

하나로 핵연료집합체에 대한 MATRA-h 수력학적 해석 모델 검증

Validation of MATRA-h Hydraulic Model for HANARO Fuel Assembly

채희택, 한기양, 박 철, 김학노, 이지복

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

하나로 노심의 열적 여유도를 평가에는 부수로 해석 코드인 MATRA-h를 사용하고 있는 바 이의 정확성 평가를 위하여 실험과 계산을 비교하였다. 핵연료집합체 안에서의 유속 분포를 확인하기 위하여 수행된 부수로 유속 측정 시험 결과로부터 각 부수로 별로 평균 유속을 도출하였다. 부수로 별 평균 유속을 코드 계산 결과를 비교함으로써 MATRA-h의 수력학적 계산 모델의 타당성을 확인하였다. 비교 검증 모델로 집합체 내부 유속 분포 측정이 가능한 18봉 핵연료집합체에 대한 실험 결과를 이용하였다. 계산된 부수로 유속 분포는 전체적으로 실험 결과를 잘 따르고 있으며 중심 수로에서는 측정 유속과 일치하고 외곽 수로에서는 작게 나타났다. 이러한 경향은 CHF가 발생하는 외곽 부수로에서의 유속을 작게 예측하게 되므로 안전성 측면에서 보수적이다.

Abstract

A subchannel analysis computer code named MATRA-h is used to evaluate the thermal margin of HANARO core. The accurate prediction of subchannel velocity is very important for evaluation of thermal margin. The average subchannel velocities of 18 element fuel assembly were obtained from the results of velocity measurement test. To validate the adequacy of the hydraulic model, the code predictions were compared with the experimental results for the subchannel velocity distribution in 18 element fuel channel. The calculated subchannel velocity distributions in the central channels coincided with those of experiment, while the subchannel velocities in the outer channels were smaller. It is expected that the hydraulic model of MATRA-h gives conservative CHF values from the point of safety because CHF phenomena had been occurred in the outer fuel element in the bundle CHF test of AECL.

1. 서론

하나로(HANARO, High-Flux Advanced Neutron Application Reactor) 노심의 열적 여유도를 평가하기 위하여 부수로 해석 코드인 MATRA-h[1]가 사용된다. MATRA-h는 COBRA-IV-I의

KAERI 수정판인 MATRA- α [2]에 하나로 노심 해석에 필요한 새로운 열전달 및 CHF 상관식, Subcooled void model 등을 추가하여 개발되었다. 부수로 해석 코드의 수력학적 해석 모델에 대한 검증은 위하여 하나로 핵연료집합체의 부수로 유속 측정 시험이 수행되었다. 비교 검증을 위하여 핵연료집합체 내부 유속 측정이 가능한 18봉 핵연료집합체에 대한 실험 결과를 이용하였다. 실험 결과로부터 도출된 부수로 별 평균 유속을 코드 계산 결과를 비교함으로써 MATRA-h의 수력학적 계산 모델의 타당성을 확인하였다.

2. 부수로 유속 측정 시험

2.1 유속 측정 시험

부수로 유속 측정 시험은 36봉과 18봉 핵연료집합체에 대해 수행되었으며 유속 측정은 LDV (Laser Doppler Velocimeter)를 이용하였다[3]. 18봉 핵연료집합체는 그림 1과 같이 반경 방향으로 Path A와 Path B에 대해, 축방향으로는 16개 지점에서 유속을 측정하였다. 실험 유량은 18봉 핵연료집합체의 경우 12.7kg/sec(설계유량)와 8.0kg/sec이었으며 18봉 핵연료집합체에 대한 기하학적 데이터는 표 1에 실려 있다. 36봉 핵연료집합체는 봉배열이 삼각 채널이므로 Laser beam이 다발의 내부까지 들어갈 수 없어서 다발의 입출구에서만 측정하였다.

2.2 부수로 평균 유속의 도출

2.2.1 부수로 유속 분포

부수로 유속 검증에 사용된 유속 측정 실험 결과는 대표적으로 Path A에 대해 그림 2와 같다. 18봉 핵연료집합체의 열수력 해석을 위한 부수로 구분은 그림 1과 같으며 전체 채널의 1/6에 해당한다. 유속 측정에 사용된 LDV의 Laser beam은 장애물을 통과하지 못하고 장애물 근처에서는 반사되는 Beam에 의해 유속 측정이 불가능하다. 실제로 Path-A의 경우 Beam이 중심지지봉 (Central Rod) 까지 도달하지 못하여 그림 1의 3번 부수로까지만 측정값이 유효하고 Path-B의 경우도 4번 부수로의 중간 부분까지만 측정이 가능하다. 측정값이 없는 1번 부수로나 2, 4번 부수로의 일부는 유속 분포를 가정하여야 하므로 이전 유속 분포 측정 실험[4]에서 중심지지봉 까지 측정된 데이터를 적용하여 장애물 부근의 유속분포를 도출하였다.

그림 2의 유속 측정 결과에 따르면 하부 봉단접합판(Bottom End Plate, BEP) 입구 영역에서는 외곽 채널의 유량이 중심 쪽보다 많이 유입되고 BEP를 지나며 전체적으로 평탄해짐을 알 수 있다. 이후 하부 간격체를 바로 지나서는($L/D_h=2$) 간격체의 영향으로 낙타 등과 같은 분포를 보이지만 $L/D_h=7$ 을 지나서는 유동이 발달되어 유사한 분포를 보여준다. 이러한 경향은 3개의 간격체에서 반복적으로 같은 결과를 보이고 있다.

2.2.2 부수로 평균 유속

실제 유속 분포는 측정 위치에서 r , θ , z 방향의 3차원 분포를 가질 것이고 측정치는 r , z 방향 2차원 분포이므로 θ 방향 유속 분포를 알 수 없다. 또한 코드 계산 결과는 해당 부수로의 평균 유속이므로 실험 결과로부터 부수로 평균 유속을 도출하기 위해서는 θ 방향 유속 분포를 가정하여야 한다. 여기서는 θ 방향으로는 유속이 같다는 가정 하에 측정 지점의 원주 방향 유로 면적을 고려하여 평균 유속(\bar{V}_j)을 구하였다. 여기에 채널 유량에 대한 질량 보존이 되도록 보정인자(w)를 곱하여 아래와 같이 부수로 평균 유속($V_{subchannel}$)을 구하였다.

$$\bar{V}_j = \frac{\sum_{i=1}^N (v_i A_i)}{\sum_{i=1}^N A_i} \quad (1)$$

$$w = \frac{V_{channel} A_{channel}}{\sum_{j=1}^n (\overline{V}_j A_j)} \quad (2)$$

$$V_{subchannel,j} = w \overline{V}_j \quad (3)$$

3. 검증 계산 모델

3.1 핵연료집합체의 압력손실계수

하나로 핵연료에서 압력 손실을 야기하는 부분은 핵연료봉 표면의 마찰 손실과 봉단접합관 및 간격체에 의한 압력 손실이다. 핵연료 영역에서의 마찰손실계수는 하나로 핵연료에 대한 압력강하 실험 결과를 바탕으로 개발된 다음의 상관식[5]을 사용하였다.

$$f_{18} = 7.927 \text{ Re}^{-0.6236} \text{ for Re} < 7000 \quad (4)$$

$$= 0.3357 \text{ Re}^{-0.2731} \text{ for Re} > 7000 \quad (5)$$

여기서 f_{18} 은 18봉 핵연료집합체의 마찰손실계수이고 Re 는 핵연료 영역에서의 Reynolds 수이다. 이와 함께 압력강하 실험 결과로부터 도출된 상하부 봉단접합관과 간격체의 압력손실계수 값은 표 2에 실려 있다.

3.2 수력학적 모델

3.2.1 채널 입구 유속 분포

그림 3은 채널 입구 유속 분포 즉, 하부봉단접합관의 상류 측 유속 분포가 비균일한 경우의 계산 결과를 보여 주고 있다. 비균일 분포는 하부 봉단 접합관 아래 14.4mm ($L/D_n=2$) 지점에서 측정된 유속 분포로부터 도출한 부수로 평균 유속을 적용하였다. 비균일한 입구 유속의 영향이 나타나는 영역은 하부 봉단접합관과 하부 간격체 사이이고 그 위로는 그림 5의 균일 분포 계산 결과와 거의 일치한다. 하부 영역에서도 균일한 경우가 비균일한 경우보다 실험 결과에 근접한 결과를 나타내었다. 열수력 해석의 관점에서 핵연료 상부 영역에서의 유동 분포가 관심이므로 균일한 입구 유속 분포를 적용하기로 하였다.

3.2.2 형손실 계수의 적용

봉단접합관이나 간격체의 형손실 계수에 대해 동일한 값을 적용할 경우 그림 4와 같이 부수로 별로 유속의 차이가 크지 않고 실험 결과와도 차이를 나타내므로 유로 면적에 따라 다른 형손실 계수(K)를 적용하기로 하였다. 전후단 유로 면적이 달라지는 봉단접합관의 경우에는 Idelchick 상관식[6]을, 유로 면적이 같은 간격체의 경우에는 Rehme 상관식[7]을 적용하였다. 코드에서 계산하는 봉단접합관과 간격체의 압력강하량이 실험값과 같아야 하므로 K 를 수정하며 반복 계산을 하였다. 봉단접합관과 간격체에 대한 각 부수로의 수정된 형손실 계수가 표 2에 실려 있다.

4. 검증 계산 결과

그림 1의 부수로 모형은 중심선에 대하여 2번 부수로와 4번, 5번 부수로와 7번이 대칭이므로 1, 2, 3, 5, 6번의 5개 부수로에 대해 평가한다. 그림 5에서는 이들 5개 부수로에 대한 계산 결과를 축방향 거리에 따라 실험 결과와 비교하였다. 계산된 부수로 유속은 유동 장애물로 작용하는 하부 봉단접합관이나 간격체를 지나며 부수로 별로 유속 차이가 커졌다가 유동이 발달되면서 차이가 작아지는 경향을 반복하고 있다. 1번과 2번 부수로 유속은 하부 간격체를 지난 후 거의 일정한 값을 유지하고 있고 유동관에 인접한 5번과 6번 유동은 하부 봉단접합관과 간격체를 지나며 유로 면적이 상대적으로 큰 3번 채널로 이동함을 알 수 있다.

전체적으로 유동 장애물인 하부 봉단접합관과 간격체를 지나며 부수로 별로 유속 분포가 달라지는 경향은 실험 결과를 잘 따르고 있다. 반면에 계산값은 중심 수로인 3번 부수로에서는 측정치와 잘 일치하고, 외곽 부수로인 5번과 6번 부수로에서는 측정치보다 작게 예측하고 있다. 18봉 핵연료집합체에 대한 AECL의 Bundle CHF 실험[8]과 MATRA-h를 이용한 Bundle CHF 해석 결과[9]에 따르면 CHF가 발생하는 핵연료봉은 외곽환에 위치한 봉으로 나타났다. 그러므로 외곽 수로에서의 유속을 작게 계산하는 위의 결과는 CHF 값을 감소시킨다는 측면에서 보수적인 결과를 나타낸다고 할 수 있다.

5. 결론

하나로 핵연료집합체 안에서의 유속 분포를 확인하기 위하여 수행된 부수로 유속 측정 시험 결과로부터 각 부수로 별로 평균 유속을 도출하였다. 해석 결과의 신뢰도를 높이기 위하여 실험 결과와 코드 계산 결과를 비교함으로써 수력학적 계산 모델의 타당성을 검증하였다. 비교 검증 모델로 집합체 내부 유속 분포 측정이 가능한 18봉 핵연료집합체에 대한 실험 결과를 이용하였다. 비교 검증 계산 결과, 전체적으로 유동 장애물인 하부 봉단접합관과 간격체를 지나며 부수로 별로 유속 분포가 달라지는 경향은 실험 결과를 잘 따르고 있다. 계산값은 중심 수로에서는 측정치와 잘 일치하고, 외곽 부수로에서는 측정치보다 작게 예측하고 있다. 이러한 경향은 CHF가 발생하는 외곽 수로의 유속을 작게 계산하게 되므로 CHF 값을 감소시킨다는 측면에서 보수적인 결과를 나타낼 것으로 예상된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었기에 감사의 뜻을 표한다.

참고문헌

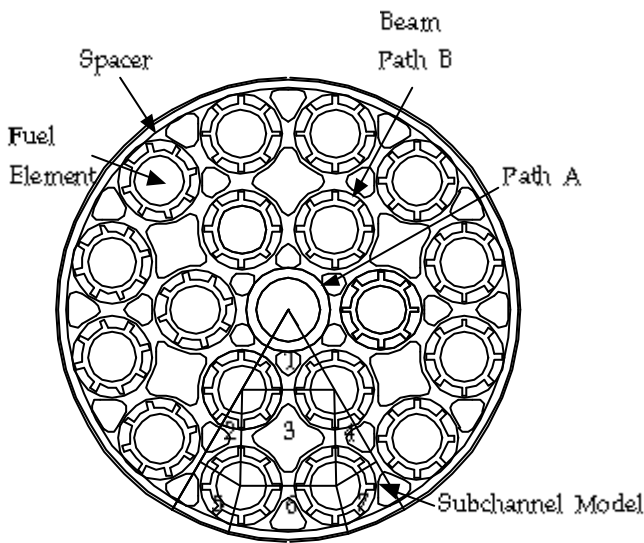
1. 임인철 외, "하나로 노심 부수로 해석을 위한 MATRA(Ver. α)의 수정", KAERI 기술보고서, KAERI/TR-1042/98, 98-05.
2. 유연중, 황대현, "부수로 해석 코드 MATRA α -version 개발", '97추계 원자력학술발표회논문집, Vol.1, p579, 97-10.
3. H.J.Chung, S.Cho, S.K.Yang and M.K.Chung, "Turbulent Flow in a Axially Finned Rod and Bundle with Spacer Grids", J. of Korean Nuclear Society, Vol.30, p332, 1998.
4. S.K.Yang and et al., "Subchannel velocity Measurement of KMRR 18 Element Fuel Assembly", KMRR Task Force Team Technical Report, TN-TE-001, 92-06.
5. H.T.Chae, "Evaluation of Single Phase Friction Factor and Form Loss Coefficients for KMRR Fuel Assembly", KMRR Task Force Team Technical Report, KM-033-RT-K048, 93-09.
6. I.E.Idelchik, "Handbook of Hydraulic Resistance", p160 and p169, 2nd ed., Hemisphere Pub. Co., 1986.
7. Rehme, "Pressure Drop Correlations for Fuel Element Spacers", J. of Nuclear Tech., Vol 17, 1973-01.
8. H.E.C.Rummens and E.G.Lux, "Results from the IRF 18E1 and 18E2 Bundle CHF Experiments", IRF-10203-TR-001, 97-05.
9. 임인철, 채희택, "MATRA-h를 이용한 하나로 Bundle 실험 Data 해석", KAERI 기술보고서, KAERI/TR-1090/98, 98-06.

표 1. 18봉 핵연료집합체의 기하학적 데이터

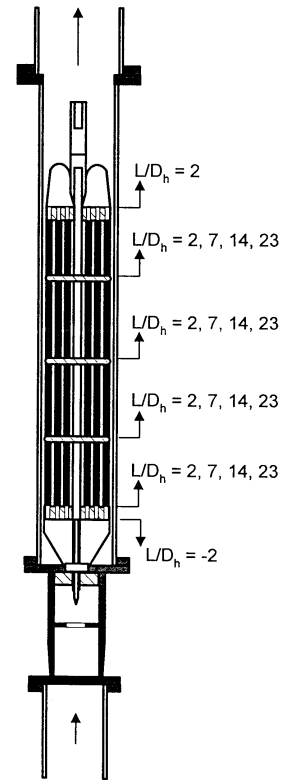
Number of heated rods		18
Element	Heated length(mm)	700
	Bottom unheated length	27
	Top unheated length	35
Sheath	Outer diameter of fin base	7.87
	Outer diameter over fins	9.91
Fin	Number of fins	8
	Height of fins	1.02
	Width of fins	0.76
Support tube	Number of support tube	1
	Support tube diameter	11.1
Bundle	Flow tube ID	60.0
	Net flow area(mm ²)	1,743
	Hydraulic diameter	7.25
	Total heat transfer area	517,154

표 2. 부수로 별 기하학적 데이터 및 형손실계수

Parameters		Subchannels					
		Sub-1	Sub-2	Sub-3	Sub-5	Sub-6	Total
Inlet	A_f (mm ²)	30.29	32.93	150.04	48.25	96.50	2635.1
	A_f	8.28	20.61	100.95	14.26	68.84	1486.8
Bottom Endplate	De (mm)	4.28	8.33	11.88	7.04	7.45	
	$K_{SEP,i}$	1.8304	0.6558	0.5861	1.5596	0.5560	0.8598
Fuel	A_f	27.94	19.22	95.19	32.25	64.50	1743.4
	De	5.73	7.49	9.28	6.51	6.51	
Spacers	A_f	17.46	12.77	72.76	15.54	31.09	1067.6
	De	2.03	2.08	2.89	2.18	2.18	
	$K_{SEP,i}$	0.8652	0.6915	0.3415	1.6505	1.6505	0.8509
Top Endplate	A_f	8.28	20.61	100.95	14.26	68.84	1486.8
	De	4.28	8.33	11.88	7.04	7.45	
	$K_{SEP,i}$	0.1601	0.0287	0.0219	0.1723	0.0171	0.0607
Outlet	A_f	24.52	32.93	150.04	48.25	96.50	2600.5

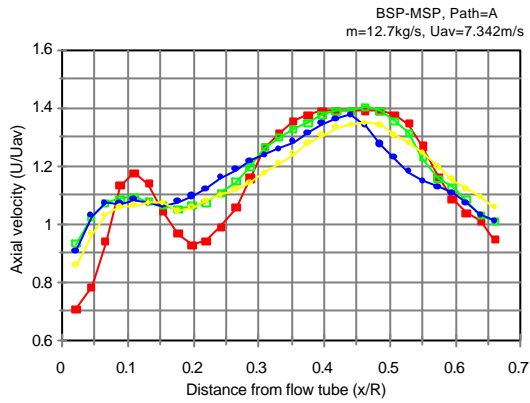


1) 반경방향

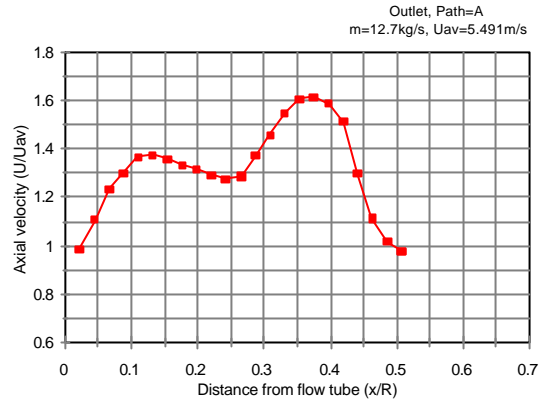


2) 축방향

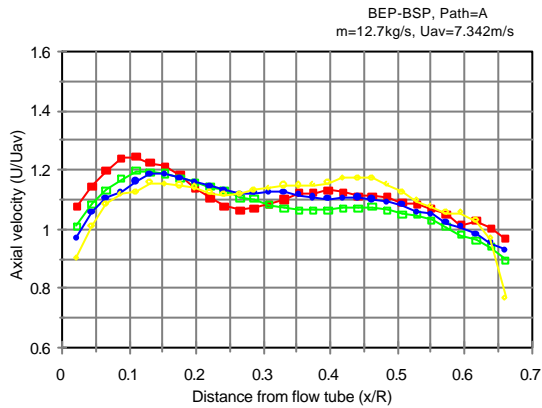
그림 1. 18봉 핵연료집합체의 유속 측정 위치 및 부수로 모델



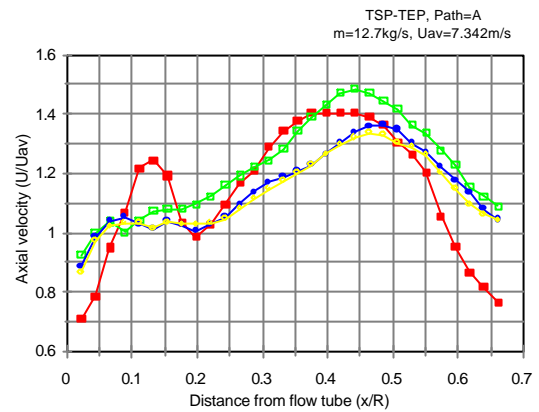
1) Bottom Spacer to Middle Spacer



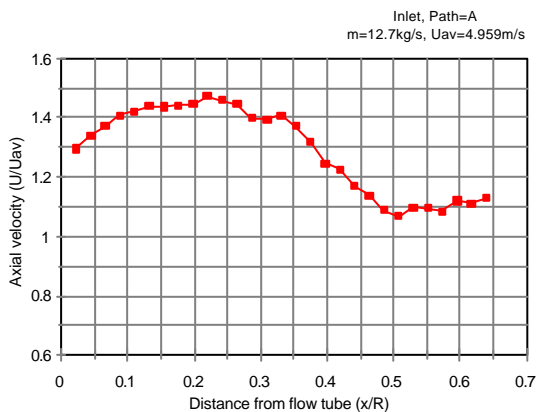
2) Downstream of Top Endplate



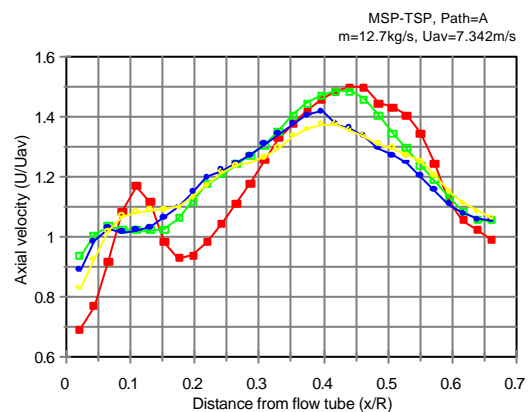
3) Bottom Endplate to Bottom Spacer



4) Top Spacer to Top Endplate



5) Upstream of Bottom Endplate



6) Middle Spacer to Top Spacer

그림 2. 반경 방향 측정 유속 분포 ($m=12.7\text{kg/sec}$, Path=A)

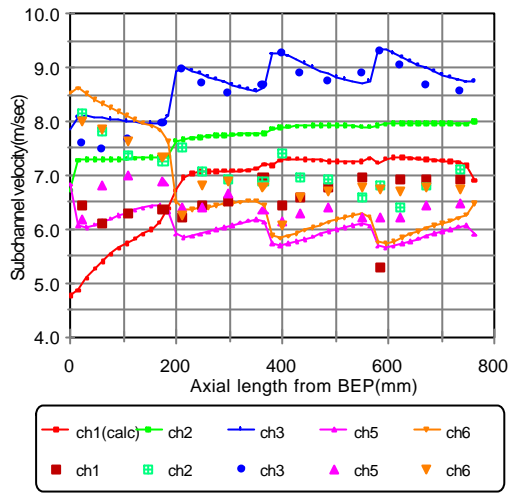


그림 3. 비균일 입구 유속 분포를 적용한 경우의 비교 검증 결과

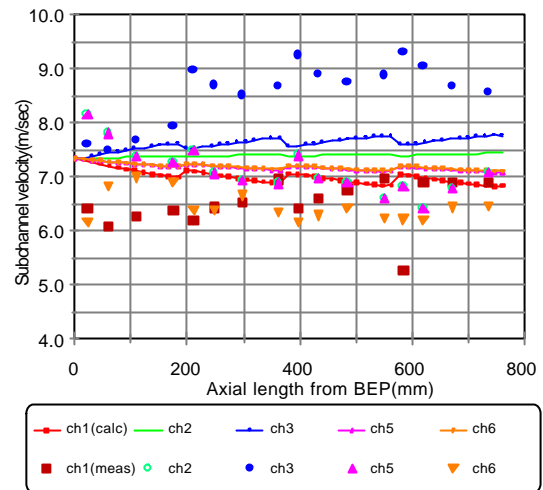
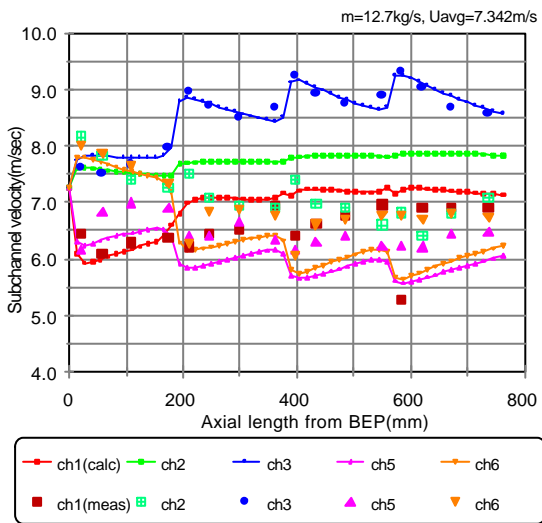
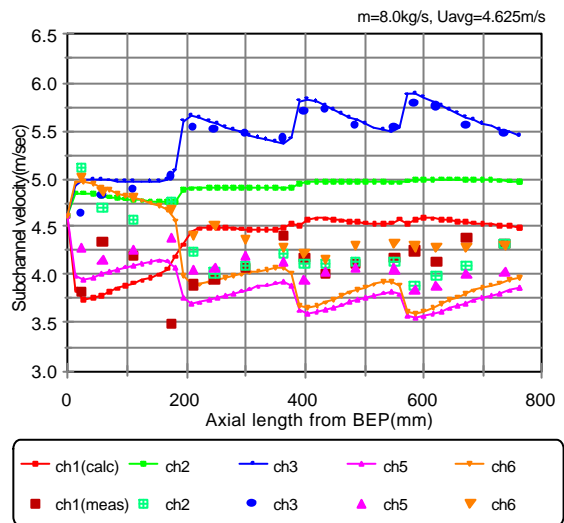


그림 4. 부수로 별로 동일한 형손실계수를 적용한 경우의 비교 검증 결과



1) $\dot{m}=12.7\text{kg/sec}$



2) $\dot{m}=8.0\text{kg/sec}$

그림 5. 부수로 유속 분포에 대한 실험과 해석 결과의 비교