

재료의 In-pile 조사시험을 위한 특수캡슐 기술 조사 및 하나로에서의 개발 계획

(Investigation of Special Capsule Technologies for Material In-pile Irradiation Test and Development Plan in HANARO)

조만순, 손재민, 김도식, 박승재, 조영갑, 서철교, 강영환

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

SMART와 같은 차세대원자로 및 신형원자로의 원자로 구조재료에 이용되는 지르코늄 합금, 스테인레스 강, Cr-Ni강 등 다양한 소재들에 대한 노내에서의 특성시험은 원자로 재료개발을 위한 특성 자료의 생산을 위해서 필요한 시험이다. 미국, 유럽 및 일본과 같은 원자력 선진국에서는 재료에 대한 단순한 조사시험 외에 특수한 목적을 가진 실험을 in-situ로 노내에서 수행하기 위해 다양한 특수목적용 캡슐들을 개발하고 있다. 원자력 선진국에서 개발된 특수목적용 캡슐로는 핵연료에 대한 발생가스, 발열량, 변형 및 가스스weep(gas sweep) 측정, temperature ramping 및 BOCA 캡슐 등이 있으며 재료의 특수목적용 실험을 위해서는 Zr, 스테인레스강 및 그라파이트 재질에 대한 크립 측정 캡슐, 피로시험, 균열성장 측정, 조사량 제어 캡슐 등이 있으며 이를 위해 여러가지 계장기술을 개발하고 있다. 하나로에서는 현재까지 무계장/계장 재료캡슐, 핵연료무계장캡슐을 개발하여 일부는 이용자들의 조사시험에 활용되고 있으며 특수목적용 캡슐로는 단일 시편 장착용 크립캡슐이 개발되어 노내시험을 계획하고 있다. 차기 단계에 하나로에서 개발예정인 특수목적용 캡슐로는 복수시편 장전용 크립시험, 피로시험, 조사량 조절을 위한 캡슐을 비롯하여 이용자 요구에 따라 균열(crack propagation) 측정이나 핵연료에 대한 가스스weep(gas sweep) 측정 캡슐 등 다양한 기술 개발을 단계적으로 추진하여 특수목적 캡슐의 용도별 기술을 확대해 갈 계획이다.

Abstract

In-pile test for several materials such as Zr alloy, stainless steel, Cr-Ni steel etc., which are used as structural material of the advanced reactor and KNGR(Korea Next Generation Reactor) like SMART, is necessary to produce the design data for

developing new reactor materials. Advanced countries like USA, Europe and Japan etc. are not only performing the simple irradiation test for materials, but developing many kinds of special capsules to perform in-pile test having special purpose. For the special test items of fuel rod, fission products, total heat generation, swelling, deformation, sweep gas, temperature ramping and BOCA etc. are being actively concerned. There are capsules measuring creep, fatigue, crack growth, and controlling fluence etc. for special irradiation test of materials. In addition, the advanced countries are developing several instrument technologies suitable for the special capsules. In HANARO, non-instrumented, instrumented material capsules and non-instrumented fuel capsule have been developed and they have been utilized in the irradiation test for users, and creep capsule loading single specimen was made and is planned to test in the reactor soon. For some forthcoming years, special capsules not only measuring creep deformation with multi-specimens, fatigue, controlling fluence but crack propagation and gas sweep considering the requirements of users will be developed in HANARO.

1. 서론

SMART와 같은 차세대원자로와 신형원자로의 압력용기와 같은 원자로 구조재료에 이용되는 지르코늄 합금, 스테인레스 강, Cr-Ni강 등 다양한 소재들에 대한 노내에서의 in-pile 특성시험은 재료 개발을 위한 특성 자료의 생산을 위해서 필요한 시험이다. 미국, 유럽 및 일본과 같은 원자력 선진국에서는 재료에 대한 단순한 조사시험 외에 특수한 목적을 가진 실험을 노내에서 in-situ로 수행하기 위해 특수목적용 캡슐들을 다양하게 개발하고 있다. 특히, 원자력 선진국에서는 초장수명 핵종 및 핵무기 Pu 소멸처리, 고속증식로 재료, 고온가스로 재료 및 핵연료, 개량로 재료 및 기존 발전소의 vessel steel 조사시험, graphite의 고온 특성 시험, 일반 구조용/피복관 재료와 그래피이트 재료에 대한 in-pile 크립 등의 조사시험 수행에 필요한 각종 시설 및 계측기술들을 단계적으로 개발하기 위한 연구들이 진행되고 있다. 특수캡슐은 다양한 종류가 개발되어 사용되고 있으며, 여기에는 핵분열 생성가스의 방출 거동, 발열량(heat generation), 인장변형(elongation), 크립 변형(creep deformation), 가스 스위프(gas sweep) 등을 측정하기 위한 캡슐과 비등수형(boiling water), 포화온도형(saturated temperature), 열매체 이동형, 시료 회전형 및 열중성자 차단형과 같은 특수한 형태의 캡슐들이 있다. 이와 같이 다양한 특수목적의 조사시험을 수행하기 위해서는 조사목적에 적합한 캡슐, rig 또는 loop와 같은 조사시설 개발, 중성자 환경에서 기능의 열화가 없는 계측기 및 온도, 압력조절시스템 등이 필요하다. 이 때문에 연구로를 보유한 각 국에서는 이용자들의 요구에 따라 다양한 특수목적 조사시험을 위한 캡슐 및 특수 계장 센서들에 대한 연구가 활발히 진행되어 개발 중에 있다.[1~6]

미국은 가장 많은 연구용 원자로를 보유한 국가이며, 또한 고성능의 연구로를 다수 확보하고 있는 국가지만 현재는 이용 가능한 연구용 원자로의 수가 감소하고 있다. 현재 미국에서 연구로를 이용한 특수목적용 조사연구는 핵비확산성 핵연료, 초장수명 핵종 및 핵무기 Pu 소멸처리를 위한 방향으로 연구가 증대되고 있다.[1&2] 프랑스에서는 CEN-Saclay에 있는 OSIRIS 원자로와 Grenoble에 있는 SILOE 원자로 등에서 재료의 IASCC 연구를 위한 캡슐, 높은 중성자 조사를 위한 캡슐과 핵연료의 정상상태 및 천이상태에서의 조사특성을 규명하였다.[3&4] 일본에서는 JAERI를 중심으로 JMTR/JRR-3M reactor를 활용하여

FBR/개량로 재료, 원전재조사시험, 크립시험, 기초 및 첨단연구 등을 계장/무계장 캡슐개발을 통해 활발히 수행하고 있다.[5&6]

한국에서는 하나로를 이용하여 방사선 환경에서 원자력 재료에 대한 재료의 특성변화를 조사하기 위하여 재료캡슐을 비롯한 여러가지 캡슐을 개발하기 위하여 많은 연구를 수행하여 왔다. 그러나 가동 중인 원자로의 노심에서 재료의 기계적 특성변화를 조사하는 특수한 목적을 가진 실험은 선진국에서는 많이 수행되어 왔지만 하나로에서는 극히 일부부만 수행되었다.[7] 한국원자력연구소에서는 차세대원자로를 비롯한 신형원자로의 압력용기와 같은 원자로 구조재료에 이용되는 지르코늄 합금, STS304, Cr-Ni강 등에 대한 크립시험을 하나로에서 수행하기 위하여 노내시험용 크립캡슐(01S-01K)을 설계·제작하여 일단계 노내시험을 수행할 예정이다. 이 캡슐은 하나로에서 장기간 장전시험이 필요한 조사 크립시험을 수행하기 전 단계의 노내시험용 캡슐로 제작되었다.[8]

차기 단계에 하나로에서 개발예정인 특수목적용 캡슐로는 복수시편 장전용 크립캡슐, 피로시험용 캡슐을 비롯하여 이용자 요구에 따라 균열 측정용 캡슐이나 가스스윕(gas sweep) 측정용 캡슐 등을 전문가들과 협의하여 개발을 추진할 예정이다.

2. 세계 각 국의 특수캡슐 개발 현황

미국에서는 INEEL(Idaho National Engineering & Environment Laboratory)에서 특수목적용 캡슐 연구가 많이 수행되었다. INEEL은 현재까지 건조한 원자로가 52개로 경험이 많으며, TMI 사고 관련된 중대노심사고 조건 하에서 핵연료 거동에 대한 연구도 보유 PBF(Power Burst Facility)를 이용하여 수행하는 등 많은 경험을 가지고 있다. 첫번째 건조된 재료 시험로인 MTR(Material Test Reactor)은 1952년부터 1970년까지 가동되었으며, 상용로 설계 시 필요한 설계자료 확보를 위하여 노심구조재 및 핵연료 선정을 위한 조사시험을 주로 수행하였다. 재료 시험로의 시험 공간 및 flexibility를 보완하여 설계 건조한 ETR(Engineering Test Reactor)은 1957년부터 1982년까지 상용로 조건 하에서 핵연료, 냉각수, moderator의 특성평가를 위해 사용하였다. 1967년 가동 시작된 ATR(Advanced Test Reactor)은 고농축의 핵연료를 사용하는 최대 출력 250MW의 원자로로서 미국의 연구로 중 가장 큰 시험로이며, 캡슐과 loop를 이용하여 다양한 재료 및 핵연료에 대한 조사효과 연구를 수행하는데 주로 이용하고 있다.[9] 특히, 최근에는 weapon grade Pu 재활용을 위한 연구에 집중하고 있다. 미국은 세계에서 가장 많은 연구용 원자로를 보유한 국가이지만 향후 새로운 원자로에 대한 계획이 없기 때문에 연구로를 이용한 전반적인 연구가 감소할 것으로 예상된다.

조사시험 연구가 활발히 행해지고 있는 국가인 프랑스에서는 많은 조사시험이 수행되고 있다. 특수 목적용 캡슐에 대한 연구는 CEN-Saclay 소재의 OSIRIS 원자로에서 많이 수행되었다. 이 원자로에서 핵연료 조사시험에 활용되는 캡슐로는 boiler형의 BOSS, CADENCE, PEPITA 캡슐, NaK를 열매체로 하여 핵연료의 정상상태 및 천이상태에서의 조사특성 규명에 활용되는 CAMERA 캡슐 등이 있다. 원자로 재료 조사시험용 캡슐로는 IASCC 연구를 위한 CORALLINE 캡슐, inert 분위기 조사, tensile creep, PCI 연구를 위한 IRMA rig, dynamic stress-loading, creep 및 조사성장 연구를 위한 COLIBRI, 높은 중성자량(high fluence) 조사가 가능한 COCCINELLE 캡슐 등이 있다. 또한, PWR, BWR 조건 하에서 핵연료의 성능시험을 할 수 있는 OPERA, ISABELLE 1, ISABELLE4 loop 등이 설치되어 있다.[4, 10&11]

일본에서는 JAERI를 중심으로 JMTR/JRR-3M reactor를 활용하여 FBR/개량로 재료, 원전재조사시험, 크립시험, 기초 및 첨단연구 등을 계장/무계장 캡슐개발을 통해 활발히 수행

하고 있다. 재료시험 전용로인 JMTR은 1965년에 건설에 착수되어 1970년 정상 가동되었고 확보한 조사공을 이용하여 고속 증식로 재료, 개량로 재료 및 기존 발전소의 vessel steel 조사시험, in-pile creep시험, graphite 시험 등의 조사시험 수행에 필요한 각종 계측 기술들을 단계적으로 개발하여 사용하고 있다. 현재 JMTR에서는 60여 개의 캡슐을 동시에 이용할 수 있으며 이중 대략 20여 개는 특수 계장을 하여 사용 중이다. 일본에서는 1990년대 초부터 조사시험에 있어서 조사온도 이력이 조사손상에 미치는 효과를 체계적으로 분석하였다. 이에 따라 조사시험 시 원자로 출력변화와 관계없이 조사시편의 시험온도를 일정하게 유지할 수 있는 일정조사온도 제어기술을 개발하여 현재 대부분의 재료 조사 시험에 이 기술을 적용하고 있다. JMTR에서는 다양한 종류의 특수캡슐이 개발되어 사용되고 있는데, 핵분열 생성가스의 방출 거동, 발열량(heat rate), 인장변형(elongation), 크립 변형(creep deformation), 가스 스위프(gas sweep) 등을 측정하기 위한 캡슐과 비등수형(boiling water), 포화온도형(saturated temperature), 열매체 이동형, 시료 회전형 및 열중성자 차단형과 같은 특수한 형태의 캡슐 등 다양한 목적의 특수캡슐을 개발하여 사용하고 있다. 특수계장용 센서로 중성자속 측정을 위해 fluence monitor, SPD, 온도용으로 다양한 열전대, 측온 저항체, 온도 monitor 등이 사용된다. 변형측정을 위한 계장으로는 스테인레스강재의 He 마이크로메타, 중성자 환경용 차동 트랜스듀서 등이 사용되고 압력측정을 위해서는 스테인레스강재 벨로우즈를 이용한 접점식 계장 센서 및 벨로우즈형 차동 트랜스듀서 등이 개발되었다. 시편에 응력을 부과하고 변형을 측정하기 위한 핵심기술인 벨로우즈형 응력 부과기술과 변형측정 기술 등이 개발되어 사용되고 있다. 핵연료 조사시험에 필요한 기술도 자체적으로 개발하여 활용하고 있고, 특히, 1985년부터 약 10여 년 동안 조사 핵연료봉의 시험을 하기 위한 재계장(re-instrumentation) 장비와 기술을 개발하여 활용하고 있는 실정이다.[5&6]

노르웨이에서는 국제적인 협력을 통한 조사시험 연구가 활발히 진행되고 있다. OECD NEA 산하의 HRP(Halden Reactor Project)에서 핵연료 및 재료 조사시험에 필요한 기술을 자체적으로 개발하여 20여 개국이 참여한 국제공동연구에 활용하고 있다. 현재 진행되고 있는 주요 연구 내용으로는 연소도에 따른 핵연료 중심온도 및 열적 특성변화, 출력 및 운전 mode, 연소도에 따른 FGR 거동, 고체 및 기체 핵분열생성물에 의한 핵연료 swelling, gas sweep을 통한 gas 이동 및 gap 영향, 원자로 재료의 조사특성 및 IASCC 등이 있다. 이와 같은 연구결과는 핵연료 조사거동 모델개발 및 검증과 안전성 해석에 이용되고 있다. 이러한 연구를 위해 HRP에서 개발한 계장기술로는 LVDT를 기본장치로 하여 노내조사 시 핵연료길이 신장(fuel stack elongation), 피복관 신장(cladding elongation), 피복관 내·외경 변화(cladding profilometry gauge), 핵연료 중심온도(fuel center temperature), 핵연료봉 압력(fuel rod pressure) 등 변수들을 on-line으로 측정하고 있다. 또한, 경수로용 노심 계장부품으로는 gamma thermometers, subcooling margin indicators, water level indicator, 유속 및 기공도(void) 측정 장치, 재료시험용 노심 계장부품으로 double cantilever beam specimens, IASCC 연구를 위한 균열성장감시(crack growth monitoring) 기술, 재료 부식(corrosion) 측정기술, 조사 핵연료봉의 시험을 하기 위해 덴마크 Riso에서 개발한 기술을 토대로 자체 개발한 재계장 기술개발과 장비를 활용하고 있다.[12]

그밖에 영국에서는 DIDO class의 high flux reactor 개발과 병행하여 고려되었던 구조재 선정에 주목적을 두고 고속 중성자 분위기에서의 기계적 특성 규명 등을 위한 조사시험을 수행하였다. 1960년에는 일련의 creep rupture시험을 수행하였고, 1966년 7년 간의 계장기

술개발을 통하여 고속 중성자속에서도 사용할 수 있는 transducer를 개발하기도 하였다.[13]

네덜란드는 Petten에서 운영하고 있는 HFR(High Flux Reactor)에서 reloadable standard in-core capsule인 REFA, TRIO, QUATTRO, TETRA 등을 개발하여 사용 중에 있고 HTR 핵연료 조사시험을 위한 BEST와 HTR의 graphite 시험을 위한 5종류의 시설과 graphite creep 시험을 위한 3종류의 시설이 있다. 그리고, LWR fresh 핵연료, pre-irradiated 핵연료와 BWR 핵연료 조사시험을 위한 캡슐, LWR 핵연료의 LOCA 시험을 위한 캡슐, 재료 시험을 위한 캡슐 등이 있으며 FBR 핵연료와 재료를 조사시험할 수 있는 시설, 핵융합로의 재료를 조사시험할 수 있는 시설과 재조사를 위한 기술 및 시설을 보유하고 있다.[14] 벨기에는 Belgonnucleaire, BR2/BR3 reactor을 활용한 핵연료/구조재의 피로/크립시험 등을 수행하였으며[15], 독일의 FRM-II, 스웨덴 R-2, 캐나다 NRU, NRX 등의 원자로에서도 원자로 재료/핵연료 조사시험 연구가 진행되었다.

3. 특수캡슐의 종류

1) Standard Reloadable 재료 캡슐

이 캡슐들은 네델란드 Petten 원자로에서 개발되어 사용되는 캡슐로서 시편 홀더와 시편 홀더를 수용하는 channel이 별도로 구분되어 있다. 내부에 있는 channel의 수에 따라 REFA(channel 1개), TRIO(channel 3개), Quattro(channel 4개) 및 Tetra(channel 5개)의 4종류가 있다. 시편 가열을 위한 전기히터는 장착되지 않으며 시료 홀더와 channel 사이의 공간을 채우는 He, Ne 및 N_2 가스혼합물에 의해 온도가 제어된다. 시편의 온도 또는 장전되는 시편이나 연료가 받는 출력을 조절하기 위해 모터에 의해 구동되는 수직이동장치(vertical displacement unit)를 시편홀더에 부착시켜 시료의 홀더를 아래 위로 움직인다.[14]

2) In-pile 크립 캡슐(Zr, SUS 등)

크립시험은 고온에서 재료시편에 파단이 일어나지 않는 하중을 부과하여 시간에 따른 변형정도를 파악하기 위한 시험으로 원자로의 구조재료인 지르코늄 합금, STS304 및 316 재료 등에 대하여 고온에서 장기간 운전 시의 재료의 건전성을 평가하기 위한 실험이다. 크립캡슐의 구조에는 두가지 방법이 이용된다. 첫째는 캡슐 내에 있는 단일시편이 일정 응력을 받아서 일어나는 연속적인 변위를 측정하는 구조를 가지고, 다른 방법은 한개의 벨로우즈를 이용하여 하중을 가한 상태에서 여러개의 시편에서 동시에 변위가 일어나는데, 이 경우 변위는 일정한 기간에 걸쳐 노외에서 측정할 후 다시 노내에 장전하여 조사를 반복한다. 일본 JMTR에서는 전자의 방법을 스테인레스강의 크립 측정에 이용하였으며, 후자의 방법은 그라파이트 재료의 크립 측정에 사용하였다. 크립캡슐의 하중부과장치로 헬륨가스와 벨로우즈를 이용한 장치가 주로 사용된다. 시편의 한쪽은 캡슐에 고정되어 있고 다른 쪽에 힘이 가해지면 시편에 변위가 생기게 한 구조이다. 하중은 헬륨가스에 의해 가해지며 벨로우즈를 통해 시편에 전달된다. 크립변형은 헬륨마이크로미터나 LVDT에 의해 측정된다.[6&14]

3) Graphite in-pile creep 캡슐

고온 내구성이 좋은 그라파이트 재질은 HTR(High Temperature Reactor)의 코어 구조재료로 사용된다. 응력을 받지 않는 그라파이트 재료의 조사는 standard reloadable 재료캡슐을 이용하여 조사된다.[14] 그라파이트 재질의 크립시험에는 두가지 방법이 활용되는데 한가지는 단일 시편이 일정한 응력을 받는 상태에서 크립 변형이 연속적으로 측정되며 다른 방법은 여러개의 연결된 시편이 인장 혹은 압축응력을 받은 상태로 조사된 후 크립 변형

의 측정은 조사 후 원자로 밖에서 측정된다. 단일 시편이 장전되는 캡슐의 경우에는 캡슐 내 평행한 위치에 응력을 받지 않는 시편을 함께 장전하여 응력을 받는 시편의 변형을 응력을 받지 않는 시편의 변형과 비교할 수 있게 설계되어 있다. 단일 시편의 경우는 하나로에서 이미 개발되어 있으며 후자의 캡슐은 그림 1과 같이 핀에 의해 연결되는 여러개의 시편들이 압축된 벨로우즈에 의해 응력을 받도록 설계된다. 시편의 온도는 전기히터의 출력에 의해 조절된다. Petten의 경우에는 이 두가지 캡슐을 모두 개발하여 사용하고 있지만 일본 JMTR에서는 후자의 캡슐만을 개발하여 사용하며 변위 측정이 LVDT에 의해 실시간으로 되는 점이 Petten의 복수시편 장전 크립캡슐과 다른 점이다.[6]

일본 JMTR의 스테인레스 강 및 그라파이트 시편에 대한 크립캡슐의 특성은 표 1과 같다.

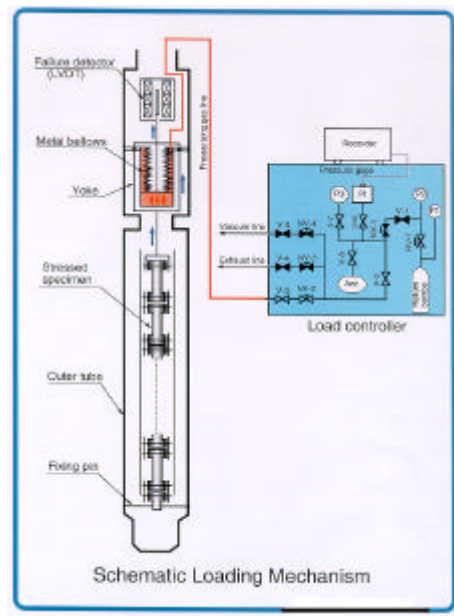


그림 1 크라파이트 다단크립캡슐

표 1 크립캡슐 특성(JMTR)

항 목	구조재/피복재 (SUS316/Zr-2.5%Nb)	다단 그라파이트 크립캡슐
캡슐 외경	40	40
시편의 인장하중	10~120kg	10~120kg
시편 온도	750℃	850~950℃
시편 수	3	7
변위 감지 1) buffer형 He micrometer 2) needle형 He micrometer 3) LVDT	0~0.25mm 0~10mm 0~10mm	0~0.25mm 0~15mm 0~15mm
중성자속 (n/cm ² sec)(>1.0MeV)	(0.5~1.0)x10 ¹⁴	(1.0~1.5)x10 ¹⁴

4) 가스 스위프(Gas sweep) 캡슐

HTR 핵연료의 조사시험은 스테인레스 강의 이중관에 둘러싸인 상태에서 조사되며 조사 온도는 1600℃에 이른다. 고온은 이중관 사이에 있는 갭의 진공도를 조절하여 온도구배를 크게 하여 얻어진다. 고온 측정용 열전대로는 tungsten-rhenium 열전대가 이용된다.

HTR 핵연료의 조사시험 동안에 방출되는 핵분열가스(fission gas)의 방사능을 측정하기 위해 캡슐 내부에 핵분열가스를 운반하는 배관을 장착하고 그 배관 중간에 가스분석기를 위치시킨다. 헬륨가스 공급관을 별도로 설치하여 조사된 핵연료를 sweep시켜 가스분석기를 통과시켜 분석을 한다. 분석된 가스는 배관 상부의 charcoal 필터를 거친다. 일본 JMTR 가스스weep 캡슐의 특성은 표 2 및 그림 2와 같다.[6]

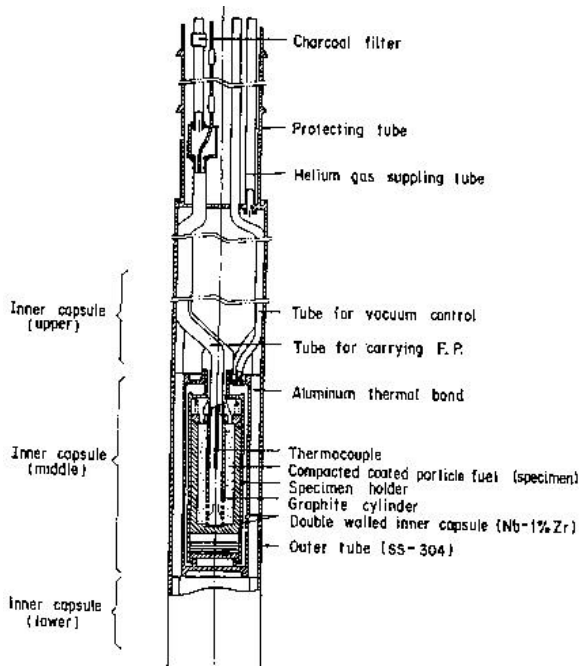


그림 2 Gas sweep 캡슐

표 2 Gas sweep 캡슐 특성

항목	Specification
캡슐 외경	65mm
핵연료 외경	24mm
내부캡슐에서 시편 최대 길이	80mm
조사 온도	1000~1600°C
내부캡슐 수	최대 3
내부캡슐 재질	-Nb-1% Zr - STS316
중성자속	max 2.5×10^{14} (<0.625eV) max 1.5×10^{14} (>1MeV)

5) Temperature ramping 캡슐

핵연료의 고온에서의 transient 거동을 조사하기 위해 temperature ramping 캡슐을 사용한다. Temperature ramping 캡슐의 구조는 그림 3과 같다. 열매체인 그라파이트 홀더는 내부캡슐의 상부에 걸려서 tie-rod에 의해 위치가 정해져 있다. 그라파이트 홀더가 열매체로 작용할 경우에는 핵연료의 온도가 1000~1600°C 정도이다.

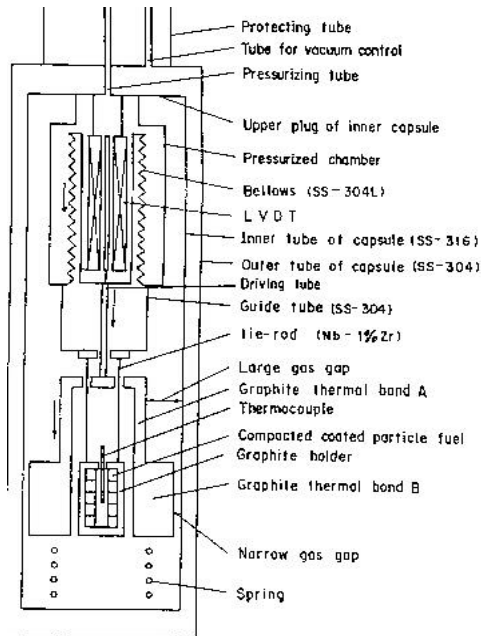


그림 3 Temperature ramping 캡슐

표 3 Temperature Ramping 캡슐 특성

항목	Specification
캡슐 외경	40mm
핵연료 외경	12mm
조사 온도	1000~1600°C (ramping 전) max 2200°C (ramping 후)
벨로우즈 온도	max 500°C
중성자속	max 2.5×10^{14} (<0.625eV) max 1.5×10^{14} (>1MeV)

Temperature ramping을 하기 위해 상부의 벨로우즈를 가압하여 열매체 홀더를 하부로 움직이면 핵연료가 있는 위치에서의 진공값이 커져서 온도를 2200°C까지 올릴 수 있다.[6&14] 일본 JMTR의 경우 temperature ramping 캡슐의 특성은 표 3과 같다.

6) NaK bonded 캡슐

열매체로 액체금속인 NaK를 사용할 경우에는 액체 열매체의 높고 균일한 열전도 특성으로 인해 핵연료 재료의 높은 출력에서의 조사시험 수행이 가능해진다. 피복재로 316 스테인레스강을 사용하는 PuO₂-UO₂ 핵연료 펠렛이나 단순히 인장시험용 316 스테인레스강 시료의 in-pile 조사시험이 경우에 따라 NaK을 열매체로 사용한 캡슐에서 행해진다. 내부관의 열매체로는 NaK를 사용하지만 내외부관 사이의 열매체로는 알루미늄을 사용한다. 핵연료 피복관의 온도는 알루미늄 열매체와 외부캡슐 사이의 가스갭에 의해 조절한다.[6&14] 일본 JMTR NaK bonded 캡슐의 특성은 표 4와 같다.

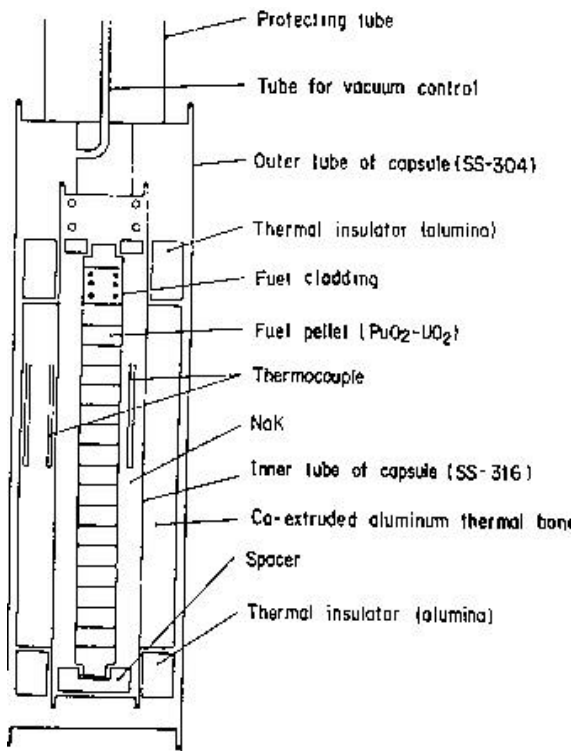


그림 4 NaK bonded 캡슐

표 4 NaK bonded 캡슐 특성

항목		Specification
핵연료봉	캡슐 외경	65mm
	최대 핵연료 길이	24mm
	cladding 온도	80mm
	핵연료봉 출력	1000~1600°C
	중성자속	최대 3
Non-fissile 재질	캡슐 외경	-Nb-1% Zr - STS316
	시험편 최대 직경	29mm
	캡슐 최대 길이	600mm
	NaK 온도	max 800°C
	중성자속	max 2.5x10 ¹⁴ (<0.625eV) max 1.5x10 ¹⁴ (>1MeV)

7) Boiling water 캡슐

일본 JMTR에서의 BOCA 캡슐(Boiling water capsule 캡슐)은 LWR 조건에서 핵연료의 조사시험을 위해 개발되었다. 시험되는 핵연료핀은 물로 채워진 캡슐 속에 놓여진다. 물은 외부에 놓인 pressurizer에 의해 LWR 조건으로 가압된다. 연료핀에서 발생하는 열은 고압수와 캡슐의 압력배관에 의해 제거된다. 캡슐내부는 고압수의 비등으로 인해 균일하게 유지되므로 연료핀의 표면온도도 거의 일정하게 유지된다. 핵연료핀의 과손을 감지하기 위해 캡슐 내에서 소량의 물이 배수되어 핵분열 생성물을 분석한다. 배수된 물은 캡슐내부의 수질을 유지하기 위해 보충된다. Pressurizer, 핵분열생성물 분석기, 이온교환기 등의 out-pile 제어장치들은 납으로 차폐되고 방사능물질을 처리하

기 위해 glove box 내에 설치된다. 캡슐 내에서 압력이 떨어지면 원자로 출력도 떨어지게 연동되어 있다.[6&14]

캡슐 내의 제어장치로는 중성자감지기 또는 micro-fission chambers, 연료핀 신장감지를 위한 LVDT가 장착된다. 특수한 BOCA 캡슐은 사전에 조사된 연료핀을 장전할 수 있는데 이 경우 연료의 장전은 핫셀에서 행해진다. BOCA 캡슐은 대개 출력 증가(power ramp)나 출력의 순환시험(power cycling test)을 위해 He-3 출력제어 시설을 활용하고 있으며 일본 JMTR의 BOCA 캡슐의 특성은 표 5와 같다.

표 5 BOCA 캡슐 특성

항목	Specification
핵연료봉 최대출력	590W/cm
핵연료봉 enrichment	2.8% for BWR size fuel 4.5% for PWR size fuel
핵연료봉 직경/최대 길이	9~12.5mm/400mm
Coolant 압력	73kg/cm ² G
피복관 온도	약 295℃
캡슐 내 배수율	1CC/s

8) 조사량 제어(Neutron control) 캡슐

조사량 제어캡슐은 시편의 온도나 가열량을 조절하기 위해 in-pile 튜브 속에서 계장 캡슐을 움직일 수 있게 한 캡슐이다. 캡슐의 위치는 in-pile 튜브의 상부에 설치된 구동장치에 의해 변한다. 모터에 의해 구동장치가 회전하면 벨로우즈 부위가 상하부로 움직여서 캡슐을 움직인다. JMTR의 경우 캡슐의 길이는 굴곡된 in-pile 튜브에서 부드럽게 움직이기 위해 직경은 32mm 길이는 270mm로 제한된다. 캡슐은 flexible 튜브를 사용하여 구동장치와 연결되는데 그 flexible 튜브 속에 계장선이 들어 있다. 캡슐의 위치는 1cm/s~0.5cm/hr의 속도로 수동 또는 자동으로 움직일 수 있으며 움직일 수 있는 거리(stroke)는 500mm이다.[6]

9) 기타

위에 기술한 특수목적용 캡슐 외에 LOCA 조건에서 핵연료의 거동 및 핵분열 생성물의 물리/화학적 과정을 조사하기 위한 LOCA 캡슐을 비롯하여 이용자들의 요구에 따라 재료의 균열성장(crack growth) 측정, 발열량 측정, 핵연료 swelling 변형 등을 in-pile에서 수행할 수 있는 캡슐들이 있다.

4. 하나로에서의 특수캡슐 개발 계획

하나로의 가동 이후 조사시험 캡슐 개발 분야에서는 다양한 시편공을 가진 무게장 및 계장 재료캡슐 개발과 함께 무게장핵연료캡슐을 개발하였고 핵연료 계장캡슐 개발을 위한 기반기술을 구축하였다. 특수캡슐 분야에서는 단일 시편의 크립캡슐을 개발하여 노내에서 시험을 준비 중에 있다. 현재까지 개발된 특수캡슐 분야의 요소기술 중 헬륨가스를 이용한 하중부과 방법과 LVDT를 이용한 변위측정 기술은 다른 종류의 특

수목적용 캡슐에 폭넓게 활용되는 중요한 요소기술이다. 하나로에서 추후 개발 계획 중인 특수목적용 캡슐로는 조사량조절 캡슐과 온도정밀제어 캡슐, 복수시편 장전용 크립캡슐 및 피로시험용 캡슐이 있으며 이용자 요구에 따라 균열 측정이나 핵연료에 대한 가스스weep 측정 캡슐 등 다양한 기술 개발을 단계적으로 추진하여 특수목적 캡슐의 용도별 기술을 확대해 갈 계획이다.

하나로에서 추후 필요한 특수캡슐의 요소기술로는 캡슐이 받는 출력이나 조사량을 조절하기 위해 수직으로 캡슐을 상하로 움직일 수 있게 하기 위해 모터에 의해 구동되는 구동장치의 개발이 필요하다.

복수시편 장전용 크립캡슐은 개념설계를 준비 중에 있으며, 하나로 조사공의 길이를 고려하여 시편을 직렬로 배치하지 않고 병렬로 다중 배열하는 기술을 개발 중이다.

피로시험용 캡슐에 대해서는 벨기에의 BR2 원자로에서 조사시험을 한 바 있으며 AISI316L 스테인레스강 재질의 in-pile 피로 건정성 시험을 수행하였다. 이 캡슐은 NaK 분위기에서 low cycle 피로하중을 가한 캡슐이다.[15] 하나로에서는 현재 He가스 및 벨로우즈를 이용한 하중부과장치가 개발되어 있지만 사용되는 시편에 따라 요구되는 최대부과하중의 범위를 높이고 low cycle 피로하중을 가해 줄 수 있는 하중부과장치에 대한 실험이 필요하다. 하나로에서 개발예정인 피로캡슐에 대해서는 열전달을 위해 NaK를 사용하지 않고 현재까지 재료캡슐에서 사용되고 있는 알루미늄과 같은 금속재료를 이용할 예정이다. 시편의 변위측정을 위해서는 기존 변위 측정에 사용된 LVDT를 사용하고 신뢰성과 오조작 방지를 위해 strain gauge를 사용할 예정이다. 계획 중인 피로캡슐의 구조는 그림 5와 같다.

이외에도 현재 이용자들의 조사시험에 활용되고 있는 재료캡슐의 온도의 정밀제어와 조사량의 조절을 위해 제어장치와 하나로 출력과의 연계 검토 및 카드뮴과 같은 중성자 차폐체를 이용하거나 모터구동의 캡슐본체 수직이동장치를 이용하여 출력을 조절하는 방안이 검토되고 있다. 기타 이용자들의 요구에 따라 그림 6과 같은 개념을 가지는 in-pile 균열측정 기술의 개발[16]이나 핵연료캡슐에서 발생하는 가스의 분석에 필요한 가스스weep 캡슐[6] 등의 개발이 고려되고 있다.

5. 결론

전 세계적으로 활용되고 있는 특수캡슐은 핵연료에 대한 발생가스, 발열량, 변형 및 가스스weep(gas sweep) 측정, temperature ramping 및 BOCA 캡슐 등이 있으며 재료의 특수목적용 실험을 위해서는 Zr, 스테인레스강 및 그라파이트 재질에 대한 크립 측정 캡슐, 피로시험, 균열성장 측정, 조사량 제어 캡슐 등이 있다. 본 연구에서는 미국, 유럽 및 일본과 같은 원자력 선진국에서의 특수목적용 캡슐의 개발 및 활용 현황을 조사하고 현재 활용되고 있는 특수캡슐을 종류 별로 구분하여 그 특성을 조사하였다. 이를 통해 특수캡슐 분야에 필요한 요소기술은 헬륨가스와 벨로우즈를 이용한 하중부과 방법과 LVDT나 He micrometer 등을 이용한 변위측정 기술 및 캡슐 수직이동 장치의 세가지가 있다는 것을 조사하였으며 이중 현재까지 하나로에서 개발된 기술은 가스를 이용한 하중부과 기술과 변위측정 기술 2가지로 추후 조사량제어 등을 위해 모터구동의 캡슐 수직이동장치를 개발할 필요가 있다. 하나로에서 추후 개발 계획 중인 특수목적용 캡슐로는 조사량조절 캡슐과 온도정밀제어 캡슐, 복수시편 장전용 크립캡슐 및 피로시험용 캡슐이 있으며 이용자 요구 및 전문가와의 협의를 통해 균열측정(crack propagation)기술과 핵연료의 가스스weep(gas sweep) 측정 기술 등 다양한 기술개발을 단계적으로 수행하여 특수목적 캡슐용도별 기술을 확대시킬 예정이다.

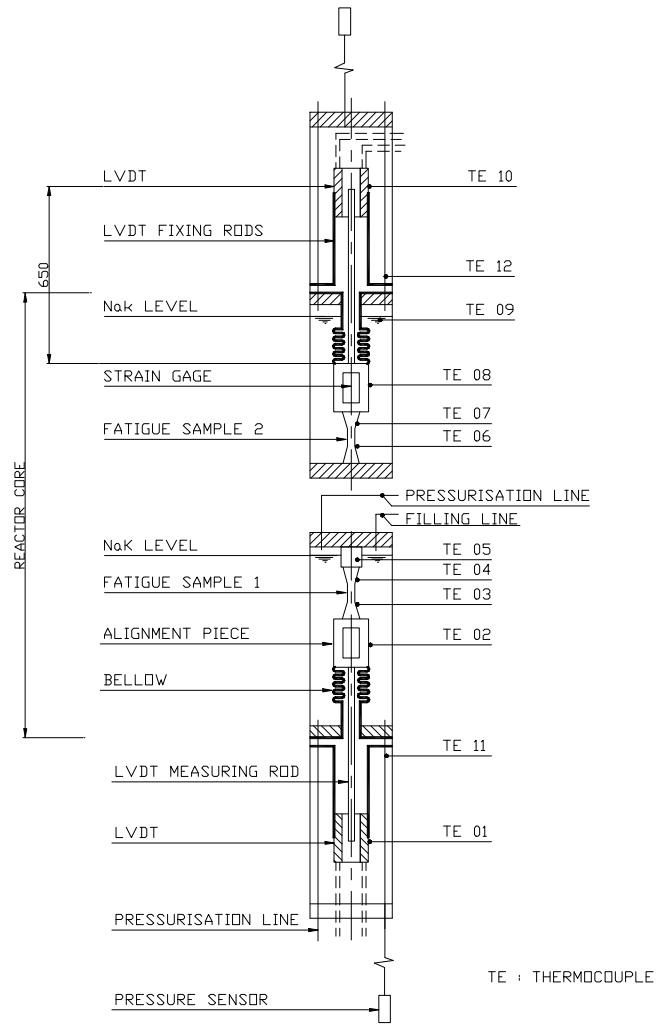


그림 5 In-pile 피로시험캡슐 개념도

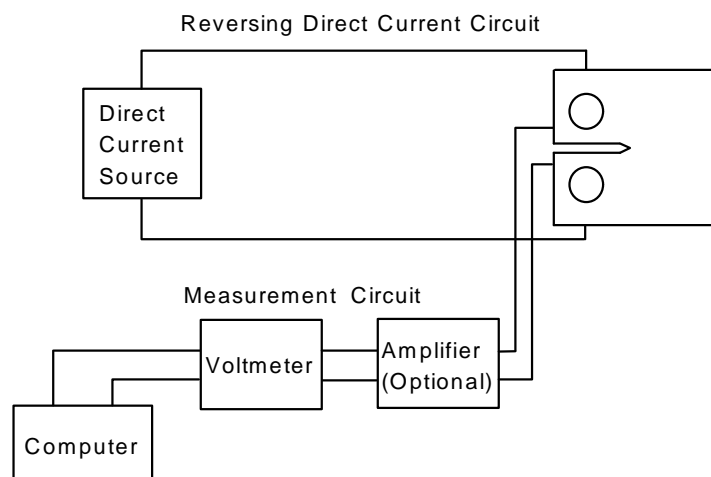


그림 6 균열측정 캡슐 제어도

감사의 글

본 연구는 과기부에서 시행한 원자력중장기사업 중 조사시험용 캡슐 개발 및 활용 연구 과제의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. US DOE, Capsule review of DOE research and development and field facilities, DOE/ER-0305, 1986
2. IAEA, Materials for advanced water cooled reactors, Proceedings of a technical committee meeting held in Plzen, Czechoslovakia, 14-17 May 1991
3. Touboul, F. Moulin, French recent developments in support to rules for creep and creep-fatigue analyses, IAEA-TECDOC-933, 1997
4. Tavassoli. A. A, Effect of neutron radiation on mechanical properties of permanent near core structures, CEA-CONF-9444, 1988
5. JAERI/JMTR, JMTR irradiation Handbook, Apr., 1994
6. H. NAKATA, I. TANAKA etc. Irradiation facilities in JMTR, Sep. 1982
7. 최용 외, “지르코늄 합금의 조사크립 시험장치 개념설계”, ‘99 한국원자력학회 추계학술대회 논문집, 1999
8. 조만순 외, “노내시험용 크립캡슐의 설계 및 시험 계획”, ‘02 한국원자력학회 추계학술대회 논문집, 2002
9. Wachs. G. W, Fabrication, inspection, and test plan for the Advanced Test Reactor (ATR) Mixed-Oxide (MOX) fuel irradiation project, INEEL/EXT-97-01066, 1997
10. Lefevre, F, Thevenot, G., Experimental devices in osiris reactor to study effects of radiations on fusion reactor materials, CEA-CONF-8435, 1986
11. Petreauin. P, Review on activities in France on irradiation embrittlement of pressure vessel steels, CEA-CONF-6865, 1983
12. Karlsen. T.M, Overview of the Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking(IASCC) test programme at Halden. HWR-405, 1994
13. Bromley. J, Guide to the irradiation of materials in the reactors DIDO and pluto (1969 ed.), AERE-M 2117, Harwell, UKAEA, 1969.
14. J. Ahlf, A. Zurita, High flux reactor(HFR) Pettern characteristics of the installation and the irradiation facilities, 1992
15. Rudi Van Nieuwenhove, Frans Moons, In-pile AISI 316L Low cycle fatigue, FT/Mol/95-01 BLG-672,Dec. 1994
16. Karlsen, Torill. M. et al., Analysis of crack growth rate data from IFA-586, IFA-605, and IFA-611 at the HALDEN test reactor, HWR-675, 2001