



KR0000251

KAERI/TR-1545/2000

**DUPIC 핵연료 조사 시험 계획서**  
**Irradiation Test Plan of DUPIC Fuel**

2000. 4.

DUPIC 핵연료 조사시험 및 성능평가  
한국원자력연구소

**Please be aware that all of the Missing Pages in this document were  
originally blank pages**

## 제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 DUPIC 핵연료 조사시험 및 성능평가 분야에서 수행하고 있는 DUPIC 핵연료의 하나로 조사 시험과 관련하여 “DUPIC 핵연료 조사 시험 계획서”의 기술보고서로 제출합니다.

제 목: DUPIC 핵연료 조사 시험 계획서  
(Irradiation Test Plan of DUPIC Fuel)

2000년 4월

주저자 : 송기찬 (DUPIC핵연료기술개발팀)  
공동저자 : 배기광, 양명승, 문제선, 정인하, 박희성,  
이철용, 강권호 (DUPIC핵연료기술개발팀)  
김학노, 이충성, 이기홍, 채희택, 류정수  
(하나로운영팀)  
김봉구 (하나로이용기술개발팀)  
정홍준 (열수력안전연구팀)  
박종만 (핵연료설계기술개발팀)

## 요 약 문

DUPIC 핵연료의 하나로 조사 시험 목적은 노내 거동 자료를 확보하고, 이를 통하여 DUPIC 핵연료의 핵적, 열적, 그리고 기계적 성능을 분석/평가하는데 있다. DUPIC 핵연료의 조사 기간은 2000년 4월 25일부터 약 2 개월 정도를 예상하고 있으며, 목표 연소도는 약 2,000 MWD/MTU로 설정하고 있다.

조사용 DUPIC 핵연료에 대한 조사 전 노외 시험으로 외관 검사, 치수 측정, He 누출 검사, 소결체 미세 조직 관찰을 수행하였다. 조사후시험 항목으로는 NDA 검사, 외관 검사, 치수 측정, 핵분열기체 분석, 핵연료 미세 구조 분석, 연소도 분석, 그리고 핵종 분포 및 형상 분석을 수행할 예정이다.

조사 시험의 대상 핵연료인 DUPIC 핵연료 mini-element는 1986년 고리 1 호 기로부터 이송되어 현재 PIEF에 저장되어 있는 경수로 사용후핵연료 집합체(G23)의 연료봉(G2)을 이용하여 DFDF (IMEF M6 셀)에서 제조하였다. 하나로 노심 계산을 위하여 G23-G2 핵연료봉의 연소 이력을 추적하여 ORIGEN-2 코드로 DUPIC 핵연료의 초기 조성을 계산하였고, 1999년에 수행된 모의 DUPIC 핵연료 조사시험 경험을 바탕으로 DUPIC 핵연료의 특성을 고려하여 DUPIC 소결체, mini-element 및 조사시험용 캡슐의 설계를 보완하였다.

DUPIC 핵연료의 조사시험에 대한 하나로 안전성 분석을 위하여 정상 상태 하의 DUPIC 핵연료의 핵적, 열수력적, 그리고 기계적 특성을 분석하였다. 이 분석 자료를 근거로 하여 DUPIC 핵연료에 의한 사고 유발 가능성에 대해 평가를 수행하였으며, 하나로 유발 사고 시의 DUPIC 핵연료 건전성을 확인하기 위하여 펌프 축 고착 사고 및 제어봉 인출 사고에 대한 안전성 분석을 수행하였다. 이상의 안전성 분석 결과를 반영하여 충분한 열적 여유도 확보를 위한 추가 안전 대책을 수립하였다.

마지막으로 국외 및 국내의 유사 조사 시험 사례를 소개하였다.

## Abstract

The objective of the irradiation test of DUPIC fuel at HANARO is to obtain the data of in-core behavior and evaluate the nuclear, thermal and mechanical performance of DUPIC fuel. The irradiation of DUPIC fuel will start at April 25, 2000 for about 2 months, and the burnup of 2,000 MWD/MTU will be attained for this period.

The pre-irradiation examinations for DUPIC fuel, such as visual inspection, dimension measurement, He leak test and microstructure observation, was carried out. The post-irradiation examination items for the irradiated DUPIC fuel are planned to be the NDA test, visual inspection and dimension measurement, as well as the analyses for the fission gas release, the microstructure of pellets and the distribution and shape of imbedded nuclides.

The DUPIC mini-elements were fabricated in the DFDF (IMEF M6 cell) using the G2 rod of the G23 spent PWR fuel assembly stored in the PIEF pool, which was transported from the Kori Unit #1 in 1986. For the HANARO core calculation, the initial composition of DUPIC fuel was estimated using ORIGEN-2 code based on the burnup history of the G23-G2 rod. The design features of DUPIC pellets, the mini-element and the irradiation capsule, were supplemented considering the characteristics of DUPIC fuel and the results from the irradiation test of the simulated DUPIC fuel performed in 1999.

The nuclear, thermohydraulic and mechanical characteristics of DUPIC fuel under the normal operation condition were evaluated for the safety analysis on the HANARO. Using these results, potential accidents initiated by DUPIC fuel were estimated, and Safety analyses on the locked rotor and RIA accidents were carried out in order to assess the integrity of DUPIC fuel under the accident condition initiated by the HANARO. Based on the results of these safety analyses, the supplemental countermeasures for securing the sufficient thermal margins were set up, as well.

At the last, similar overseas and domestic cases were introduced.

# 목 차

목 차 .....	i
표 목 차 .....	iii
그림목차 .....	v
1. 서론 .....	1
2. 조사 시험 계획 .....	3
2.1 조사 시험 목적 .....	3
2.2 조사 시험 일정 .....	4
2.3 조사 조건 .....	5
2.4 조사 전 검사 .....	7
2.5 조사 후 평가 계획 .....	8
3. DUPIC mini-element 설계 .....	11
3.1 DUPIC 소결체 설계 .....	11
3.2 DUPIC mini-element 설계 .....	16
3.3 품질 보증 (QA) .....	18
4. 조사시험용 캡슐 설계 및 제조 .....	19
4.1 무계장 캡슐 개요 .....	19
4.2 무계장 캡슐 설계 변경 사항 .....	20
4.3 품질 보증 (QA) .....	22
5. 안전성 분석 및 평가 .....	23
5.1 안전성 분석 방법 .....	23
5.2 정상 상태의 DUPIC 핵연료 특성 분석 .....	25

5.3	DUPIC 핵연료에 의한 사고 유발 시 하나로 위해도 평가 .....	38
5.4	하나로 유발 사고 시 DUPIC 핵연료 건전성 평가 .....	39
5.5	결론 및 대책 .....	45
<b>6.</b>	<b>유사 조사 시험 사례 .....</b>	<b>47</b>
6.1	국외 사례 .....	47
6.2	국내 사례 .....	47
<b>7.</b>	<b>참고 문헌 .....</b>	<b>51</b>
<b>부 록</b>	<b>.....</b>	<b>53</b>
1.	DUPIC 핵연료 조성 결정을 위한 ORIGEN 입력 자료 .....	55
2.	조사 전 DFDF 소결체 시편의 화학 분석 결과 .....	57
3.	피복관의 기계적 응력 계산 .....	59
4.	Locked Rotor 사고 해석을 위한 HEATING 입력 자료 .....	67
5.	RIA 사고 해석을 위한 HEATING 입력 자료 .....	69
6.	정상 상태 하의 핵연료봉 성능 해석을 위한 FEMAXI-IV 입력 자료 .....	73

## 표 목 차

표 2-1	DUPIC 핵연료의 하나로 조사 시험 일정표 .....	4
표 3-1	DUPIC 핵연료 조성 분석 자료 (단위: g) .....	13
표 5-1	선출력 비교 결과 .....	27
표 5-2	새 핵연료 장전 노심과 운전 노심의 선출력 비교 .....	29
표 5-3	Xe 포화에 따른 선출력 비교 .....	29
표 5-4	예상 조사 기간 중 제어봉의 위치 및 이에 대한 mini-element 별 평균 선출력 .....	31
표 5-5	DUPIC 핵연료 피복관 응력 계산 결과 .....	34
표 5-6	RIA 사고 시 소결체 및 피복관 온도 변화 .....	40
표 5-7	펌프 축 고착 사고 시 소결체 및 피복관 온도 변화 .....	41
표 6-1	DUPIC 모의 소결체의 조사후시험 항목 .....	48



## 그림 목차

그림 3-1	하나로 조사시험용 DUPIC 소결체 제원 .....	15
그림 4-1	DUPIC 핵연료 조사시험용 mini-element 설계 .....	16
그림 5-1	7-4-2 BOC 노심에 DUPIC 연료를 장전한 노심의 연소도(%U-235) 분포 .....	28
그림 5-2	조사시험 기간 중 예상 하나로 운전모드에 따른 소결체 중심온도	31
그림 5-3	조사시험 기간 중 예상 하나로 운전모드에 따른 틸트 거동 .....	32
그림 5-4	한계 선출력에서의 소결체 중심 온도 및 표면 온도 .....	33
그림 5-5	조사시험 기간 중 예상 하나로 운전모드에 따른 Ridge 변형 .....	35
그림 5-6	조사시험 기간 중 예상 하나로 운전모드에 따른 응력 분포 .....	35
그림 5-7	한계 선출력에서의 ridge 변형 .....	37
그림 5-8	한계 선출력에서의 응력 분포 .....	37
그림 5-9	RIA 사고 해석 .....	40
그림 5-10	펌프 축 고착 사고 해석 .....	41

## 1. 서 론

경수로형 원자로에서 연소 후 방출된 사용후핵연료에는 약 1.5%의 핵분열 물질이 잔존하고 있어, 0.71% U-235를 함유하는 천연 우라늄을 연료로 사용하는 중수로형 원자로에 재사용이 가능하다. 이러한 개념으로부터 출발한 DUPIC(Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU Reactors) 핵연료주기 기술개발은 경수로 사용후핵연료를 직접 재가공하여 중수로에 다시 사용하고자 하는 자원 재활용 개념의 연구 과제이다. 따라서, 우리나라와 같이 경수로형 원자로와 중수로형 원자로를 동시에 보유하고 있는 국가에 적용하기 적합한 핵연료주기로서 DUPIC 핵연료주기를 들 수 있다[1,2].

경수로형 원자로 내에서 연료로서의 수명을 다한 사용후핵연료를 중수로형 원자로 핵연료로 다시 사용할 수 있다면 사용후핵연료의 처분량 감소는 물론, 자원의 재활용이라는 두 가지 목적을 동시에 달성할 수 있다. 이 DUPIC 핵연료주기 기술은 플루토늄은 물론 기타 핵물질의 분리를 근본적으로 지양하고 있기 때문에, 최근 국제 사회에서 요구되고 있는 핵확산 저항성 기술에 잘 부합되는 모범적인 후행 핵연료주기 연구 과제로서 국제적으로 인정을 받고 있다. 이러한 개념을 바탕으로 1990년 초 시작된 DUPIC 핵연료 개발은 한국과 캐나다, 그리고 미국이 참여하여 수행되어 왔으며, 1996년부터는 국제 원자력 기구(IAEA)도 참여하는 국제 공동 연구로서 활발히 진행되고 있다[2,3]. 1993년도까지 수행한 DUPIC 기술 타당성 연구의 결과로서 가장 바람직한 DUPIC 핵연료 제조 공정으로 OREOX (Oxidation and Reduction of Oxide fuel) 공정을 선정하였으며, 현재는 타당성 연구의 결과를 바탕으로 OREOX 공정을 이용한 핵연료 제조 기술개발 및 제조된 핵연료의 성능 검증 연구를 수행 중에 있다[4].

DUPIC 핵연료의 조사 시험은 여러 차례에 걸쳐 수행될 예정이며, DUPIC 핵연료의 노내 거동 분석을 위한 자료 확보와 이를 통한 DUPIC 핵연료의 핵적, 열적, 그리고 기계적 성능 분석 및 평가에 목적을 두고 있다.

DUPIC 핵연료의 특징은 약 0.6%의 Pu를 비롯하여 다량의 핵분열 생성물을 포함하고 있으므로 핵적, 열적, 그리고 기계적 성질이 일반 핵연료와는 다르다는 것이

다. 즉, 핵연료의 열전도도, 핵분열 기체 방출 및 입자 성장 등이 일반 핵연료와 다를 것으로 예상되므로 이러한 물성의 확보와 노내 거동 및 핵연료로서의 성능을 분석하기 위한 기초 자료를 확보하는 것은 DUPIC 핵연료 성능 평가에 있어 매우 중요하다. 향후 여러 번에 걸쳐 수행될 DUPIC 소결체 조사 시험은 물론, 연료봉 조사 시험, 연료다발 조사 시험도 연구가 진행됨에 따라 연차적으로 수행할 예정이다.

1999년 8월 4일부터 1999년 10월 4일까지 DUPIC 모의 핵연료는 하나로에서 조사 시험이 성공적으로 수행되었다. DUPIC 모의 핵연료에 대한 조사 시험은 국내 기술로 제작된 핵연료 조사시험용 캡슐의 성능을 입증하고, 하나로의 조사 조건과 핵연료 장전, 조사, 인출 및 운반 등에 관련된 기술 분석을 수행할 목적으로 수행하였다. 성공적으로 조사 시험을 마친 DUPIC 모의 핵연료는 조사재시험시설(IMEF)로 운송하여 현재 외관 검사, 치수 측정 및 조직 검사 등을 수행하고 있다. DUPIC 모의 핵연료 조사 시험 및 조사후시험으로부터 확보한 여러 가지 자료는 앞으로 수행될 DUPIC 핵연료의 성능 검증을 위한 조사 시험에 매우 유용하게 이용될 수 있을 것이다.

본 보고서에는 DUPIC 핵연료의 조사 시험에 관한 계획과 DUPIC 소결체의 제조, 그리고 하나로 조사 시험에 따른 안전성 분석 등을 기술하였다.

## 2. 조사 시험 계획

### 2.1 조사 시험 목적

DUPIC 모의 소결체의 하나로 조사 시험은 2 개월 정도의 단기간 동안의 조사 시험을 통하여 하나로의 조사 특성과 무계장 캡슐의 성능 등을 확인하고, DUPIC 핵연료의 노내 조사 거동에 관한 기초 자료를 확보하는 것이 목표였다. DUPIC 모의 소결체의 조사 연소도는 약 1,600 MWD/MTU로 계산되었으며, 현재 IMEF로 이송하여 조사후시험 중에 있다. 이와 같은 DUPIC 모의 핵연료의 조사 시험 경험을 통하여 DUPIC 핵연료 조사 시험을 위한 무계장 캡슐의 설계 실증과 하나로 조사 요건을 확립하였다.

이에 따라, 금번에 수행할 DUPIC 핵연료 조사 시험의 주요 목적은 Lead-DUPIC 핵연료의 노내 성능 및 건전성을 확인하고자 하는데 있다. 부차적인 목적으로는 DUPIC 핵연료의 노내 거동, 성능 분석 및 설계 해석에 필요한 데이터를 확보하고, 이를 통하여 DUPIC 핵연료 성능 평가 모델을 정립함은 물론, 총체적인 성능 평가 체계를 확립하고자 한다.

## 2.2 조사 시험 일정

DUPIC 핵연료의 조사 기간은 2000년 4월 25일부터 약 2 개월 정도를 예상하고 있다. 총 조사 기간은 하나로의 운전 일정에 따라 약간의 변동이 있을 수 있다. 하나로 조사 기간 동안의 DUPIC 소결체의 목표 연소도는 약 2,000 MWD/MTU 로 설정하고 있으며, 예상 조사 기간 동안의 하나로 운영 일정이 확정되면, 이에 따라 목표 연소도에 부합되는 상세 조사 일정 계획을 확정할 것이다. 현재 추정하고 있는 향후 하나로 운영 일정에 따라 계획된 잠정적인 DUPIC 핵연료 조사 시험 일정표를 표 2-1에 나타내었다.

표 2-1 DUPIC 핵연료의 하나로 조사 시험 일정표

항 목	'99	2000			
	4/4	1/4	2/4	3/4	4/4
1. Mini-element 설계/제조	████████████████████				
2. Capsule 설계/제작	████████████████████				
3. DUPIC 소결체 제조		████████████████████			
4. 장전 준비(QA, 인허가)		████████████████████			
5. 노내 조사			████████████████████		
6. 냉각				████████████████████	
7. 조사후시험 및 평가				████████████████████	████████████████████

## 2.3 조사 조건

### 2.3.1 조사 핵연료

조사 시험의 대상 핵연료는 1986년 고리 1 호기로부터 이송되어 현재 PIEF에 저장되어 있는 경수로 사용후핵연료 집합체(G23)의 연료봉(G2)을 이용하여 DFDF(IMEF M6 셀)에서 제조된 DUPIC 핵연료 mini-element이다. DUPIC 소결체의 밀도가 이론 밀도(=10.784 g/cm<sup>3</sup>)의 94%일 때 소결체 1개의 무게는 8.86g이며, 그 외의 DUPIC 핵연료 mini-element 규격 및 재질은 다음과 같다.

- U-235 : 5.905 mg/g
- Pu-239/240/241/242 : 4.768 mg/g, 2.219 mg/g, 0.668 mg/g, 0.575 mg/g
- Mini-element 피복관 및 봉단 마개 : Zircaloy-4
- Mini-element 길이 : 199.82 mm (Endcap 길이 포함)
- 피복관 내경 및 두께 : 10.80 mm, 0.66 mm
- 내부 가스 및 압력 : He, 1.3 기압
- Mini-element 구성 : spacer, 소결체(5), spacer, plenum with spring
- Element assembly 구성 : 3 개의 mini-elements

### 2.3.2 조사 조건

3 개의 mini-element로 구성된 element assembly를 조사 시험용 무게장 캡슐에 넣어 조립한 다음, 하나로의 정상적인 가동 조건 하의 OR4 조사 시험 공에서 조사하며 상세한 조사 조건은 다음과 같다.

- 조사공 : 하나로 OR4 Hole
- 초기 조사 핵연료 선출력

MCNP를 사용하여 mini-element가 원자로심의 중심에서 12.5 cm 위에 위치할 경우의 선출력을 계산한 결과, 3 개의 mini-element 중 가장 큰 선출력을 나타내는 mini-element의 하나로 출력에 대한 핵연료의 평균 선출력 및 최대 선출력은 각각

다음과 같다[9].

- 원자로 출력 : 22 MW
- 제어봉 위치 : 600 mm
- 정지봉 위치 : 완전 인출
- 평균 선출력 : 43.66 kW/m
- 최대 선출력 : 50.09 kW/m (Hot Spot)
- 노심 연소를 고려한 선출력 (VENTURE 계산)
  - 평균 선출력 : 53.82 kW/m
  - 최대 선출력 : 55.04 kW/m
- 목표 연소도 : 약 2,000 MWD/THM
- 냉각수 유량 : 9.6 kg/sec
- 냉각수 압력 : 0.4 MPa

## 2.4 조사 전 검사

조사용 핵연료의 조사 전 성능 평가를 위한 노외 시험은 다음과 같은 항목에 대하여 수행할 것이다.

- 외관 검사: 조사 개시 전에 소결체 및 mini-element 부품의 외관 상태와 결함 유무를 육안으로 확인한다.
- 치수: 조사 후 연소도에 따른 팽윤 현상 등을 평가하기 위하여 조사 전에 소결체 및 mini-element 부품의 길이, 두께 등을 측정한다.
- 용접된 mini-element는 He 누출 검사 등을 수행한다.
- 핵연료 미세 조직 관찰: 조사로 인한 핵연료의 미세 구조 변화 등을 조사 후와 비교하기 위하여 다음과 같은 항목에 대하여 파괴 분석용 핵연료 시편을 이용하여 관찰한다.
  - 소결체 밀도 및 결정립의 크기
  - 소결체 표면 검사 및 표면 조도 등



## 2.5 조사 후 평가 계획

하나로에서 조사한 DUPIC 핵연료의 조사후시험은 소내 IMEF와 PIEF에서 주로 수행하며 성능 평가를 위한 시험 항목은 다음과 같다.

### 2.5.1 NDA 검사

하나로에서 조사 시험한 mini-element의 연소도를  $\gamma$ -scanning으로 측정하여 계산치와 비교한다.

### 2.5.2 외관 검사

조사 완료된 시험 핵연료 mini-element의 외관 상태와 결함 유무를 육안 및 카메라를 이용하여 실시한다. 외관 검사 결과, 이상 부위가 있으면 이 부위에 대한 정밀 측정, 파괴 검사의 수행 여부 및 방법을 조사후시험 부서와 상호 협의하여 결정한다.

### 2.5.3 치수

소결체 및 mini-element의 직경 및 길이, 틈새 길이 등에 대하여 조사 전의 측정 치수와 비교한다.

### 2.5.4 핵분열 기체 (fission gas) 분석

조사중에 mini-element 내에 생성된 핵분열 기체를 피복관의 drilling 등의 방법으로 천공하여 포집한 후 기체의 성분을 분석한다.

### 2.5.5 핵연료 미세 구조

조사로 인한 미세 구조 변화 및 핵연료와 피복관과의 반응 등을 비교하기 위하여 다음과 같은 부위를 관찰한다.

- 결정립 크기 및 분포, 기공의 크기 및 분포, 크랙, 입자 성장 및 재구조화 등의 핵연료 미세 구조 관찰
- 핵연료와 피복관의 결합 상태
- 봉단 마개의 용접 부위

핵연료의 미세 구조 및 bubble, mini-element 용접 부위 및 부식층 두께 관찰을 위해 광학 현미경, SEM을 이용하며, 핵연료와 피복관과의 반응 분석을 위해 EPMA를 이용한다.

### 2.5.6 연소도

Code 계산치 및  $\gamma$ -scanning 측정치와 비교하기 위하여 연소도에 따라 시료를 취하여 핵물질 이동 절차에 따라 화학분석실로 이동한 후, 화학적 분석 방법에 의하여 연소도를 측정한다.

### 2.5.7 핵종 분포 및 형상

하나로에서 조사 시험을 수행한 후에 핵연료 내에 생성된 핵분열 물질의 핵종 분포 및 분포 형상을 IMEF의 EPMA를 이용하여 측정한다. 이 경우의 주된 분석은 산화물 및 금속 형태의 핵분열 생성물의 화학적 조성 및 분포도 등이며, 이산화우라늄 내에 고용되어 있는 원소도 분석한다. 이 결과를 열역학적 및 물리학적 성질과 비교 검토할 예정이다.

### 3. DUPIC mini-element 설계

#### 3.1 DUPIC 소결체 설계

##### 3.1.1 DUPIC 소결체 조성

DUPIC 소결체는 고리 1 호기로부터 방출된 사용후핵연료로서 1986년에 PIEF로 이송하여 저장하고 있는 G23 사용후핵연료 집합체의 G2 핵연료봉을 이용하여 제조한다.

G23-G2 핵연료봉의 제원 및 상세 연소 이력은 다음과 같다.

##### ○ 기본 제원

- 고리 1 호기 14x14 형 핵연료 집합체
- Fuel rod 수: 179 개
- 초기 농축도: 3.21 %
- 집합체 평균 연소도 (측정치): 35,502 MWD/MTU (4 주기 ~ 7 주기)
- 방출일 : 1986. 10. 24.
- PIEF로 이송일 : 1990. 6. 1.

##### ○ 연소 이력

- Cycle 4 : 261.17 EFPD
- Overhaul : 51 days
- Cycle 5 : 320.99 EFPD
- Overhaul : 84 days
- Cycle 6 : 288.41 EFPD
- Overhaul : 75 days
- Cycle 7 : 286.70 EFPD
- Total EFPD: 1157.27 days

##### ○ G2핵연료봉 특성

- Stack length: 3,667 mm
- Rod length: 3,885 mm
- DUPIC 핵연료 제조에 사용될 부분: 285 mm(하단) ~ 3,300 mm(상단)
- 상기 부분의 average burnup: 34,770 MWD/MTU
- 상기 부분의 average specific power: 30.045 MW/MTU

이상의 G23-G2 핵연료봉 제원 및 연소 이력을 기본 자료로 하여 ORIGEN-2 코드로 계산한 DUPIC 소결체 조성을 표 3-1에 나타내었다. 표 3-1에 표시한 조성은 계산된 모든 핵종을 표시한 것이 아니라 핵종 농도가 1 g/MT-sample 이상인 핵종에 대해서만 표시를 하였다.

DUPIC 핵연료를 하나로 조사시험하기 위해서는 노심 계산 등을 통하여 DUPIC 핵연료의 노내 장전 시 출력 및 연소 이력 등을 예측하여야 하는 바, 표 3-1에 표시된 핵종을 모두 고려하여 계산하는 것은 여러 관점에서 효율적이지 못하다. 따라서, 노심 계산을 위한 DUPIC 핵연료 조성 결정 요건을 다음과 같이 결정하였다 [10].

- 핵종 농도 < 1.0E+00 : 고려 대상에서 제외
- 1.0E+00 < 핵종 농도 < 1.0E+02 : 반응 단면적이 큰 원소만 선택  
(Cd, Gd, Eu, Sm, U, Np, Pu, Am, Cm 만 선택 예정)
- 핵종 농도 > 1.0E+02 : 모든 핵종을 선택
- 단, 핵종 농도가 1 미만이어도 단면적이 몹시 큰 Sm-151, Eu-152 및 Gd-157은 노심 계산 시 고려 핵종으로 포함시킨다[9].

DUPIC 핵연료의 하나로 조사 시험과 관련하여 필요한 모든 계산은 이상과 같은 조성 결정 요건에 부합되는 핵종들만을 고려하여 계산하였다.

표 3-1 DUPIC 핵연료 조성 분석 자료 (단위: g)

N	14	2.20E+01	PD	104	2.32E+02	SM	147	1.85E+02
O	16	1.19E+05	PD	105	3.59E+02	SM	148	1.69E+02
O	17	4.83E+01	PD	106	3.36E+02	SM	149	2.97E+00
O	18	2.74E+02	PD	107	2.07E+02	SM	150	2.80E+02
F	19	9.51E+00	PD	108	1.42E+02	SM	151	1.15E+01
NA	23	1.33E+01	PD	110	4.66E+01	SM	152	1.20E+02
MG	24	1.42E+00	KR	84	1.06E+00	SM	154	3.48E+01
AL	27	1.48E+01	KR	86	1.77E+00	EU	151	1.22E+00
SI	28	9.88E+00	RB	85	1.04E+00	EU	152	2.34E-02
P	31	3.11E+01	AG	109	7.05E+01	EU	153	1.14E+02
CL	35	3.20E+00	CD	110	9.28E+00	EU	154	1.15E+01
CL	37	1.19E+00	CD	111	7.14E+00	EU	155	1.97E+00
CA	40	1.72E+00	CD	112	5.19E+00	GD	154	2.43E+01
V	51	2.64E+00	CD	114	7.38E+00	GD	155	1.02E+01
CR	52	2.99E+00	CD	116	2.28E+00	GD	156	5.99E+01
MN	55	1.46E+00	SN	116	8.83E+00	GD	157	1.05E-01
FE	56	1.47E+01	SN	117	7.76E+00	GD	158	1.80E+01
NI	58	1.42E+01	SN	118	8.42E+00	GD	160	1.68E+00
NI	60	5.80E+00	SN	119	7.84E+00	TB	159	2.48E+00
ZN	64	1.70E+01	SN	120	8.84E+00	U	234	1.78E+02
ZN	66	1.01E+01	SN	122	8.61E+00	U	235	6.20E+03
ZN	67	1.49E+00	SN	124	1.17E+01	U	236	3.61E+03
ZN	68	7.00E+00	SN	126	2.53E+01	U	238	8.38E+05
RB	87	2.27E+00	TE	128	1.02E+00	U	239	0.00E+00
SR	88	3.25E+02	TE	130	3.30E+00	NP	237	4.60E+02
SR	90	3.59E+02	I	129	1.66E+00	PU	238	1.44E+02
Y	89	4.24E+02	CS	133	1.04E+01	PU	239	4.76E+03
ZR	90	1.56E+02	CS	135	3.43E+00	PU	240	2.01E+03
ZR	91	5.49E+02	CS	137	8.16E+00	PU	241	5.99E+02
ZR	92	5.95E+02	BA	134	1.60E+02	PU	242	4.51E+02
ZR	93	6.69E+02	BA	136	2.00E+01	AM	241	5.57E+02
ZR	94	6.92E+02	BA	137	3.35E+02	AM	242M	1.72E+00
ZR	96	7.45E+02	BA	138	1.19E+03	AM	243	9.49E+01
MO	92	1.23E+00	LA	139	1.13E+03	AM	244M	0.00E+00
MO	95	6.87E+02	CE	140	1.15E+03	AM	244	0.00E+00
MO	96	3.78E+01	CE	142	1.05E+03	CM	244	1.82E+01
MO	97	7.24E+02	PR	141	1.04E+03	CM	245	1.08E+00
MO	98	7.46E+02	ND	142	2.59E+01			
MO	100	8.52E+02	ND	143	7.16E+02			
TC	98	4.45E-03	ND	144	1.24E+03			
TC	99	7.06E+02	ND	145	6.22E+02			
RU	100	9.73E+01	ND	146	6.44E+02			
RU	101	7.04E+02	ND	148	3.44E+02			
RU	102	7.08E+02	ND	150	1.65E+02			
RU	104	4.98E+02	PM	147	3.82E+00			
RH	103	4.10E+02				TOTAL		1.00E+06

### 3.1.2 DUPIC 소결체 설계

IMEF M6 핫셀에서 원격 공정으로 제조 가공하는 DUPIC 소결체는 다음과 같은 설계 사양에 따라 엄격한 품질 보증 과정을 거쳐 제조될 것이다.

#### 가. 동위원소 및 불순물 함량

최종 단계에서의 소결체 내의 동위원소 및 불순물의 함량은 화학분석에 의해서 명기하여야 하며 화학분석이 불가능한 성분은 계산에 의한 결과를 명시한다.

#### 나. 치수 및 마무리

조사시험용 DUPIC 소결체의 상세 제원을 그림 3-1에 나타내었다. 소결체의 표면은 1.3  $\mu\text{m}$  AA보다 양호해야 하며 결함의 종류 및 크기를 명시하여야 한다.

#### 다. 밀도

소결체의 밀도는 이론 밀도의 85 ~ 97 % 이내 이어야 한다.

#### 라. 미세 조직

미세 조직의 검사 시에는 다음 사항을 명기한다.

- 미소결된 분말 입자의 존재 여부
- 입도 크기

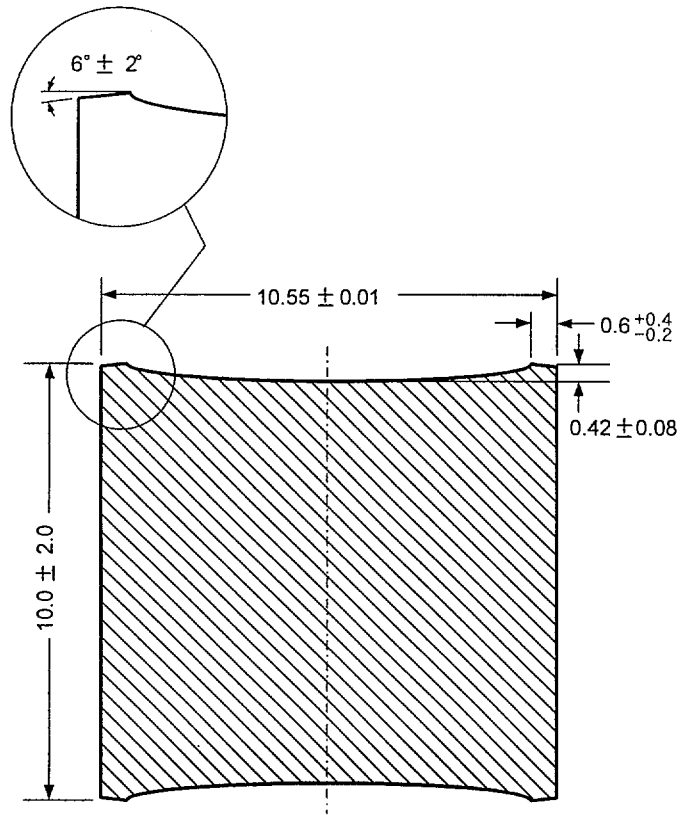


그림 3-1 하나로 조사시험용 DUPIC 소결체 제원  
(단위: mm, 양단은 0.1 TIR 이내의 직각 만족)

### 3.2 DUPIC mini-element 설계

#### 3.2.1 Mini-element 설계

기 수행된 DUPIC 모의 핵연료 조사 시험을 통하여 습득된 경험과 기술을 바탕으로 기존의 DUPIC 모의 핵연료 조사시험용 mini-element의 설계를 보완하여 다음과 같이 DUPIC 핵연료 소결체의 조사 시험을 위한 mini-element의 설계 제원을 결정하였으며, 이를 그림 3-2에 나타내었다.

- Cladding Material: Zircaloy-4
- Cladding Inner Diameter: 10.80 mm
- Cladding Thickness : 0.66 mm
- Gap size between pellet and cladding: 125  $\mu$ m
- Pellet diameter: 10.55 mm

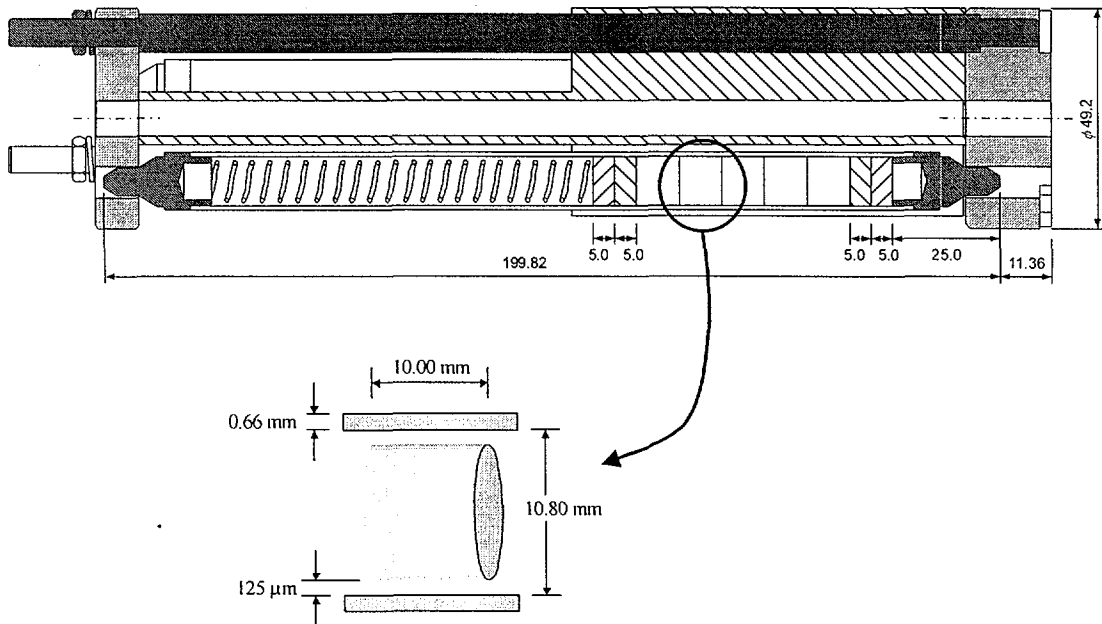


그림 3-2 DUPIC 핵연료 조사시험용 mini-element 설계



○ Pellet length: 10.00 mm

이상의 제원 설명 및 그림 3-1에 표시되지 않은 기타 제원은 하나로에서 이미 조사시킨 바 있는 DUPIC 모의 핵연료를 제작된 mini-element의 제원과 동일하다[6].

### 3.3 품질 보증 (QA)

DUPIC 핵연료 소결체 및 mini-element의 설계 및 제조에 관련된 품질 보증 기준은 다음과 같은 품질 보증 문서에 규정되어 있다.

- 조사연료봉 He 누출 검사 (QCI-01)
- 연료봉 내 He 기체 함량 분석 (QCI-02)
- 봉단 마감 용접 부위 조직 검사 (QCI-03)
- 봉단 마감 인장 검사 (QCI-04)
- Mini-element 치수 검사 (QCI-05)
- 조사시험용 DUPIC 소결체 특성 검사 (QCI-08)

위와 같은 품질 보증 문서에 규정된 시험 항목에 대한 검사를 실시하여 각 시험 항목에 대한 품질 보증 기준을 만족시켜 소결체 및 mini-element를 제조하였으며, 상세 설계 및 제조 사항은 다음의 제조 보고서에 기술되어 있다.

- 공정 자격 승인 보고서 (QR-00-01)
- DUPIC 핵연료 소결체 제조 보고서 (QR-00-02)
- Mini-element 제조 보고서

## 4. 조사시험용 캡슐 설계 및 제조

### 4.1 무계장 캡슐 개요

무계장 캡슐은 하나로 핵연료의 설계 사양을 이용하여 제조하여 top, bottom 및 중심축 부분은 하나로 핵연료의 설계를 그대로 인용하였다[7]. 하나로 핵연료 설계와 상이한 부분은 하나로 18 개 연료봉 대신에 알루미늄 합금으로 된 tube 내에 3 개의 mini-element 로 구성된 element assembly(그림 3-2 참조)를 장전하는 것이다.

DUPIC 모의 핵연료 조사 시험을 위한 무계장 캡슐은 DUPIC 핵연료 조사 시험을 위한 원격 조립 및 취급의 가능성을 확인하고 열 유동 시험을 수행하기 위하여 1997년에 설계를 완료하였다. 무계장 캡슐에 대한 열 유동 시험을 거친 후, 부분적인 설계 변경을 통하여 개발을 완료하였으며, 1999년 8월에 하나로에서 조사시험을 수행하여 성능을 검증하였다. 제작된 무계장 캡슐은 중심축을 중심으로 캡슐 하단의 guide 부분, 중앙부의 3개 mini-element로 구성된 element assembly, 상단부의 top guide 부분 및 캡슐 내/외통으로 구성되어 있으며 분해 조립이 가능하도록 만들어졌다. Element assembly가 장착된 총 길이 960.27 mm의 무계장 캡슐은 외경이 56.0 mm, 두께 3.0 mm인 알루미늄 재질의 tube를 사용하였으며, 캡슐 상부와 하단 locking part 는 하나로 재료 시험용 계장 캡슐로 개발된 부품을 인용하였다. 이와 같이 설계된 무계장 캡슐은 DUPIC 모의 핵연료 조사 시험을 통하여 몇 가지 개선 사항이 발견되어, 이를 고려한 DUPIC 핵연료 조사 시험용 무계장 캡슐을 설계하였다.

이 DUPIC 핵연료 조사시험용 무계장 캡슐은 차후 계장 캡슐 개발의 기본 모형으로도 활용될 예정이다.

## 4.2 무게장 캡슐 설계 변경 사항

DUPIC 모의 핵연료 조사 시험을 성공적으로 수행하고 캡슐은 현재 IMEF로 이송되어 외관 검사 등을 마친 상태이다. 금번 조사시험은 기 수행된 조사시험에서 사용된 캡슐을 그대로 사용하였으며, 성능 향상을 위하여 다음과 같은 사항을 수정하였다.

### (1) Mini-element의 lower housing

- 변경 사항: ① 두께를 20 mm에서 15 mm로 변경  
② 연료봉 삽입 hole을 원형에서 반달형으로 변경
- 변경 사유: ① lower 및 upper housing의 두께를 동일하게 함  
② 연료봉의 회전 방지

### (2) Mini-element의 upper housing

- 변경 사항: 두께를 10 mm에서 15 mm로 변경
- 변경 사유: lower 및 upper housing의 두께를 동일하게 함

### (3) Mini-element의 housing support

- 변경 사항: ① 길이를 239.34 mm에서 234.6 mm로 변경  
② 상단 끝 부분 사각형 형태를 원형으로 변경
- 변경 사유: ① housing을 지지하는 기능을 하므로 불필요한 길이를 제거하였으며, housing의 두께 변화로 하단부의 나사부위 길이를 변경함  
② 원격 조립 시 너트 및 와샤가 용이하게 삽입되게 하기 위함

### (4) Mini-element의 endcap A

- 변경 사항: 끝단 원형을 반달형으로 변경
- 변경 사유: lower housing의 hole에서 연료봉의 회전 방지 및 원격 조립을 용이하게 하기 위함

### (5) Mini-element의 space block

- 변경 사항: 길이를 5 mm에서 10 mm로 변경

- 변경 사유: 연료봉 장입 시 원격 조립을 용이하게 하기 위함

(6) Upper support tube

- 변경 사항: 12\*4 mm의 3 개 slot을 10\*7.5 mm의 3 개 slot으로 변경
- 변경 사유: slot의 높이를 낮추어 mini-element assembly의 볼트가 조사 기간 중 이탈되지 않도록 하기 위함

(7) Top guide spring

- 변경 사항: spring의 끝단을 갈고리 형태로 변경하여 수평 길이가 3.7 mm 늘어남
- 변경 사유: 조사 기간 중 spring이 top guide 및 out tube의 slot에서 이탈되지 않도록 하기 위함

#### 4.3 품질 보증 (QA)

DUPIC 핵연료 조사 시험용 Rig의 설계 및 제조에 대한 품질 보증 기준을 만족시키기 위하여 다음의 품질 관리 지침서에 따라 조립과 조립 후 검사를 실시하였다.

##### ○ DUPIC 조사시험 Test Rig 조립 절차 및 확인서(QCI-00-03)

또한, “육안 검사” 및 “장전 기능 검사”를 수행하여 조사시험용 Rig에 대한 품질 보증 기준을 만족시켰다. 상세 설계 및 제조 사항은 다음의 보고서에 기술되어 있다.

##### ○ DUPIC 조사시험 Test Rig 제조 보고서 (EMR)

## 5. 안전성 분석 및 평가

DUPIC 소결체의 조사 시험은 2000년 4월말부터 10 주간 수행될 계획이다. 이에 따라, 정상 상태 원자로 조건에서 DUPIC 핵연료의 핵적, 열수력적, 그리고 기계적 특성 분석과 사고 상태에서의 안전성 분석을 수행하였다.

### 5.1 안전성 분석 방법

핵적 특성 분석을 위한 기본 자료로는 MCNP를 이용하여 제어봉 위치 변화에 따른 DUPIC 핵연료의 선출력 변화를 분석하였다. 대상 노심으로 현재 운전 중인 노심을 선정하였으며, 분석 대상 하나로 노심은 R02 및 R19위치를 제외한 모든 핵연료 장전 위치에 해당 핵연료 다발이 장전된 노심으로서 열출력은 22MW이다. 이에 근거하여, 하나로 노심 관리 체계로 분석한 결과와 비교/평가하여 하나로 노심 관리 체계가 가지고 있는 오차를 밝히고, 현재 운전 중인 노심의 결과에 이를 적용하여 운전 중 발생 가능한 최대 선출력을 도출하였다.

정상 운전 및 사고 시 DUPIC 핵연료 거동은 HANARO 노심 입/출구 거동을 경계 조건으로 사용하여 계산하였다. 3 개의 DUPIC 핵연료 mini-element가 조사되나, 조사 다발의 구조 상 각 냉각 채널 사이의 냉각수 교환이 거의 없으므로 독립적인 냉각 채널을 갖는 단일 채널로 모사하였다. 그리고, 기하학적 제원과 유량 및 압력의 경계 조건은 하나로 운전 조건에 부합되도록 사용하였으며, 냉각수 유속은 열유동 시험 결과에 의하여 9.63 m/s를 사용하였다. 채널 입구 온도를 40 °C로 하고, 조사 조건 과도 거동은 열전달에 따라 계산하였다. 중성자 조사에 따른 핵연료의 특성 변화는 고려 대상에서 제외하였다.

하나로에서 발생 가능한 사고 중에 제한적인 사고로 반응도 사고에 대해서는 제어봉 인출 사고(RIA, Reactivity Induced Accident), 그리고 비반응도 사고에 대해서는 펌프 축 고착 사고에 대해 평가하였다. 이들 2 가지 대표적인 사고에서 안전성이 확보되면 다른 사고에 대해서도 하나로 노심은 충분한 안전성을 갖는다고 말할 수 있다.

HANAFMS를 이용하여 계산된 최대 선출력 값을 근거로 위의 2 가지 사고에 대해 최대 핵연료 중심 온도 및 피복관 온도를 Heating 7.2로 계산하였다. 이와 같이 계산된 결과를 허용 기준(용융 온도: 2,668 ℃, ONB: 125 ℃)과 비교하여 그 안전성을 평가하였다.



## 5.2 정상 상태의 DUPIC 핵연료 특성 분석

### 5.2.1 핵적 특성

#### 가. 반응도

하나로의 운영기술지침서에서는 반응도 값 관점에서 정상 출력 운전 시 조사 시험물이 충족시켜야 할 요건을 다음과 같이 설정하고 있다.

- ① 원자로 가동 중 삽입이나 인출이 필요한 시험물로 이로 인하여 노심에 1.5 mk 이상의 정반응도가 삽입될 수 있는 시험물에 대하여는 적절한 구동 장치를 설치하여 시험물을 삽입 또는 인출하여야 한다. 이 경우 시험물 구동 장치의 최대 구동 속도는 노심에 0.125 mk/s 이상의 반응도가 삽입되지 않도록 설계하여야 하고, 구동 장치의 신뢰도는 제어봉 구동 장치의 신뢰도 이상으로 한다.
- ② 원자로 가동 중 삽입이나 인출이 불필요한 시험물로 노심에 1.5 mk 이상의 정반응도가 삽입될 수 있는 시험물은 노심에 고정시켜야 한다.
- ③ 온도나 압력의 변화에 의한 파손으로 노심에 1.5 mk 이상의 정반응도가 삽입될 수 있는 시험물에 대하여는 온도나 압력 측정 계기들을 설치하여야 한다. 이 경우 온도나 압력이 제한값에 도달하면 원자로를 정지시킬 수 있는 정지 신호가 발생하여야 한다.
- ④ 노심에 장전하는 한 개의 시험물이 인출, 삽입 및 파손 등으로 인하여 노심에 삽입되는 정반응도는 12.5 mk를 초과할 수 없다.

이에 따라 본 캡슐의 설계 시 ③과 ④ 항과 관련하여서는 노심에 제한값 이상의 정반응도가 삽입되거나 시험물의 온도 또는 압력이 제한값을 초과하는 경우에는 즉시 관련 실험을 중지하고, 그 원인을 규명하도록 요구하고 있으며, 제한값 초과 시 지침에 따라 과학기술부장관에게 보고하도록 조치하고 있다. 또한 점검 요구 사항으로서 시험물의 인출, 삽입 및 파손 등으로 인한 노심 내의 정반응도 삽입량을 분석하여 운전 제한 조건에 대한 만족 여부를 확인하도록 하고 있다. 한편, ①과 ② 요

건을 만족시키기 위하여 핵연료 다발의 하부 구조와 동일한 구조를 채택하였다. 또한 온도와 압력의 변화에 의하여 파손이 발생되지 않도록 기계적인 설계에 반영하였다. 그러나 모의 다발이 장전되어 있는 조사공에 캡슐이 장전됨으로써 삽입되는 반응도 변화량을 MCNP를 이용하여 분석한 결과 12.5 mk 이하임을 확인하였다. 또한 기계적 설계에서 충분히 반영함으로써 시험물의 파손을 방지하고 있다고 확신하지만 캡슐이 파손되어 조사공 내의 균질화된 혼합물이 냉각재에 의해 모두 출구로 나가고 그 자리에 냉각수만 존재한다는 가정 하에 이의 영향을 분석하였다. 분석 결과를 정리하면 다음과 같다.

- ① 캡슐 장전에 따른 반응도값 : 0.18 mk
- ② 경수(H<sub>2</sub>O)로 대체 시 반응도 삽입량 : -1.52 mk

이와 같이 반응도 관점에서 캡슐의 설계는 운영기술지침서의 제한 조건을 모두 만족하고 있음을 알 수 있다.

#### 나. 선출력 분석

##### 1) MCNP와 VENTURE의 선출력 비교

MCNP는 기하학적 모델링에 제한을 받지 않는 범용 코드로서 연속 에너지 핵자료를 사용한다는 장점이 있으나, 현재 확보되어 있는 핵자료가 300K에서의 자료로 국한되고 ORIGEN과 같이 연소 기능을 갖는 다른 전산 코드와의 연계 작업을 현재로서는 수행할 수 없다. 그러므로 하나로 노심의 연소 효과를 직접적으로 반영할 수 없다는 한계가 있다. 이에 따라 현재 운전 중인 노심에서 핵연료는 모두 새 핵연료이고 조사공 OR4에만 DUPIC 시험용 캡슐이 장전되어 있다고 가정하고 DUPIC 핵연료의 선출력을 분석하였다.

제어봉 위치의 변화에 따른 선출력을 비교하면 표 5-1과 같다. 표 5-1에서 캡슐 평균 선출력은 3개의 DUPIC 핵연료봉의 선출력을 평균한 값이며, 최대 출력봉은 3개의 핵연료봉 중 가장 높은 출력을 보이는 시험 연료봉을 의미한다. 또한 hot spot이란 핵연료봉에 상관없이 총 15개의 핵연료 pellet중에서 가장 높은 출력을 보

표 5-1 선출력 비교 결과

제어봉 위치	캡슐 평균 선출력			최대출력봉의 평균 선출력			Hot Spot에서의 선출력 <sup>a</sup>		MCNP의 f.s.d.
	MCNP	HANAFMS	% 오차	MCNP	HANAFMS <sup>b</sup>	% 오차	MCNP	% 오차 <sup>c</sup>	
300mm	31.81	29.32	-7.83	32.88	30.00	-8.76	40.13	-25.24	5.48%
350mm	31.16	30.04	-3.60	32.14	30.73	-4.39	37.84	-18.79	6.12%
400mm	32.81	31.69	-3.42	33.30	32.42	-2.64	37.24	-12.94	5.75%
450mm	36.49	34.44	-5.61	37.51	35.23	-6.08	41.32	-14.74	5.34%
500mm	38.83	38.40	-1.11	40.21	39.28	-2.30	45.77	-14.18	5.37%
550mm	42.22	41.19	-2.43	42.81	42.14	-1.57	46.42	-9.22	5.24%
600mm	43.66	42.77	-2.04	44.30	43.75	-1.23	50.09	-12.66	4.92%

a : pellet의 최대 선출력

b : Radial Form Function

분석코드	제어봉위치	1	2	3
HELIOS	N/A	0.98	1.00	1.02
MCNP	300	0.98	0.99	1.03
	350	0.96	1.01	1.03
	400	0.99	1.00	1.01
	450	0.97	1.00	1.03
	500	0.97	0.99	1.04
	550	0.99	1.00	1.01
	600	0.98	1.01	1.01

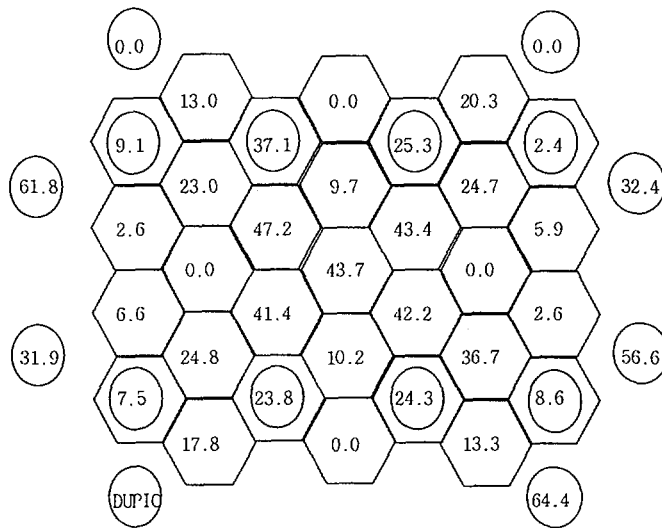
c : % 오차 = {(HANAFMS 최대출력봉의 선출력)/(Hot Spot에서의 선출력) - 1} x 100

이는 pellet을 나타낸다. 표 5-1에서 보는 바와 같이 MCNP와 하나로의 노심 관리 체계(HANAFMS) 모두 제어봉이 인출됨에 따라 시험 연료에서의 출력이 높아지고 있으며, 이는 제어봉 인출에 따른 중성자속의 반사체 침투 현상(reflector peak)에 의한 것이다. 캡슐 평균 선출력과 최대 출력봉의 선출력에서 MCNP가 높은 값을 보여주고 있으며, hot spot에서의 선출력과 비교하면, 제어봉의 위치에 따라 다소 차이가 있으나, -25.24% ~ -9.22% 범위의 오차를 보여주고 있다. 이에 따라 HANAFMS로 운전 노심에서의 선출력을 평가한 후, MCNP와의 오차와 MCNP 자체의 f.s.d.를 고려하여 주면 된다.

## 2) 운전 노심에서 선출력 비교

하나로 노심 관리 체계를 이용하여 현재 운전 중인 노심 중 제 7차 4주기 2주째 노심에 fresh clean DUPIC 시험용 캡슐이 장전되어 있다고 가정하였다. 노심의 연소도 분포는 그림 5-1과 같다. 우선 노심의 핵연료도 연소도에는 차이가 있으나 Xe이 붕괴되어 없다는 가정에서 선출력을 분석하였고, 노심 핵연료의 Xe이 평형에 도달한 노심도 분석하였다. 일반적으로 노심 핵연료의 연소가 시험 핵연료의 선출력에 미치는 영향은 노심의 %U-235 평균 연소도 정도로 파악되고 있다. 표 5-2에는 DUPIC 시험용 캡슐이 새 핵연료가 장전된 운전 노심(hot & fresh core)에 장전되었을 때와 제 7차 4주기 2주째 노심에 장전되었을 때 제어봉 위치에 따른 캡슐 평균 선출력을 비교하였으며, 또한 최대 출력봉의 평균 선출력을 비교하였다. No Xe 상태에서 제어봉이 500mm 이상 올라가는 일은 없기 때문에 No Xe상태의 운전 노심은 제어봉 300mm에서 500mm까지만 계산하였다.

표 5-3은 Xe 포화 상태에 대해 비교한 것이다. Xe 포화 상태에서는 제어봉이 350mm 이하로 내려가는 일이 없기 때문에 300mm에 대해서는 계산하지 않았다. 표



노심 평균 연소도 : 23.04%U-235

그림 5-1. 7-4-2 BOC노심에 DUPIC 연료를 장전한 노심의 연소도(%U-235) 분포

표 5-2. 세 핵연료 장전 노심과 운전 노심의 선출력 비교

제어봉 위치	캡슐 평균 선출력			최대출력봉의 평균 선출력		
	HOT & Fresh Core	Burned Core & No Xe	% 효과	HOT & Fresh Core	Burned Core & No Xe	% 효과
300mm	29.32	34.32	14.58	30.00	35.11	14.58
350mm	30.04	35.12	14.48	30.73	45.93	14.47
400mm	31.69	37.08	14.54	32.42	37.93	14.54
450mm	34.44	40.42	14.79	35.23	41.35	14.79
500mm	38.40	45.30	15.24	39.28	46.34	15.24
550mm	41.19			42.14		
600mm	42.77			43.75		

5-3에는 Xe 포화 상태를 선출력 값에 표 5-1에서 기술한 hot spot에서의 MCNP와 VENTURE의 오차를 고려하여 최대 선출력을 계산하였다.

표 5-3에서 최대 선출력은 표 5-1에서 분석한 MCNP의 최대 pellet 출력과 HANAFMS로 계산한 최대 출력봉의 선출력 결과와의 차이와 MCNP의 f.s.d.를 독립적으로 고려하여 계산한 값이다. 제어봉 위치 300mm에서의 값을 예로 들면,

표 5-3. Xe 포화에 따른 선출력 비교

제어봉 위치	캡슐 평균 선출력			최대출력봉의 평균 선출력			최대 선출력
	Burned Core & No Xe	Burned Core & Eq. Xe	% 효과	Burned Core & No Xe	Burned Core & Eq. Xe	% 효과	
300mm	34.32			35.11			49.54 <sup>a</sup>
350mm	35.12	37.27	5.76	35.93	38.12	5.73	49.81
400mm	37.08	39.33	5.72	37.93	40.22	5.70	48.85
450mm	40.42	42.85	5.66	41.35	43.82	5.63	54.14
500mm	45.30	47.97	5.57	46.34	49.06	5.54	60.24
550mm		51.69			52.87		61.29
600mm		53.82			55.04		66.12

a : No Xe때의 값임

$$\text{최대선출력} = 35.11 \text{ kW/m} \times 1/(100 - 25.24) \times 100 \times 1.0548 = 49.54 \text{ kW/m}$$

이다. 앞에서 설명한 바와 같이 제어봉이 인출됨에 따라 시험 연료의 선출력이 높아지며 동일한 방법을 적용하면, 제어봉의 위치가 600mm일 때 최대 예상 선출력(한계 선출력)은 **66.12kW/m**가 된다. 이 선출력은 1999년도에 시험한 모의 DUPIC 핵연료의 최대 예상 선출력인 63.74 kW/m에 비하여 3.73% 정도 높으므로 열적 여유도에 대한 분석을 실시하였다.

## 5.2.2 열수력적 특성

### 가. 온도

핵연료 성능 해석 코드인 FEMAXI-IV를 사용하여 하나로 조사 기간 중 DUPIC 핵연료봉의 열적 거동을 해석하였다.

#### 1) 예상 하나로 운전 모드에 따른 온도 분포

예상되는 하나로 운전 모드는 1999년에 수행된 모의 DUPIC 핵연료 조사 시험을 참고로 하여 3일 동안 운전 후 4일 동안 가동 중지한다고 가정하였다. DUPIC 핵연료의 조사 시험 기간 동안 예상되는 하나로 제어봉 위치 및 이에 상응하는 선출력 값은 하나로에서 제공된 자료(표 5-4)를 참고하였다. 분석 대상 mini-element로는 3개 중에서 최대 선출력을 보이는 mini-element(DUPIC #1)를 선정하였다.

조사 기간 중 소결체의 중심 최대 온도는 1,761℃로 분석되었으며, 이 온도는 예상되는 소결체의 용융점(2,668℃)보다 아주 낮은 값으로 안전성을 입증하고 있다(그림 5-2). 소결체의 표면 온도는 423℃로 소결체와 피복관과의 틈새 거동에서 심각한 영향을 미치지 않고 있음을 틈새 거동 분석 결과(그림 5-3)로부터 알 수 있으며, 조사 기간 동안 틈새가 열린 상태로 조사가 종료됨을 보여주고 있다. 또한, 피복관에 대한 계산 결과로부터 피복관의 외면 온도는 66.2℃로서 ONB 온도(125℃) 이하임을 알 수 있다.

표 5-4 예상 조사 기간 중 제어봉의 위치 및 이에 대한 mini-element 별 평균 선출력

조사 기간 (주)	Rod 위치 (mm)	선출력(kW/m)		
		DUPIC #1	DUPIC #2	DUPIC #3
0	350	38.12	36.430	37.270
1	360	38.54	36.832	37.682
2	370	38.96	37.234	38.094
3	380	39.38	37.636	38.506
4	390	39.80	38.038	38.918
5	400	40.22	38.440	39.330
6	410	40.94	39.126	40.034
7	420	41.66	39.812	40.738
8	430	42.38	40.498	41.442
9	440	43.10	41.184	42.146
10	450	43.82	41.870	42.850

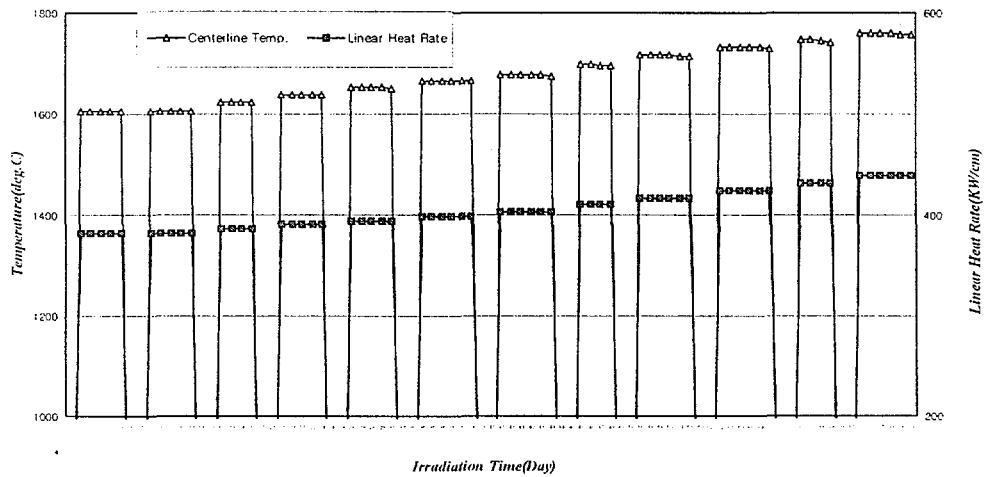


그림 5-2 조사 시험 기간 중 예상 하나로 운전 모드에 따른 소결체 중심 온도

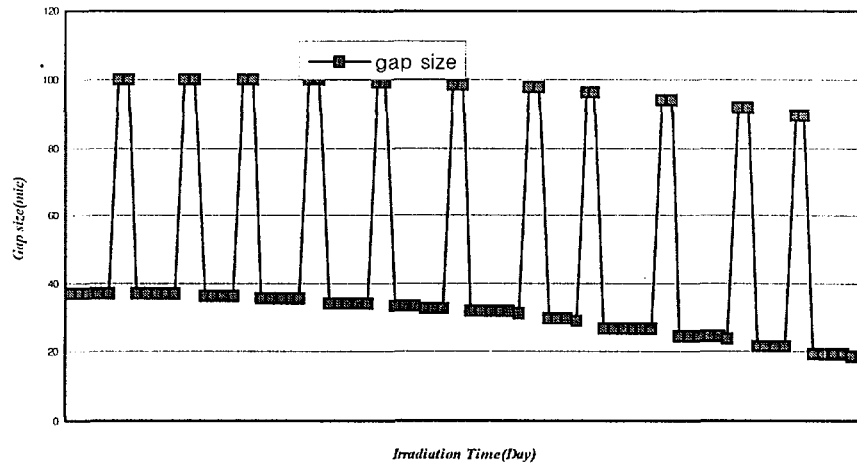


그림 5-3 조사 시험 기간 중 예상 하나로 운전 모드에 따른 틈새 거동

## 2) 한계 선출력 시 온도 분포

조사 시험 기간 동안 DUPIC 핵연료가 한계 선출력(66.12 kW/m)으로 3일 운전 후 4일 가동 정지한다고 가정하였다. 이와 같은 조건 하에서도 DUPIC 소결체의 최대 중심 온도는 2,554℃로서 소결체의 예상 용융점(2,668℃)보다 낮다(그림 5-4). 또한, 한계 선출력 시 피복관의 외면 온도는 79.6℃로서 ONB 온도(125℃) 이하임을 알 수 있다.

따라서, DUPIC 핵연료는 조사 기간 중 한계 출력에 도달하여도 안전성 측면의 온도 제한 조건을 만족하고 있음을 알 수 있다.

## 나. 유 동

압력 강하 실험 결과 200 kPa의 압력 강하 때의 유량은 9.632 kg/s로서, 이는 허용 기준치인 12.7 kg/s 보다 작아 기준을 만족하였다.





$$- M+B+S = \min(2.7R_p0.2 / 1.0R_m) \quad 535.75 \text{ MPa}$$

DUPIC Mini-element 피복관에 대한 응력 계산치 (maximum equivalent stress) 및 이를 위의 설계 기준치와 비교한 minimum safety margin을 표 5-5에 정리하였다.

표 5-5 DUPIC 핵연료 피복관 응력 계산 결과

Stress Category	Admissible Stress (MPa)	Max. Equi. Stress (MPa)	Min. Safety Margin
M	267.87	2.11	126.82
M+B	375.02	4.44	84.43
M+B+S	535.75	6.29	85.12

#### 나. 연료봉 응력 해석

DUPIC 핵연료봉의 기계적 거동을 해석하기 위하여 온도 해석과 동일한 핵연료 성능 평가 코드인 FEMAXI-IV를 사용하였으며, 조사 시험 조건 및 분석 대상도 온도 해석과 동일한 방법을 채택하였다.

##### 1) 예상 하나로 운전 모드에 따른 연료봉 응력

피복관의 Ridge 변형은 소결체와 피복관의 기계적인 상호 거동(PCMI)을 판단하는 척도로써 피복관의 손상 여부를 예측 할 수 있게 해 주는 물성치이다.

계산 결과 피복관의 최대 Ridge의 변형은 0.05  $\mu\text{m}$ 이고, 상단 부분에서 중앙 부근까지 변형된 값은 0.05  $\mu\text{m}$ 로 나타났다. 그림 5-5에서는 평균 출력 시 조사 기간 동안 피복관의 Ridge 변형이 거의 발생하고 있지 않음을 보여주고 있다.

소결체와 피복관의 틈새 거동에 따른 피복관의 응력을 계산한 결과(그림 5-6) 조사 기간 동안 Circumferential Stress는 17.0 MPa, Axial Stress는 12.5 MPa, Radial Stress는 0.7 MPa, 그리고 Equivalent Stress의 경우 14.6 MPa로 나타났다.

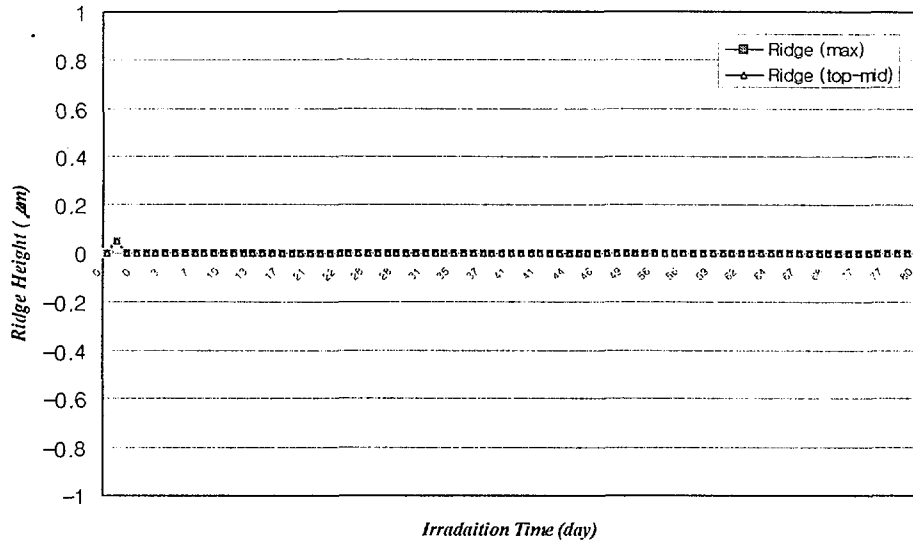


그림 5-5 조사 시험 기간 중 예상 하나로 운전 모드에 따른 Ridge 변형

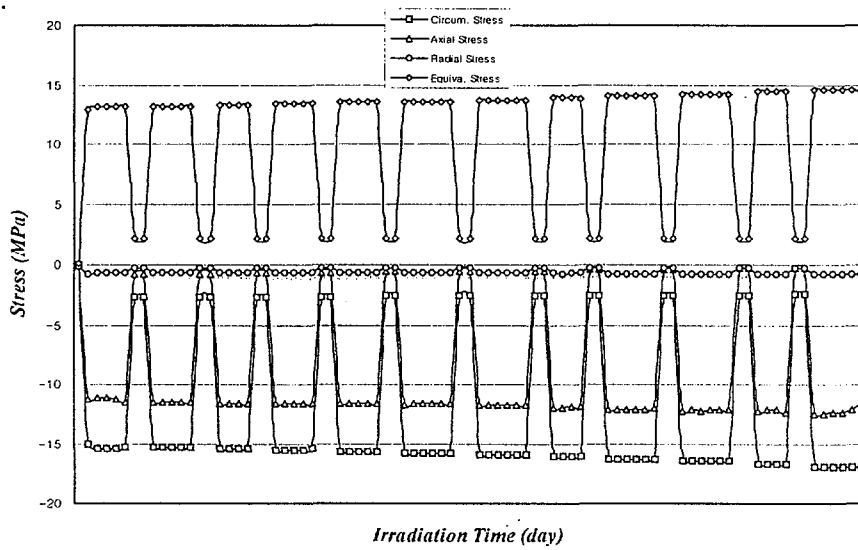


그림 5-6 조사 시험 기간 중 예상 하나로 운전 모드에 따른 응력 분포

## 2) 한계 선출력 시 연료봉 응력

조사 기간 동안 소결체와 피복관의 틈새가 달라붙은 상태에서 피복관의 Ridge가 최대 9.76  $\mu\text{m}$  변형이 이루어졌으며, 피복관 상단 부위에서 중간 부분까지에서 9.76  $\mu\text{m}$  만큼 발생하였다(그림 5-7). 이 결과는 소결체와 피복관이 밀착됨으로써 나타난 결과이다.

한계 출력시 연료봉에 미치는 각각의 응력 결과는 Circumferential Stress의 경우 51.4 MPa, Axial Stress는 36.2 MPa, Radial Stress는 18.6 MPa, Equivalent Stress의 경우 70.1 MPa로 나타났다(그림 5-8). 이는 소결체와 피복관의 틈새가 밀착됨으로써 발생하는 결과로써 평균 선출력의 경우보다 크게 나타나고 있다.

### 다. 기계적 건전성

DUPIC 핵연료 조사시험용 캡슐에 대한 진동 시험을 실시하여 다음과 같은 자료를 획득하였다.

- 진동수 : 14 ~ 18.5 Hz
- 최대 진폭 : 5 ~ 50  $\mu\text{m}$
- RMS 진폭 : 2 ~ 14  $\mu\text{m}$

이상의 자료에 근거하여 하나로 조사 시험에 대한 캡슐의 기계적 건전성을 하나로 핵연료 다발과 비교하여 확인하였다.

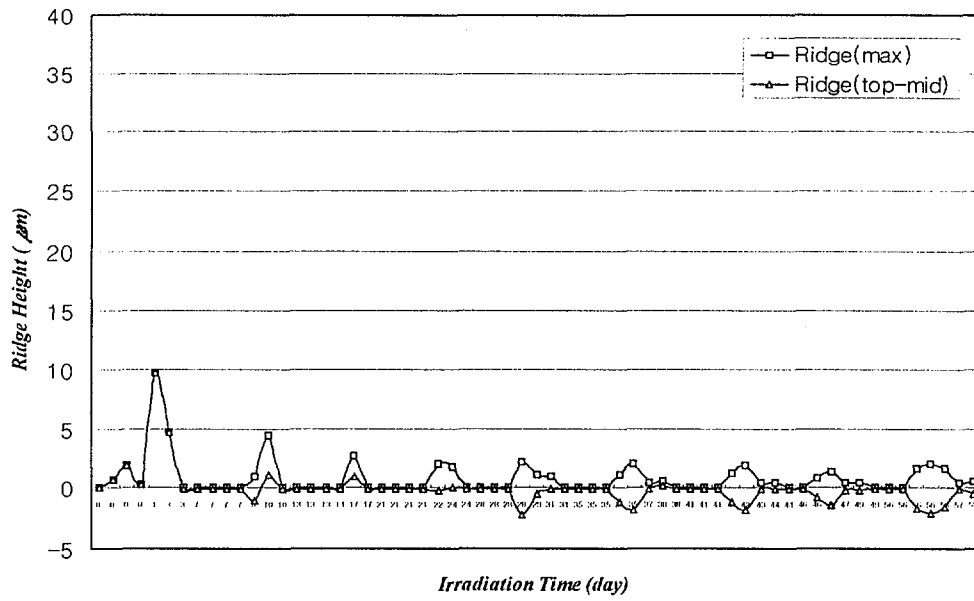


그림 5-7 한계 선출력에서의 Ridge 변형

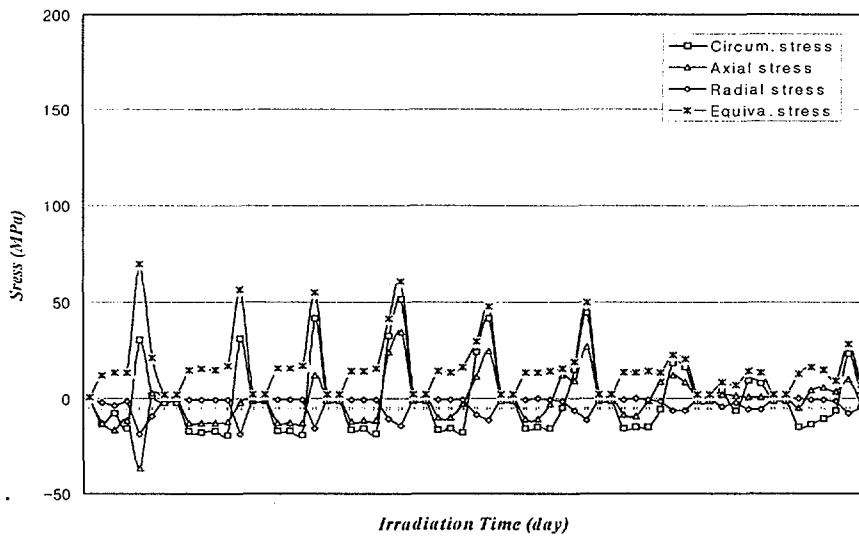


그림 5-8 한계 선출력에서의 응력 분포

### 5.3 DUPIC 핵연료에 의한 사고 유발 시 하나로 위해도 평가

#### 5.3.1 DUPIC 핵연료에 의한 RIA 가능성

DUPIC 핵연료가 장착된 캡슐을 하나로 노심 내에 장전할 경우, 이미 설치된 모의 다발에 비하여 0.18 mk의 정반응도 삽입 효과가 있다. DUPIC 핵연료 조사 시험용 캡슐은 하나로 핵연료다발과 같은 방법으로 노심에 고정되므로 하나로 가동 중 ejection 가능성은 없으며, 따라서 조사 시료에 의한 RIA 가능성은 없다.

#### 5.3.2 파손 평가

정상 상태 DUPIC 핵연료의 특성 분석을 통하여 열수력적 건전성을 확인하였으며, 조사시험용 캡슐에 대한 진동 시험 결과에 따라 DUPIC 핵연료의 기계적 건전성이 유지될 수 있음을 확인하였다. 또한, DUPIC 핵연료 mini-element의 설계 및 제조에 있어 엄격한 품질 관리(QA)를 통해 제조 결함을 제거하였으므로, 하나로 노내 조사시험 중 DUPIC 핵연료의 파손 가능성은 없다.

## 5.4 하나로 유발 사고 시의 DUPIC 핵연료 건전성 평가

### 5.4.1 하나로 RIA 사고

제어봉 인출 사고 후 시간에 따른 소결체 및 피복관의 온도 변화를 그림 5-9 및 표 5-6에 요약하였다. 사고 약 4.2 초 경과 후에 출력이 최대 128.7%FP까지 증가한다. HANARO 원자로 조건 I 및 II에서 가장 심각한 사고로 간주되는 제어봉 인출 사고 시, 핵연료 중심 최고 온도는 2,665 °C로서 용융 온도보다 낮고, 최고 표면 온도 82 °C도 포화 온도 이하이므로 조사 시료의 건전성이 유지될 수 있다. 따라서 하나로 안전성에 미치는 영향은 없다.

### 5.4.2 Locked Rotor 사고

펌프 축 고착 사고 발생 후 시간에 따른 소결체 및 피복관의 온도 변화에 대한 분석 결과를 그림 5-10 및 표 5-7에 나타내었다. 사고 후 2 초 이내에 유량이 최저 63 %FF까지 감소한다. 핵연료 온도 측면에서 볼 때, HANARO 원자로 조건 III 및 IV에서 가장 심각한 사고인 펌프 고착 사고 시 핵연료 중심 최고 온도는 2,551 °C로써 용융 온도보다 낮고, 최고 표면 온도 95 °C도 포화 온도 이하이므로, 조사 시료의 건전성이 유지되어 하나로 안전성에 미치는 영향은 없다.

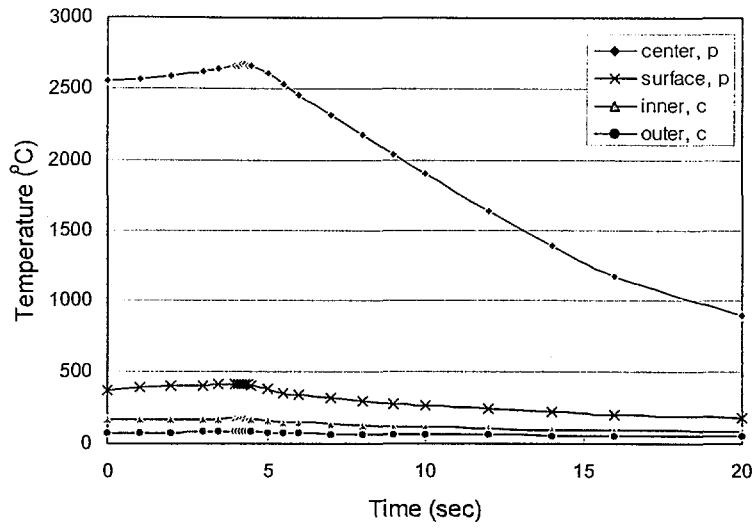


그림 5-9 RIA 사고 해석

Time (sec)	center, p	surface, p	inner, c	outer, c
0.0	2551	369	166	79
1.0	2558	394	167	79
2.0	2579	401	170	80
3.0	2613	410	174	81
3.5	2635	415	176	82
4.0	2659	420	178	82
4.1	2663	420	178	82
4.2	2665	419	178	82
4.3	2665	416	177	82
4.4	2663	413	176	82
4.5	2658	409	174	81
5.0	2606	381	163	78
5.5	2532	357	152	74
6.0	2459	341	146	72
7.0	2319	316	136	69
8.0	2181	296	128	67
9.0	2043	279	121	65
10.0	1905	265	115	63
12.0	1634	242	106	60
14.0	1386	223	99	58
16.0	1178	208	93	56
20.0	896	184	84	54

표 5-6 RIA 사고 시 소결체 및 피복관 온도 변화



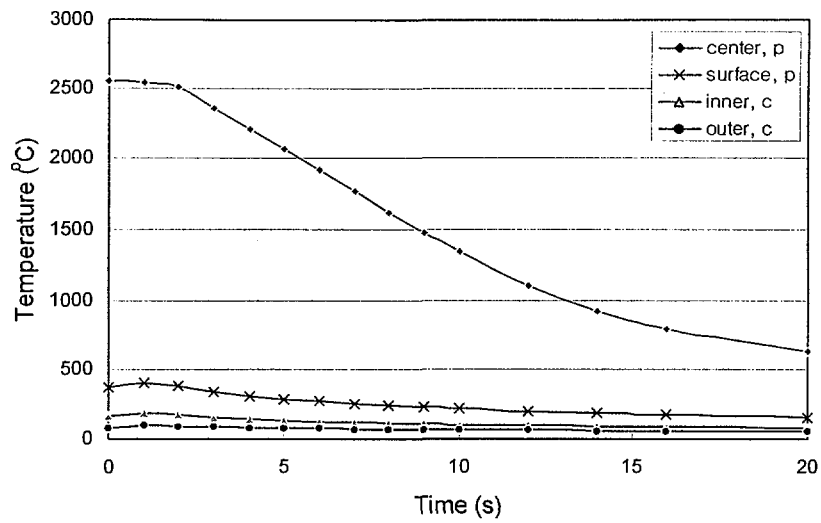


그림 5-10 펌프 축 고착 사고 해석

Time (sec)	center, p	surface, p	inner, c	outer, c
0	2551	369	166	79
1	2550	399	180	95
2	2508	378	171	91
3	2359	335	152	83
4	2212	308	140	79
5	2065	287	131	75
6	1917	269	124	72
7	1768	254	117	70
8	1619	241	111	68
9	1475	229	106	66
10	1340	218	102	64
12	1105	200	94	61
14	924	184	88	59
16	792	171	83	57
20	624	152	76	54

표 5-7 펌프 축 고착 사고 시 소결체 및 피복관 온도 변화

### 5.4.3 기타 하나로 사고 시의 DNB 분석

하나로의 원자로 상태는 정상 운전, 예상 운전 과도, 사고 및 제한 사고로 분류한다. 안전성 분석을 통하여 하나로에서 발생 가능한 대표적인 2 가지 사고(제어봉 인출 사고 및 펌프 축 고착 사고)에 대해서는 충분한 안전성 확보가 검증되었으나, 이외의 원자로 상태에 대해서도 이 사고들과 비교하여 간략히 안전성 평가를 수행하였다.

#### 가. 예상 운전 과도 상태

##### 1) 일차 계통 유량 상실 상태

일차 냉각 계통 펌프 1 대의 고장으로 냉각제 유량이 줄어드나, 펌프의 플라이휠의 작용으로 펌프 고착 사고에 비해 압력 및 유량 변화가 급격하지 않으므로 MDNBR은 앞서 분석된 펌프 고착 사고가 제한적이다. (일차 계통 냉각 상실 사고는 70%FF로 유량 감소까지 12 초 이상 소요되나, 펌프 고착 사고에서는 1 초가 소요됨)

##### 2) 외부 전원 상실

두 대의 펌프가 동시에 줄어드나 역시 플라이휠의 작용으로 초기 유량 감소가 느리게 진행되며 (70%FF로 유량 감소까지 5 초 소요), 또한 전원 상실과 동시에 원자로가 정지되므로 역시 MDNBR은 앞서 분석된 펌프 고착 사고가 제한적이다.

##### 3) 우회 유동 조절 상실

밸브가 고장이나 완전 개방되더라도 노심 유량의 변화는 3%의 감소에 불과하다. 따라서, MDNBR은 정상 운전 조건과 비슷하거나 약간 작을 것이나 펌프 고착 사고가 제한적이다.

##### 4) 이차 계통 냉각 상실 및 반사체 계통 냉각 상실

일차 계통 냉각 조건 및 노심 출력에는 직접적 영향이 없으므로, MDNBR 등 안전성에는 영향을 주지 않는다.

#### 5) 기동 운전 사고

사고 시 노심 최대 출력이 1%FP 미만이므로 안전성 영향은 없다.

#### 6) 실험 시료 인출

사고 후 최대 출력이 128.23 %FP까지 증가한다. 제어봉 인출 사고보다 최대 출력이 약간 낮으므로 MDNBR은 제어봉 인출 사고가 제한적이다.

#### 7) 냉수 유입

사고는 원자로 기동 시 발생하는 사고로서 최고 출력은 64 %FP이하이므로 DNB는 발생하지 않는다. 따라서, 하나로 안전성에 미치는 영향은 없다.

### 나. 사고

#### 1) 냉각제 유출 사고

사고에 따른 노심 냉각 유량의 감소는 2%에 불과하고 원자로는 운전원이 이상을 확인하고 원자로를 정지시키므로 MDNBR은 정상 운전 조건에 비해 약간 작을 것이나 펌프 고착 사고가 제한적이다.

#### 2) 중수 누출 사고

이 사고는 방사능 누출 사고로써 일차 계통 냉각 조건 및 출력에는 직접적 영향이 없으므로 MDNBR의 직접적인 영향은 없다.

#### 3) 중수 배관 파손 사고

사고에 따라 약 159초 후에 노심 출력이 최대 125.8 %F.P까지 증가하나 제어봉 인출 사고에 비해 출력 증가 속도도 느리며 최고 값도 작다. 따라서, MDNBR은 제어봉 인출 사고가 제한적이다.

#### 4) 원자로 수조 및 핵연료 저장조에서 핵연료 취급 사고

일차 계통 냉각 조건에는 직접적 영향이 없으므로 MDNBR의 영향은 없다.

#### 다. 제한 사고

##### 1) 지진과 빔 튜브 파단 사고

이 사고는 수조수의 원자로 흡 방출이 염려되는 사고이며, 초기 유량 및 노심 출력 변화는 전원 상실 사고와 유사하다. 따라서, 이 경우도 사고 동안 MDNBR은 앞서 분석된 펌프 고착 사고가 제한적이다.

##### 2) 유동 차단 사고

이 사고 시 DUPIC 조사 핵연료의 방사선원은 HANARO 핵연료 다발의 방사선원의 3 % 미만이므로 안전성에 미치는 영향은 없다.

## 5.5 결론 및 대책

### 5.5.1 분석 결론

정상 운전, 펌프 축 고착 사고 및 제어봉 인출 사고에 대한 안전성 분석 결과를 정리하면 다음과 같이 요약할 수 있다.

- DNB 측면에서 HANARO에서 조사 시험 시 DUPIC 핵연료 건전성은 충분히 문제없는 것으로 판단됨.
- 핵연료 중심 온도는 핵연료 용융 온도 이하로 충분히 유지되며, 피복관 외부 온도도 냉각수가 단상 유동을 유지할 정도로 낮음.

### 5.5.2 추가 안전 대책

위의 분석과 같이 최대 선출력에 대한 안전성 분석 결과는 정상 운전 제한 요건을 만족하고 있다. 그러나, 펌프 축 고착 사고 및 제어봉 인출 사고의 경우 출력의 overshoot에 따른 핵연료 중심 온도 허용 기준은 만족하고 있으나, RPS Trip setpoint를 아래와 같이 하향 조정하면 각각의 사고 경우에 대해서 추가의 열적 여유도를 충분히 확보할 수 있다.

#### 현재의 RPS trip setpoint

- ▶ RRS trip setpoint bypass
- ▶ 1st RPS trip setpoint (High Linear Power: 115% FP) bypass
- ▶ 2nd RPS trip setpoint (High Log Rate: 8% PP/sec) actuation
- ※ 128.9 %FP까지 도달

#### 열적 여유도 확보를 위한 RPS trip setpoint 조정

- High Linear Power : 110% FP
- High Log Rate : 6% PP/sec
- ※ RIA 사고 시 108.5 %FP까지 도달 → 충분한 열적 여유도 확보

## 6. 유사 조사시험 사례

### 6.1 국외 사례

DUPIC 핵연료 개발을 공동으로 수행하고 있는 AECL에서는 White Shell에서 DUPIC 핵연료봉 3 개를 제조한 후 NRU에서 Demountable bundle에 장착하여 BB03 핵연료봉의 조사 시험을 1999년 3월 12일에 시작하였다. BB02와 BB04는 1999년 5월 7일에 약 2년 간의 조사 기간을 예정으로 장전을 시작하였는데, 이때 BB03의 외관 검사 결과 매우 양호한 것으로 판명되었다. 예상 방출 연소도는 약 21,000 MWd/THM이다[9].

### 6.2 국내 사례

#### 6.2.1 핵연료 조사 시험 사례

DUPIC 핵연료 조사시험 및 성능평가 분야에서는 하나로의 노물리 및 특성을 바탕으로 조사시험용 capsule의 설계 사항 및 DUPIC 핵연료의 조사 특성 분석을 수행하였다. 이에 근거하여 DUPIC 핵연료 하나로 조사시험용 Rig를 개발/제작하였으며, DUPIC 모의 소결체 제조 및 관련 실험을 통하여 DUPIC 핵연료 성능 평가에 필요한 기초 실험을 수행 중에 있다. 또한, DUPIC 모의 소결체를 제조하여 하나로에서 1999년 8월 4일부터 1999년 10월 4일까지 3개월 동안 조사 시험을 수행하였으며 연소도는 약 1500 MWD/THM 정도로 평가되었다.

#### 6.2.2 조사후시험 사례

하나로에서 조사한 DUPIC 모의 핵연료 캡슐을 IMEF로 이송하여 외관 검사 후 절단하여 소결체에 대한 조사후시험을 수행하고 있다.

##### 가. 조사후시험 일정

조사가 완료된 DUPIC 모의 소결체의 조사후시험은 비록 조사 기간은 짧지만 국내 최초로 조사 시험을 수행한 핵연료 시험편이라는 점에서 그 의의는 상당히 크

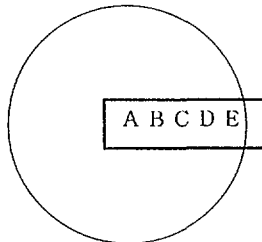
다고 할 수 있다. 그러나, DUPIC 조사시험용 소결체의 조사시험 결과는 곧 수행하게 될 DUPIC 핵연료의 제조 및 조사 시험에 반영되어야 하므로, DUPIC 조사시험용 소결체의 조사후시험을 위하여 다음과 같은 2 단계 수행 계획을 수립하였다.

제 1 단계 조사후시험은 조사 캡슐의 외관 검사, X-선 검사,  $\gamma$ -scanning, 밀도 측정 및 광학현미경에 의한 조직 관찰을 주로 하며, 99년 10월부터 2000년 1월 말까지 수행하였다. 제 2 단계에서는 1 단계보다 상세한 조사후시험을 수행할 예정으로, EPMA에 의한 조직 관찰, 화학 분석 등에 의한 핵분열 생성물 분포, 위치 별 밀도 변화, O/M비 변화, 연소도 및 성분 분석, 그리고 재구조화 등을 평가할 예정이다.

#### 나. 조사후 시험 항목

DUPIC 모의 소결체의 조사후시험 항목, 시험 대상 물질 및 방법은 다음의 표 6-1과 같다.

표 6-1 DUPIC 모의 소결체의 조사후시험 항목

시험 항목	시 료	비 고
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 비파괴 검사</li> <li>-외부손상</li> <li>-휨</li> <li>-<math>\gamma</math>-scanning</li> <li>-X-선 검사</li> <li>-밀도</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Capsule</li> <li>• Mini-element</li> <li>• Pellet</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-하이스코프</li> <li>-카메라</li> <li>-비디오 등</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 조직검사</li> <li>-핵분열물질 정성/정량</li> <li>-핵생성물 분포</li> <li>-고밀화 및 팽윤</li> <li>-결정립/기공 변화</li> <li>-재구조화</li> <li>-균열</li> <li>-O/M비 변화</li> <li>-반경방향 출력변화</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 검사위치</li> </ul> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>-광학현미경 (반경방향 5등분, 각 위치에 대하여 500x, 1000x, 1500x로 촬영)</li> <li>-EPMA (1Ci미만의 핵연료시편)</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 화학분석</li> <li>-핵분열물질 정량분석</li> <li>-연소도 측정</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 300mCi 이하 (분말 1g)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-습식분석</li> </ul>

#### 다. 조사후시험 수행 방법

하나로에서 조사된 DUPIC 모의 소결체에 대한 조사후시험은 주로 IMEF 핫셀에서 수행할 예정이다. IMEF 내에는 1개의 pool과 7개의 hot cell, 그리고 비방사성 실험실을 갖추고 있으며, hot cell 내에는 조사재를 대상으로 시편 가공, 각종 비파괴 시험, 재료 시험 및 물성 시험 등을 수행할 수 있는 장치들이 구비되어 있다.

M1 hot cell 내의 NDT bench에 DUPIC 캡슐을 고정한 후 camera를 이용하여 캡슐의 외관검사를 수행한다. 캡슐 외관 검사 후 캡슐을 M2 cell로 이송하여 해체한다. 해체된 캡슐에서 3 개의 mini-element를 인출하여 M3 cell로 이송하여 각각의 mini-element에 대하여 ID를 부착한 다음, M1 cell로 이송한 다음, 육안 검사, 외경 측정 및  $\gamma$ -scanning 등을 수행한다.

M1 cell에서의 시험이 완료되면, M3 cell로 시료를 이송하여 밀도 측정, 광학현미경을 이용한 조직 시험 및 EPMA에 의한 조직 시험을 위한 시편을 제조한다. 광학현미경에 의한 조직 관찰 및 밀도의 측정은 M7 cell에서 수행하고, EPMA에 의한 미세 조직 관찰은 EPMA 실험실에서 수행한다. 미세 경도 측정은 MICRO-DUROMAT 4000 E를 이용하여 0.05~200 g 범위에서 하중을 변화시켜 가며 측정한다. 밀도 측정은 톨루엔을 매체로 IMEF 조사후시험편 밀도 측정 방법에 따라 Archimedes법으로 측정한다.



## 7. 참고 문헌

1. J.S. Lee et al., "Burn spent PWR fuel again in CANDU reactors by DUPIC", Global '95, Sept. 11-14, 1995, Versailles
2. H.S. Park et al., "The DUPIC Fuel Cycle Alternative: Status & Perspective", Proceedings of the 10th PBNC, 1996, Kobe, Japan
3. J.S. Lee et al., "The DUPIC alternative for backend fuel cycle and reactor strategies", June 2-6, 1997, Vienna, Austria
4. M.S. Yang, et. al., "Characteristics of DUPIC Fuel Fabrication Technology", International symposium on nuclear fuel cycle and reactor strategies, June 2-6, 1997, Vienna, Austria
5. 배기광 등, DUPIC 핵연료 조사 시험 설계 및 안전성 분석 보고서, KAERI/TR -1157/98, 1998
6. 배기광 등, DUPIC 모의 핵연료 조사 시험 계획서, KAERI/TR-1428/99, 1999
7. 하나로 핵연료 설계 지침서, KAERI/TR-583/95, 1995
8. 모의 DUPIC 핵연료 조사시험 안전성 평가 보고서, KAERI/TR-1327/99, 1999
9. 이기홍, 내부 통신문, HAN-RR-CR-99-070, 1999
10. 송기찬, 조사시험용 DUPIC 핵연료 출력 계산용 조성 결정, DU-성능-송-99-06, 1999

## 부 록

1. DUPIC 핵연료 조성 결정을 위한 ORIGEN 입력 자료
2. 조사 전 DFDF 소결체 시편의 화학 분석 결과
3. 피복관의 기계적 응력 계산
4. Locked rotor 사고 해석을 위한 HEATING 입력 자료
5. RIA 사고 해석을 위한 HEATING 입력 자료
  - ▶ Steady-State Analysis
  - ▶ Transient Analysis
6. 정상 상태 하의 핵연료봉 성능 해석 FEMAXI-IV 입력 자료
  - ▶ 평균 출력
  - ▶ 한계 출력

**부록 1 DUPIC 핵연료 조성 결정을 위한 ORIGEN 입력 자료**

```

-1
-1
-1
RDA * BURNUP OF G23-G2 FUEL & ASSY HARDWARE
RDA ** CROSS SECTION LIBRARY = PWRUS, 4 CYCLES
RDA -1 = G23-G2 PWR FUEL WITH IMPURITIES (1 MT = 1000 KG)
RDA WARNING: VECTORS ARE CHANGED WITH RESPECT TO CONTENT.
RDA THESE CHANGES WILL BE NOTED ON RDA CARDS.
CUT 5 1.0E-10 7 1.0E-10 9 1.0E-10 -1
LIP 0 0 0
RDA DECAT LIB XSECT LIB VAR. XSECT
LIB 0 1 2 3 601 602 603 9 50 0 1 38
RDA PHOTON LIB
PHO 101 102 103 10
TIT INITIAL COMP. OF UNIT AMOUNTS OF FUEL AND STRUCTURAL MAT'LS
RDA READ FUEL COMPOSITION INCLUDING IMPURITIES (1000 KG)
INP -1 1 -1 -1 1 1
TIT IRRADIATION OF ONE METRIC TON OF PWR FUEL
MOV -1 1 0 1.0
PCH 1 1 1
HED 1 CHARGE
BUP
IRP 130 30.045 1 2 4 2 BURNUP= 3,932 MWD/MTIHM
IRP 261.17 30.045 2 3 4 0 BURNUP= 7,899 MWD/MTIHM
DEC 312.17 3 4 4 0 DECAY FOR 51 DAYS
IRP 540 30.045 4 5 4 0 BURNUP= 14,789 MWD/MTIHM
IRP 633.16 30.045 5 6 4 0 BURNUP= 17,607 MWD/MTIHM
DEC 717.16 6 7 4 0 DECAY FOR 84 DAYS
IRP 861 30.045 7 8 4 0 BURNUP= 21,957 MWD/MTIHM
IRP 1005.57 30.045 8 9 4 0 BURNUP= 26,329 MWD/MTIHM
DEC 1080.57 9 10 4 0 DECAY FOR 75 DAYS
IRP 1266 30.045 10 11 4 0 BURNUP= 31,937 MWD/MTIHM
IRP 1367.27 30.045 11 12 4 0 BURNUP= 34,980 MWD/MTIHM
BUP
RDA -10 = IRRADIATED FUEL AT DISCHARGE
MOV 12 -10 0 1.0
PCH -10 -10 -10
RDA ***** OUTPUT MODULE *****
TIT CALCULATION OF ORIGEN2 V2.1 - PWR FUEL - STANDARD BURNUP (PWRUS)
BAS 1 MTIHM 3.21% UO2;BURNUP=35,000 MWD/MTIHM, 4 CYCLE
MOV -10 1 0 1.0
RDA ***** DECAY MODULE OF FUEL MATERIALS*****
TIT DECAY OF SPENT PWR FUEL MATERIAL (G23-G2 FUEL, 34,980 MWD/MTU)
HED 1 DISCHARGE
DEC 1.0 1 2 5 4
DEC 3.0 2 3 5 0
DEC 5.0 3 4 5 0
DEC 7.0 4 5 5 0
DEC 10.0 5 6 5 0
DEC 12.47 6 7 5 0
DEC 13.0 7 8 5 0

```

```

DEC      15.0  8   9   5   0
DEC      20.0  9  10   5   0
DEC      50.0 10  11   5   0
DEC     100.0 11  12   5   0
RDA      OPT CARDS HERE
OPTL     4*8  3  8  3  8  7  8  2*8 3 8 3 8 7 7*8
OPTA     4*8  3  8  3  8  7  8  2*8 3 8 3 8 7 7*8
OPTF     4*8  3  8  3  8  7  8  2*8 3 8 3 8 7 7*8
OUT      12   1   -1   0
MOV     -10  1  0  1.0
END
2 922340 317.1 922350 32100.0 922380 967582.9      0 0.0 FUEL G23-G2
4 030000 1.0 050000 1.0 060000 89.4 070000 25.0 FUEL IMPU
4 080000 134454. 090000 10.7 110000 15.0 120000 2.0 FUEL IMPU
4 130000 16.7 140000 12.1 150000 35.0 170000 5.3 FUEL IMPU
4 200000 2.0 220000 1.0 230000 3.0 240000 4.0 FUEL IMPU
4 250000 1.7 260000 18.0 270000 1.0 280000 24.0 FUEL IMPU
4 290000 1.0 300000 40.3 420000 10.0 470000 0.1 FUEL IMPU
4 480000 25.0 490000 2.0 500000 4.0 640000 2.5 FUEL IMPU
4 740000 2.0 820000 1.0 830000 0.4 0 0.0 FUEL IMPU
0

```

## 부록 2 조사 전 DFDF 소결체 시편의 화학 분석 결과

### 조사전 DFDF 소결체 시편의 화학분석 결과

Element	합 량 (mg/g sample)	상대표준편차 (RSD, %)
La	1.21	1.3
Nd	3.58	1.2
Sm	0.63	0.7
Eu	0.13	0.0
U 총량	821.1	0.22
U-234	0.0197 (wt%)	0.0026 (2 σ)
U-235	0.7192 (wt%)	0.0054 (2 σ)
U-236	0.3295 (wt%)	0.0032 (2 σ)
U-238	98.9316 (wt%)	0.0069 (2 σ)
Pu 총량	8.415	0.27
Pu-238	2.1956 (wt%)	0.0021 (2 σ)
Pu-239	56.6637 (wt%)	0.0021 (2 σ)
Pu-240	26.3664 (wt%)	0.0031 (2 σ)
Pu-241	7.9364 (wt%)	0.0019 (2 σ)
Pu-242	6.8378 (wt%)	0.0014 (2 σ)

본 화학분석 결과는 "사용후핵연료 화학특성연구" 분야에서 수행한 결과임.

2000년 3월 30일

사용후핵연료화학특성연구분야책임자

### 부록 3 피복관의 기계적 응력 계산

```
%
% This program calculates the stresses of DUPIC fuel
% cladding in HANARO research reactor.
% (Ref: SPAN-C Manual, KWU)
%

%
% RAW DATA OF CLADDING TUBE
%
%   d_To   = Cladding outside diameter [m]
%   d_Ti   = Cladding inside diameter [m]
%   spac   = Distance between fuel rod axes (spacing) [m]
%   len    = Vibrating length (spacer distance) [m]
%   mass   = Mass of the fuel rod per length unit [Kg/m]
%
clad = input(['Input cladding outside diameter [mm], '...
            '\n   cladding inside diameter [mm], '...
            '\n   distance between rod axes [mm], '...
            '\n   length of mini-element [mm], '...
            '\n   and mass per unit length [g/mm]: '...
            '\n   (default: 12.12, 10.8, 32.82, 199.82, 0.156)'...
            '\n   > ']);
if isempty(clad)
    d_To = 0.01212; d_Ti = 0.01080; spac = 0.03282;
    len = 0.19982; mass = 0.156;
else
    d_To = clad(1); d_Ti = clad(2); spac = clad(3);
    len = clad(4); mass = clad(5);
end
%
% OPERATION DATA FOR CLADDING TUBE
%
%   Pin    = Inner pressure of cladding tube [MPa=N/mm^2]
%   Pout   = Outer pressure of cladding tube [MPa]
%   Ti     = Inner surface temp. of cladding tube [degree-C]
%   To     = Outer surface temp. of cladding tube [degree-C]
%   Tf     = Coolant temperature [degree-C]
%   rho_C  = Density of the coolant [kg/m^3]
%   etah_C = Dynamic viscosity of the coolant [kg/m/s]
%   v_C    = Velocity of the coolant [m/sec]
%
oper = input(['Input inner pressure [MPa], '...
            '\n   outer pressure [MPa], '...
            '\n   inner surface temperature [oC], '...
            '\n   outer surface temperature [oC], '...
            '\n   coolant temperature [oC], '...
            '\n   and coolant velocity [m/s]: '...
            '\n   (default: 0.12, 0.4, 132.9, 68.8, 40, 11.67)'...
            '\n   > ']);
if isempty(oper)
    Pin = 0.12; Pout = 0.4;
    Ti = 132.9; To = 68.8; Tf = 313-273.15;
    v_C = 11.67;
```

```

else
    Pin = oper(1); Pout = oper(2);
    Ti = oper(3); To = oper(4); Tf = oper(5);
    v_C = oper(6);
end
rho_C = 9.931e2; etah_C = 6.821e-4;
%
% PRINT CLADDING SPEC AND OPERATION CONDITION
%
fprintf('\n\n*****');
fprintf('\n STRESS ANALYSIS ON CLADDING TUBE OF DUPIC MINI-ELEMENT');
fprintf('\n*****');
fprintf('\n\nCladding Material:          Zircaloy-4 (Stress Relieved)');
fprintf('\nCladding Outside Diameter:      %10.3f mm', d_To*1000);
fprintf('\nCladding Inside Diameter:       %10.3f mm', d_Ti*1000);
fprintf('\nVibrating Length:                %10.3f mm', len*1000);
fprintf('\nMass per Unit Length:           %10.3f g/mm', mass);
fprintf('\nPressures:');
fprintf('\n  Cladding, Outside              %10.3f MPa', Pout);
fprintf('\n  Cladding, Inside              %10.3f MPa', Pout);
fprintf('\nTemperatures:');
fprintf('\n  Cladding, Outside             %10.3f oC', To);
fprintf('\n  Cladding, Inside             %10.3f oC', Ti);
fprintf('\n  Coolant, Bulk                 %10.3f oC', Tf);
fprintf('\nCoolant Velocity:              %10.3f m/s', v_C);
%
% DATA CALCULATED FROM RAW AND OPERATIONAL DATA
%
%   I          = Areal moment of inertia of the cladding
%   ld_ratio   = (Vibrating length)/(cladding outside diameter)
%   Re         = Reynolds number of the coolant flow
%   d_h        = Equivalent diameter [m]
%
%   Equivalent diameter for PWR and BWR channel:
%
%       d_h = 4*(spac^2-(pi/4)*d_To^2)/(pi*d_To);
%
%   But, the channel shape of DUPIC mini-element is
%   different from the above.
%
%       d_h = 4*xarea/(2*pi*(rf+Rc)); S = pi*(Rc^2 - rf^2);
%       ->'refer to "Heat Transfer Coefficient.xls"
%
M = (pi/4)*d_To*rho_C;
I = (pi/64)*(d_To^4 - d_Ti^4);
ld_ratio = len/d_To;
%
Rc = 1.068e-2; rf = d_To/2;
xarea = pi*(Rc*Rc-rf*rf);
d_h = 4*xarea/(2*pi*(rf+Rc));
Re = rho_C*v_C*d_h/etah_C;
%
% MATERIAL PROPERTIES OF CLADDING TUBE
% (Stress Relieved Zr-4)
%

```

```

% M = a + b(T-c) * T: degree-C
%
% Yi, Yo = Modulus of elasticity of the cladding tube [N/mm^2=MPa]
% -> a = 99,408; b = -65.4; c = 0
% * Range of validity: RT - 500 degree-C
%
% Rp02i, Rp02o = Yield Strength (Rp0.2) [N/mm^2=MPa]
% -> a = 455; b = -0.5; c = 20
%
% Rmi, Rmo = Ultimate Tensile Strength [N/mm^2=MPa]
% -> a = 590; b = -0.671; c = 20
%
% Ati, Ato = Coefficient of tangential thermal expansion [1/degree-C]
% -> a = 3.7099e-6; b = 1.485e-8; c = 0
% * Range of validity: 100 - 600 degree-C
%
% Aai, Aao = Coefficient of axial thermal expansion [1/degree-C]
% -> a = 5.575e-6; b = 0; c = 0
% * Range of validity: 100 - 800 degree-C
%
% ASM, ASMB, ASMBS = Admissible stress in category M, M+B and
% M+B+S, respectively [MPa]
%
Poison = 0.3;
Yi = 99408 - 65.4*Ti;
Yo = 99408 - 65.4*To;
Rp02i = 455 - 0.5*(Ti-20);
Rp02o = 455 - 0.5*(To-20);
Rmi = 590 - 0.671*(Ti-20);
Rmo = 590 - 0.671*(To-20);
Ati = 3.7099e-6 + 1.485e-8*Ti;
Ato = 3.7099e-6 + 1.485e-8*To;
Aai = 5.575e-6;
Aao = 5.575e-6;
ASM = min(0.9*(Rp02i+Rp02o)/2, 0.5*(Rmi+Rmo)/2);
ASMB = min(1.35*(Rp02i+Rp02o)/2, 0.7*(Rmi+Rmo)/2);
ASMBS = min(2.7*(Rp02i+Rp02o)/2, 1.0*(Rmi+Rmo)/2);
fprintf('\n\n\nPERMISSIBLE STRESSES (DESIGN LIMITS)');
fprintf('\n-----');
fprintf('\n Design Temperature: %10.3f oC', ...
(Ti+To)/2);
fprintf('\n Yield Strength (Rp0.2): %10.3f MPa', ...
(Rp02i+Rp02o)/2);
fprintf('\n Ult. Tens. Strength (Rm): %10.3f MPa', ...
(Rmi+Rmo)/2);
fprintf('\n Design Limits:');
fprintf('\n M = MIN(0.9Rp0.2/0.5Rm) %10.3f MPa', ASM);
fprintf('\n M+B = MIN(1.35Rp0.2/0.7Rm) %10.3f MPa', ASMB);
fprintf('\n M+B+S = MIN(2.7Rp0.2/1.0Rm) %10.3f MPa', ASMBS);
fprintf('\n\n * M: Primary membrane stress');
fprintf('\n B: Primary bending stress');
fprintf('\n S: Secondary membrane and bending stress');
%
% STRESSES FROM EXTERNAL OR INTERNAL OVERPRESSURE (Category M)
%

```



```

%   SPti   = Tangential stress of inner surface
%   SPri   = Radial stress of inner surface
%   SPai   = Axial stress of inner surface
%   SPto   = Tangential stress of outer surface
%   SPro   = Radial stress of outer surface
%   SPao   = Axial stress of outer surface
%   delta  = diameter ratio of external to internal diameter
%
delta = d_To/d_Ti;
SPti = (Pin-Pout)*(2*delta*delta/(delta*delta-1)) - Pin;
SPto = (Pin-Pout)*((delta*delta+1)/(delta*delta-1)) - Pin;
SPri = - Pin;
SPro = - Pout;
SPai = (Pin-Pout)*(d_To*d_To/(d_To*d_To-d_Ti*d_Ti)) - Pin;
SPao = (Pin-Pout)*(d_To*d_To/(d_To*d_To-d_Ti*d_Ti)) - Pin;
fprintf('\n\nSTRESSES FROM EXTERNAL OR INTERNAL OVERPRESSURE (M)')
fprintf('\n-----')
fprintf('\n  Tangential stress (inner surface):  %+9.3f MPa',...
        SPti);
fprintf('\n  Tangential stress (outer surface):  %+9.3f MPa',...
        SPto);
fprintf('\n  Radial stress      (inner surface):  %+9.3f MPa',...
        SPri);
fprintf('\n  Radial stress      (outer surface):  %+9.3f MPa',...
        SPro);
fprintf('\n  Axial stress      (inner surface):  %+9.3f MPa',...
        SPai);
fprintf('\n  Axial stress      (outer surface):  %+9.3f MPa',...
        SPao);
%
% THERMAL STRESSES FROM RADIAL TEMPERATURE GRADIENTS (Category S)
%
%   STti   = Tangential stress of inner surface [MPa]
%   STto   = Tangential stress of outer surface [MPa]
%   STR    = Radial stress [MPa]
%   STai   = Axial stress of inner surface [MPa]
%   STao   = Axial stress of outer surface [MPa]
%   Poison = Poison's ratio (0.3 = cont.)
%
STti = Yi*Ati/(2*(1-Poison))*(Ti-To)...
      *(1/log(delta)-(2*delta*delta)/(delta*delta-1));
STto = Yo*Ato/(2*(1-Poison))*(Ti-To)...
      *(1/log(delta)-2/(delta*delta-1));
STR = 0;
STai = STti*(Aai/Ati);
STao = STto*(Aao/Ato);
fprintf('\n\nTHERMAL STRESSES FROM RADIAL TEMPERATURE GRADIENTS (S)')
fprintf('\n-----')
fprintf('\n  Tangential stress (inner surface):  %+9.3f MPa',...
        STti);
fprintf('\n  Tangential stress (outer surface):  %+9.3f MPa',...
        STto);
fprintf('\n  Radial stress                :  %+9.3f MPa',...
        STR);
fprintf('\n  Axial stress      (inner surface):  %+9.3f MPa',...

```

```

    STai);
fprintf('\n   Axial stress      (outer surface):  %+9.3f MPa',...
    STao);
%
% STRESSES FROM BENDING VIBRATIONS (Category B)
%
%   ASSUMPTION: fuel rod regared as a hinged beam
%   * conservative compared with the more realistic assumption
%     of a "garland vibration" (clamped at both ends)
%
%   Amp          = Amplitude (contains a conservativity factor of 3)
%   SBt          = Tangential bending stress [MPa]
%   SBr          = Radial bending stress [MPa]
%   SBai, SBao  = Axial bending stress [MPa]
%
SBt = 0;
SBr = 0;
u = sqrt(M/(Yi*I))*v_C*len;
beta = M/(M+mass);
Amp = 3*(d_To/pi^4)*((u^1.6*ld_ratio^1.8*Re^0.25)/(1+u*u))*...
    (beta^(2/3)/(1+4*beta))*(d_h/d_To)^0.4*25e-4;
SBai = abs((24/5)*(Yi/(len*len))*Amp*d_Ti);
%
u = sqrt(M/(Yo*I))*v_C*len;
Amp = 3*(d_To/pi^4)*((u^1.6*ld_ratio^1.8*Re^0.25)/(1+u*u))*...
    (beta^(2/3)/(1+4*beta))*(d_h/d_To)^0.4*25e-4;
SBao = abs((24/5)*(Yo/(len*len))*Amp*d_To);
fprintf('\n\nSTRESSES FROM BENDING VIBRATIONS (B)');
fprintf('\n-----');
fprintf('\n   Tangential stress      :    %+9.3f MPa',SBt);
fprintf('\n   Radial stress          :    %+9.3f MPa',SBr);
fprintf('\n   Axial Stress (inner surface):  +-%6.3f MPa',SBai);
fprintf('\n   Axial Stress (outer surface):  +-%6.3f MPa',SBao);
%
% TOTAL AND EQUIVALENT STRESSES
%
%   Total          = (sum of each component)/2
%   Equivalent     = sqrt(0.5((St-Sr)^2+(St-Sa)^2+(Sa-Sr)^2))
%
%   Mt = Tangential total stress of category M
%   Mr = Radial total stress of category M
%   Ma = Axial total stress of category M
%   MBt = Tangential total stress of category B
%   MBr = Radial total stress of category B
%   MBa = Axial total stress of category B
%   MBSt = Tangential total stress of category S
%   MBSr = Radial total stress of category S
%   MBSa = Axial total stress of category S
%   EM, EMB, EMBS = Equivalent stresses in category M, M+B and
%                   M+B+S, respectively
%
Mt = (SPti+SPto)/2;
Mr = (SPri+SPro)/2;
Ma = (SPai+SPao)/2;
MBt = (SPti+SPto+SBt)/2;

```



```

fprintf(fid, '\n-----');
fprintf(fid, '\n Design Temperature:          %10.3f oC', ...
        (Ti+To)/2);
fprintf(fid, '\n Yield Strength (Rp0.2):          %10.3f MPa', ...
        (Rp02i+Rp02o)/2);
fprintf(fid, '\n Ult. Tens. Strength (Rm):          %10.3f MPa', ...
        (Rmi+Rmo)/2);
fprintf(fid, '\n Design Limits:');
fprintf(fid, '\n M = MIN(0.9Rp0.2/0.5Rm)          %10.3f MPa', ASM);
fprintf(fid, '\n M+B = MIN(1.35Rp0.2/0.7Rm)      %10.3f MPa', ASMB);
fprintf(fid, '\n M+B+S = MIN(2.7Rp0.2/1.0Rm)    %10.3f MPa', ASMBS);
fprintf(fid, '\n * M: Primary membrane stress');
fprintf(fid, '\n B: Primary bending stress');
fprintf(fid, '\n S: Secondary membrane and bending stress');
fprintf(fid, '\n\n\nSTRESSES FROM EXTERNAL OR INTERNAL OVERPRESSURE (M)');
fprintf(fid, '\n-----');
fprintf(fid, '\n Tangential stress (inner surface): %9.3f MPa', ...
        SPti);
fprintf(fid, '\n Tangential stress (outer surface): %9.3f MPa', ...
        SPto);
fprintf(fid, '\n Radial stress (inner surface): %9.3f MPa', ...
        SPri);
fprintf(fid, '\n Radial stress (outer surface): %9.3f MPa', ...
        SPro);
fprintf(fid, '\n Axial stress (inner surface): %9.3f MPa', ...
        SPai);
fprintf(fid, '\n Axial stress (outer surface): %9.3f MPa', ...
        SPao);
fprintf(fid, '\n\n\nTHERMAL STRESSES FROM RADIAL TEMPERATURE GRADIENTS
(S)');
fprintf(fid, '\n-----');
fprintf(fid, '\n Tangential stress (inner surface): %9.3f MPa', ...
        STti);
fprintf(fid, '\n Tangential stress (outer surface): %9.3f MPa', ...
        STto);
fprintf(fid, '\n Radial stress : %9.3f MPa', ...
        STR);
fprintf(fid, '\n Axial stress (inner surface): %9.3f MPa', ...
        STai);
fprintf(fid, '\n Axial stress (outer surface): %9.3f MPa', ...
        STao);
fprintf(fid, '\n\n\nSTRESSES FROM BENDING VIBRATIONS (B)');
fprintf(fid, '\n-----');
fprintf(fid, '\n Tangential stress : %9.3f MPa', SBt);
fprintf(fid, '\n Radial stress : %9.3f MPa', SBr);
fprintf(fid, '\n Axial Stress (inner surface): +-%6.3f MPa', SBai);
fprintf(fid, '\n Axial Stress (outer surface): +-%6.3f MPa', SBao);
fprintf(fid, '\n\n\n*****');
fprintf(fid, '\n MINIMUM SAFETY MARGINS');
fprintf(fid, '\n*****');
fprintf(fid, '\n\n
MAXIMUM          MINIMUM');
fprintf(fid, '\n STRESS          SAFETY');
fprintf(fid, '\n CATEGORY        STRESS          EQUIVALENT          MARGIN');
fprintf(fid, '\n                (MPa)          STRESS          (MPa)');
fprintf(fid, '\n -----          -----          -----          -----');

```

```
fprintf(fid, '\n\n M      %10.2f      %10.2f      %7.2f', ...
        ASM, EM, ASM/EM);
fprintf(fid, '\n\n M+B    %10.2f      %10.2f      %7.2f', ...
        ASMB, EMB, ASMB/EMB);
fprintf(fid, '\n\n M+B+S  %10.2f      %10.2f      %7.2f', ...
        ASMBS, EMBS, ASMBS/EMBS);
fclose(fid);
```

#### 부록 4 Locked rotor 사고 해석을 위한 HEATING 입력 자료

DUPIC Pellet Locked Rotor analysis at 66.12 kW/m  
 \* mini-element in element-assembly for lock rotor  
 \* dimension, 10.55, 10.80, 0.66t, (30micron gap)  
 \* Units: J, kg, s, mm, C  
 \* Time limit, Axis, Initial time, Temp. unit, Net energy, Convergency,  
 Output

3600 4 0.0 1 0 0 0	P
REGIONS	
1 1 0.0 5.373	R1
1 1 0 0	R2
2 2 5.373 5.40	R1
1 0 0 0	R2
3 3 5.40 6.06	R1
1 0 0 2	R2
* 1 cal = 4.186 J	
MATERIALS	
1 Fuel 0.001 10.25e-6 4186 -5 0 -1	M
2 Helium 0.4186 0.177e-9 5190 -6	M
3 zircaloy 0.0138 6.56e-6 293	M
HEAT GENERATIONS	
* fuel(W/mm3)	
1 0.7244 -4	G
INITIAL TEMPERATURE	
1 1 -3	I
BOUNDARY CONDITIONS	
1 3	B1
0 0 0.0 -0.008416	B2
2 1 40.0	B1
4.47e-2 0 0 0 0 1	B2
-7	B3
XGRID	
0.0 5.373 5.40 6.06	X1
9 1 3	X2
ANALYTICAL FUNCTIONS	
TABULAR FUNCTIONS	
* Specific heat of Fuel	
1	T1
-273.15 0.0 -260 0.003 -247 0.0032 -238 0.009 -100 0.043 0.0 0.056	T2
@ 100 0.063 200 0.0675 400 0.0722 1200 0.079 2000 0.082 2700 0.083	T2
* initial temp distribution	
3	T1
.0 2551 .6 2528 1.19 2459 1.79 2337 2.39 2151 2.98 1887 3.58 1542	T2
@ 4.18 1155 4.78 776 5.37 391 5.40 166 5.62 136 5.84 107 6.06 79	T2
* power increas(30%) from data	
4	T1
0 1 1.4 1 1.5 0.959 1.6 0.817 1.7 0.61 1.8 0.464 1.9 0.371 2 0.307	T2
@ 2.1 0.264 2.2 0.234 2.3 0.214 2.4 0.203 2.6 0.203 2.7 0.195 2.8 0.195	T2
@ 2.9 0.189 20 0.189	T2
*Thermal conductivity of fuel	
5	T1
27 4.44 127 3.96 227 3.56 327 3.25 427 3.01 527 2.87 627 2.84 727 2.81	T2
@ 827 2.72 927 2.60 1027 2.48 1127 2.36 1227 2.26 1327 2.18 1427 2.12	T2

```

@ 1527 2.07 1627 2.05 1727 2.06 1827 2.08 1927 2.13 2027 2.20      T2
@ 2127 2.30 2227 2.41 2327 2.54 2427 2.69 2527 2.85 2627 3.03      T2
@ 2727 3.22                                                         T2
*Thermal conductivity of He
6                                                                     T1
25.0 3.59e-4 48.9 3.76e-4 100 4.07e-4 200 5.07e-4 500 6.96e-4      T2
@ 1200 1.055e-3 2500 1.587e-3                                       T2
* Change of flow
7                                                                     T1
0 1 0.1 0.94 0.2 0.9 0.3 0.86 0.4 0.82 0.5 0.8 0.6 0.77 0.7 0.75    T2
@ 0.8 0.73 0.9 0.71 1 0.69 1.1 0.68 1.2 0.66 1.3 0.65 1.4 0.64 1.5 0.7 T2
@ 1.6 0.69 1.7 0.69 1.8 0.69 1.9 0.7 20 0.7                         T2
PRINTOUT TIMES
1 2 3 4 5 5 6 7 8 9 10 12 14 16 20                                    0
TRANSIENT
1 20.0                                                                TR
0.01 1 .                                                            TR1
%
```

## 부록 5 RIA 사고 해석을 위한 HEATING 입력 자료

### ○ Steady-State Analysis

```

DUPLIC Pellet RIA analysis at 66.12 kW/m (steady)
* mini-element in element-assembly for RIA
* dimension, 10.55, 10.80, 0.66t, contacted
* Units: J, kg, s, mm, C
* Time limit, Axis, Initial time, Temp. unit, Net energy, Convergency,
Output
3600 4 0.0 1 0 0 0 P
REGIONS
1 1 0.0 5.373 R1
1 1 0 0 R2
2 2 5.373 5.40 R1
1 0 0 0 R2
3 3 5.40 6.06 R1
1 0 0 2 R2
* 1 cal = 4.186 J
MATERIALS
1 Fuel 0.001 10.25e-6 4186 -5 0 -1 M
2 Helium 0.4186 0.177e-9 5190 -6. M
3 zircaloy 0.0138 6.56e-6 293 M
HEAT GENERATIONS
* fuel(W/mm3)
1 0.7244 G
INITIAL TEMPERATURE
1 40.0 I
BOUNDARY CONDITIONS
1 3 B1
0 0 0 0 -0.008416 B2
2 1 40.0 B1
4.47e-2 B2
XGRID
0.0 5.373 5.40 6.06 X1
9 1 3 X2
ANALYTICAL FUNCTIONS
TABULAR FUNCTIONS
* Specific heat of Fuel
1 T1
-273.15 0.0 -260 0.003 -247 0.0032 -238 0.009 -100 0.043 0.0 0.056 T2
@ 100 0.063 200 0.0675 400 0.0722 1200 0.079 2000 0.082 T2
* initial temp distribution
3 T1
.0 2139 .6 2116 1.2 2047 1.81 1929 2.41 1760 3.01 1543 3.61 1288 T2
@ 4.21 1006 4.81 714 5.42 426 5.43 344 5.45 253 5.46 150 5.76 123 T2
@ 6.05 96 6.35 70 T2
*Thermal conductivity of fuel
5 T1
27 4.44 127 3.96 227 3.56 327 3.25 427 3.01 527 2.87 627 2.84 727 2.81 T2
@ 827 2.72 927 2.60 1027 2.48 1127 2.36 1227 2.26 1327 2.18 1427 2.12 T2
@ 1527 2.07 1627 2.05 1727 2.06 1827 2.08 1927 2.13 2027 2.20 T2
@ 2127 2.30 2227 2.41 2327 2.54 2427 2.69 2527 2.85 2627 3.03 T2

```



@ 2727 3.22	T2
*Thermal conductivity of He	
6	T1
25.0 3.59e-4 48.9 3.76e-4 100 4.07e-4 200 5.07e-4 500 6.96e-4	T2
@ 1200 1.055e-3 2500 1.587e-3	T2
STEADY-STATE	
2	SS
%	

○ Transient Analysis

DUPIC Pellet RIA analysis at 66.12 kW/m

\* mini-element in element-assembly for RIA

\* dimension, 10.55, 10.80, 0.66t, (27micron gap)

\* Units: J, kg, s, mm, C

\* Time limit, Axis, Initial time, Temp. unit, Net energy, Convergency,

Output

3600 4 0.0 1 0 0 0 P

REGIONS

1 1 0.0 5.373 R1

1 1 0 0 R2

2 2 5.373 5.40 R1

1 0 0 0 R2

3 3 5.40 6.06 R1

1 0 0 2 R2

\* 1 cal = 4.186 J

MATERIALS

1 Fuel 0.001 10.25e-6 4186 -5 0 -1 M

2 Helium 0.4186 0.177e-9 5190 -6 M

3 zircaloy 0.0138 6.56e-6 293 M

HEAT GENERATIONS

\* fuel(W/mm3)

1 0.7244 -4 G

INITIAL TEMPERATURE

1 1 -3 I

BOUNDARY CONDITIONS

1 3 B1

0 0 0 0 -0.008416 B2

2 1 40.0 B1

4.47e-2 B2

XGRID

0.0 5.373 5.40 6.06 X1

9 1 3 X2

ANALYTICAL FUNCTIONS

TABULAR FUNCTIONS

\* Specific heat of Fuel

1 T1

-273.15 0.0 -260 0.003 -247 0.0032 -238 0.009 -100 0.043 0.0 0.056 T2

@ 100 0.063 200 0.0675 400 0.0722 1200 0.079 2000 0.082 2700 0.083 T2

\* initial temp distribution

3 T1

.0 2551 .6 2528 1.19 2459 1.79 2337 2.39 2151 2.98 1887 3.58 1542 T2

@ 4.18 1155 4.78 776 5.37 391 5.40 166 5.62 136 5.84 107 6.06 79 T2

\* power increas(30%) from data

4 T1

0 1 4 1.3 5 .25 10 .25 25 .25 T2

\*Thermal conductivity of fuel

5 T1

27 4.44 127 3.96 227 3.56 327 3.25 427 3.01 527 2.87 627 2.84 727 2.81 T2

@ 827 2.72 927 2.60 1027 2.48 1127 2.36 1227 2.26 1327 2.18 1427 2.12 T2

@ 1527 2.07 1627 2.05 1727 2.06 1827 2.08 1927 2.13 2027 2.20 T2

@ 2127 2.30 2227 2.41 2327 2.54 2427 2.69 2527 2.85 2627 3.03 T2

@ 2727 3.22 T2

\*Thermal conductivity of He

6

25.0 3.59e-4 48.9 3.76e-4 100 4.07e-4 200 5.07e-4 500 6.96e-4

@ 1200 1.055e-3 2500 1.587e-3

PRINTOUT TIMES

1 2 3 3.5 4 4.1 4.2 4.3 4.4 4.5 5 5.5 6 7 8 9 10 12 14 16 20

TRANSIENT

1 20.0

0.01 1

%

T1

T2

T2

0

TR

TR1



20.16	398.00	1.27E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.1	0.001	1.27E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
82.08	0.001	1.27E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.0	402.20	1.27E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
1.92	402.20	1.30E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
4.56	402.20	1.30E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
6.96	402.20	1.30E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
19.68	402.20	1.30E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
39.84	402.20	1.30E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.1	0.001	1.30E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
37.92	0.001	1.30E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.0	409.40	1.32E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
11.28	409.40	1.32E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
10.56	409.40	1.32E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
50.64	409.40	1.32E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.1	0.001	1.32E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
168.00	0.001	1.32E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.0	416.60	1.32E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
3.12	416.60	1.33E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77
4.56	416.60	1.33E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77
6.24	416.60	1.33E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77
22.08	416.60	1.33E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77
37.44	416.60	1.33E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77
0.1	0.001	1.33E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
82.08	0.001	1.33E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.0	423.80	1.37E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
1.92	423.80	1.37E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
4.56	423.80	1.37E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
6.96	423.80	1.37E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
19.68	423.80	1.37E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
39.84	423.80	1.37E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.1	0.001	1.37E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
37.92	0.001	1.37E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.0	431.00	1.38E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
11.28	431.00	1.38E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
10.56	431.00	1.38E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
50.64	431.00	1.38E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.1	0.001	1.38E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
168.00	0.001	1.38E09	313.	0.4	-100	0	0	12.77
0.0	438.20	1.41E13	313.	0.4	-100	0	0	12.77
3.12	438.20	1.41E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77
4.56	438.20	1.41E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77
6.24	438.20	1.41E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77
22.08	438.20	1.41E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77
37.44	438.20	1.41E13	313.	0.4	-100	1	0	12.77

STOP

○ 한계 출력

HANARO DUPIC 5 pellets EXPERIMENT 2000.3.23 2nd DUPIC fuel safety analysis CANDU  
 ci-10.80mm thick-0.66mm ;

&INPUT IPRINT=20\*1, IFEMRD=0, SBU=5000., GR=5., R1=5.,

IWFEM=9\*1, 29\*0, 7\*1

&END

1	1	3						
1	1.080	1.212						
2	1	0.0	1.055	1.00	0.022	0.95	5.0	
0.936	0.042							
0.059	0.042							
7.1	0.1	1.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.5	
63		(39A)						
			313.	0.1				
1.0						63		
0.0	1234.	458.29	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
2.64		468.65	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
5.28		459.54	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
9.60		542.87	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
64.80		661.20	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.1		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
84.24		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.0		461.32	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
2.64		472.13	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
6.24		462.12	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
10.56		546.59	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
61.44		661.20	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.1		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
61.22		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.0		471.45	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
5.52		469.27	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
10.56		545.54	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
81.12		661.20	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.1		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
93.38		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.0		437.14	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
5.04		427.82	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
6.72		505.72	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
21.60		611.85	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
39.84		661.20	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.1		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
93.12		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.0		436.32	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
3.60		426.99	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
5.28		504.75	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
10.56		610.86	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
53.28		661.20	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.1		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
93.60		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.0		416.24	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
2.40		409.32	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
4.32		483.88	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
7.92		542.35	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
37.20		633.78	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
20.16		661.20	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.1		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
82.08		0.001	2.01E09	313.	0.4	-100 0	0	12.77
0.0		417.47	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
1.92		410.50	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77
4.56		485.04	2.01E13	313.	0.4	-100 0	0	12.77

6.96	543.49	2.01E13	313.	0.4	-100	0	12.77
19.68	633.69	2.01E13	313.	0.4	-100	0	12.77
39.84	661.20	2.01E13	313.	0.4	-100	0	12.77
0.1	0.001	2.01E09	313.	0.4	-100	0	12.77
37.92	0.001	2.01E09	313.	0.4	-100	0	12.77
0.0	633.21	2.01E13	313.	0.4	-100	0	12.77
11.28	586.96	2.01E13	313.	0.4	-100	0	12.77
10.56	633.07	2.01E13	313.	0.4	-100	0	12.77
50.64	661.20	2.01E13	313.	0.4	-100	0	12.77
0.1	0.001	2.01E09	313.	0.4	-100	0	12.77
168.00	0.001	2.01E09	313.	0.4	-100	0	12.77
0.0	401.73	2.01E13	313.	0.4	-100	0	12.77
3.12	474.78	2.01E13	313.	0.4	-100	1	12.77
4.56	532.11	2.01E13	313.	0.4	-100	1	12.77
6.24	574.18	2.01E13	313.	0.4	-100	1	12.77
22.08	647.14	2.01E13	313.	0.4	-100	1	12.77
37.44	661.20	2.01E13	313.	0.4	-100	1	12.77
STOP							

## 서 지 정 보 양 식

수행기관 보고서 번호	위탁기관 보고서 번호	표준 보고서 번호	INIS 주제 코드
KAERI/TR-1545/2000			
제목/부제	DUPIC 핵연료 조사 시험 계획서		
연구책임자 및 부서명	배기광(사용후핵연료기술개발팀)		
연구자 및 부서명	양명승, 송기찬, 박희성, 문제선, 정인하, 이철용, 강권호(DUPIC), 김학노, 이충성, 이기홍, 채희택, 류정수 (하나로운영팀) 김봉구(하나로이용기술개발팀), 정홍준(열수력안전연구팀), 박종만(핵연료설계기술개발팀)		
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소
페이지	88 p.	도표	있음(○), 없음( )
발행년	2000. 4.		
크기	A4		
참고사항			
비밀여부	공개(○), 대외비( ), _ 급비밀	보고서 종류	기술보고서
연구위탁기관		계약 번호	
초록 (15-20 줄 내외)	<p>DUPIC 핵연료의 하나로 조사 시험 목적은 노내 거동 자료를 확보하고, 이를 통하여 DUPIC 핵연료의 핵적, 열적, 그리고 기계적 성능을 분석/평가하는데 있다. DUPIC 핵연료의 조사 기간은 2000년 4월 25일부터 약 2 개월 정도를 예상하고 있으며, 목표 연소도는 약 2,000 MWD/MTU로 설정하고 있다.</p> <p>조사용 DUPIC 핵연료에 대한 조사 전 노외 시험으로 외관 검사, 치수 측정, He 누출 검사, 소결체 미세 조직 관찰을 수행하였다. 조사후시험 항목으로는 NDA 검사, 외관 검사, 치수 측정, 핵분열기체 분석, 핵연료 미세 구조 분석, 연소도 분석, 그리고 핵종 분포 및 형상 분석을 수행할 예정이다.</p> <p>조사 시험의 대상 핵연료인 DUPIC 핵연료 mini-element는 경수로 사용후핵연료봉(G23-G2)을 이용하여 DFDF (IMEF M6 셀)에서 제조하였다. 하나로 노심 계산을 위하여 G23-G2 핵연료봉의 연소 이력을 추적하여 ORIGEN-2 코드로 DUPIC 핵연료의 초기 조성을 계산하였다. 또한, 1999년에 수행된 모의 DUPIC 핵연료 조사시험 경험을 바탕으로 DUPIC 핵연료의 특성을 고려하여 DUPIC 소결체, mini-element 및 조사시험용 캡슐의 설계를 보완하였다.</p> <p>DUPIC 핵연료의 조사시험에 대한 하나로 안전성 분석을 위하여 정상 상태 하의 DUPIC 핵연료의 핵적, 열수력적, 그리고 기계적 특성을 분석하였다. 이 분석 자료를 근거로 하여 DUPIC 핵연료에 의한 사고 유발 가능성에 대해 평가를 수행하였으며, 하나로 유발 사고 시의 DUPIC 핵연료 건전성을 확인하기 위하여 펌프 축 고착 사고 및 제어봉 인출 사고에 대한 안전성 분석을 수행하였다. 이상의 안전성 분석 결과를 반영하여 충분한 열적 여유도 확보를 위한 추가 안전 대책을 수립하였다.</p> <p>마지막으로 국외 및 국내의 유사 조사 시험 사례를 소개하였다.</p>		
주제명 키워드 (10단어내외)	DUPIC 핵연료, mini-element, 무계장 캡슐, 하나로 조사시험, 안전성 분석, 선출력		



BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.	
KAERI/TR-1545/2000					
Title/Subtitle		Irradiation Test Plan of DUPIC Fuel			
Project Manager & Department		Ki-Kwang Bae (DUPIC Fuel Development Team)			
Researchers & Department		K.C. Song, H.S. Park, M.S. Yang, J.S. Moon, I.H. Jung, C.Y. Lee, K.H. Kang (DUPIC Team) H.R. Kim, C.S. Lee, K.H. Lee, J.S. Ryu (HANARO Oper. Team) B.K. Kim(HANARO Utilization R&D Team), H.J. Jung(Thermohydraulic Safety R&D Team), C.M. Park(Nuclear Fuel Design Technology R&D Team)			
Publication Place	Taejon	Publisher	KAERI	Publication Date	2000. 4.
Pages	88 p.	Illust. & Tab.	Yes(○), No( )	Size	A4
Note					
Classified	Open(○), Restricted( ), Class Document		Report Type	Technical Report	
Sponsoring Org.			Contract No.		
Abstract (15-20 Lines)					
<p>The objective of the irradiation test of DUPIC fuel at HANARO is to obtain the data of in-core behavior and evaluate the nuclear, thermal and mechanical performance of DUPIC fuel. The irradiation of DUPIC fuel will start at April 25, 2000 for about 2 months, and the burnup of 2,000 MWD/MTU will be attained for this period.</p> <p>The pre-irradiation examinations for DUPIC fuel, such as visual inspection, dimension measurement, He leak test and microstructure observation, was carried out. The post-irradiation examination items for the irradiated DUPIC fuel are planned to be the NDA test, visual inspection and dimension measurement, as well as the analyses for the fission gas release, the microstructure of pellets and the distribution and shape of imbedded nuclides.</p> <p>The DUPIC mini-elements were fabricated in the DFDF (IMEF M6 cell) using the G23-G2 rod. For the HANARO core calculation, the initial composition of DUPIC fuel was estimated using ORIGEN-2 code based on the burnup history of the G23-G2 rod. The design features of DUPIC pellets, the mini-element and the irradiation capsule, were supplemented considering the characteristics of DUPIC fuel and the results from the irradiation test of the simulated DUPIC fuel performed in 1999.</p> <p>The nuclear, thermohydraulic and mechanical characteristics of DUPIC fuel under the normal operation condition were evaluated for the safety analysis on the HANARO. Using these results, potential accidents initiated by DUPIC fuel were estimated, and Safety analyses on the locked rotor and RIA accidents were carried out in order to assess the integrity of DUPIC fuel under the accident condition initiated by the HANARO. Based on the results of these safety analyses, the supplemental countermeasures for securing the sufficient thermal margins were set up, as well.</p> <p>At the last, similar overseas and domestic cases were introduced.</p>					
주제명 키워드 (10 단어내외)		DUPIC Fuel, mini-element, Non-instrumented Capsule, Irradiation test at HANARO, Safety Analysis, Linear Power			