

KAERI/TR-1327/99



KR9900212

모의 DUPIC 핵연료 조사시험 안전성 평가 보고서

1999. 5

DUPIC핵연료 조사시험 및 성능평가

31-02

R

제출문

한국원자력연구소장 귀하

본보고서를 "모의 DUPIC 핵연료 조사시험 안전성 평가 보고서"로 제출합니다.

1999년 5월

주저자 : DUPIC핵연료조사시험및성능평가책임자 배기광

공저자 : 연구로기술개발과제 책임자 김학노

연구로기술개발과제 박 철

최적열수력 계통분석 코드개발 책임자 이원재

초 록

모의 DUPIC 핵연료의 하나로 조사시험을 위하여 안전성분석을 수행하였다. 안전성 분석에는 정상상태에서의 양립성 분석을 위하여 온도해석, 응력해석, 반응도해석, 열수력해석 및 기계적 건전성이 분석되었으며 사고시의 조사시료에 의한 RIA 가능성과 하나로 유발 사고시의 조사시료의 건전성을 평가하였다. 사고시의 온도변화와 MDNB를 분석하였으며 모든 하나로 사고시에서의 DNB를 분석하였다. 아울러 조사시험에 관련한 열적, 기계적 사항에 대하여 검토하였다. 이상과 같은 평가로 안전하게 조사시험을 수행할 수 있음을 확인하였다.

Abstract

A safety analysis on the irradiation of simulated DUPIC fuel at HANARO was performed. Thermal, stress, reactivity, thermohydraulic and mechanical analysis was carried out in normal operation condition. RIA possibility and reliability of fuel was assessed during reactor induced accidents. Temperature change and MDNBR was analysed during the critical HANARO accidents. All kinds of accidents of HANARO was considered to evaluate DNB. Based on the results, the irradiation of simulated DUPIC fuel at HANARO was concluded to be safe.

목 차

초록	i
Abstract	i
목차	ii
표목차	iii
그림목차	iii
1. 서론	1
2. 조사요건	1
2.1 조사 목적	1
2.2 모의 DUPIC 핵연료 설계	1
2.2.1 소결체	1
2.2.2 Mini-element	1
2.2.3 Element-assembly 및 Capsule	1
2.3 출력 및 조사조건	2
3. 양립성 평가	2
3.1 핵적 양립성	2
3.1.1 조사시료에 의한 RIA 가능성	2
3.1.2 반응도 해석	2
3.2 기계적 양립성	3
3.2.1 응력해석	3
3.2.2 기계적 건전성	3
3.2.3 파손 평가	3
3.3 열수력적 양립성	3
3.3.1 온도해석	3
3.3.2 열수력 해석	4
4. 안전성 분석 및 평가	4
4.1 안전성 분석	4
4.1.1 분석방법	4
4.1.2 안전성 분석 결과	5
4.2 안전성 평가	6
4.2.1 예상 운전 과도 상태	6
4.2.2 사고	7
4.2.3 제한 사고	7
5. 기타	8
5.1 연료봉 회전 방지 방안	8

5.2 운전방식에 대한 검토	8
5.3 온도 상승에 의한 기계적 응력	9
5.4 QA document	9
6. 결론	10
참고 문헌	10

표 목 차

표 1. 소결체의 성분분석표	11
표 2. HANARO 각 상태에서 DUPIC 핵연료의 MDNBR	11
표 3. HANARO 원자로 상태 분류	12

그림 목 차

그림 1. Mini-element	13
그림 2. 무계장 캡슐	14
그림 3. 반응도 사고시 DUPIC 핵연료의 온도 변화	15
그림 4. 펌프 고착 사고시 DUPIC 핵연료의 온도 변화	16
그림 5. 반응도 사고시 DUPIC 핵연료 표면에서 DNBR 변화	17
그림 6. 펌프 고착 사고시 DUPIC 핵연료 표면에서 DNBR 변화	18

1. 서론

모의 DUPIC 핵연료의 조사시험을 위하여 조사시험에 대한 설계 및 안전성 분석을 수행하고 안전심의 회의를 개최하였다. 본 보고서는 모의 DUPIC 핵연료의 조사시험을 위한 설계 및 안전성 분석의 요약과 안전심의 회의에서 토론된 사항을 검토하여 요약한 내용을 기술하였다.

2. 조사요건

2.1 조사 목적

- 모의 DUPIC 핵연료의 노내거동 자료 확보
- 조사시험용 capsule 설계 검증
- DUPIC 핵연료의 조사요건 확립

2.2 모의 DUPIC 핵연료 설계

2.2.1 소결체

- 성분 : 표 1. 소결체의 성분분석표 참조(SEU, SIMFUEL1, SIMFUEL2)
- 직경 : 10.91 mm
- 길이 : ~ 10 mm
- 입도 : 4 ~ 10 μ m

2.2.2 Mini-element

- 피복관 및 봉단마개 재질 : Type 316L stainless steel
- 피복관 : 두께 0.89 mm, 외경 12.7 mm
- 소결체와의 간격 : 0.0445 mm
- 봉단마개로 양단 TIG용접
- 내부 가스 및 압력 : He 가스, 1기압
- 구성 : alumina spacer(5mm) 2개 + 소결체 5개 + alumina spacer(5mm) 2개 + plenum with inconel spring
- 그림 1. Mini-element 참조

2.2.3 Element-assembly 및 Capsule

- 상단과 하단은 18봉의 하나로 핵연료와 동일한 제원
- 전체 길이는 하나로 핵연료와 같으며 중간부는 알루미늄 합금으로구성되며 중간에 central rod로서 지지함.

- 알루미늄 합금의 내부 중간에 3개의 mini-element(SEU, SIMFUEL1, SIMFUEL2)로 구성된 element- assembly를 장착함.
- 그림 2. DUPIC 무계장 캡슐 참조

2.3 출력 및 조사조건

- 조사공 OR4에서 조사시킴.
- 위치별로 출력을 계산하여 최대 출력으로 분석을 수행함.
- 하나로 출력 별로 최대 선출력은 다음과 같다.
 - 하나로 출력 24MW : 최대 선출력 488 W/cm
 - 하나로 출력 22MW : 최대 선출력 447 W/cm
 - 하나로 출력 20MW : 최대 선출력 407 W/cm
- 최대 선출력 488 W/cm의 경우에 대하여 분석함.
- 조사기간은 3월 17일 ~ 8월 31일 까지로 예정함.

3. 양립성 평가

3.1 핵적 양립성

3.1.1 조사시료에 의한 RIA 가능성

- 조사시료가 장착된 캡슐이 노심내에 장전될 경우 기설치된 모의다발에 비하여 8.1mk의 정반응도 삽입 효과가 있음.
- 동 캡슐은 핵연료다발과 같은 방법으로 노심에 고정되므로 가동중 ejection 가능성 없음.
- 이에 따라 조사시료에 의한 RIA가능성 없음.

3.1.2 반응도 해석

- 정상조사시 캡슐의 반응도 효과와 인출 또는 파손등을 삽입되는 정반응도량을 MCNP로 계산함.
- 다음의 경우에 대한 유효증배계수를 구함.
 - OR4에 하나로 모의 핵연료 다발 장전
 - OR4에 무계장 캡슐 장전
 - OR4가 무계장 캡슐 내 물질로 고르게 섞임.
 - OR4가 경수로 차 있음.
- 각 경우의 유효증배계수로부터 다음의 반응도를 구함.
 - 무계장 캡슐의 장전에 의한 정반응도 삽입량 : 8.1 mk
 - 무계장 캡슐의 파손에 의한 반응도 : 7.4 mk (-0.7 mk)

- 무게장 캡슐이 경수로 대체된 경우 : 8.3 mk (+0.9 mk)
- 모든 경우가 반응도 제한값인 12.5 mk 이하로 기준치를 만족함.

3.2 기계적 양립성

3.2.1 응력 해석

- 응력해석은 ASME sec. III의 기준을 인용하였음.
- Type 316L의 200℃의 물성 이용한 1차 허용응력은 108.9 MPa 임.
 - 피복관 내외 압력차에 의한 응력(1차 응력)은 1.966 MPa 로서 허용 압력 108.9 MPa 보다 작음.
 - 피복관 내부 및 외부의 온도는 2차원으로 HEATING으로 구함.
 - 열응력에 의한 피복관의 응력(2차 응력)과 1차 응력의 합은 175.2 MPa로 서 허용 응력 326.7 MPa 보다 작음.
 - 따라서 응력 허용 기준치를 만족함.

3.2.2 기계적 건전성

- 진동시험의 결과 다음과 같은 결과를 얻음.
 - 고유진동수 : 14 ~ 18.5 Hz
 - 최대 진폭 : 5 ~ 50 μm
 - RMS 진폭 : 2 ~ 14 μm
- 이상의 결과에서 판단할 때 하나로 핵연료와 유사함.
- 내구성 시험은 유량 10.6 kg/s(110%)에서 10일간 수행하여 검사결과 뚜렷한 마모흔적은 발견하지 못하였다. 단 외통, support A, B에서 녹물의 부착과 산화가 약간 발생하였으며 cooling block의 anodize 표면이 약간 벗겨짐을 관찰하였다. 연료봉에서는 마모나 부식은 발견되지 않았음.

3.2.3 파손 평가

- 진동 시험에 따른 연소시험 기간중의 기계적 건전성 유지 확인
- 출력 및 온도 분포 해석에 따른 정상운전시의 열적 건전성 확인
- QA 관리를 통한 mini-element의 제조로 제조결함을 제거함.

3.3 열수력적 양립성

3.3.1 온도 해석

소결체의 중심온도의 분석을 위하여 FEMAXI, GENGTC, HEATING을 사용

하여 계산하였는데 안전 여유도를 증가시키기 위하여 계산 결과가 제일높은 HEATING의 결과를 수록하였으며 계산 중에 안전 여유도의 증가를 위하여 다음을 고려하였다.

- 위치(깊이)별 선출력 중에서 최대선출력이 전체 연료봉의 출력으로 가정
- 소결체의 열전도도에서 조사에 의한 효과 추가
- 연소중에서 열팽창에 의한 gap의 열전도도 증가를 고려 안함.
- 실제 핵연료의 농축도를 계산보다 작게 제조함.

이를 고려하여 선출력이 48.8kw/m(하나로 출력 24MW) 로 가정하고 계산한 결과는 다음과 같다.

- 소결체의 중심 최대온도는 2139℃로서 예상되는 소결체의 용융점(2668℃) 보다 낮음.
- 피복관의 표면 온도가 67℃로서 포화온도보다 낮아 여유도가 충분히 있음.

3.3.2 열수력 해석

- 압력 강하 실험 결과 200 kPa의 압력강하때의 유량은 9.632 kg/s이었으며 이는 허용 기준치인 12.7 kg/s 보다 작아 기준을 만족함.

4. 안전성 분석 및 평가

- MARS를 이용한 DUPIC 핵연료의 HANARO에서 노내 조사 시험시 원자로 상태(정상운전, 예상운전과도, 사고 및 제한사고)시의 조사시료 건전성 분석 및 하나로의 안전성 영향 평가
- MARS : RELAP5/MOD3와 COBRA-TF의 통합 코드로 RELAP5의 계통 분석 능력과 COBRA의 노심 분석 능력을 동시에 가진 코드

4.1 안전성 분석

4.1.1 분석 방법

가) MARS 계산 방법

- DUPIC 조사 시험용 핵연료는 HANARO 핵연료와 조사봉의 형태와 모양이 다르므로 각기 다른 열전달 상관식을 적용.
- 정상 및 사고시 DUPIC 핵연료 거동은 HANARO 노심 입출구 거동을 경계 조건으로 사용하여 계산.

나) 조사시료 모델링 및 가정

- 3개의 핵연료가 조사되나 조사 다발의 구조상 각 냉각 채널간의 냉각수 교환이 거의 없으므로 독립적인 냉각 채널을 갖는 단일 채널로 모델.
- 기하학적 제원과 유량 및 압력의 경계 조건은 하나로의 운전 조건에 부합 되도록 사용 (핵연료 채널의 유량 단면적은 새로 계산하여 입력)
- 냉각수 유속은 열유동시험 결과에 의하여 안전 여유도를 고려하여 8.65 m/s 사용.
- 채널 입구 온도를 35℃로 하고 조사조건 과도거동은 열전달에 따라 계산
- 중성자 조사에 따른 핵연료의 특성 변화는 고려하지 않음

4.1.2 안전성 분석 결과

가) 정상 운전

24MW 정상 운전 시 DUPIC 핵연료의 중심 최고 온도는 2120 ℃로써 참고 문헌[2]의 2139℃와 비교하면 유사하다. 이는 입력의 차이를 고려하면 큰 차이가 아니다.

나) 제어봉 인출 사고

사고 약 4초에 출력이 최대 128.7%FP까지 증가한다. HANARO 원자로 조건 I & II에서 가장 심각한 사고로 간주되는 제어봉 인출 사고시 MARS에 의한 DUPIC 핵연료 온도 변화가 그림 3에 도시되어 있다. 핵연료 온도변화는 참고문헌[2]의 결과(p.79)와 거의 같음을 알 수 있다. 핵연료 중심 최고 온도는 2193℃로써 용융 온도(2668℃) 보다 낮고 표면 온도(84℃)도 포화 온도(125℃) 이하로 유지되므로 조사시료의 건전성은 유지되며 하나로의 안전성에 미치는 영향은 없다.

다) 펌프 고착 사고

사고 후 2초 이내에 유량이 최저 63%FF까지 감소한다. 핵연료 온도 측면에서 볼 때, HANARO 원자로 조건 III & IV에서 가장 심각한 사고인 펌프 고착 사고시 핵연료 온도 변화가 그림 4에 도시되어 있다. 사고 동안 핵연료 중심 최고 온도는 2021℃로써 용융 온도(2668℃) 보다 낮고 표면 온도(103℃)도 포화 온도(125℃) 이하로 유지되므로 조사시료의 건전성은 유지되며 하나로의 안전성에 미치는 영향은 없다.

라) MDNBR 거동 분석

MARS는 원래 열전달 측면에서 DNB가 문제되지 않는 영역, 즉 단상 유동 영역이고 핵연료봉 표면 온도가 포화 온도보다 낮은 경우에는 DNB를 따로 계산하지 않으나 이 영역에서도 DNB를 계산하도록 수정하였다. 그림 5와 6에는 MARS에서 사용하는 Grenoveld CHF table을 이용하여 계산된 DUPIC 핵연료의 HANARO 조사 시 DNBR의 변화를 보여준다. 핵연료 최고 온도와 MDNBR의 시

점이 일치하지 않는 것은 핵연료의 열전달 특성(즉, 시상수)에 기인한다. DNBR은 DNB 상관식의 선택에 따라 달라질 수 있으므로 비교를 위해 표 2에 Knoebel 상관식을 사용할 경우 MDNBR[3]을 함께 정리하였다. Grenoveld CHF table을 이용한 DNBR이 더 보수적 결과를 주는 것을 알 수 있다. 표 2에서 DUPIC 핵연료 조사 시험을 위해 필요한 결정에는 큰 문제가 없는 것으로 판단한다. 그리고, 내부통신문[3]에서와 같이 HANARO에서 고려하는 다른 사고시 MDNBR은 반응도 사고나 펌프 고착 사고 시보다 크다.

마) 분석 결론

- DNB 측면에서 HANARO에서 조사 시험 시 DUPIC 핵연료 건전성은 충분히 문제없는 것으로 판단됨.
- 핵연료 중심 온도 또한 핵연료 용융 온도이하로 충분히 유지되고 피복재 온도도 냉각수가 단일 유동을 유지할 정도로 낮음.

4.2 안전성 평가

- 하나로 사고 분류를 표 3에 표시함

4.2.1 예상 운전 과도 상태

가) 일차 계통 유량 상실 상태

일차 냉각 계통 펌프 1대의 고장으로 냉각재 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 12초 이상 소요되나, 펌프 고착 사고에서는 1초 소요)

나) 외부 전원 상실

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

다) 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.

라) 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.

마) 기동 운전 사고

사고 시 노심 최대 출력이 1%FP 미만이므로 안전성 영향은 없다.

바) 실험 시료 인출

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

사) 냉수 유입

사고는 원자로 기동 시 발생하는 사고로써 최고 출력은 64%FP이하이므로 DNB는 발생하지 않으므로 하나로 안전성에 미치는 영향은 없다.

4.2.2 사고

가) 냉각재 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.

나) 중수 누출 사고

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

다) 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.

라) 원자로 수조 및 핵연료 조장소에서 핵연료 취급 사고

일차 계통 냉각 조건에는 직접적 영향이 없으므로 MDNBR의 영향은 없다.

4.2.3 제한 사고

가) 지진과 빔튜브 파단 사고

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

나) 유동 차단 사고

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

5. 기타

지금까지 설계 및 안전성 분석을 요약한 사항 이외에 안전심의 회의에서 토론된 내용 중에서 고려할 사항을 검토하였으며 그 내용은 다음과 같다.

5.1 연료봉 회전 방지 방안

연료봉의 조사시험 중에 일어날 수 있는 회전에 대하여 검토하여 다음과 같은 결론을 얻었으며 이에 따라서 설계 변경을 수행함.

- 조사시험 중에 회전의 가능성은 희박하나 원천적으로 회전에 의한 마모 등의 제거를 위하여 연료봉을 lower housing에 고정시키는 방안을 채택함. 또한 원격 DUPIC 핵연료의 조사시험에 적용시킬 수 있는 방안이어야 함을 고려하였음.
- 검토된 방안 중에서 set-screw로서 연료봉을 고정시키는 방안이 타당성이 있으며 set-screw의 제원은 다음과 같음.
 - 선단 : 90도로 가공하여 끝이 조이면서 연료봉을 고정시킬 수 있도록 가공함.
 - 재료 : stainless steel type 420과 동등 이상
 - 직경 및 길이 : 직경은 3mm 이며 길이는 고정시 lower housing 밖으로 나오는 부분이 없도록 함. lower housing은 외통과 0.4 mm의 간격으로 보호되어 screw가 이탈하는 경우는 없음.
 - 풀림 방지 장치를 채택하여 사용중 풀림이 없도록 함.

5.2 운전방식에 대한 검토

하나로 운전 방식이 3일간 운전 및 4일간 정비의 일정에 따라서 핵연료봉이 주기적인 출력변화를 받으므로 이에 대하여 검토를 수행하였는데 검토 내용은 다음과 같다.

- 주기적인 출력 변화에 의한 핵연료의 영향은, 소결체의 균열 및 이에따른 핵분열 가스의 방출 증가, 출력 변화에 따른 열응력의 피복관 집중과 이에 의한 PCMI 증가 임.
- 핵분열 가스의 증가는 연료봉 내압을 증가시키나 본 조사시험에 사용될

연료봉은 내압이 1기압이며 또한 내압 증가 방지를 위하여 plenum을 충분히 고려하여 설계하여 영향이 없음. 또한 응력 계산에서는 핵분열 가스가 모두 방출된다는 가정으로 계산하였으므로 이에 의한 영향은 없음.

- 일반적인 핵연료봉의 PCI는 피복관이 zircaloy인 경우 발생하는데 본 조사 시험에서는 피복관을 부식이 없는 stainless steel type 316L로서 제조하여 PCI를 근본적으로 제거하였기 때문에 영향이 없음.

5.3 온도 상승에 의한 기계적 응력

연료봉은 일반적으로 조사중이나 출력변화시 온도변화에 의한 열팽창과 소결체의 균열에 의한 접촉등에서 피복관에 응력을 미친다. 열팽창에 의한 응력은 3.1.2 항의 응력 계산에 의하여 평가하여 기준치를 만족하는 결과를 얻었는데 이외의 응력에 대하여 FEMAXI 코드를 이용하여 3일간 조사 4일간 정비 일정의 조사를 모사하여 응력을 분석하였다.

- FEMAXI 코드는 하나로에서의 조사시험을 위한 코드가 아니기 때문에 검증 문제가 있으며 또한 DUPIC 모의 소결체의 균열 등에 대한 자료가 없어 기존의 핵연료의 자료를 이용하여 불확실성은 많음.
- 분석 결과 912 시간 경과시 피복관의 최대 응력 14.8 MPa를 얻었다. 이 응력과 피복관의 열응력 및 1차 응력의 합은 193 MPa로서 역시 허용 응력 326.7 MPa보다 낮아 기계적인 응력을 고려하더라도 피복관의 건전성은 유지됨.

5.4 QA document

본 조사시험과 관련하여 mini-element 제조와 관련하여 생산된 QA 문서는 다음과 같다.

- QCI-01, 조사연료봉 Helium 누출검사
- QCI-02, 연료봉내 He 기체 함량분석
- QCI-03, 봉단마개 용접부위 조직검사
- QCI-04, 봉단마개 용접부위 인장시험
- QCI-05, Mini-element 칫수검사
- QCI-06, 조사시험용 모의 DUPIC 핵연료 소결체의 특성검사
- WP-01, 연료봉단 용접
- WP-02, 조사시험용 모의 DUPIC 핵연료 소결체 제조
- QR-98-01, 공정자격승인보고서(연료봉단 용접)
- QR-99-01, mini-element 제조보고서

- QR-99-02, 조사시험용 모의 DUPIC 핵연료 소결체 제조보고서
- QR-99-03, DUPIC 조사시험 무계장 캡슐 제조 보완

6. 결론

이상과 같은 안전성 분석 및 검토를 통하여 예정된 "모의 DUPIC 핵연료 조사시험"을 안전하게 수행될 수 있음을 확인함.

참고 문헌

- [1] 이원재, 정법동, 정재준, 하귀석, "다차원 최적 열수력 계통분석 코드 MARS 1.3 개발 및 검증", KAERI/TR-1108/98. Jul., 1998.
- [2] 배기광, "DUPIC 핵연료 조사 시험 설계 및 안전성분석보고서", KAERI/TR-1157/98, 한국원자력연구소, Oct., 1998.
- [3] 박 철, "DUPIC 핵연료 노내 조사 안전성 검토", HAN-RR-CR-99-009, 내부통신문, 1998. 2. 8.

표 1. 소결체의 성분분석표

	SEU	SIMFUEL1	SIMFUEL2
Zr	70	0.36%	0.39%
Rh	1.5	0.037%	0.039%
Y	6.3	0.072%	0.078%
La	4.5	0.113%	0.127%
Ce	25	0.24%	0.26%
Sr	5.1	0.066%	0.074%
Nd	21	0.56%	0.63%
Ba	11	0.16%	0.17%
Mo	<25	0.33%	0.38%
Ru	<25	0.21%	0.24%
Pd	<25	0.13%	0.15%
Te	<5	77	48
Cd	<0.3	2.4	2.7
Cu	1.3	5.6	5.2
Fe	140	200	84
Si	8	22	25
Ca	35	155	25
Al	9.5	300	382
Mg	8.2	33	3.6
Dy	<0.1	2.3	2.3
Gd	2.4	18	20
Th	3.8	1.6	0.6
Na	530	280	290
K	20	7	8
Cr	44	25	28
Ni	22	14	13
Mn	2.3	1.6	1.5
B	<10	<10	<10
U	87.19%	84.43%	84.11%

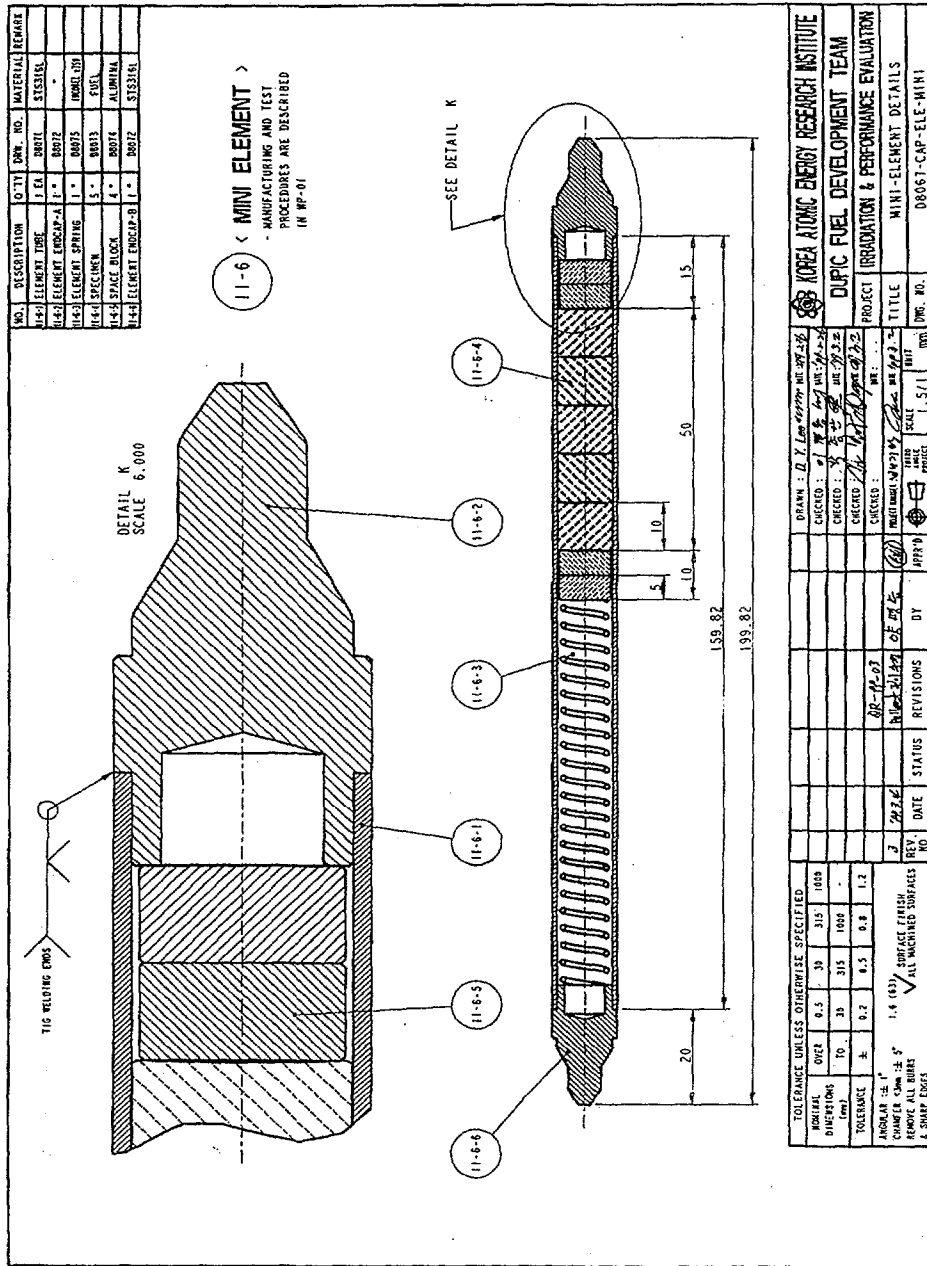
*단위:ppm, %표시된 data는 %농도임.

표 2. HANARO 각 상태에서 DUPIC 핵연료의 MDNBR

상관식 원자로 상태	MDNBR	
	Greoveld CHF Table	Knoebel 상관식
정상 운전	5.783	11.569
반응도 사고	5.397	8.980
펌프 고착 사고	5.313	8.898

표 3. HANARO 원자로 상태 분류

원자로 상태	사 건
정상 운전	1) 기동운전 (Startup) 2) 정격 출력운전 (Steady Power Operation) 3) 셀백 (Setback) 4) 정상 운전정지 (Normal Shutdown)
예상 운전과도	1) 일차계통 냉각상실 (Loss of PCS Flow) - TPTH 운전중 한 펌프의 고장 - OPOH 운전중 펌프 고장 2) 외부 전원 상실 (Loss of Off-site Power) 3) 우회유동 조절상실 (Loss of Bypass Flow Control)* 4) 이차계통 냉각상실 (Loss of SCS Flow) 5) 반사체 냉각계통 냉각상실 (Loss of RCS Flow) 6) 기동운전 사고 (Startup Accident)* 7) 제어봉 인출 (Spurious Withdrawal of CAR) 8) 실험 시료 인출 (Experimental Material Ejection)* 9) 냉수 유입 (Cold Water Injection)
사고	1) 냉각재 유출 사고 (Loss of Coolant Accident) 2) 일차 냉각펌프 고착사고 (PCS Pump Seizure) 3) 중수 누출사고 (D ₂ O Leakage) 4) 중수 배관 파손 사고 (RCS Pipe failure) 5) 원자로 수조에서의 핵연료 취급 사고 6) 핵연료 저장조에서의 핵연료 취급 사고
제한 사고	1) 지진 (Design Basis Accident) 2) 빔튜브 파단 (Beam Tube Break) 3) 유동 차단사고 (Blockage of a Flow Channel)

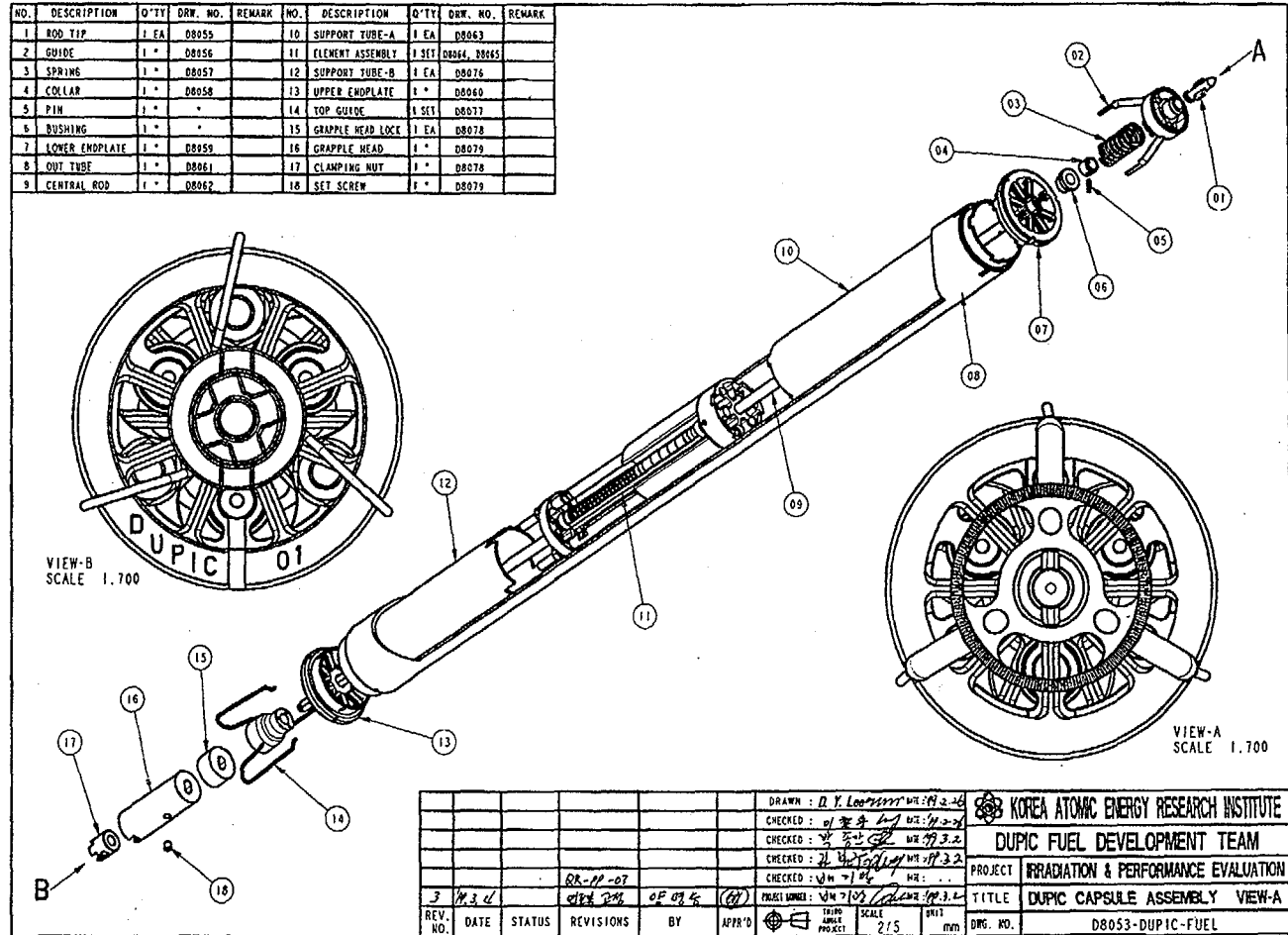


NO.	DESCRIPTION	10-TH	REV. NO.	MATERIALS	REMARKS
11-6-1	ELEMENT ENVELOPE-A	1	0001	SS316L	
11-6-2	ELEMENT SPRING	1	0001	INCONEL 718	
11-6-3	ELEMENT SPECIMEN	5	0001	FUEL	
11-6-4	ELEMENT ENVELOPE-B	1	0001	ALUMINA	
11-6-5	ELEMENT ENVELOPE-C	1	0001	SS316L	

KOREA ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE		PROJECT		TITLE	
DUPIC FUEL DEVELOPMENT TEAM		IRRADIATION & PERFORMANCE EVALUATION		MINI-ELEMENT DETAILS	
DRAWN: D. Y. Lee (1998.05.22)		CHECKED: J. H. Kim (1998.05.22)		DATE: 1.5/11	
DESIGNED: J. H. Kim (1998.05.22)		CHECKED: J. H. Kim (1998.05.22)		SCALE: 1:1	
PROJECT NO. 100-01-01-01-01		REVISIONS		BY	
REVISIONS		DATE		STATUS	
1		1998.05.22		3	
2		1998.05.22		3	
3		1998.05.22		3	
4		1998.05.22		3	
5		1998.05.22		3	
6		1998.05.22		3	
7		1998.05.22		3	
8		1998.05.22		3	
9		1998.05.22		3	
10		1998.05.22		3	
11		1998.05.22		3	
12		1998.05.22		3	
13		1998.05.22		3	
14		1998.05.22		3	
15		1998.05.22		3	
16		1998.05.22		3	
17		1998.05.22		3	
18		1998.05.22		3	
19		1998.05.22		3	
20		1998.05.22		3	
21		1998.05.22		3	
22		1998.05.22		3	
23		1998.05.22		3	
24		1998.05.22		3	
25		1998.05.22		3	
26		1998.05.22		3	
27		1998.05.22		3	
28		1998.05.22		3	
29		1998.05.22		3	
30		1998.05.22		3	
31		1998.05.22		3	
32		1998.05.22		3	
33		1998.05.22		3	
34		1998.05.22		3	
35		1998.05.22		3	
36		1998.05.22		3	
37		1998.05.22		3	
38		1998.05.22		3	
39		1998.05.22		3	
40		1998.05.22		3	
41		1998.05.22		3	
42		1998.05.22		3	
43		1998.05.22		3	
44		1998.05.22		3	
45		1998.05.22		3	
46		1998.05.22		3	
47		1998.05.22		3	
48		1998.05.22		3	
49		1998.05.22		3	
50		1998.05.22		3	
51		1998.05.22		3	
52		1998.05.22		3	
53		1998.05.22		3	
54		1998.05.22		3	
55		1998.05.22		3	
56		1998.05.22		3	
57		1998.05.22		3	
58		1998.05.22		3	
59		1998.05.22		3	
60		1998.05.22		3	
61		1998.05.22		3	
62		1998.05.22		3	
63		1998.05.22		3	
64		1998.05.22		3	
65		1998.05.22		3	
66		1998.05.22		3	
67		1998.05.22		3	
68		1998.05.22		3	
69		1998.05.22		3	
70		1998.05.22		3	
71		1998.05.22		3	
72		1998.05.22		3	
73		1998.05.22		3	
74		1998.05.22		3	
75		1998.05.22		3	
76		1998.05.22		3	
77		1998.05.22		3	
78		1998.05.22		3	
79		1998.05.22		3	
80		1998.05.22		3	
81		1998.05.22		3	
82		1998.05.22		3	
83		1998.05.22		3	
84		1998.05.22		3	
85		1998.05.22		3	
86		1998.05.22		3	
87		1998.05.22		3	
88		1998.05.22		3	
89		1998.05.22		3	
90		1998.05.22		3	
91		1998.05.22		3	
92		1998.05.22		3	
93		1998.05.22		3	
94		1998.05.22		3	
95		1998.05.22		3	
96		1998.05.22		3	
97		1998.05.22		3	
98		1998.05.22		3	
99		1998.05.22		3	
100		1998.05.22		3	

그림 1. Mini-element

그림 2. 무계장 캡슐



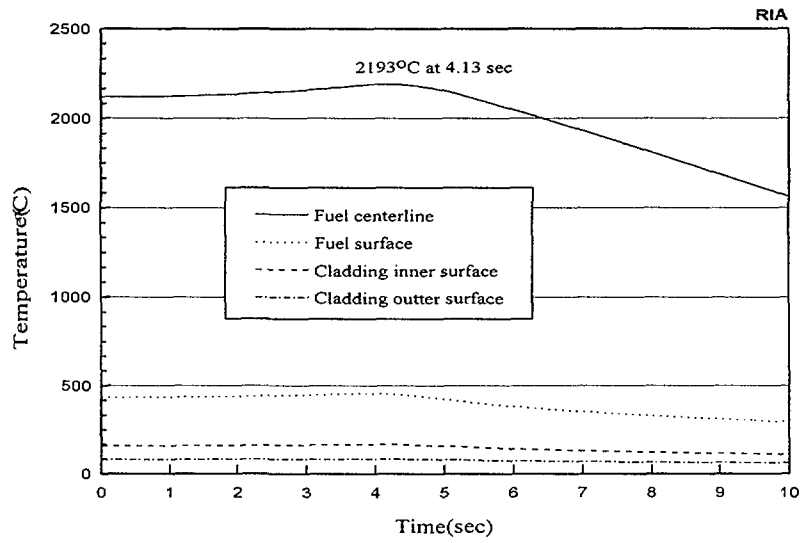


그림 3. 반응도 사고시 DUPIC 핵연료의 온도 변화

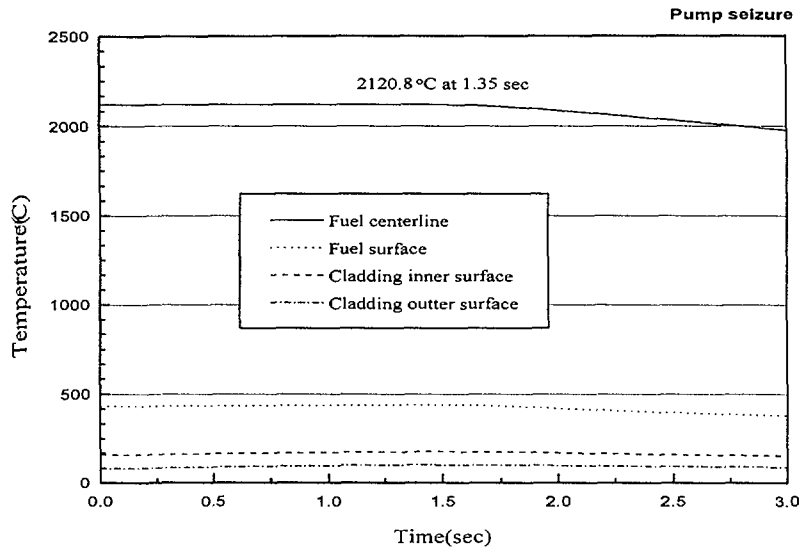


그림 4. 펌프 고착 사고시 DUPIC 핵연료의 온도 변화

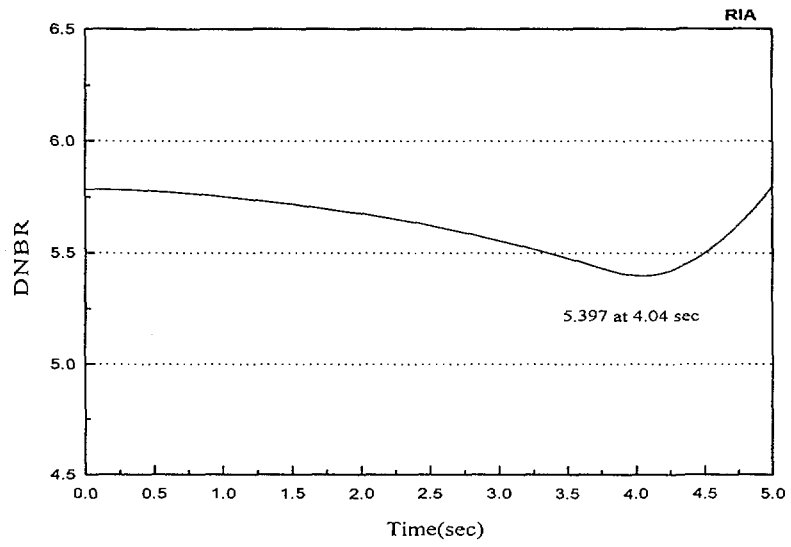


그림 5. 반응도 사고시 DUPIC 핵연료 표면에서 DNBR 변화

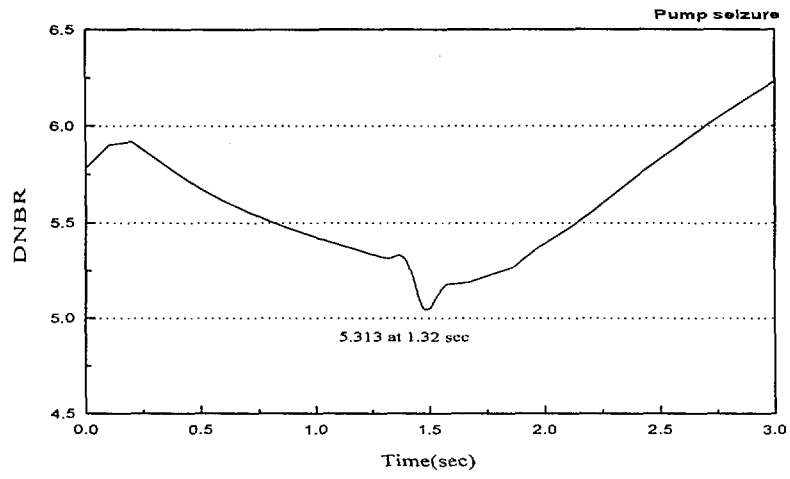


그림 6. 펌프 고착 사고시 DUPIC 핵연료 표면에서 DNBR 변화

서 지 정 보 양 식							
수행기관 보고서번호		위탁기관보고서번호		표준보고서 번호		INIS 주제 코드	
KAERI/TR-1327/99							
제목 / 부제		모의 DUPIC 핵연료 조사시험 안전성 평가 보고서					
연구책임자/부서명		배기광/DUPIC 핵연료 조사시험 및 성능평가					
연구자 / 부서명		김학노/연구로기술개발과제책임자 박철/연구로기술개발과제 이원재/최적열수력 계통분석 코드개발 책임자					
발행지	대 전	발행기관	한국원자력연구소	발생일	1999. 5		
페이지		도 표	유 (V), 무 ()	크 기	26 cm.		
참고사항							
비밀여부	공개 (V), 대외비 (), 급 비밀			보고서 종류	기술보고서		
연구위탁기관				계약 번호			
초 록							
<p>모의 DUPIC 핵연료의 하나로 조사시험을 위하여 안전성분석을 수행하였다. 안전성 분석에는 정상상태에서의 양립성 분석을 위하여 온도해석, 응력해석, 반응도해석, 열수력해석 및 기계적 건전성이 분석되었으며 사고시의 조사시료에 의한 RIA 가능성과 하나로 유발 사고시의 조사시료의 건전성을 평가하였다. 사고시의 온도변화와 MDNB를 분석하였으며 모든 하나로 사고시에서의 DNB를 분석하였다. 아울러 조사시험에 관련한 열적, 기계적 사항에 대하여 검토하였다. 이상과 같은 평가로 안전하게 조사시험을 수행할 수 있음을 확인하였다.</p>							
주제명키워드		조사시험, 안전성분석, 하나로, DUPIC					

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/TR-1327/99					
Title/Subtitle		Evaluation report on the irradiation of simulated DUPIC fuel at HANARO			
Project Manager/Dept.		BAE, Kikwang Manager, Irradiation & Performance Evaluation of DUPIC Fuel			
Researcher/Dept.		KIM, Hakro Manager, Technology Development of Research Reactor PARK, Chul Technology Development of Research Reactor LEE, Wonjae Manager, Code Development of Thermohydraulic System			
Pub. Place	Tae jeon	Pub. Org.	KAERI	Pub. Date	1999. 5
Page		III. and Tab.	Yes (v), No ()	Size	26 cm.
Note					
Classified	Open (v), Outside (), Class		Report. Type	Teeheneal Report	
Sponsoring Org.				Contract No.	
Abstract					
<p>A safety analysis on the irradiation of simulated DUPIC fuel at HANARO was performed. Thermal, stress, reactivity, thermohydraulic and mechanical analysis was carried out in normal operation condition. RIA possibility and reliability of fuel was assessed during reactor induced accidents. Temperature change and MDNBR was analysed during the critical HANARO accidents. All kinds of accidents of HANARO was considered to evaluate DNB. Based on the results, the irradiation of simulated DUPIC fuel at HANARO was concluded to be safe.</p>					
Subject Keywords		HANARO, Irradiation, Safety analysis, DUPIC			