

2001 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

SLTHEN 코드를 이용한 HYPER 단일 핵연료 집합체 부수로 해석

Subchannel Analysis of HYPER Single Fuel Assembly Using SLTHEN Code

김 창 현
한국과학기술원
대전광역시 유성구 구성동 373-1

탁 남 일, 송 태 영, 박 원 석
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

수정된 SLTHEN 코드를 이용하여 HYPER 노심을 대표할 수 있는 단일 핵연료(TRU) 집합체에 대하여 부수로 해석을 수행하였다. HYPER 단일 집합체 부수로 해석은 먼저 grid 나 wire spacer가 없는 bare fuel rod bundle을 표준 집합체로 선정을 하여 평균집합체 및 hot 집합체에 대해서 해석을 수행하였다. SLTHEN 계산결과로부터 부수로간 유량분할 및 열전달을 고려했을 때 최대 냉각재 출구온도가 평균집합체의 경우는 14.2°C, hot 집합체의 경우는 22.8°C 평균 냉각재 출구온도보다 높게 나타남을 알 수 있었다. 수정된 SLTHEN을 검증하기 위하여, SLTHEN에 의해 계산된 냉각재 반경방향 평균온도 분포를 해석적 계산결과와 비교한 결과 서로 잘 일치하는 것으로 나타났다. 집합체사이 gap 유량 및 turbulent flow mixing에 대한 민감도 분석은 수정된 SLTHEN이 부수로간 열전달을 합리적으로 모의하고 있음을 보여주었다. 특히 turbulent flow mixing을 변화시킴에 따라 얻은 SLTHEN 계산결과는 이 변수가 HYPER 조건에서, 개념설계에서 핵심인자로 고려되고 있는 최대 냉각재 온도 및 최대 피복재 온도에 큰 영향을 주지 않음을 보여주었다. 따라서 HYPER 부수로 해석을 위해 수정된 SLTHEN 코드는 개념설계 단계의 HYPER 노심 열수력설계에 유용하게 사용할 수 있다고 판단된다.

Abstract

Subchannel analysis was performed for a typical single fuel (TRU) assembly of the HYPER core using the modified SLTHEN code. The assembly which consists of bare fuel rods without grid and wire spacers was chosen and analysed for the average and hot conditions. SLTHEN predicted that the maximum coolant outlet temperatures of the

average and the hot assembly cases are higher than the average coolant outlet temperature by 14.2°C and 22.8°C respectively, when flow split and heat transfer between subchannels are considered. To validate the results, the calculated radially averaged coolant temperature by the modified SLTHEN code was compared with the existing one obtained by the analytical model. The comparison showed good agreements between two approaches. Additional sensitivity calculations were performed for the various inter assembly gap flow rates and turbulent flow mixing. These showed that the modified SLTHEN code can reasonably simulate the heat transfer between subchannels of the HYPER core. In particular, the maximum coolant and cladding temperatures, which are major parameters in the conceptual design stage, were not largely affected by the turbulent mixing in HYPER design conditions. Therefore, the modified SLTHEN code for subchannel analysis of the HYPER core can be used effectively for thermal hydraulic design of the HYPER core in conceptual design stage.

1. 서 론

사용후 핵연료 처리 문제와 관련하여 세계적으로 가속기 구동 미임계 핵변환로 (Accelerator-Driven transmutation System, ADS)에 대한 관심이 점점 더 고조되고 있다. 한국원자력연구소도 1997년부터 원자력 중장기 사업의 일환으로 가속기 구동 미임계 핵변환로 HYPER(HYbrid Power Extraction Reactor)의 개념설계에 관한 연구를 추진중이다[1].

HYPER 노심의 핵연료 집합체는 핵연료봉이 삼각배열 형태로 구성되어 있고, 덕트 구조를 갖는다는 점에서는 기존 LMR 핵연료 집합체와 유사하다. 그러나 HYPER 시스템은 냉각재로 Pb-Bi를 이용한다는 점과 wire-wrap이 없는 bare rod 형태의 구조로 설계하고 있기 때문에 기존의 LMR에 적용 가능한 부수로 코드들을 HYPER에 적용하기 위해서는 기존 코드의 수정/보완 그리고 검증이 필요하다. 따라서 지금까지의 간단한 설계 및 분석에서 탈피하여 보다 상세하고 정확한 설계를 위해서는 Pb-Bi 냉각시스템의 열수력 설계특성을 잘 모사할 수 있는 설계 도구의 개발/확보가 시급하다.

MATRA(COBRA) 및 SABRE4 코드와 같이 현재 사용되고 있는 대부분의 부수로 해석 코드들이 많은 기억용량과 계산시간을 필요로 한다는 단점을 보완하기 위하여, 보다 간단한 ENERGY 모델을 이용한 코드가 1970년대 중반 MIT(Massachusetts Institute of Technology)에서 개발되었다. 여기서 사용된 ENERGY 모델은 질량 및 운동량 보존 방정식을 직접적으로 풀지 않고 액체금속로 핵연료 집합체에 적합한 근사 모델을 이용하여 에너지 보존 방정식만 계산한다. 이러한 ENERGY 모델을 근간으로 하는 SLTHEN(Steady-state LMR core Thermal Hydraulics code based on ENergy model) 코드는 SUPERENERGY-2 코드를 개선하여 국내에서 개발되었다 [2, 3]. SLTHEN 코드는 삼각수로 형상을 갖는 액체금속로 해석에 적용되도록 개발되었으며, 강제 대류시에는 매우 정확한 온도분포 계산이 가능할 뿐만 아니라 계산시간도 현저하게 적게 걸리는 것으로 나타났다[4].

본 논문에서는 어셈블리간 열전달 현상을 포함하는 복잡한 다집합체 계산 및 실제적인 HYPER 노심 열수력 개념설계를 수행하기에 앞서 HYPER 노심을 대표할 수 있는 단일 핵

연료(TRU) 집합체에 대하여 부수로 해석을 수행하였다. 본 단일 집합체 해석의 목적은 (1) 현재 설계중인 HYPER 노심의 설계 조건에서 기존 해석적 방법에서는 불가능했던 부수로간 유동 분할 및 열전달 거동을 평가하고 (2) 부수로 해석에 있어서 가장 불확실한 변수인 turbulent flow mixing에 대한 민감도 분석을 수행함으로써 수정된 SLTHEN의 HYPER 적용가능성 및 한계를 평가하기 위함이다.

2. HYPER 노심 및 핵연료 집합체 설계

그림 1은 원자력연구소에서 설계중인 HYPER의 1/6 노심을 나타낸 그림이다. HYPER의 노심은 각각 237개의 핵연료(TRU) 집합체, 126개의 reflector, 78개의 shield, 12개의 fission product burning 집합체, 그리고 3개의 safety zone으로 구성되어있다. 냉각재 및 spallation target 재료로 liquid Pb-Bi를 사용한다. 노심 열출력은 1000MWth, active core height는 1.6m, 그리고 노심 내부에서의 냉각재 평균온도는 425°C이다. HYPER의 노심관련 설계 파라미터는 표 1에 기술하였다.

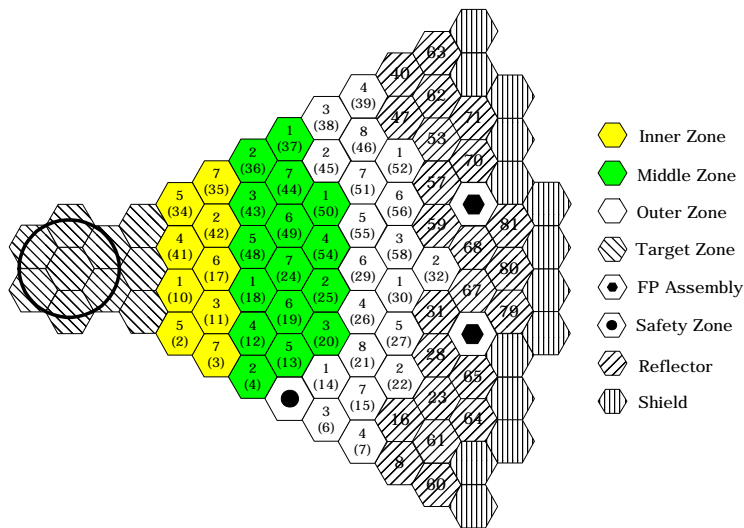


그림 1. HYPER 237 핵연료 집합체 노심 (1/6).

표 1에 기술된 기초 열수력 자료를 토대로 HYPER 노심의 평균적인 특성을 가지도록 HYPER의 표준 핵연료 집합체를 선정하였다. 선정된 표준 핵연료 집합체는 평균 선출력 밀도가 12.1526 kW/m인 217개의 핵연료 봉이 삼각배열 형태로 이루어지고 6각형의 단일 덕트 구조로 이루어진 핵연료 집합체이며, 핵연료 집합체당 4129.4 kW의 열출력을 가진다. 핵연료 집합체에 흐르는 Pb-Bi의 유량은 173.6kg/s이고 핵연료 집합체 부수로에서의 냉각재의 평균속도는 1.433m/s이다. 표준 집합체의 핵연료봉은 wire-wrap이 없는 bare rod 형태를 고려하였다. 핵연료봉 사이의 거리는 0.9916cm, P/D가 1.48로서 wire-spacer를 가지는 기존의 LMR에 비해서 핵연료봉 사이의 간격이 넓다.

표 1. HYPER 노심 열수력 기초 분석을 위한 참조 설계자료

Parameter	Values
Core :	
Core Thermal Power [MWth]	1000
Coolant	Pb-Bi Eutectic
System Operating Temperature [°C]	340 - 510°C
Cooling Type	Forced Convection
Active Core Height [m]	1.6
Fuel Assembly :	
Assembly Pitch [cm]	16.13
Inter Assembly Gap Thickness [cm]	0.3
Duct Inside Flat to Flat Distance [cm]	15.01
Duct Wall Thickness (cm)	0.26
Duct Wall Material	HT-9
Rods per Assembly	217
Nominal Linear Power Generation [W/m]	12152.6
Nominal Assembly Mass Flowrate [kg/s]	173.6 kg/s
Fuel Rod :	
Fuel Rod Arrangement	Triangular
Active Height (cm)	160
Outer Diameter (cm)	0.67
Pitch/Diameter	1.48
Cladding Material	HT-9
Cladding Thickness (cm)	0.068

3. SLTHEN 코드의 수정

SLTHEN 코드는 6각형 형태의 덕트로 둘러싸인 wire-wrap이 있는 핵연료봉 집합체에 대해서만 사용될 수 있도록 개발된 코드이기 때문에 wire-wrap(또는 wire-spacer)이 없는 구조에서는 적용이 불가능하다. HYPER 시스템의 핵연료 집합체는 핵연료봉이 삼각배열 형태로 구성되어 있고, 덕트 구조를 갖는다는 점에서 기존 LMR 핵연료 집합체와 유사하다. 그러나 HYPER 시스템의 핵연료 집합체는 냉각재로서 액체 나트륨이 아닌 Pb-Bi를 사용하고 현재까지는 wire-wrap이 없는 구조로 설계하고 있기 때문에 SLTHEN을 HYPER 시스템에 적용하기 위해서는 이 부분에 대한 SLTHEN 코드의 수정이 필요하다. 또한 유럽의 EA [5]의 경우처럼 핵연료 집합체 내부에서의 열전달을 증대시킬 목적으로 wire-wrap을 채택하는 경우도 있기 때문에 향후 HYPER 시스템의 핵연료봉 설계시 wire-wrap의 채택 가능성을 염두에 두어야 한다. 따라서 SLTHEN 코드의 수정은 wire-wrap/spacer가 있을 경우 뿐만 아니라 wire-wrap이 없는 bare rod bundle 형태의 부수로에서도 부수로 열전달 해석이 가능하도록 수정을 하였다.

(a) Pb-Bi 물성치 : SLTHEN 코드 입력자료에서 Pb-Bi 냉각재를 선택하여 계산할 수 있도록

코드에 Pb-Bi 관련 물성치 상관식을 포함하였다.

- (b) 압력강하 상관식 : wire-wrap을 갖는 구조에서는 Novendstern[6] 상관식을 bare rod 구조에서는 매끈한 원관에서의 마찰압력강하 상관식(Novendstern 상관식에서 $M=1$)을 사용하도록 루틴을 수정하였다.
- (c) 유동분할모델 : wire-wrap이 없는 경우에는 Noverndstern[6] 상관식을, wire-wrap이 있는 경우에는 Novendstern[6], Chiu-Rohsenow-Todreas[7], Cheng-Todreas[8] 모델중 선택하여 사용할 수 있도록 루틴을 수정하였다.
- (d) 난류혼합모델 : wire-wrap이 있는 경우에는 기존의 Chiu-Rohsenow-Todreas, Cheng-Todreas 모델을 사용하도록 하였다. 그러나 bare rod bundle의 경우에는 Rogers-Tahir[9], Dwyer[10], Nikurase[11], Rogers-Rosehart[12] 상관식을 고려할 수 있도록 수정하였고 사용자가 turbulent eddy(ϵ) 값을 직접 입력할 수도 있도록 하였다. 특히 turbulent eddy를 0으로 줄 경우 난류혼합면에서 가장 보수적인 결과를 얻을 수 있다.

이렇게 수정된 SLTHEN 코드는 bare rod 및 wire-wrapped rod에 대한 분석 모델을 가지지만 HYPER에서 고려하고 있는 grid spacer에 대한 모델이 없어 향후 보다 현실적인 HYPER 부수로 해석에 있어서 한계를 가지고 있다.

4. HYPER 핵연료 집합체 부수로 해석

4.1 부수로간 열전달 평가 및 검증

그림 2는 SLTHEN 코드 계산을 위한 HYPER 표준 핵연료 집합체 부수로를 나타낸 것이다. 핵연료 단일집합체의 부수로는 interior, edge, corner를 포함하여 총 438개의 부수로로 구성되어 있으며, 그외에 덕트의 온도계산을 위한 노드와 덕트와 덕트사이의 갭에서의 온도계산을 위한 노드로 각각 54개의 노드가 할당되어 있다. 따라서 핵연료 집합체 하나의 부수로 계산을 위해서는 축방향 노드당 총 546개의 노드가 할당된다.

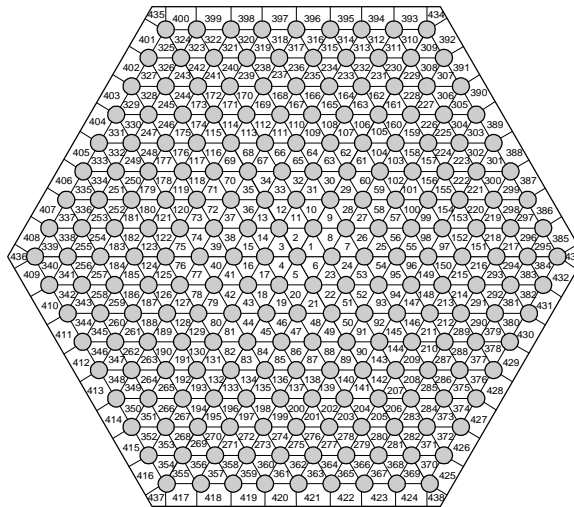


그림 2. HYPER 표준 핵연료 집합체 부수로 체계.

HYPER 표준 핵연료 집합체에 대한 부수로 해석은 평균집합체와 hot 집합체의 두가지 단일 집합체에 대해서 수행하였다. 먼저 축방향 열출력 분포는 축방향 침투출력인자(Fz)가 1.2를 갖는 chopped cosine 형태를 가진다고 가정하였다. 핵설계분야에서 계산중인 HYPER의 실제 축방향 열출력 분포를 보면 중심부에 외부중성자원을 갖는 미임계노심 특성에도 불구하고 chopped cosine 형태에서 크게 벗어나지 않는다[1]. 평균집합체는 반경방향 침투출력인자(Fr)가 1.0인 집합체이며 hot 집합체는 반경방향 침투출력인자가 1.6인 집합체로서 집합체내의 반경방향 출력분포는 균일하다고 가정하였다. HYPER 표준 핵연료 집합체에 대한 SLTHEN 계산 결과를 표 2에 정리하였다.

표 2. HYPER 표준 핵연료 집합체에 대한 SLTHEN 계산 결과

Item	평균집합체 (Fz=1.2, Fr=1.0)	hot 집합체 (Fz=1.2, Fr=1.6)
Average Exit Coolant Temp. [°C]	510.0	612.0
Peak Coolant Temperature [°C]	524.2	634.8
Peak Clad Temperature [°C]	536.7	654.7
Pressure Drop [kPa]	32.6	32.8
Inlet Velocity [m/s]		
Average	1.433	1.433
Interior	1.449	1.449
Edge	1.382	1.382
Corner	1.097	1.097
Bypass	-	-
Inter Gap	0.000	0.000

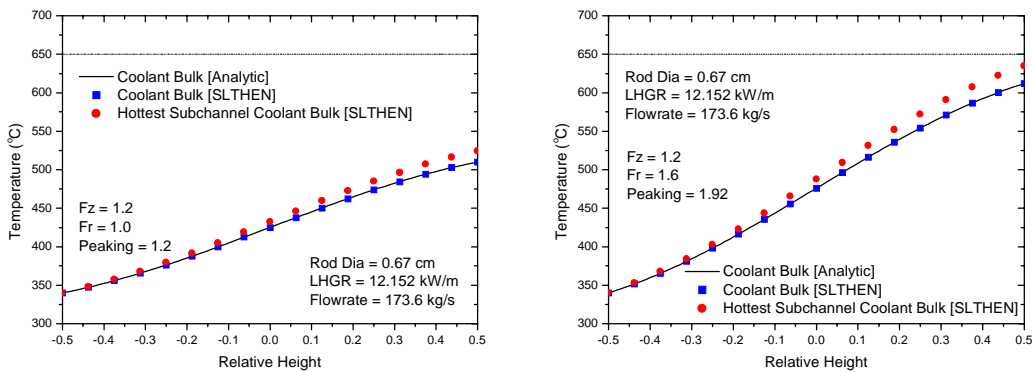
[참고] Flow Split Model : Novendstern

SLTHEN 계산결과 얻은 입구속도 분포를 보면 corner 부수로 냉각재 속도가 평균 유속보다 약 23.4% 정도 낮고 중앙부수로 냉각재 속도가 평균 유속보다 1.1% 정도 빠름을 알 수 있다. 냉각재의 최고온도는 집합체 중앙 부수로에서 발생하는데 그 값은 표 2에 나타내었듯이 평균집합체인 경우 524.2°C로서 집합체 중앙부의 온도가 평균 냉각재 출구 온도 510°C에 비해서 14.2°C(약 2.8%) 높게 나타남을 알 수 있다. 핵연료 피복재의 온도 역시 핵연료 집합체 출구에서 가장 높고 그 온도는 536.7°C정도로 계산되었다. 또한 hot 집합체의 경우 최대 냉각재 온도는 634.8°C로 계산되었는데 이것은 평균 냉각재 출구온도 612°C에 비해서 22.8°C(약 3.7%) 높은 값이다. 최대 핵연료 피복재의 온도는 654.7°C로 나타났다. 해석적 모델[1]을 이용한 평균 채널 분석결과인 523°C와 hot 채널 분석결과 633.8°C와 비교해보면 각각 13.7°C(약 2.6%)와 20.9°C(약 3.2%) 높은 결과이다. 이러한 사실은 유동 분할 및 부수로 열전달을 고려한 노심설계의 필요성을 잘 보여준다. 즉 현재의 HYPER 노심 설계내용과 침투출력인자 1.92(Fz=1.2,Fr=1.6)인 chopped cosine 출력분포에 대해서, 간단한 해석적 모델은 피복재 최대 온도가 설계기준값 650°C 미만을 만족한다고 예측하지만 유동분할 및

부수로 열전달을 고려한 SLTHEN은 피복재 최대 온도가 설계기준값을 4.7°C 초과한다고 예측하고 있다.

온도가 가장 높은 부수로에서의 최대 냉각재 온도와 그때의 핵연료 피복재 온도와의 온도차 ΔT 는 각각 12.5°C와 22.8°C로 해석적 모델에서 계산한 온도차 ΔT 인 13.0°C, 21.8°C와 거의 비슷함을 알 수 있다. 이것은 피복재와 냉각재의 대류열전달 계산에서 서로 비슷한 실험식을 이용했기 때문일 것이다.

HYPER geometry에 대한 Pb-Bi 실험자료가 없기 때문에 수정된 SLTHEN에 의한 Pb-Bi 열전달 거동을 정확히 검증하기는 불가능하다. 그러나 출력분포가 chopped cosine이라는 해석적 함수로 주어져 있으므로 냉각재 평균 거동은 간단한 해석적 모델[1]에 의해 비교 검증할 수 있다. 그림 3은 SLTHEN과 해석적 방법[1]에 의해 구한 냉각재 온도 계산 결과를 비교한 것이다. SLTHEN 계산결과는 해석적 방법으로 구한 해와 완전히 일치함을 보여준다. 또한 SLTHEN 계산결과를 살펴보면 두가지 경우 모두 냉각재의 최대 온도는 모든 부수로에서 핵연료 집합체 출구에서 발생하는데 에너지 보존을 고려하면 당연한 결과라 할 수 있다.



(a) 평균집합체

(b) hot 집합체

그림 3. SLTHEN과 해석적 방법[1]의 반경방향 냉각재 평균온도 비교결과.

그림 3의 검증은 반경방향으로 평균된 축방향 냉각재 온도 분포만을 보여주므로 단지 핵연료와 냉각재간 에너지 보존만을 검증해줄 뿐 부수로간 에너지 전달에 대한 정보를 제공하지는 않는다. SLTHEN이 부수로간 유동혼합 및 열전달을 합리적으로 모사할 수 있는가를 살펴보기 위해서 집합체사이 inter gap 유량을 변화시켜가면서 SLTHEN 계산을 수행하였다. 그 결과 그림 4에 나타난 것처럼 inter gap 유량이 클수록 집합체 gap 인근 부수로의 온도가 낮아짐을 알 수 있는데 이는 수정된 SLTHEN이 부수로간 열전달을 합리적으로 모사함을 정성적으로 보여준다. 그림 4로부터 inter gap 유량은 HYPER 노심 설계 조건에서 집합체 duct 인근 부수로의 온도에만 영향을 줄 뿐 집합체 중앙 부수로에는 영향을 주지 못함도 알 수 있다.

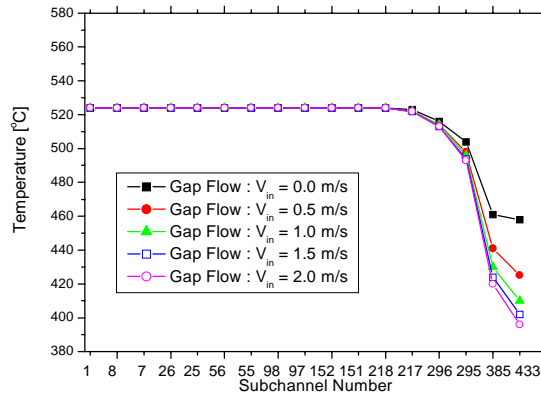


그림 4. 집합체사이 inter gap flow의 변화에 따른 반경방향 부수로 출구 온도 분포.

4.2 Turbulent Mixing 영향

SLTHEN은 wire-wrap을 가진 연료봉에 대해서만 실험적 검증이 수행된 코드이므로 HYPER 분석에 쓰인 bare rod 계산결과는 상당한 불확실성을 가질 수 있다. 특히 부수로 해석에서 가장 불확실한 변수가 난류혼합관련 변수이다. 따라서 bare rod 분석에 있어서 난류혼합의 영향을 반드시 평가해보아야 한다.

SLTHEN은 부수로간 난류혼합변수로서 turbulent eddy diffusivity(ϵ_H)를 이용하고 있다. 본 연구에서는 bare rod bundle에 적용할 수 있는 4가지 turbulent eddy diffusivity 모델을 고려해보았다. 4가지 난류혼합변수 상관식을 HYPER 단일 핵연료(TRU) 집합체에 적용할 경우 전형적인 turbulent eddy diffusivity, ϵ_H 값을 표 3에 정리하여 나타내었다. 계산에 사용된 물성치는 핵연료 부수로 내부 평균온도인 425°C를 기준으로 계산하였다.

표 3. bare rod bundle에서 각 상관식에 따른 turbulent eddy diffusivity(ϵ_H)값 비교

Correlations	Rogers-Tahir[9]	Dwyer[10]	Nikuradse[11]	Rogers-Rosehart[12]
ϵ_H	0.1431E-4	0.8121E-5	0.6769E-4	0.4E-4

[참고] Reference Temperature : 425°C

계산된 ϵ_H 값은 상관식에 따라 서로 다른 값을 나타내고 있지만 계산 결과는 대략적으로 10^{-5} 정도의 오더를 갖는다. 난류혼합계수에 대한 불확실성이 크다는 점과 이 정도의 값에서는 난류혼합의 효과가 그리 크지 않기 때문에 ENERGY 모델을 사용하는 SLTHEN을 이용하여 부수로 열전달 해석을 할 경우 각 상관식에 따른 계산 결과의 차이는 크지 않을 것으로 예측할 수 있다.

난류혼합의 정도에 따른 부수로 열전달 영향을 평가하기 위하여 다음과 같이 4가지 경우에 대하여 SLTHEN 계산을 수행하였다. CASE I은 난류혼합이 없는 경우이며, CASE II, III,

IV는 각각 turbulent mixing parameter가 0.001~0.1인 경우이다. 난류 혼합이 없는 CASE I 은 부수로간 열전달이 없어 가장 보수적인 결과라 할 수 있다. 그 결과 표 4에 정리된 바와 같이 mixing parameter가 0.0에서 0.01까지 증가시켰을 때 HYPER 노심 설계 조건에서 부수로 최대 출구 온도나 최대 피복재 온도는 거의 영향을 받지 않는 것을 알 수 있다.

표 4. 난류혼합의 정도가 부수로 열전달에 미치는 영향

Item \ Case	CASE I	CASE II	CASE III	CASE IV
Mixing Parameter	0.0	0.001	0.01	0.1
Eddy Diffusivity [m ² /s]	0.0	0.137E-4	0.137E-3	0.137E-2
Avg. Exit Coolant Temp.[°C]	510.0	510.0	510.0	510.0
Peak Coolant Temperature [°C]	524.2	524.2	524.2	520.7
Peak Clad Temperature [°C]	536.7	536.7	536.7	533.2

[참고] Flow Split Model : Novendstern

그러나 그림 5에 나타낸 바와 같이 난류혼합이 증가함에 따라서 중심 부수로와 가장자리 부수로의 온도 구배가 감소하는 것을 알 수가 있었다. 이것은 수정된 SLTHEN이 부수로간 난류혼합에 의한 열전달을 잘 모사할 수 있음을 정성적으로 보여준다.

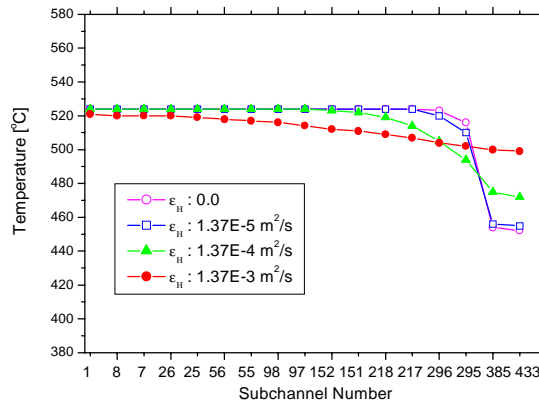


그림 5. turbulent eddy의 변화에 따른 부수로 출구 온도 분포.

삼각배열 형태의 HYPER 표준 집합체 내부 부수로는 Rogers-Tahir 상관식을 적용하여 계산하면 약 $\beta = 0.00225$ 정도로 PWR에서의 전형적인 값 0.0035와 BWR에서의 전형적인 값 0.00484 보다 낮은 값을 가진다 [13]. 또한 Pb-Bi 냉각재에 의한 노심 구조물의 erosion을 방지하기 위해 냉각재 속도는 최대 2.0m/s를 넘지 않도록 제한을 두고 있기 때문에, 난류 유동 혼합에 의한 영향은 기존의 LMR 뿐만 아니라 경수로에 비해서 적게 나타날 것으로 예상된다. 뿐만아니라 bare rod bundle 형태의 HYPER 핵연료 집합체 부수로에서의

turbulent eddy diffusivity의 값은 대략적으로 10^{-5} 정도의 값을 갖게 되므로 wire-wrap과 같은 난류 혼합을 증대시키는 구조를 고려하지 않는 한, 그림 5로부터 난류혼합이 부수로 내부 열전달에 미치는 영향은 크지 않다는 것을 알 수 있다.

IV. 결 론

기존의 나트륨 냉각 액체금속로 노심 열수력 설계를 위해 개발된 SLTHEN 코드를 Pb-Bi 냉각재를 이용하는 HYPER 노심 분석을 위해 수정하였다. 수정된 SLTHEN 코드를 이용하여 집합체간 열전달 현상을 포함하는 복잡한 다집합체 계산 및 실제적인 HYPER 노심 열수력 설계를 수행하기에 앞서 HYPER 노심을 대표할 수 있는 단일 핵연료(TRU) 집합체에 대하여 부수로 해석을 수행하였다. HYPER 단일 집합체 부수로 해석은 먼저 grid나 wire spacer가 없는 bare fuel rod bundle을 표준 집합체로 선정을 하여 해석을 수행하였다. SLTHEN 계산결과로부터 부수로간 유량분할 및 열전달 고려했을 때 최대 냉각재 출구온도가 평균집합체의 경우는 14.2°C , hot 집합체의 경우는 22.8°C 만큼 평균 냉각재 출구온도보다 높게 나타남을 알 수 있었다. 특히 hot 집합체의 경우 기존의 해석적 방법에서는 최대 피복재 온도가 설계기준값 650°C 보다 15.2°C 낮았으나 부수로간 유동분할 및 열전달을 고려한 SLTHEN 분석에서는 설계기준값을 4.7°C 초과함을 알 수 있었다.

냉각재 반경방향 평균온도 분포의 해석적 계산결과와의 비교, 집합체사이 gap 유량 및 turbulent flow mixing에 대한 민감도 분석을 수행한 결과 수정된 SLTHEN이 부수로간 열전달을 합리적으로 모의할 수 있음을 알 수 있었다. 특히 turbulent flow mixing을 변화시킴에 따라 얻은 SLTHEN 계산결과는 이 변수가 HYPER 조건에서, 개념설계에서 핵심인자로 고려되고 있는 최대 냉각재 온도 및 최대 피복재 온도에 큰 영향을 주지 않음을 보여주었다. 따라서 HYPER 부수로 해석을 위해 수정된 SLTHEN 코드는 개념설계 단계의 HYPER 노심 열수력설계에 유용하게 사용할 수 있다고 판단된다. 그러나 수정된 SLTHEN은 grid spacer를 갖는 집합체에 대한 분석모델이 없으므로 보다 현실적인 HYPER 노심 열수력 해석에 대한 한계를 갖고 있다.

감사의 글

본 논문은 과학기술부에서 시행하는 원자력중장기사업의 지원으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] 박원석 외, "고준위 폐기물 처리·전환 기술 개발 : 핵종변환기반기술개발," KAERI/RR-2117/2000, 2000.
- [2] W. S. Yang, "An LMR Core Thermal-Hydraulics Code Based on the ENERGY Model," Journal of Korean Nuclear Society, Vol. 29, No. 5, pp. 406-416, 1997.
- [3] 양원식 외, "정상상태 액체금속로 노심 열수력 해석 코드 개발," 95-83, 기초전력공동

연구소, 1996.

- [4] W.S. Kim and Y.G. Kim, "MATRA-LMR Code for Thermal-Hydraulic Subchannel Analysis of LMR," NTHAS 98, Pusan Korea, 10. 1998.
- [5] C. Rubbia et al., "Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier," CERN/AT/95-44(ET), 1995.
- [6] E. Novendstern, "Turbulent Flow Pressure Drop Model for Fuel Rod Subassemblies Utilizing a Helical Wire-wrap Spacer System," Nuclear Engineering and Design, Vol. 22, pp. 19-27, 1972.
- [7] C. Chui, W.M. Rohsenow, and N.E. Todreas, "Turbulent Flow Split Model and Supporting Experiments for Wire-wrap Core Subassemblies," COO-2245-56TR, MIT, 1978.
- [8] S.K. Cheng and N.E. Todreas, "Hydrodynamic Models and Correlations for Bare and Wire-wrapped Hexagonal Rod Bundles - Bundle Friction Factors, Subchannel Friction Factors and Mixing Parameters," Nuclear Engineering and Design, Vol. 92, pp. 227-251, 1986.
- [9] J.T. Rogers and A.E. Tahir, "Turbulent Interchange Mixing in Rod Bundles and the Role of Secondary Flows," ASME75-HT-31, 1975.
- [10] O.E. Dwyer, "Eddy Transport in Liquid-Metal Heat Transfer," A.I.Ch.E. Journal, Vol. 9, No. 2, Pp. 261-263, 1963.
- [11] J. Nikurase, "Gesetzmäßigkeit der Turbulenten Strömung in glatten Röhren Forschungsheft," VDI-Forschungsheft, p.346, 1932, cited in Y.S. Tang et al., "Thermal Analysis of Liquid-Metal Fast Breeder Reactors," p.145, American Nuclear Society, 1977.
- [12] J.T. Rogers and R.G. Rosehart, "Mixing by Turbulent Interchange in Fuel Bundles - Correlations and Inferences," SME, Paper No. 72-HT-53, 1972.
- [13] N.E. Todreas and M.S. Kazimi, "Nuclear System II," Hemisphere Pub. Corp., 1990.