

'98 추계 학술발표회 논문집

한국원자력학회

조사시험용 모의DUPIC 핵연료 설계 분석

박희성*, 이철용, 정인하, 배기광, 강권호,
정홍준, 이기홍, 문제선, 김봉구, 양명승

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

모의 DUPIC 핵연료의 조사시험을 위하여 설계에 대한 분석을 수행하였다. 노내 성능과 관련하여 핵연료의 중심온도 및 내압 평가와 조사용 capsule의 구조적 안전성을 위한 열수력학적 특성이 평가 되었으며 피복관의 열응력을 분석하였다. 조사 핵연료의 설계 및 실험을 통하여 압력강하 200KPa에서 8.8kg/m의 유속을 얻어 하나로의 열수력 특성 제한 조건을 만족시킴을 확인하였고, 소결체 중심온도와 연료봉 내압의 분석으로 DUPIC 핵연료의 건진성을 입증하였으며 열응력의 분석으로 피복관의 열응력이 ASME code에 부합됨을 확인하였다.

Abstract

A analysis of design on the purpose to be irradiated the simulated DUPIC fuel have been achieved. The center temperature of the fuel and evaluation of inner pressure in relation to performance of the fuel was calculated. The characteristic of the Thermo-hydrodynamic in nuclear plant operations estimated the systematic safety of capsule and analyzed thermo-stress of the mini-element. The result of design and experiment of the irradiated fuel measured the fact that flowrate is 8.8kg/m at 200KPa under pressure depletion. The reliability of the DUPIC fuel verified that center temperature of the pellet and inner pressure of the rod have no effect the increase of inner pressure. Finally Thermo-stress of the clad was coincide with ASME code.

1. 서론

조사시험용 DUPIC핵연료(SEU+F.P.)의 성분은 초기 농축도 3.21%와 연소도 35,500 (MWD/MTU)의 사용후핵연료로부터 제조하는 것으로 가정하여 ORIGEN2를 이용하여 계산한 후 함량과 핵적 중요도를 고려하여 첨가제를 선택하였다. 이 중에서 fissile의 농도는 DUPIC 핵연료의 출력과 동일하게 조정하였다. 5개의 소결체를 넣은 3개의 짧은 연료봉(mini-element)을 제조하고 이를 무게장 캡슐에 넣어서 하나로의 OR hole에서 조사할 경우 핵연료 선출력 (MCNP 사용[1])은 하나로 출력 22MW에서 447(w/cm)[2]를 얻었으며 이를 분석에 적용하였다. 설계된 핵연료 해석은 먼저 향후 전개될 노내 성능평가의 전단계로써 핵연료 중심온도 및 연료봉의 내압에 대하여 Femaxi-IV 코드를 이용하여 연구하였고, 현재 가동되고 있는 하나로에 DUPIC Capsule을 장전하기 위해서는 설계기준이 되는 요구조건들이 만족되어야 하기 때문에 압력강하실험을 통하여 그 결과를 분석하였다. 마지막으로 mini-element의 구조적 안전성을 확보하기 위해 피복관의 내벽과 외벽의 온도차에 의한 열응력을 평가하였다.

2. 조사 핵연료 설계

길이 약200mm, 직경 12.7mm의 3개의 조사시험용 핵연료봉은 mini-element(그림 1)로 구성되어 하나로 core center에 위치하도록 설계되었으며 스테인레스 316L 재질의 연료봉(두께 0.889mm)과 봉단마개로 구분된다. He가스로 채워진 연료봉 내부는 INCONEL 재질의 스프링(길이 79.8mm), alumina 재질의 space block(길이 5mm) 2개와 5개의 소결체(길이 12mm)로 채워진다. 또한 내경이 10.922mm인 연료봉에 삽입된 소결체와 봉사이의 간격은 0.0445mm이다. 3개의 조사시험용 핵연료 mini-element는 그림 2 과 같이 element assembly로 3종류의 소결체를 동시에 조사시험을 할 수 있도록 설계되었으며, mini-element 주위로 냉각수가 흐르도록 설계하였다.

3. 조사 핵연료 설계 해석

3.1. 모의 DUPIC 핵연료 중심온도 및 내압 평가

DUPIC핵연료 성능해석에 사용된 코드는 전용코드가 없기 때문에 DUPIC 핵연료 건전성 평가에 사용된 경수로 및 실험로 핵연료봉 성능평가 코드인 FEMAXI-IV[3]를

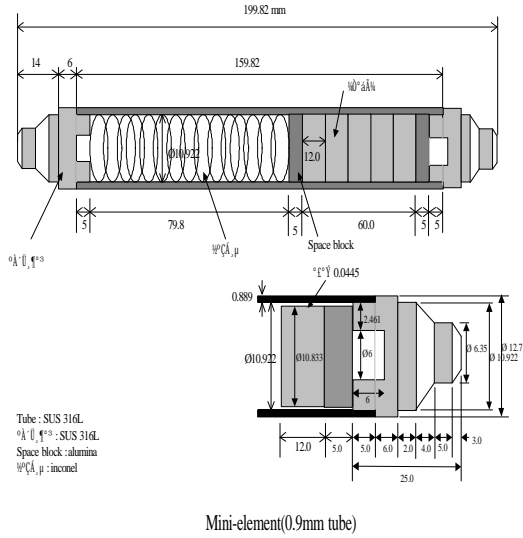


그림 1. 조사시험 연료봉

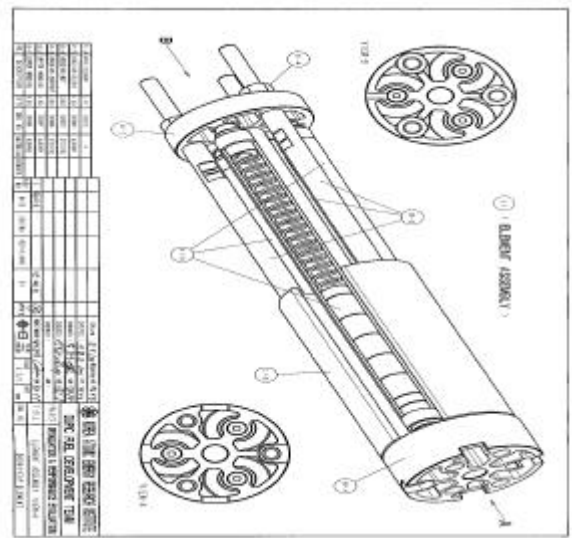


그림 2 Element assembly

선정하여 일부 내용을 수정하여 사용하였다. DUPIC 핵연료의 열적거동에 대한 올바른 평가와 신뢰성을 도출해내기 위해 먼저 피복관과 소결체에 대한 열전도도와 열팽창 등의 물성을 재평가하였고 피복관에서의 열전달 계수[4]를 재정립하였다. 열전도도는 밀도, 연소도 및 조사에 의한 영향을 고려하여 다음식을 이용하였다.

$$K = 0.04154 - (3.32e^{-5} * T) + (2.21e^{-8} * T^2) - (8.90e^{-12} * T^3) + (1.75e^{-15} * T^4) \quad (1)$$

여기서 K : U소결체 열전도도 (W/cm °C)

T : 온도(°C)

피복관 표면 온도는 핵연료에 대한 열전도 방정식을 이용하여 얻어진다. 표면 열전달 계수를 구하기 위해서 냉각수의 특성과 Prandtl number를 이용한 Dittus-Boelter equation을 이용하여 다음과 같이 구하였다.

$$h_w = 0.023 \frac{\kappa}{De} \left(\frac{DeV\rho}{\mu} \right)^{0.8} Pr^{0.4} \quad (2)$$

여기서 κ : coolant water thermal conductivity (W/m.K)

De : equivalent diameter (m)

V : coolant water velocity (m/s)

ρ : coolant water density (kg/m³)

μ : coolant water viscosity (kg/m.s)

Pr : Prandtl number

하나로에서 조사 예정인 캡슐을 대상으로 압력강하시험 결과를 이용하여 계산된 피복관 열표면 전달계수 값은 $42,404(W/m^2 \text{ } ^\circ C)$ 로 계산되었다. DUPIC핵연료 중심온도 및 핵연료봉의 출력분포 계산에 사용된 기본 입력자료와 History data를 표 1과 표 2에 각각 나타내었으며 가정사항은 다음과 같다.

- 32개의 새 핵연료 장전
- OR4에 모의 DUPIC 핵연료 장전
- CT, IR1, IR2에 하나로 모의 핵연료 장전
- SOR은 완전 인출 상태, CAR은 350mm에 위치

표 1. 기본 입력자료

연료봉	피복관(SUS316L)	소결체	Plenum	기타
축방향 구획수 : 1 축방향 구획길이 : 6(cm)	내부 직경 : 1.0922 (cm) 외부 직경 : 1.270 (cm) 표면조도 : 0.0001(cm)	직경 : 1.0833 (cm) 길이(1개) : 1.20 (cm) 총중량 : 50.359 (g) 표면조도 : 0.0005(cm) UO ² 이론적 밀도비 : 0.95	상단 부피 : 4.900 (Cm ³) 하단 부피 : 0.000 (Cm ³) 초기 He 가스 압력 : 0.100 (MPa) 초기 He 가스 구성비 (%) He = 100.0	상온 : 291.15(K) 냉각수 온도 : 313(K) 냉각수 압력 : 0.4(MPa)

표 2. History Data(22MW의 경우)

STAGE NO.	TIME (H: M: S)	BURNUP (MWD/TUO2)	L.H.R. (W/CM)	COOLANT TEMP. (DEG.K)	COOLANT PRESS. (MPA)	COOLANT VELOCITY (M/S)	FAST NEUTRON FLUX (N/CM2.)	HISTRY OPTION (0=OFF)
1	0: 0: 0	0.0	0.0	313.00	0.10	0.0	2.000E+09	0
2	1119:34:59	1087.7	1234.0	313.00	0.40	11.7	2.200E+14	-100
3	1479:34:59	1947.4	2209.0	313.00	0.40	11.7	2.200E+14	-100
4	2199:34:59	3557.8	4036.3	313.00	0.40	11.7	2.200E+14	-100
5	3279:34:59	5769.3	6545.2	313.00	0.40	11.7	2.200E+14	-100

계산 결과 22MW 의 경우 핵연료봉의 중심 최대온도는 1802 $^\circ C$ 로 핵연료의 용융온도(약 2668 $^\circ C$)보다 작으므로 핵연료가 용융되지 않는 조건을 만족함을 알 수 있었으며 핵연료 표면 온도는 325.6 $^\circ C$ 와 피복관 내.외부 온도는 각각 139.6 $^\circ C$ 와 66.9 $^\circ C$ 로 나타났다. 이들에

대한 값과 기체 핵분열생성물의 출력분포를 표 3에 제시하였다. Xe+Kr의 생성량은 447W/cm 출력시 최대 0.37E-3mol이 생성되며 이중 약 7%가 방출되어 연료봉 내압이 1.3 기압 정도로 증가된다. 핵분열 방출물의 불확실성을 감안하여 모두 방출될 경우를 고려하면 $(0.37+0.2)10^{-3}mol$ 이 연료봉내에 채워지는데 이 부피는 약 12.77cc이며 plenum의

부피가 약 4.9cc이므로 연료봉 내압은 약 2.6 기압이다. 연료봉 내부가 약 4기압이므로 연료봉의 내압증가에 따른 영향은 없다.

표 3. 선출력별 온도 및 핵분열성 기체 방출 분포

	선출력 (W/cm)	연소도 (MWD/MTUO ³)	Fuel Center (°C)	Fuel Surface (°C)	Clad Inner (°C)	Clad Outer (°C)	Amount of Gas(10 ³ mol)				Fission Gas	Inner Gas
							Produce (Xe+Kr)	Release Xe+Ke)	Plenum	Total in Rod	Release (%)	Pressure (MPa)
447 (22MW)	0.0	0.0	40.8	40.8	40.8	40.8	0.00	0.00	0.20	0.21	0.50	0.11
	447.0	1087.7	1801.9	325.6	139.6	66.9	0.08	0.01	0.21	0.21	7.87	0.12
	433.0	1776.0	1808.7	390.9	136.7	66.1	0.14	0.01	0.22	0.22	7.17	0.13
	391.0	3065.7	1576.0	327.0	127.7	63.5	0.24	0.02	0.22	0.22	6.59	0.13
	363.0	4835.6	1556.9	402.9	121.7	61.8	0.37	0.03	0.23	0.23	7.06	0.13

3.2 압력강하 시험

1) 실험장치 및 방법

본 실험은 상온·상압 시험장치인 Cold Test Loop I을 이용하여 수행되었다. Cold Test Loop I은 상온·상압 조건에서 다양한 유체유동 실험을 수행할 수 있으며 저장수조, 가변속도모터 펌프, Test Section, 모터제어장치, 온도제어장치 및 관련 배관 등으로 구성된다. 실험유량 범위는 5 - 10 kg/s 이며 2회에 걸쳐 압력강하실험을 실시하였다. 각 유량에 대한 실험온도 조건은 하나로 노심 입/출구 온도인 35/45°C의 평균인 40 °C 이며, OR 조사공에 장전되는 DUPIC Capsule의 하나로 제한조건은 유량 < 12.7kg/s, 압력강하 > 200kPa 을 만족하여야 한다. Capsule의 진동은 Laser Vibrometer(Polytec Model: FV3001)를 이용하여 측정한다. 진동실험의 경우 각 핵연료집합체의 Grapple Head부분에 대하여 90° 간격을 두고 2 지점에서 측정되었다.

2) 실험결과

압력강하 실험결과 약 200kPa의 압력강하를 유발하는 유량은 8.8 kg/s로 측정되었고, 이 수치는 하나로 제한 조건을 만족한다. 진동실험 결과 진동주파수 영역은 약 14 - 18 Hz로 나타났다. 실험범위에서의 RMS 진동변위는 약 40 μm 이하로 나타났고, 최대진동변위는 약 100 μm 이하의 범위로 측정되었다.

3.3 응력 해석

mini-element의 피복관은 외경이 12.7mm이며 두께가 0.889mm로 내벽과 외벽의 온도차에 의한 열 응력을 계산함으로써 구조적 건전성을 평가 하였다. mini-element의 열 응력 해석을 수행하기에 앞서 온도 계산 시 캡슐 내부 시편에 대한 온도 계산을 위해 유한차분법(Finite Differential Method : FDM)을 이용한 열전달 전산 프로그램인 HEATING 7.2f를 사용하여 2차원적인 온도 분포를 계산하였다. 온도 계산에 사용된 경계조건은 다음과 같은 가정을 근거로 하였다.

- He Gap에서 대류(Convection), 복사(Radiation)는 무시할 정도로 작으므로 전도(Conduction)만을 고려하였다.
- 피복관의 외부(일차 냉각수와 접하는 피복관 외부)는 강제 냉각으로 냉각수 온도 T는 40°C로 표면에서의 열전달 계수 h 는 42,404(W/cm²°C)로 고려하였다.
- 소결체의 열전도도는 이론밀도 95%와 연소도, radiation, 석출물의 영향을 고려하였다.

위와같은 조건에서 계산한 결과 피복관 내면의 최대온도는 150.36 °C와 이 때의 외면온도는 69.85 °C를 얻었다. 이결과를 근거로 열응력을 계산하였다. 피복관의 반경 방향 온도차로 인한 열응력은 다음과 같이 구할 수 있다.

$$\sigma_{c, \max} = \frac{1}{2} \Delta T \alpha \frac{E}{(1-\nu)} \quad (3)$$

여기서, $\sigma_{c, \max}$ 는 캡슐 원주 방향의 최대 응력이며, ΔT 는 $|T_i - T_o|$ 로 피복관 내벽 온도와 외벽 온도의 차이를 나타낸다. 피복관에 발생하는 최대 응력의 계산은 피복관 내·외벽면에서 온도차가 가장 큰 부분에서의 온도차로 이루어졌다. 피복관의 각 영역의 내·외벽면 온도차는 중간에서 $\Delta T = 150.36 - 69.85 = 80.51$ 로 온도차이가 가장 크다. ΔT 와 각 물성을 200 °C를 기준으로 하였을 때 식 (3)에 대입하여 열응력을 계산하면 175.2 MPa 이 된다. 이 값은 ASME Code의 Sec. III 응력의 평가 기준치에서 제시하는 설계치인 326.8 MPa 보다는 낮아 허용 응력치를 만족하였다.

4. 결론

조사시험용 모의 DUPIC핵연료 설계분석을 통하여 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 조사 핵연료의 설계 및 실험을 통하여 압력강하 200KPa에서 8.8kg/m의 유속을 얻어 하나로의 열수력 특성을 만족하였다.
- 하나로의 22MW 출력에서 소결체 중심온도와 연료봉 내압을 분석한 결과 연료봉의 내압증가에 따른 영향이 없는 것으로 확인되었으며 그에 따른 건진성을 입증하였다.
- 피복관의 내벽과 외벽의 온도차에 의한 열 응력을 분석하여 ASME code에 부합됨을 확인하였다.

감사

본 연구는 과학기술부의 원자력연구 개발사업의 일환으로 수행되었음.

참고문헌

1. J. F. Briesmeister, "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code," LA-12625-M, Nov. 1993
2. 이기홍., DUPIC, SEU, SIMFUEL의 선출력 계산 결과, HAN-RO-CR-98-025
3. Motoe Suzuki., Hiroaki Saitou., FEMAXI-IV(Ver 2) : Light Water Reactor Fuel Analysis Code, JAERI-Data/Code 97-043
4. Nakajima T., Ichikawa M., et al., FEMAXI-III : A Computer Code for the Analysis of Thermal and Mechanical Behavior of Fuel Rods, JAERI 1298 (1985)