

## DUPIC 핵연료 조사시험 안전성 해석

### Safety Analysis on the Irradiation of DUPIC Fuel

박희성\*, 송기찬, 이철용, 강권호, 문제선, 정인하, 양명승

한국원자력연구소  
대전광역시 유성구 덕진동 150

#### 요 약

DUPIC핵연료 하나로 조사시험에 대한 안전성 해석을 위해 하나로 정상상태 조건에서 열수력적 특성을 분석하였고 사고 유발시 하나로 위해도 평가와 DUPIC핵연료 건진성 평가를 수행하였다. 연구 결과 핵연료 중심온도는 핵연료 용융온도 이하로 충분히 유지되고 있었으며 피복관 외부 온도 역시 냉각수가 단상 유동을 유지할 정도로 낮게 평가되어 최대 선출력에 대한 안전성 분석 결과는 정상 운전 제한 요건을 만족하고 있었다. 그러나 펌프 축 고착 사고와 제어봉인출사고의 경우 출력의 초과응답에 따른 핵연료 중심온도 허용 기준은 만족하고 있지만 만일의 사고를 대비하고자 할 때 추가의 열적 여유도를 충분히 확보하기 위해서는 RPS trip setpoint를 하향조정 하면 될 것이다.

#### Abstract

In order to safety analysis for the DUPIC fuel to irradiate at HANARO , It has studied the characteristic of the thermal hydraulic on the normal operation at HANARO and has performed the evaluation of the hazardous degree in HANARO and the wholesome of DUPIC fuel. The results showed that the centerline temperature has maintained enough to temperature lower than the melting point and the surface temperature of cladding has also evaluated low the coolant maintain its to the level of the single phase flow. The conclusion has met the requirements of the limit on the normal condition. However, Even though the RIA and the Locked Rotor has satisfied the acceptance criteria of the centerline temperature of DUPIC fuel based upon overshooting of power, high linear power and high log rate must be arranged RPS trip setpoint low respectively on the provision against emergencies.

#### 1. 서 론

DUPIC핵연료 조사시험에 대한 안전성 분석을 위해 정상상태의 DUPIC핵연료 특성과 조사시험 중 사고 유발시 하나로 위해도 평가 및 하나로 사고 발생시 DUPIC핵연료 건진성 평가에 대하여 수행되었다. 안전성 분석 방법으로는 정상운전 및 사고시 DUPIC핵연료 거동은 HANARO 노심 입/출구 거동을 경계조건으로 하여 계산하였다. 3개의 축소 핵연료봉이 조사되나, 조사 Rig의 구조상 각 냉각 채널 사이의 냉각수 교환이 거의 없으므로 독립적인 냉각 채널을 갖는 단일 채널로

모사하였다. 냉각수 유속은 열유동 시험 결과에 의하여 9.63m/를 사용하였으며, 채널 입구 온도를 40℃로 하고, 조사 조건 과도 거동은 열전달에 따라 계산하였다. 정상상태의 하나로 조건에서 열수력적 특성 분석을 위해 예상 하나로 운전 모드에 따른 평균 및 한계 선출력 시 온도 분포가 평가되었다. 하나로에서 발생 가능한 사고 중에 제한적인 사고로 반응도 사고인 제어봉인출사고(RIA: Reactivity Induced Accident)와 비반응도 사고인 펌프 축 고착사고(Locked Rotor)에 대해 평가하였다. HANAFMS를 이용하여 계산된 최대 선출력 값을 근거로 위의 2가지 사고에 대해 핵연료 최대 중심온도 및 피복관 온도를 계산하였다. 이와같이 계산된 결과를 허용 기준(용융온도: 2668℃, ONB:125℃)과 비교하여 안전성을 평가하였다. 본 논문에서는 정상조건에서 DUPIC 핵연료의 특성분석을 위해 핵적 및 기계적 특성 분석과 기타 하나로 사고시 DNB 분석[1]은 생략하였다.

## 2. 정상 상태의 DUPIC 핵연료 열수력 특성 분석

하나로 조사시험에서의 DUPIC핵연료의 열적거동 해석은 핵연료봉 성능해석 코드인 FEMAXI-IV[2]를 이용하였다. 소결체 중심온도에 결정적 영향을 미치는 열전도도 모델을 DUPIC에 맞게 수정 보완했으며 피복관 열전달 계수는 하나로 운전 특성에 맞추어 수정하여 계산하였다[3]. 안전 여유도의 증가를 위하여 위치(깊이)별 선출력 중에서 최대 선출력이 전체 연료봉의 출력으로 가정하였으며 열팽창에 의한 틈새의 미 보정과 같은 사항들을 고려하였다.

### 가. 피복관 설계

DUPIC 핵연료 조사시험을 위해 설계된 피복관은 0.899mm의 스테인레스 316L 튜브(1/2")에서 직경이 12.12mm이고 두께가 0.66mm인 Zircaloy-4 튜브를 사용하였다. 그림 1에 DUPIC 축소 연료봉의 설계된 도면과 제원을 나타내었다.

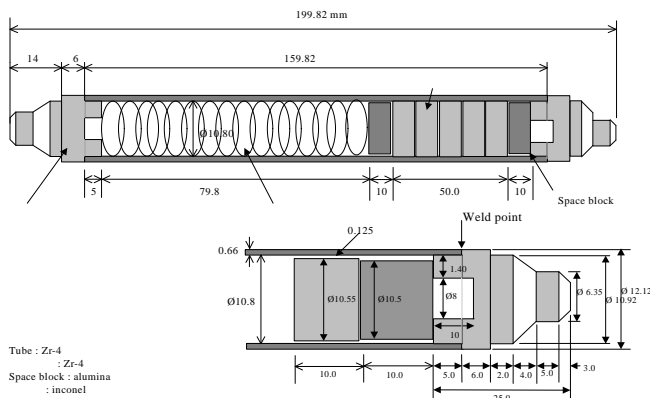


그림 1. DUPIC 축소 연료봉 설계 도면

축소 연료봉에 각각 5개의 소결체를 넣어 캡슐에 장전하는데 연료봉 1개에는 농축도가 1.47%인 SEU(Slightly Enriched Uranium)와 나머지 연료봉 2개에는 SEU와 사용후핵연료가 첨가된 소결체로 2.19% 농축도를 갖는다. 소결체의 총길이는 5.0cm이고 이론밀도는 0.95이며 소결체 폭은 1.0cm이다. 이와같이 제조된 연료봉을 무게장 캡슐에 장전한 후 하나로 OR hole에서 정상적인 가동조건에서 조사하는데 OR hole에서 하나로 운전 모드에 따라 1999년에 수행된 모의 DUPIC 핵연료 조사시험을 참고로 하여 3일 동안 운전 후 4일 동안 가동 중지하며 평균 선출력 48KW/m, 한계 선출력 62.12KW/m에서 조사가 진행된다고 가정하였다. 하나의 냉각수 온도와

### 나. DUPIC 핵연료 평균 및 한계 중심온도 분포

DUPIC 소결체는 고리 원자력 발전소에서 PIEF로 이송하여 저장하고 있었던 G23-G2 사용후핵연료를 이용하여 DFDF에서 제조하였다. 그림 2와 같은 제원을 갖는 DUPIC 소결체는 3개의

압력은 각각 313(K)와 0.4MPa 값을 갖는다. 계산에 사용된 기초 출력자료로 DUPIC 핵연료의 조사시험 기간 동안 예상되는 하나로 제어봉 위치 및 이에 상응하는 선출력 값은 하나로에서 제공된 자료 (표 1)를 참고하였다. 분석 대상 축소 핵연료봉으로는 3개 중에서 최대 선출력을 보이는 DUPIC#1 축소 핵연료봉을 선정하였다.

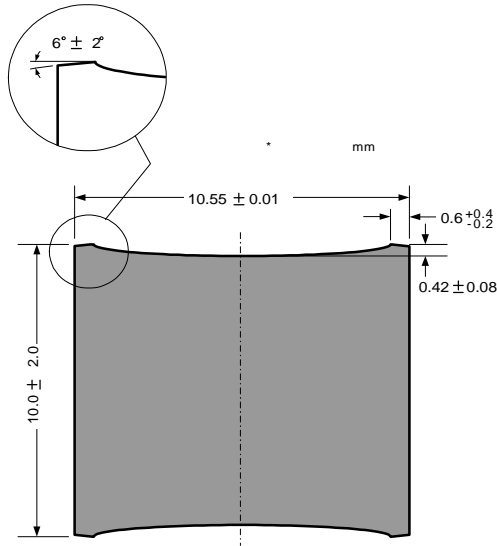


그림 2. DUPIC 소결체 상세 설계

표 1. 제어봉 위치별 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

#### 다. 유량

압력 강하 실험 결과 200KPa 의 압력 강하때의 유량은 9.632 kg/s 로서 허용 기준치인 12.7 kg/s 보다 작아 기준을 만족하고 있다[4].

### 3. 하나로 유발 사고 시 DUPIC 핵연료 건전성 평가

MCNP의 최대 출력에 노심 연소 효과와 계산의 불확실도를 고려하여 최대 출력 66.12 kW/m 에 대하여 안전성 분석을 수행하였다. DUPIC 핵연료의 HANARO 노내 시험시 원자로 조건 I, II, III, IV에서 가장 심각한 사고로 간주되는 제어봉 인출 사고와 펌프 축 고착 사고에 대한 조사 시료 건전성 분석 및 하나의 안전성에 미치는 영향을 평가하였다.

### 4. 결과 및 검토

#### 가. 평균 선출력 중심온도 분포

조사 기간중 소결체의 중심 최대 온도는 1,761℃로 분석되었으며, 이 온도는 예상되는 소결체의 용융온도(2,668℃)보다 아주 낮은 값으로 안전성을 입증하고 있다. 결과를 그림 3에 나타내었다. 소결체의 표면온도는 423℃로 소결체와 피복관의 틈새 거동에서 심각한 영향을 미치지 않고 있음을 틈새 거동 분석 결과(그림 4)로부터 알 수 있었으며, 조사시간동안 틈새가 열린 상태로 조사가

중요됨을 보여주고 있다. 또한 피복관에 대한 계산 결과로부터 피복관의 외면 온도는 66.2℃로서 ONB 온도(125℃) 이하임을 알 수 있다.

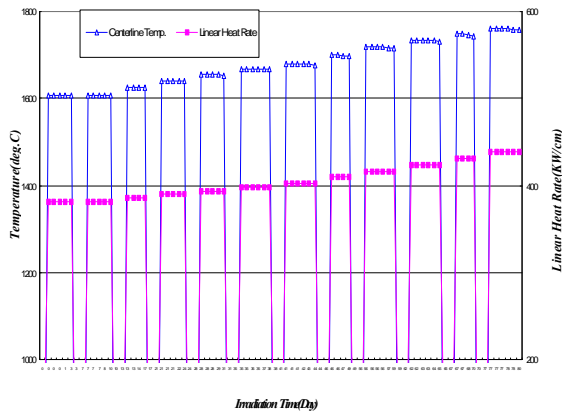


그림 3. 평균 선출력시 중심 온도

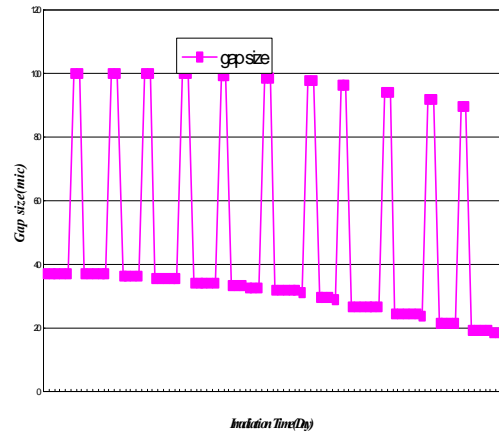


그림 4. 평균 선출력시 틈새 거동

#### 나. 한계 선출력시 중심온도 분포

한계 선출력 66.12KW/m에서 DUPIC소결체의 최대 중심온도는 2,554℃로서 소결체의 예상 용융 온도(2,668℃)보다 낮게 나타나고 있다(그림 5). 또한 한계 선출력시 피복관의 외면 온도는 79.6℃로 ONB 온도 이하로 안전성을 보여주고 있다. 따라서 DUPIC 핵연료는 조사 기간중 한계 출력에 도달하여도 안전성 측면의 온도 제한 조건을 만족하고 있음을 알 수 있다.

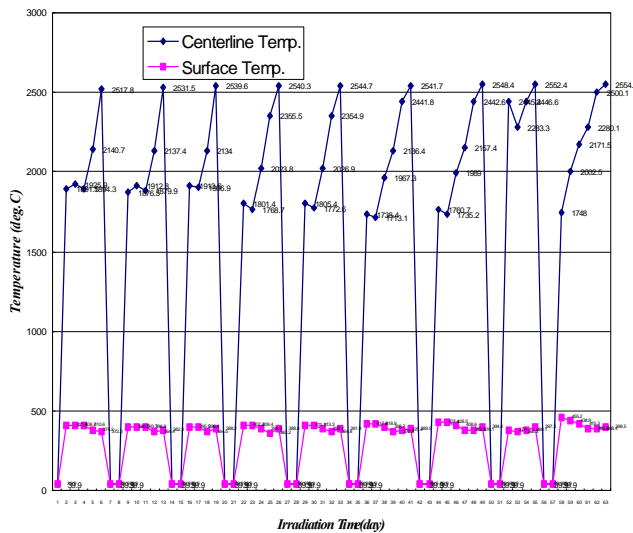


그림 5. 한계 선출력 시 중심온도 및 표면 온도

#### 다. 제어봉 인출 사고

제어봉 인출 사고 후 시간에 따른 소결체 및 피복관의 온도 변화를 그림 6과 표 2에 제시하였다. 사고가 발생 한 뒤 약 4.2초 경과 후 출력이 최대 128.7 %FP 까지 증가하고 있다. HANARO 원자로 조건 I 및 II에서 가장 심각한 사고로 간주되는 제어봉 인출 사고시 핵연료 중심 최고 온도는 2,665℃로 용융 온도(2,668℃)보다 낮고, 최고 표면 온도는 82℃로 포화 온도 이하이므로 조사시료의 건전성이 충분히 유지되고 있음을 알 수 있다. 따라서 하나로의 안전성에 미치는 영향은 없다.

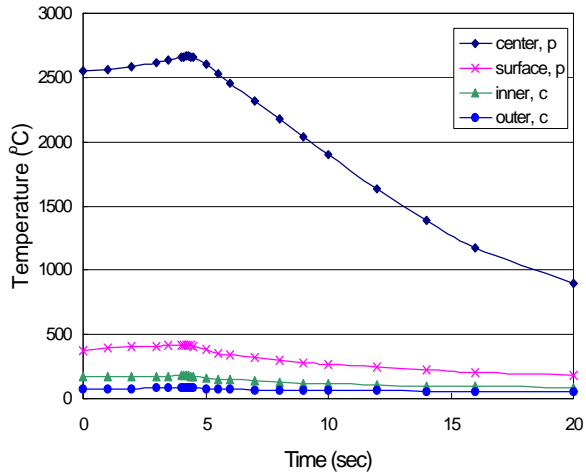


그림 6. RIA 사고 해석

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 2. RIA 사고 시 소결체 및 피복관 온도 변화

### 라. 펌프 축 고착 사고

펌프 축 고착 사고 발생 후 시간에 따른 소결체 및 피복관의 온도 변화에 대한 분석결과를 그림 7과 표 3에 나타내었다. 사고 후 2초 이내에 유량이 최저 63% FP 까지 감소하고 있다. 핵연료 온도 측면에서 볼 때 HANARO 원자로 조건 III 및 IV에서 가장 심각한 사고인 펌프 축 고착 사고시 핵연료 중심 최대 온도는 2,551°C로 용융온도(2,668°C)보다 낮고, 최고 표면 온도는 95°C로 포화 온도 이하이므로 조사시료의 건전성이 충분히 유지하고 있으므로 하나로의 안전성에 미치는 영향은 없다고 판단된다.

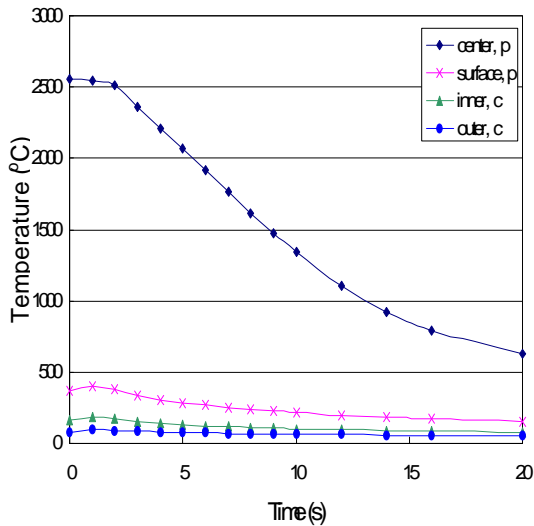


그림 7. 펌프 축 고착 사고

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	2369	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 3. 펌프 축 고착 사고 시 소결체 및 피복관 온도 변화

## 5. 결론

정상 운전 및 제어봉 인출사고와 펌프 축 고착 사고에 대한 안전성 분석 결과 핵연료 중심온도는 핵연료 용융온도 이하로 유지되고 있었고, 피복관 외부 온도도 냉각수가 단상 유동을 유지할 정

도로 낮게 평가되어 최대 선출력에 대한 안전성 분석 결과는 정상 운전 제한 요건을 만족하고 있었다. 그러나 펌프 축 고착 사고와 제어봉 인출사고의 경우 출력의 초과응답에 따른 핵연료 중심 온도 허용 기준은 만족하고 있지만 각각의 사고에 대비하여 RPS trip setpoint를 하향조정 한다면 추가의 열적 여유도를 충분히 확보할 수 있을 것이다.

## 감사

본 연구는 과학기술부의 원자력연구 개발사업의 일환으로 수행되었음.

## 참고문헌

1. 송기찬 외., DUPIC 핵연료 조사시험 계획서, KAERI-TR-1545-2000
2. Motoe Suzuki., Hiroaki Saitou., FEMAXI-IV(Ver 2) : Light Water Reactor Fuel Analysis Code, JAERI-Data/Code 97-043
3. 박희성 외., Analysis on the Thermal Performance of the DUPIC Pellet, KAERI-GP-150-2000
4. 이철용 외., DUPIC Rig 내구성 실험, KAERI-TR-1367-1999