

KALIMER 노심 개념설계를 위한 노심 압력강하 계산모듈 개발 Pressure Drop Calculation Modules for KALIMER Core Conceptual Design

임현진, 오세기
아주대학교
경기도 수원시 팔달구 원천동 산 5

김영균, 김영일
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 연구는 와이어 격자 지지 액체금속로의 노심 압력 강하 예측을 위한 전산 코드의 기본 체계를 구축한 것이다. 노심 압력강하 모듈은 냉각재 유동 특성을 기준으로 총 7개의 모듈로 구성하였다. 핵연료 번들 모듈에 대해서는 Novendstern, CRT(Chiu-Rosenhow-Todreas), CT (Cheng & Todreas) 모델을 이용하였고, 기타 모듈에 대해서는 기존 상관식 및 급 확장 및 급 수축 유동 현상으로 모델링 하였다. KALIMER 평형노심 핵연료 집합체의 설계 자료를 예로 계산한 결과, 모듈의 총 압력강하는 약 0.495 MPa로 계산되었다.

Abstract

Pressure drop calculation modules for KALIMER conceptual design has been developed. The module is divided into seven sub-modules which were classified by fluid characteristics of the coolant in the sodium cooled LMR fuel subassemblies. For each modules, fuel bundle module includes Novendstern, CRT(Chiu-Rosenhow-Todreas) and CT (Cheng & Todreas) model and others were developed by using simple formulas of sudden expansion and sudden contraction. A case calculation study was done using design data of a KALIMER breakeven core conceptual design. As a calculation result, total pressure drop in the LMR whole core was calculated as 0.495 MPa, which is in the reasonable pressure drop range. The modules will be used for LMR whole core pressure drop calculation in the core conceptual design with further improvements.

1. 서론

액체금속로 노심은 일반적으로 삼각형 격자 형태로 장전되어 있는 연료봉 다발을 육각형 형태의 덕트로 감싸고 있는 집합체로 구성되어 있으며, 덕트와 덕트 사이에는 유량의 교환이 없는 폐쇄회로를 형성하고 있다. 따라서 이들 집합체에서 발생하는 열량을 효과적으로 추출하기 위해서는 각각의 집합체에 흐르는 냉각재 유량을 적절하게 분배하고, 그에 따른 온도분포를 적절하게 유지시키는 것이 열수력 설계의 기본 목표가 되는 것이다.[1]

노심 전체에 대한 냉각재 유량분배 개념은 전출력에 대한 필요 유량을 결정한 후, 노심 집합체별 출력 분포에 따라 각 집합체별로 유량을 결정하는 것이다. 이러한 각 집합체의 유량을 몇 개의 동일 유량 그룹으로 구성한 후, 집합체의 온도 분포를 계산하여 각 그룹의 피복관 최고 중심 온도가 동일하도록 하고, 이때의 압력강하를 고려하여 집합체 하부에 오리피스 구성하게 된다. 따라서, 냉각재 유량분배 조절을 위한 핵연료 집합체 전체 압력강하의 정확한 예측이 노심 열수력 설계에서 중요하게 요구되는 사항이다.

본 연구는 액체금속로 노심 전체의 압력강하 계산을 위한 전산체제의 기본 구축으로, 집합체 핵연료 번들 부분의 압력손실계수 상관식에 대해서는 Novendstern, CRT (Chiu-Rosenhow-Todreas), CT (Cheng & Todreas) 모델을 도입하였고,[2,3] 오리피스 모델에 대해서는 CRBR 설계시 사용되었던 상관식을 적용하였으며, 이외의 모듈들에 대해서는 집합체의 형상에 따른 냉각재의 유동 특성을 기준으로 개발한 입구 노즐, 집합체 상부 및 하부, 핵연료 번들 입/출구로 구분하여 단순화하였다.[5,6] 또한, 개발된 계산모델의 검증은 KALIMER 평형(Break-even)노심의 핵연료 집합체 설계자료를 이용하였다.

2. 핵연료 집합체 유동 형태

일반적인 액체금속로 핵연료 집합체의 기하학적 형태는 그림 1과 같다. 집합체의 구성은 냉각재 유동 흐름에 따라 그림 2와 같이 오리피스, 입구노즐, 집합체 하부, 핵연료 번들, 집합체 상부로 단순화하여 구분할 수 있다.

노심 하부 플레넘에서 올라오는 냉각재는 오리피스에 의하여 유량이 분배되어 집합체의 최 하단부 측면에 일정한 배열 및 형태로 구성된 입구 노즐로 유입된 후, 집합체 하부에서 합류하여 핵연료 봉 번들 부분을 통과하면서 온도가 상승된 다음, 상부를 통해 재합류하여 집합체 외부로 유출된다.

이와 같은 냉각재의 유동 특성을 기준으로 핵연료 집합체를 총 7개의 모듈로 구분하였다. 각 모듈의 압력강하 현상은 핵연료 번들과 오리피스에 대해서는 선행 연구의 상관식을 적용하였으며, 형태손실에 주로 의존하는 모듈에 대해서는 급 수축(Sudden Contraction) 및 급 확장(Sudden Expansion) 모델로 단순화하였다.

3. 압력강하 계산 모듈

그림 2와 같은 간략한 집합체 모델의 압력 손실 계수는 냉각재의 유동특성을 결정하는 기하학적 구조와 이에 따른 레이놀즈 수에 의해 결정된다. 유동 특성에 따라 구분한 각 영역에 대한 레이놀즈 수(Re)는 다음과 같이 계산 된다.

$$Re_i = \frac{\rho_i u_{i,avg} D_{ei}}{\mu_i} \quad (1)$$

ρ_i : 소뿔 평균 밀도 (kg/m³)

$u_{i,avg}$: 평균유속 (m/sec)

D_{ei} : 등가직경 (m)

μ_i : 소뿔 평균 점도 (kg/m-sec)

따라서, 유동특성을 기준으로 집합체가 n개의 모듈로 구성되어 있다고 가정하면 집합체의 전체 압력강하 ΔP_{total} 은 각 모듈에 대한 형태 손실 및 마찰 손실의 총 합으로 다음과 같이 표현 할 수 있다.

$$\Delta P_{total} = \frac{\rho_i}{2} \sum_{i=1}^n [(K_i + f_i)v_i^2] \quad (2)$$

ρ_i : 소뿔 평균 밀도 (kg/m³)

K_i : 각 모듈에 대한 형태 손실 계수

f_i : 각 모듈에 대한 마찰 손실 계수

v_i : 각 모듈에서의 평균유속 (m/sec)

압력강하 현상이 형태손실에 주로 의존하는 입구노즐, 집합체 상, 하부모듈에 대해서는 다음과 같은 가정으로 수행하였다.

- 입구 노즐에서 유입되는 냉각재의 유량은 각 노즐에 동일하게 분배된다
- 집합체 하부 및 상부에서의 유동은 급 확대 (Sudden Expansion) 및 급 수축 (Sudden Contraction) 형태로 단순화한다
- 각 모듈 출구의 냉각재는 동일 유속 (Uniform Velocity) 으로 분포한다

노심 전체의 압력강하 계산모듈은 이와 같이 핵연료 집합체의 냉각재 유량과 그림 2에서와 같이 단순화 한 각 모듈의 기하학적 자료를 입력으로 하여, 오리피스부터 집합체 상부까지의 각 모듈에 대한 유속 및 레이놀즈 수(Re)를 구한 후, 이를 바탕으로 압력 손실 계수와 압력 강하를 계산하게 되는 것이다.

형태 손실에 관계된 상수들은 레이놀즈 수(Re)의 범위에 따라 주어진 기하학적 형상에 대해 나타낸 Idelchik의 데이터[5] 및 기존의 상관식과 최근에 실험을 통하여 개발된 상관식 [8,9]을 이용하였으며, 소뿔 냉각재의 물성치는 집합체 입구 온도와 출구 온도의 평균값을 적용하였다. 각 모듈에 대한 모델링은 다음과 같다.

3.1 오리피스 모듈

집합체 하부의 오리피스는 노심 집합체별 출력 분포에 따른 피복관의 최고 중심 온도가 동일하도록 몇 개의 유량 그룹으로 구분한 후, 이때 요구되는 압력강하를 오리피스를 통해 조절하게 된다. 현재 KALIMER 노심의 오리피스의 형태는 판형(Plate Type)의 오리피스를 필요한 압력강하에 따라 서로 엇갈리게 설치하는 개념을 고려하고 있다.

CRBR 설계시 개발되어 사용하였던 형태손실계수(K_{orifice})의 상관식은 설치되는 오리피스의 개수에 대해 다음과 같이 표현된다.

$$K_{\text{orifice}} = A \cdot \text{Re}_i^\alpha \text{De}_i^\beta \quad (3)$$

Re_i : 레이놀즈 수

De_i : 오리피스 등가직경

A, α, β : 오리피스 개수에 따른 상수

3.2 입구노즐모듈

입구 노즐에서의 압력강하 현상은 형태손실에 의존하며, 원통 수직관 구조에 직사각형 모양이 일정 개수와 간격으로 형성되어 있다고 가정하였다. 따라서, 주어진 입구노즐은 등가 직경의 개념으로 그림 3과 같이 단순화 할 수 있으며, 이에 대한 압력 손실 계수 K_i 는 입구 노즐에서의 레이놀즈 수가 $\text{Re} > 10^4$ 인 범위에서 대해 Idelchik의 데이터에 따라 다음과 같은 직경 및 면적 비의 함수로 표현될 수 있다.[5,6]

$$K_i = f(b/D_0, f') \quad (4)$$

$$f' = \left(\frac{bD_1}{\pi D_0^2/4} \right) : \text{노즐과 수직 원통관의 단면적 비}$$

3.3 핵연료 다발 모듈

액체금속로 설계에 보편적으로 도입된 핵연료 다발의 형태는 효과적인 유량 혼합과 일정 간격의 유지를 위해 와이어(wire)로 감긴 연료봉을 삼각형 격자 형태로 육각형 덕트에 장전하는 것이다. 그림 4와 같은 복잡한 기하형상에 의해 발생하는 압력강하 예측을 위해 지금까지 실험을 통해 여러 모델과 많은 상관식이 개발되어 사용하고 있다. 본 연구서는 핵연료 다발의 압력강하 모듈에 대해 Novendstern, Chiu-Rohsenow-Todreas (CRT), Cheng-Todreas (CT) 모델을 적용하였으며, 각 모델에 대한 유동마찰계수는 다음과 같다.[2,3]

· Novendstern 모델

Novendstern 모델은 매끈한 관의 난류유동에 대한 압력강하에 실험을 통한 보정치(M)을 고려하는 것으로 다음과 같이 표현된다.[7]

$$\Delta P_i = M f_{si} \frac{L}{D_{ei}} \frac{\rho V_i^2}{2} \quad (5)$$

여기서 M은 wire lead와 핵연료봉 직경비 (H/D) 및 핵연료봉의 pitch와 핵연료봉 직경비 (P/D)의 함수로 다음과 같다.

$$M = \left[\frac{1.034}{(P/D)^{0.124}} + \frac{29.7 (P/D)^{6.94} (Re)^{0.086}}{(H/D)^{2.239}} \right]^{0.885} \quad (6)$$

매끈한 관의 마찰계수 (f_s)는 Blasius 실험식을 사용하여 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$f_{si} = \frac{0.316}{Re_i^{0.25}} \quad (7)$$

· Chiu-Rohsenow-Todreas (CRT) 모델

CRT 모델은 각 부수로의 압력강하에 대해, Interior 부수로는 형태손실, Edge 부수로는 마찰에 의한 영향을 주로 받으며, Corner부수로의 압력강하는 Edge 부수로의 압력강하와 동일하다고 가정한 것이다. Interior와 Edge 부수로의 압력강하 ΔP_1 및 ΔP_2 는 다음 같이 표현할 수 있다.[2]

$$\Delta P_1 = f1 \frac{L}{D_{e1}} \frac{\rho V_1^2}{2} \quad (8)$$

$$\Delta P_2 = f2 \frac{L}{D_{e2}} \frac{\rho V_2^2}{2} \quad (9)$$

여기서, 각 부수로의 유동마찰계수 f1 및 f2는 다음과 같다.

$$f1 = f_{s1} \left[1 + 2200 \frac{A_{r1}}{A_1} \frac{D_{e1}}{H} \frac{P^2}{(\pi P)^2 + H^2} \right] \quad (10)$$

$$f2 = f_{s2} \left\{ 1 + \left[1.9n \left(\frac{V_T}{V_2} \right)_{gap} \right]^2 \right\}^{1.375} \quad (11)$$

f_{s1} , f_{s2} : 식 (7)의 Interior 및 Edge에 대한 Blasius 실험식

· Cheng-Todreas (CT) 모델

Cheng-Todreas에 의해 제안된 압력강하 모델은 많은 실험자료를 통해 도출한 것으로 집합체 내 부수로를 Interior, Edge, Corner로 구분하였으며, 각 부수로에 대한 압력강하 상관식은 다음과 같이 표현된다.[3]

$$\Delta P_i = f_i \frac{L}{D_{ei}} \frac{\rho V_i^2}{2} \quad (12)$$

여기서 각 부수로의 유동마찰계수 f_i 는 다음과 같다.

$$f_i = \frac{C_{fL}}{Re_i}, \quad Re \leq Re_L \quad (13)$$

$$f_i = \left(\frac{C_{fL}}{Re^{0.18}}\right) \psi^{1/3} + \left(\frac{C_{fL}}{Re^{0.18}}\right) (1 - \psi)^{1/3}, \quad Re_L < Re < Re_T \quad (14)$$

$$f_i = \left(\frac{C_{fL}}{Re^{0.18}}\right), \quad Re > Re_T \quad (15)$$

$$\psi = \log_{10}\left(\frac{Re}{Re_L}\right) / \log_{10}\left(\frac{Re_T}{Re_L}\right) \quad (16)$$

C_{fL} : Laminer 영역에서의 마찰계수

$$Re_L = 10^{1.7P/D+0.78} \quad (\text{Laminar 영역})$$

$$Re_T = 10^{0.7P/D+0.3.3} \quad (\text{Turbulent 영역})$$

3.4 집합체 상, 하부 및 핵연료 다발 입, 출구 모듈

집합체 하부와 같이 유로가 좁은 영역에서 넓은 영역으로 확장되는 경우와 집합체 상부와 같이 넓은 영역에서 좁은 영역으로 수축하는 경우의 형태 손실 계수 K_D 및 K_U 는 일반적으로 다음과 같은 관계를 갖는다. (그림 2 참조)

$$K_D = \left[\left(\frac{D_3}{D_2}\right)^2 - 1\right]^2 \quad (17)$$

$$K_U = \zeta \left(1 - \frac{A_4}{A_3}\right), \quad \zeta \leq 0.5 \quad (18)$$

식 4 및 5에서 D는 각각의 등가직경으로 유효범위는 $1 < D_3/D_2 < 5$ 이고, A는 각각의 유로 면적을 의미한다.

급 확장의 경우, 좁은 영역의 레이놀즈 수가 3,500 이상이고, 동일 유속분포(uniform velocity distribution)를 이룬다고 가정하면, 전체 압력 손실 계수 K는 식 19와 같이 형태 손실 계수와 마찰 손실 계수의 합으로 표현된다.

$$K = \frac{\Delta P}{\rho v^2/2} = K_{loc} + K_{fr} = K_{loc} + \frac{K'_{fr}}{n^2} \quad (19)$$

$$K_{loc} = \left(1 - \frac{A_3}{A_2}\right)^2 : \text{형태 손실 계수}$$

$$K'_{fr} = \frac{\Delta P_{fr}}{\rho v_i^2/2} = \lambda \frac{L_1}{D_3} : \text{마찰 손실 계수}$$

$$\lambda = f(Re)$$

n : 유면적 비

또한, 동일한 범위 ($Re > 10,000$)의 난류유동에서 급 수축하는 경우 전체 압력 손실은 식 20과 같다.

$$K = 0.5 \left(1 - \frac{A_4}{A_3}\right)^{0.75} + \zeta_{fr} \quad (20)$$

$$\zeta_{fr} = \lambda \frac{L_2}{D_4}, \quad \lambda = f(Re)$$

또한, 핵연료 번들 부분에서 냉각재의 유입, 유출로 발생하는 형태 손실은 덕트 내벽의 등가직경과 핵연료봉 전체가 차지하는 면적의 관계로 단순화하였다. 따라서, 유입의 경우에는 급 수축으로, 유출의 경우에는 급 확장으로 가정할 수 있으며, 이 두 경우의 형태 손실 계수들은 집합체 상, 하부의 모듈과 유사한 식 21 및 식 22와 같이 표현된다.

· 유입시의 형태 손실 계수 K_i ,

$$K_i = \left[\left(\frac{D_{duct} - D_{total}}{D_{duct}} \right)^2 - 1 \right]^2 \quad (21)$$

D_{total} : 핵연료 봉 전체가 차지하는 등가직경

D_{duct} : 덕트 등가 직경

· 유출시의 형태 손실 계수 K_o ,

$$K_o = \zeta \left(1 - \frac{A_{\text{duct}} - A_{\text{total}}}{A_{\text{duct}}}\right), \quad \zeta \leq 0.5 \quad (22)$$

A_{total} : 핵연료 봉 전체의 유로 면적

A_{duct} : 덕트의 유로 면적

4. 압력강하 계산 결과

개발된 압력강하 모듈을 검증하기 위하여 KALIMER 271 Pin 평형 노심 핵연료 집합체의 입력자료를 이용하여 계산을 수행하였다. 계산에 사용된 입력자료는 표 1에 나타낸 것과 같다. 소듐 냉각재의 집합체 입구 및 출구 온도는 각각 386.2 °C 및 586 °C 이고, 냉각재의 유량은 최대 열출력을 갖는 집합체에 분배된 유량인 35 kg/sec 로 하였으며, 오리피스에 대한 입력자료는 CRBR의 경우로 가정하였다. 이에 대한 계산 결과를 표 2에 정리하였다. 주어진 유량 및 온도범위에서의 압력강하는 오리피스에서 0.052 MPa, 입구 노즐부분이 0.05265 MPa, 집합체 하부와 상부에서는 각각 0.01877 MPa 및 0.05526 MPa이며, 핵연료 번들은 모델에 따라 0.29~0.313 MPa의 범위였으며, 번들 입구 및 출구 부분의 압력 강하는 매우 작은 값으로, 핵연료 집합체의 전체 압력 강하에 대한 영향이 거의 없음을 알 수 있었다. 결론적으로, 본 연구에서 개발한 단순 모델로 구성된 압력강하 모듈로 계산한 집합체 모듈의 전 노심 압력 강하는 약 0.495 MPa로 나타났다.

5. 결론 및 토의

본 연구는 와이어 격자 지지 액체금속로 전 노심의 압력강하 예측을 위한 전산 코드의 기본 구축으로 핵연료 집합체를 유동특성에 따라 7개의 모듈로 구성한 후, 각 모듈에 대해 기존 상관식 및 급 확장, 급 수축 현상으로 모델링 하고, 이에 대한 압력강하 계산 모듈을 개발한 것이다.

노심의 압력강하 모듈은 오리피스, 입구 노즐, 핵연료 번들, 집합체 하부 및 상부, 핵연료 번들 입구 및 출구로 모듈화 하였으며, 핵연료 번들 부분에 대해서는 Novendstern, CRT (Chiu-Rosenhow-Todreas), CT (Cheng & Todreas) 모델을 도입하였고, 오리피스 모듈에 대해서는 CRBR 설계시 사용되었던 상관식을 적용하였으며, 이외의 모듈들에 대한 압력 손실 계수는 레이놀즈 수(Re)의 범위와 주어진 기하학적 형상으로 나타난 Idelchik의 데이터 [5] 및 기존의 상관식과 최근의 실험을 통하여 개발된 상관식[8,9]을 이용하였다.

KALIMER 271 Pin 평형 노심 핵연료 집합체의 설계자료를 예로 계산한 결과, 노심의 총 압력강하는 약 0.495 MPa의 결과를 얻을 수 있었다.

차후 연구과제로 입구 노즐 및 집합체 상부, 하부에 대한 보다 상세한 모델을 구성하고 상관식 등의 개발과 그에 필요한 실험을 통해 핵연료 집합체 전체의 압력 강하를 보다 정확히 예측할 수 있는 전산 코드의 개발이 요구된다.

감사의 글

본 논문은 과학기술부에서 시행하는 원자력중장기사업의 지원으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] 김영균 외, “액체금속로 KALIMER 증식특성 설계노심의 정상상태 열수력 특성 분석”, ‘99추계학술발표회 논문집, 한국원자력학회 (1998).
- [2] A. E. Waltar and A. B. Reynolds, Fast Breeder Reactors, Pergamon Press (1981).
- [3] 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, *Nucl. Eng. and Des.*, Vol.92, 1986.
- [4] Clinch River Breeder Reactor Project, PSAR (1982)
- [5] I. E. Idelchik, Greta R. Malyavskaya, et al., Handbook of Hydraulic Resistance, Hemisphere Publishing Corp. (1986).
- [6] 임현진 외, “Wire 격자지지 액체금속로 집합체의 압력강하 계산모듈 개발”, ‘00춘계학술 발표회논문집, 한국원자력학회 (2000).
- [7] E. H. Novendstern, Turbulent Flow Pressure Drop Model for Fuel Rod Assemblies Utilizing a Helical Wire-Wrap Spacer System, *Nucl. Eng. Des.*, Vol.22, 1972.
- [8] Kyong-Won Seo, et al., "An Experimental Investigation of Side-Orifice Effect on Pressure Drop for Single-Phase Flow" Proceedings of the KNS (1996).
- [9] 전문헌 외, “저유량 천이시 하부플레넘에서의 유량 재분배 연구”, KAERI/CM-103/96, 1996.

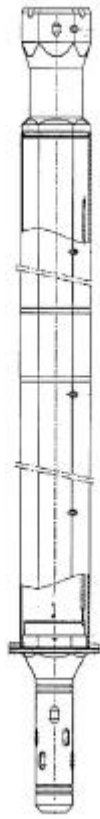


그림 1. 집합체 모양

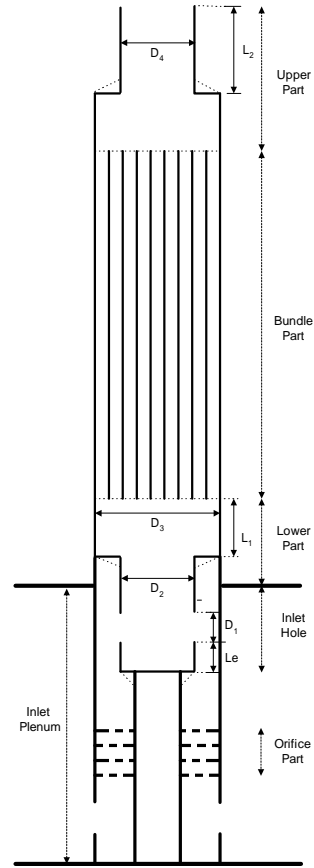


그림 2. 간략한 집합체 모델

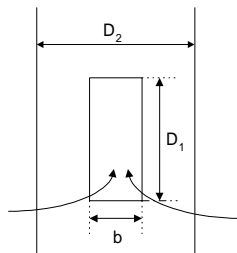


그림 3. 입구노즐 모델

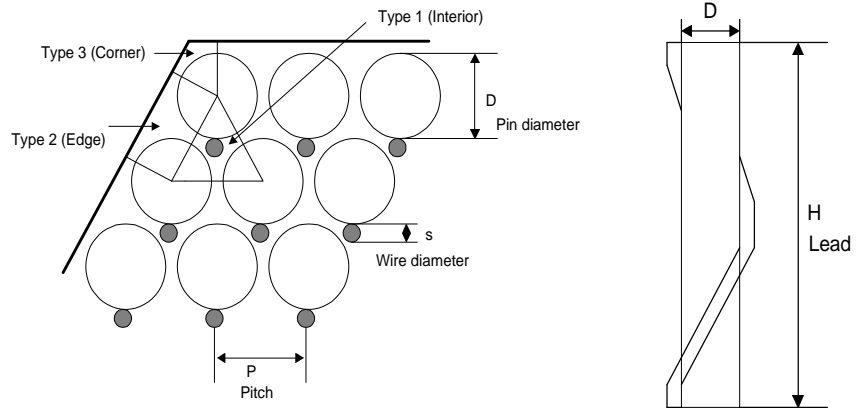


그림 4. 집합체의 부수로 형태 및 Wire-wrap 형상

표 1. KALIMER 핵연료 집합체 압력강하 계산을 위한 입력자료

Input parameters	Input Values
Mass flow rate of Sodium (kg/sec)	35.0
Inlet Temperature of Sodium (°C)	386.2
Outlet Temperature of Sodium (°C)	530.0
Number of Inlet Nozzle	6
Average width of Inlet Nozzle (mm)	24.5
Average height of Inlet Nozzle (mm)	0.049.1
Diameter of Inlet stream section (mm)	80.0
Diameter of Lower Part (mm)	149.6
Diameter of Uppert Part (mm)	120.0
Length of Upper Part (mm)	300.0
Number of Pins per Assembly	271
Fuel Pin Outer Diameter (mm)	7.45
Fuel Pin Pitch (mm)	8.95
Wire Wrap Diameter (mm)	1.41
Fuel Pin Length (mm)	3534.0
Wire Wrap Pitch (mm)	206.2

표 2. KALIMER 평형 노심 압력 강하 계산결과

Physical Properties of Sodium (Average)	Temp. (°C)	Density (kg/m ³)	Viscosity (kg/m · sec)	
	458.1	842.33	2.566E-4	
	Velocity (m/sec)	Re	ΔP (MPa)	
Orifice Part	0.20	2.10E5	0.052	
Inlet Nozzle Part	6.10	5.46E5	0.053	
Lower Part	9.22	2.36E6	0.019	
Upper Part	2.64	1.26E6	0.055	
Fuel Bundle Inlet	2.64	1.26E6	0.00064	
Fuel Bundle Outlet	5.62	1.84E6	0.00365	
Fuel Bundle	Novendstern	5.67	64755	0.313
	CRT	5.76	65837	0.290
	CT	5.94	72151	0.296
Total Pressure Drop	-		0.495	