 구조유지를 위한 봉단접합판, 및 열유속 향상을 위한 버턴[12] 등이 부착되어 있으며, 이와 같은 다발 형상의 부수로에 원관 CHF lookup table을 적용하기 위해서는 부착물에 대한 임계열유속에 영향 수정계수가 필요하다. Rudzinski & Snoch[13]는 고압의 물을 이용하여 드라이아웃이 축방향으로 퍼져나가는 실험자료의 분석을 통해 간격체, 봉단접합판 및 지지체 등을 고려한 임계열유속 향상 계수를 제시하였으며, 본 연구에서는 이 모형식을 이용하였다.

3.3 열여유도 평가 방법

열수력 해석 코드에서 임계열유속 상관식을 적용하여 궁극적으로 얻고자 하는 것은 원자로의 열여유도(Thermal Margin)이다. 열여유도 평가를 위해 임계열유속 발생 조건을 구해야하며, 이에 대해 대부분의 경수로 열수력 해석에서는 DNBR(Departure from Nucleate Boiling Ratio)을 평가하는 반면, CANDU 원자로 열수력 해석에서는 CHFR(Critical Heat Flux Ratio)로부터 얻어지는 임계출력비(Critical Power Ratio)[29]를 사용한다. 이들 두가지 방법의 물리적 개념은 동일하나 그 계산 방법이 다르다. 대부분의 경수로용 부수로 해석 코드에서 계산되는 DNBR은 임계열유속 발생시의 냉각수 유량 및 건도 분포를 고려하지 못하고 주어진 출력조건인 유동상태에서 계산된 임계열유속에 대한 열유속 비로 정의되며, 직접대입방법[6]으로 불려진다. 그러나, CANDU 원자로의 열수력 해석에서는 드라이아웃이 발생할 때까지 반복적으로 계산하여 얻어진 최종 열유속을 임계열유속으로 정의하며, 이때의 유동조건이 임계열유속 발생 유동조건이 된다. 이로부터 얻어진 임계출력에 대해 주어진 출력의 비가 임계출력비가 된다. 이와 같이 유동장내의 열평형을 만족시키면서 주어진 출력과 드라이아웃 출력의 비를 나타내는 것을 열평형방법[6]으로 불려진다. 본 부수로 해석에서는 CANDU 원자로의 열여유도 평가 방법으로 사용되는 임계출력비 계산 방법을 도입하였다. 계산시 주어진 출력에서 드라이아웃이 발생하는 출력까지 반복적으로 가상 운전 출력을 설정하여 채널유량 및 축방향 건도 분포를 구한 후 가상 운전출력 및 유동조건에서 최소임계출력비(Minimum Critical Heat Flux Ratio)가 1.0이 되는 순간까지 반복계산을 할 수 있도록 COBRA-IV-i 코드를 수정·보완하였다.

4. 부수로 해석 결과와 실험 결과와의 비교

본 연구에서는 COBRA-IV-i 코드를 CANDU 핵연료채널에 적용하기 위해 CANDU 핵연료 채널의 부수로 해석에 적합한 모형을 개발하였으며, 개선된 모형의 검증에 위해 프레온-134a를 이용하여 CANFLEX 핵연료 다발에 대해 수행된 임계열유속 및 압력강하 실험자료와 비교하였다. CANFLEX 다발의 압력강하 및 임계열유속 실험 방법 및 결과에 대해서는 참고문헌 [14]에 상세히 기술되어 있다.

4.1 압력강하 비교

CANDU 핵연료 채널은 핵연료다발이 수평으로 장전되므로 해석 대상의 CANFLEX 핵연료다발에 대한 부수로 형상 구조는 최소 180도 대칭 구조에 대해 계산되어야 하며, 각 부수로의 형상은 Figure 1과 같다. 이 180도 대칭 형상의 핵연료 개수는 23개이고, 부수로 개수는 모두 38개로 구성되며, 삼각, 사각 및 사각 벽면 부수로로 이루어진다. 본 계산을 위한 부수로 구조 및 출력에 대한 압력자료는 CANGEO 프로그램[15]을 이용하였으며, 물성치 입력자료는 실험에서 이용된 프레온-134a의 물성치 계산 프로그램[16]을 이용하였다. 그리고 전술한 단상류 압력강하 모형식과 이상류 증배계수 모형을 이용하였다.

한편, 본 계산을 수행하기 전 축방향 절점수에 따른 계산 결과의 영향을 검토한 결과, 축방향 절점수에 따라 수렴된 압력강하 값의 차이가 크게 나타났으며, 그 결과를 Figure 2에 제시하였다. Figure 2에서 알 수 있듯이 축방향 절점수 약 40개 이상에서 첫 번째 수렴된 압력강하 값을 얻을 수 있었다. 이들 절점수를 약 110 개까지 계속 증가함에 따라 압력강하의 변화가 없었으나, 약 114개 이상의 절점수에서 갑자기 압력강하의 2차 수렴값이 나타났으며, 이 수렴값은 절점수를 400 개까지 증가시킨 경우에도 동일한 값을 얻었다. 또한, 절점수에 따른 채널 출구에서의 엔탈피, 건도 등을 비교해 본 결과, CANFLEX 다발에 버턴이 부착된 경우나 부착되지 않은 경우 압력강하의 수렴과 동일한 경향의 결과를 나타내었다. 이로 미루어 볼 때 COBRA-IV-i 코드의 계산 결과가 절점수 증가에 따라 pseudo solution이 존재하며, 절점수 약 120개 이상에서는 수렴해가 변하지 않는 것으로 나타났다. 이로부터 다음의 계산에서는 150개의 절점수를 이용하였다.

먼저, 단상류 압력강하에 대해 버턴이 없는 경우와 있는 경우의 CANFLEX 핵연료다발 장전 채널의 단상류 압력강하 계산 결과를 Figure 3 및 Figure 4에 실험치와 비교하였다. 이들 결과에서 보는 바와 같이 버턴의 유무에 관계없이 단상류 압력강하 계산에서는 계통압력에 의한 계산결과와 국부압력에 의한 계산결과가 동일하게 나타났으며, 단상류 조건에서는 압력에 따른 액체 상태의 물성치의 변화가 거의 무시될 수 있기 때문이다. CANDU 핵연료 채널의 한 개 핵연료 채널은 12개의 핵연료다발로 구성되며, 한 개의 핵연료 다발은 43개의 핵연료봉과 한 개 핵연료다발은 다발 축방향으로 압력관과의 핵연료봉의 직접적인 접촉을 방지하기 위한 지지체, 임계열유속 향상을 위한 버턴, 핵연료봉 상호간의 접촉방지를 위해 핵연료다발 축방향 중앙부에 간격체, 그리고 다시 버턴, 지지체들 순으로 부착되어 있으며, 버턴이 부착된 경우나, 부착되지 않은 경우의 핵연료다발에 대해 축방향으로의 압력강하 변화 특성이 Figure 5에 잘 나타나 있다.

한편, 압력손실계수가 개선된 COBRA-IV-i 코드에 의해 계산된 채널 전체의 압력강하를 실험치와 비교한 결과 Figure 3의 버턴이 부착되지 않은 경우에 RMS 오차가 1.8 %, Figure 4의 버턴이 부착된 경우 RMS 오차는 1.7 %로 모두 측정치를 잘 예측하였다.

다음으로 전술한 바와 같이 이상류 압력강하는 단상류 경우와는 달리 축방향 물성치 계산방법에 따라 상당히 달라질 수 있다. 이에 따라 본 계산에서는 계통압력과 이상류 마찰손실 증배계수로서 균일 혼합류 모형을 이용한 계산 결과와 국부압력을 이용하며 상기 수정된 균일혼합류모형의 이상류 마찰손실증배계수를 이

용한 경우의 계산 등 두가지 계산 방법에 의한 계산 결과를 실험결과와 비교하였다. CANFLEX 다발에 버턴이 없는 경우와 버턴이 있는 경우 각각 Figure 5 및 Figure 6과 같았다. 이들 그림에서 보듯이 계통압력에 의해 계산된 압력강하에 비해 국부압력을 이용한 경우의 압력강하가 실험치를 매우 잘 예측하는 것으로 나타났다. 새로 개발된 모형의 경우에는 버턴이 없는 경우 및 버턴이 있는 경우에 RMS 오차가 각각 5.0 % 및 2.4 %로 나타남으로써 개발된 모형에 대해 예측도를 향상시켰다.

4.2 임계열유속 비교

본 연구로부터 개선된 COBRA-IV-i 코드를 이용하여 전술한 임계열유속 실험자료에 대해 예측하였다. CANFLEX 핵연료다발 장전 핵연료 채널의 계산 대상 기하학적 구조는 압력강하 계산시와 마찬가지로 Figure 1의 180도 대칭 부수로에 대해서 수행되었으며, 반경방향 출력분포는 Figure 8과 같다. 그림에서 볼 때 열유속 분포가 최외환(4-th ring)이 가장 높으며, 내부환(2-nd ring), 중심봉(center rod) 및 중심환(3-rd ring) 순으로 나타났다.

부수로 해석시 기존 COBRA-IV-i 코드에서는 다루지 못했던 부분으로 축방향 각 부분에서의 국부압력을 이용하여 유동장 물성치를 계산하는 방법을 택하였고, 새로 개발된 이상류 마찰손실 증배계수 모형을 이용하였다. 또한 임계열유속 계산시 기존의 직접대입 방법에 의한 계산과 새로 모형화된 열평형을 고려하여 계산하는 방법 등 두가지 방법에 얻어진 결과를 실험치와 비교하였으며, Figure 9 및 Figure 10에 비교하였다. 기존 COBRA-IV-i 코드의 해석 방법인 직접대입 방법에 의해 예측된 결과는 실험치와 비교해 볼 때 RMS 오차가 27.3 %로 나타났으나, 개선된 방법에 의한 예측 결과의 RMS 오차는 8.9 %로 매우 잘 예측하는 것으로 나타났다. 버턴이 존재하는 경우에는 직접대입 방법에 의해 예측된 결과의 RMS 오차가 24.5 %로 나타났으나, 열평형 방법에 의한 예측 결과의 RMS 오차는 8.5 %로 실험치를 매우 잘 예측하는 것으로 나타났다. 또한, 임계열유속 발생 위치를 검토해 보면, 많은 실험 결과에서 임계열유속 발생 위치는 Figure 1의 22번 핵연료봉의 37번 부수로 지점에서 발생하였으나, 예측결과는 측정된 핵연료봉의 인접된 핵연료봉 및 인접된 부수로인 23번 핵연료봉과 38번 부수로로 나타났다. 이와 같은 차이는 기존 COBRA-IV-i 코드의 한계성으로 보이며 보다 정확한 위치의 임계열유속 예측을 위해서는 부수로간의 난류혼합계수, 핵연료 부착물의 유동장 영향을 고려할 수 있는 모형, 비평형 상태를 고려할 수 있는 해석 모형 혹은 기포 이동 모형 등에 의한 새로운 접근 방법이 고려되어야 할 것으로 보인다.

5. 결론

중수로 핵연료 채널에 대한 부수로 해석을 수행하기 위해 이에 적합한 열수력 모형들로 기존 COBRA-IV-i 코드를 개선시켰다. 이를 이용하여 CANFLEX 장전 채널에 대한 부수로 해석을 수행하여 실험결과와 비교하였으며, 이들을 요약하면 다음과 같다.

- COBRA-IV-i 코드의 수정 및 개선된 모형들은 부수로간 동일체적교환 모형, 단상 및 이상류 압력강하 모형, 축방향 국부 압력을 이용한 유동상태의 계산방법, 임계열유속 계산시 열평형 계산방법의 적용, CHF lookup table 및 다발 부

- 착물 수정계수 등이었다.
- COBRA-IV-i 코드에 의한 채널 압력강하 예측시 축방향 절점수에 따라 두 개의 수렴해가 존재하며, 절점수 약 120개 이하에서 한개의 pseudo-solution이 존재하며, 이 절점 개수 이상에서 또 하나의 수렴해가 존재하였다. 이로 볼 때 COBRA-IV-i 코드에 의한 부수로 해석시 축방향 절점 개수의 선택이 중요한 것으로 나타났다.
 - 개선된 COBRA-IV-i 코드를 이용하여 CANFLEX 다발에 대해 압력강하 계산 결과를 실험측정치와 비교하였다. 그 결과 단상류 압력강하의 경우 CANFLEX 다발 실험자료에 대해 RMS 오차 1.8 % 미만으로 측정치를 잘 예측하였으며, 이상류 압력강하의 경우 CANFLEX 다발 실험자료에 대해 RMS 오차가 최대 5.0 % 이하로 측정치를 잘 예측하였다.
 - CANFLEX 다발의 버턴이 있는 경우와 없는 경우에 대한 임계열유속 실험결과와 비교한 결과 직접대입 방법에 의해 예측한 경우에는 RMS 오차가 최대 약 28 %로 나타났으나, 열평형 방법을 적용한 경우 RMS 오차는 최대 약 9.0 %로 매우 잘 예측하는 것으로 나타났다.
 - 대부분의 임계열유속 발생 예측 위치를 검토해 보면, 실험에서 예측된 핵연료봉 및 부수로의 인접 핵연료봉 및 인접부수로에서 발생하는 것으로 예측되었으며, 이와 같은 차이는 기존 COBRA-IV-i 코드의 한계성으로 보이며, 보다 정확한 위치의 임계열유속 예측을 위한 모형의 개발이 필요한 것으로 사료된다.
 - 또한, 본 논문에서 이용한 실험자료들은 프레온-134a를 작동유체로 측정된 자료들이므로 CANDU 원자로의 실제 핵연료채널의 적용을 위해서는 경수 혹은 중수에 대한 실험자료와의 부가적인 검증이 필요한 것으로 보인다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 중장기 개발 계획의 일환으로 수행된 것입니다.

참고문헌

- [1] M.F. Lightstone, "NUCIRC-MOD1.505 User's Manual", TTR-516, 1993.
- [2] H. Chelemer, P.T. Chu, and L.E. Hochreiter, "THINC-IV : An Improved Program for Thermal-hydraulic Analysis of Rod Bundle Cores", WCAP-7956, June 1973.
- [3] TORC Code : A Computer Code for Determining the Thermal Margin of a Reactor Core, April, 1986.
- [4] Stewart C.W. et al., "COBRA-IV-i: The Model and the Method", BNWL-2214, 1977.
- [5] P.F. Tye, "Fundamental Theory, The ASSERT Subchannel Code", ARD-TD-473, AECL, Feb. 1995.
- [6] 장순흥 및 백원필, "임계열유속 기초와 응용, 청문각", 1997년 2월.
- [7] D.C. Groeneveld et. al., "1995 Look-Up Table for Critical Heat Flux in Tubes", Nucl. Eng. Des., Vol. 163, 1-23, 1996.
- [8] 유연종 및 황대현, "부수로 해석 코드 MATRA α -version 개발", 97 추계 학술대회, pp.579-584 1997.

- [9] J.H. Park et al., "Single and Two-Phase Flow Pressure Drop for CANFLEX Bundle", Proceeding of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Seoul, Korea, May, 1998.
- [10] Y.L. Wong, "Generalized CHF Prediction for Horizontal Tubes with Uniform Heat Flux", M.A. Sc. (Mech. Eng.) Thesis, University of Ottawa, Ottawa, Ontario, Canada, 1988.
- [11] "CATHENA Mod-3.2n, Theoretical Manual", THB-CD-002, AECL, WNRE, Nov, 1989.
- [12] Joint AECL-KAERI CANFLEX 43 Element Bundle (CANDU-6) Reference Drawing, CANFLEX-37000-1-1-GA-E, Rev.1, Feb, 1995.
- [13] Rudzinski, K.F. and Snoek, C.W., "Development of a Model to Predict the CHF Enhancement Factor in Interconnected Subchannels", ARD-TD-170, 1989.
- [14] D.E. Bullock, G.R. Dimmick, and J.H. Park, "Critical Heat Flux Data for an Electrically Heated 43-Element 6-metre Vertical Bundle Cooled by Freon-134a in an Uncrept Flow Tube", FFC-FCT-114/CANFLEX-114, AECL, Feb, 1998.
- [15] J.H. Park et al., "CANGEO Program Description and User's Manual", KAERI/TR-932/97, Nov, 1997.
- [16] J.H. Park and G.R. Dimmick, "Evaluation of Freon-134a Thermodynamic Properties", FFC-FCT-32, AECL-CRL, Jan, 1997.

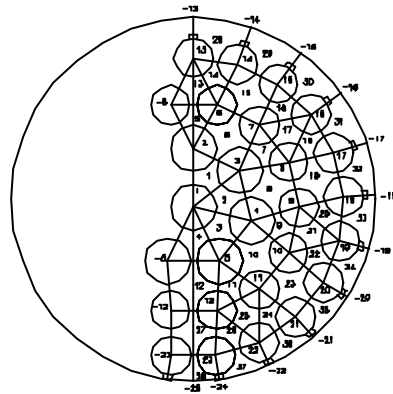


Figure 1 Nodalization of Subchannel Selection for a Half Channel Symmetry of CANFLEX Bundle

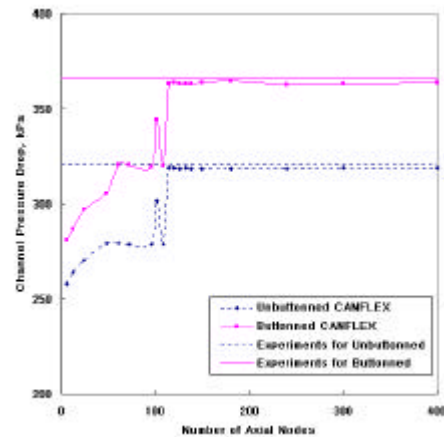


Figure 2. Convergent Pressure Drop According to the Number of Axial Nodes

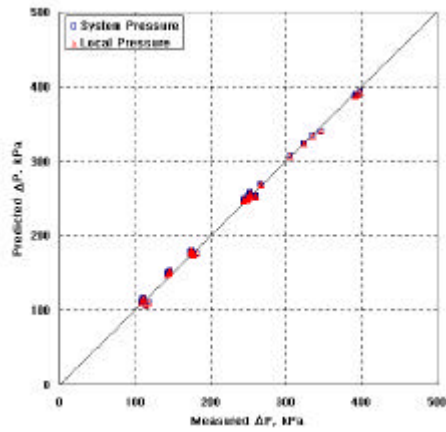


Figure 3, Comparison of Channel Pressure Drop of Unbuttoned CANFLEX Bundle Using Local Pressure and System Pressure(Single Phase)

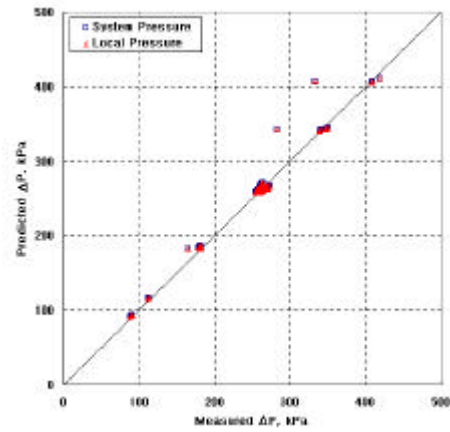


Figure 4, Comparison of Channel Pressure Drop of Buttoned CANFLEX Bundle Using Local Pressure and System Pressure(Single Phase)

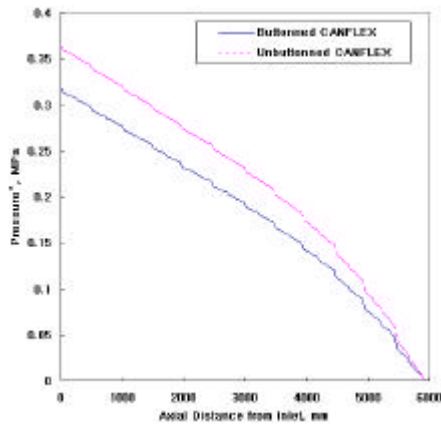


Figure 5, Channel Axial Pressure Distribution for Unbuttoned and Buttoned CANFLEX Bundle

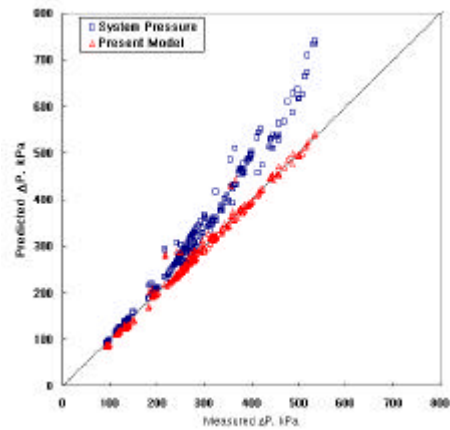


Figure 6, Comparison of Channel Pressure Drop of Unbuttoned CANFLEX Bundle Predicted Using Local Pressure and System Pressure

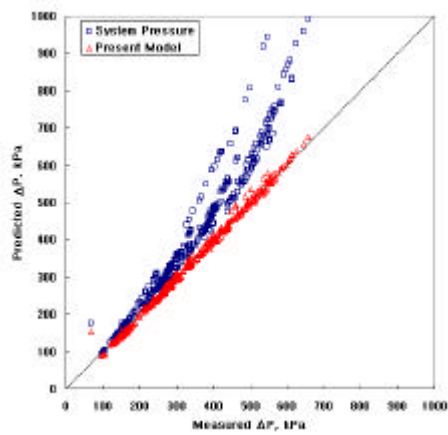


Figure 7, Comparison of Channel Pressure Drop of Buttoned CANFLEX Bundle Predicted Using Local Pressure and System Pressure

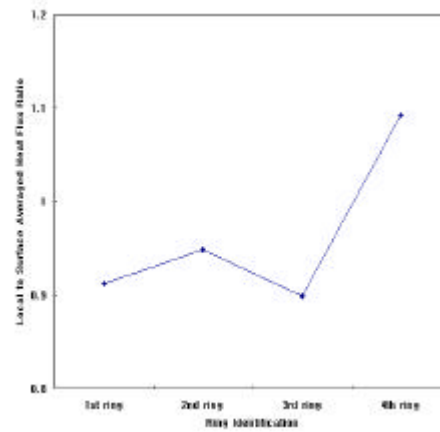


Figure 8, Radial Heat Flux Distribution of CANFLEX Bundle

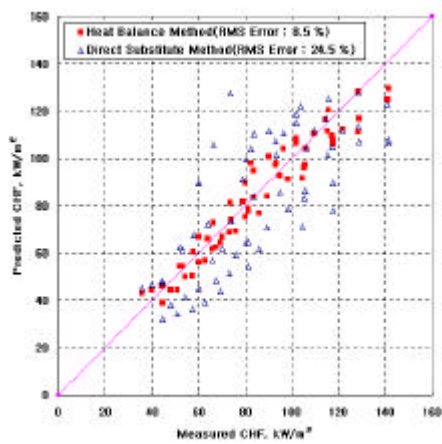


Figure 9, Comparison of Predicted and Experimental CHF for Unbuttoned CANFLEX Bundle

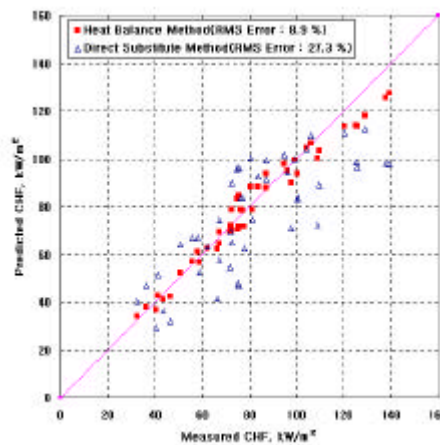


Figure 10, Comparison of Predicted and Experimental CHF for Buttoned CANFLEX Bundle