

## 330 MWt SMART-L 일체형 원자로용 핵연료 설계 (Fuel Design for the 330 MWt SMART-L Reactor)

이찬복, 김대호, 방제건, 정연호  
한국원자력연구소

### 요 약

330 MWt급 중소형 일체형 원자로 SMART-L의 핵연료에 대한 설계 및 성능분석을 수행하였다. 핵연료는 950 MWe PWR 용의 17x17 KOFA(Korea Fuel Assembly) 핵연료를 기본으로 하며, U-235 농축도는 4.95 w/o로써, 약 35 개월 주기로 노심의 핵연료를 전량 교체한다. 핵연료봉의 평균 선출력은 120 w/cm로써, PWR 보다 약 33 % 작으며, 냉각수의 온도 및 유량도 PWR 보다 작다. 냉각수는 고순도의 물이 사용되는데 PWR에서 노심의 잉여반응도 제어용으로 냉각수에 용해 주입되는 Boron은 전혀 사용되지 않으며, 다만 물의 방사분해를 억제하기 위해 암모니아를 용해 주입시킨다. 핵연료 성능분석 결과, 핵연료의 최대방출연소도, 46 MWD/kgU-rod avg.까지 핵연료의 건전성이 유지되었다.

### Abstract

Fuel for the 330 MWt medium size integrated reactor, SMART-L was designed and its irradiation performance was analyzed. It is based upon the 17 x 17 KOFA fuel of 950 MWe PWR with the U-235 enrichment of 4.95 w/o and is replaced after one reactor cycle of about 35 months. Average linear power rate is 120 w/cm which is about 33 % lower than PWR, and coolant temperature and flow rate of SMART-L are also smaller than PWR. High purity water without the boron which is used to control the excessive reactivity of the PWR core is used as a coolant with the dissolved ammonia to suppress the radiolysis of water. Fuel performance analysis showed that fuel integrity would be maintained up to the maximum discharge burnup of 46 MWD/kgU-rod avg.

### 1. 개 요

중소형 일체형 원자로는 원전용 PWR 원자로와는 달리 노심, 증기발생기, 냉각수펌프 및 가압기 등의 일차계통의 모든 구성요소들이 하나의 압력용기에 포함되어 있어서, 기존의 PWR 원자로에서 가장 심각한 가상사고로 인식되는 LOCA 사고의 발생을 원천적으로 배제하여 고유의 안전성을 확보하고 있다. 중소형 용량의 원자로는 발전 뿐만 아니라 해수의 담수화, 열병합발전 및 지역 난방 그리고 추진동력원 등의 다양한 용도로 활용될 수 있다. 여기서는 원자력연구소에서 개발중인 330 MWt SMART-L[1] 일체형 원자로의 핵연료 설계 및 성능을 분석하였다.

표 1은 현재 세계에서 운전 중이거나 개발 중인 중소형 원자로[2]의 특성을 핵연료 설계 관점에서 요약 정리한 것이다. 핵연료의 설계시 고려되어야 하는 원자로의 운전 조건들로는 핵연료 출력, 핵연료 농축도, 핵연료 연소도, 핵연료 교체 주기와 냉각재 종류 및 온도 등이 있다. 핵연료의 재료로는 물을 냉각재로 하는 원자로의 경우  $UO_2$ 가 대부분이며, 그 외에 U-Al 합금 등의 금속 핵연료가 사용되고 있다. 냉각재로는 대개 물이 사용되고 있다. 가스 냉각로인 GT-MHR 및 MHR은  $UO_2$  혹은  $UO_2/UC$ 를 핵연료로 사용하며, 액체 금속로인 MDP 및 4S는 U-Pu-Zr 혹은 U-Zr 등 금속 합금 핵연료를 사용하고 있다. 금속 핵연료가 사용되는 경우로는 KLT-40, ABV 및 SAKHA-92 등이 있는데, 모두 러시아의 OKBM에서 설계된 원자로이다. KLT-40 원자로는 열출력이 160 MW이고 전기 출력이 35 MW인 비교적 낮은 출력의 원자로이며 핵연료 교체 주기는 24~36개월이다. ABV 원자로는 열출력이 38 MW이고 전기 출력이 6 MW인 소형 원자로로써

11 wt.% 농축 우라늄을 핵연료로 사용하는데 핵연료 교체 주기는 48~60개월로 길다. SAKHA-92 원자로는 열출력이 7 MW이고 전기 출력이 1 MW인 아주 소형의 원자로로써 30 wt.%의 고농축 우라늄을 핵연료로 사용하는데 특히 핵연료의 교체 주기가 20~25년으로써 아주 길다. 금속 핵연료를 사용하는 이들 원자로의 냉각수 온도 범위는 245 ~ 336 °C로써  $UO_2$ 를 사용하는 원자로의 냉각수 온도와 유사하다.

일본의 전력중앙연구원(CRIEPI)에서는 중형 및 소형 원자로로써 MDP 및 4S라는 액체 금속 냉각의 고속로를 개발하고 있다. 이들 원자로의 핵연료는 미국 ANL에서 개발된 IFR(Integrated Fast Reactor) 핵연료 주기[3]와 같이 U-Pu-Zr 혹은 U-Zr의 금속합금 핵연료를 사용하고 있다. 특히 4S 원자로는 열출력이 125 MW이고 전기 출력이 50 MW인 반면에 핵연료 교체 주기가 120개월로써 매우 길다.

$UO_2$ 를 핵연료로 하고 물을 냉각재로 하는 원자로의 핵연료 교체 주기는 지역 난방용 원자로들 로써 이중 피복관 개념의 핵연료를 사용하는 RUTA-NHP 원자로가 60개월이고, 냉각수의 평균 온도가 175 °C로써 비교적 낮은 HR-200 원자로가 36개월인 것을 제외하고는 대부분이 12개월에서 24개월 사이이다. 핵연료의 교체 주기를 길게 할수록 핵연료의 농축도는 증가하며, 핵연료 및 냉각재의 온도가 높을수록 내부식성이 좋은 핵연료 피복관이 필요한데, 전력을 생산하는 원자로의 경우 전력 생산 효율을 높이기 위해서는 냉각재의 온도가 높아야 한다.

중소형 원자로의 중성자 흡수봉으로는  $B_4C$ 가 가장 널리 사용되며, 그 외에 Ag-In-Cd, Hf, Cd, 및 붕소/희토류계 원소 등이 사용된다. 가연성 흡수체로서는 가돌리니아 연료봉( $Gd_2O_3/UO_2$ )이 가장 널리 사용되며, 그 외에 WABA, IFBA,  $B_4C$ , Borosilicate Glass 및 Chromium Diboride 등이 사용된다.

## 2 핵연료 설계 특성

핵연료의 재료는 원자로의 운전 요건 및 용도를 고려하여 결정된다. SMART-L은 열출력이 330 MWt로써 비교적 크고, 핵연료 출력이 높고 고온에서 운전되며, 냉각재로 물이 사용되기 때문에, PWR과 같은  $UO_2$  핵연료가 선정되었다.  $UO_2$  핵연료는 원전용 핵연료로 널리 사용되고 있는데, 금속핵연료보다 열전도도가 낮은 반면에 용융점이 높고, 노내 연소시 구조적 안정성이 잘 유지되며 냉각수와와의 양립성이 좋다[4].

따라서 SMART-L의 핵연료는 950 MWe PWR의 핵연료인 17x17 KOFA 핵연료[5]의 설계를 기본으로 사용하였다. 핵연료의 개략도는 그림 1과 같으며, 표 2에는 핵연료 성능과 관련된 SMART-L의 노심 운전조건을 PWR과 비교하였다. 핵연료는  $UO_2$  소결체와 Zircaloy-4 피복관을 사용하며, 연료봉의 상부에는 플레넘이 있어서  $UO_2$  소결체로부터 방출된 핵분열기체를 수용하며, 플레넘에는 압축 스프링을 삽입하여 핵연료 소결체의 상하 이동을 방지한다. 핵연료피복관의 외경은 9.5 mm이고, 두께는 0.64 mm이다. 핵연료봉 내 핵연료 소결체의 적층 길이(핵연료 유효 길이)는 2,000 mm로써 17x17 KOFA 핵연료봉의 길이 3,658 mm의 55 % 정도이다. 핵연료 소결체는 직경이 8.05 mm, 길이가 10 mm인 원통형 모양으로, 상하면에는 각각 5.5 mm<sup>3</sup> 부피의 Dish가 있다.  $UO_2$  소결체의 밀도는 이론 밀도의 95 %로써 10.4 g/cm<sup>3</sup>이다.  $UO_2$  소결체는 경수로에서 연소도 60,000 MWD/MTU 이상까지 성능이 충분히 검증되었기 때문에 연소 성능 관점에서 아무런 문제점이 없을 것으로 예상된다. 그리고 핵연료 집합체설계시 연료봉의 길이가 PWR용 KOFA 보다 짧기 때문에 연료봉을 지지하는 지지격자의 수를 8 개에서 5개로 줄였다.

핵연료 농축도는 4.95 w/o로써 약 35 개월 주기로 노심의 핵연료를 전량 교체한다. 핵연료봉의 평균선출력은 120.05 w/cm로써, 950 MWe PWR 노심의 평균선출력, 178.3 w/cm보다 약 33 % 작으나, 최대국부출력인자( $F_D$ )는 3.6으로써 PWR의 2.3 보다 57 % 크다. 냉각수의 노심 입구 및 출구 온도는 각각 270 °C 및 310 °C로써 PWR의 291 °C 및 327 °C 보다 평균 19 °C 가 낮다. 그러나 핵연료봉 당 냉각수유량이 작기 때문에 노심에서의 냉각수 온도증가가 오히려 PWR 보다 크다. 냉각수로는 고순도의 물이 사용되는데 PWR에서 노심반응도 제어용으로 냉각수에 용해 주입되는 Boron은 전혀 사용되지 않으며, 다만 물의 방사분해를 억제하기 위해 암모니아를 용해 주

입시킨다.

UO<sub>2</sub> 핵연료는 원전용 원자로에서 세계적으로 널리 사용되어 성능이 충분히 입증되었는데, SMART-L 원자로의 운전요건을 고려한 핵연료의 설계 요건은 다음과 같다.

- 핵연료는 원자로의 정상상태 및 운전중의 과도상태에서 손상되지 않아야 한다.
- 비상 및 사고상태에서는 원자로의 냉각성이 유지되고 필요시 제어봉의 삽입이 항상 가능하도록 설계되어야 한다.
- 노심의 반응도를 제어하기 위해 사용되는 가연성 독봉은 경수로에서 성능이 충분히 검증된 것을 사용하여야 하며, 핵연료봉과 동일한 설계기준을 만족하여야 한다.
- 핵연료봉 및 가연성독봉의 설계요건을 만족하는 것을 입증하기 위해서는 설계기준으로서 주요 성능변수에 대해 설계 제한치를 우선 설정한 후, 핵연료봉 및 가연성 독봉이 설계 제한치를 만족하는지를 증명하여야 한다.

그리고 상기의 설계요건을 만족시키기 위한 핵연료의 설계기준은 다음과 같다.

- 핵연료의 각 구조부품의 응력은 재질의 항복응력 보다 작아야 한다.
- 핵연료의 온도는 용융온도 보다 낮아야 한다.
- 정상운전 및 운전중 과도상태에서 피복관의 원주방향 평균 변형률은 1% 이하여야 한다.
- 피복관의 수소화 및 방사선 조사로 인해 피복관의 연성이 피복관 변형률 제한치인 1% 보다 작아서는 안된다.
- 핵연료봉의 피복관이 피로에 의해 손상되지 않아야 한다.
- 핵연료봉의 내부압력은 원자로의 계통압력보다 작거나, 계통압력보다 클 경우에는 피복관의 바깥방향으로의 크립변형으로 인해 핵연료 소결체와 피복관의 갭이 증가하지 않을 정도로 유지되어야 한다.
- 피복관과 냉각수의 모든 가능한 화학작용(피복관의 산화 및 Crud의 피복관 표면 침착 등)으로 인해 피복관이 손상되어서는 안된다.
- 핵연료봉의 플레넘스프링은 축방향으로 4g의 충격조건하에서 핵연료 소결체의 축방향 이동을 제한하여야하며, 플레넘 영역에서의 피복관의 안쪽으로의 크립 변형시 피복관을 지지하여 좌굴(Collapse)을 방지하여야 한다.
- 핵연료봉의 연소기간 중에 피복관의 좌굴(Collapse)이 발생하지 않아야 한다.
- 피복관의 조사성장에 따른 핵연료봉의 길이 증가는 핵연료봉과 핵연료집합체의 상·하단 고정체 간의 거리보다 작아서 핵연료봉과 상·하단고정체 간의 상호작용이 없어야 한다.

노심 및 핵연료의 설계시 반드시 고려되어야할 요건중의 하나는 핵연료가 원자로의 운전중에 손상되었을 경우 손상이 더 이상 악화되지 않고 다음의 핵연료 보수/교체 주기까지 핵연료가 안정적으로 유지되는 것이다. UO<sub>2</sub> 핵연료 소결체는 고온 및 방사선 조사 조건에서 안정적이고 물과의 반응성이 비교적 낮다[4]. 그러나 핵연료가 손상되어 냉각수가 핵연료봉의 내부로 유입되면 UO<sub>2</sub> 소결체 및 피복관 내부 표면을 산화시키면서 수소를 생성한다. 이때 생성된 수소는 Zircaloy-4 피복관 내에서 수소 화합물을 형성하여 피복관의 건전성을 해친다. 이를 2차 수소화라고 하는데[6], 손상된 핵연료는 일정 기간이 지난 후에 2차 수소화로 인해 피복관에 더 큰 손상이 발생할 수 있다. 2차 수소화가 일어나는 시기는 핵연료의 출력 혹은 표면 열속과 핵연료의 일차 손상 형태 등의 여러 변수의 영향을 받는데, 대개 몇 개월에서 1년 이상의 기간에서 2차 수소화가 일어날 수 있다[7]. 상용의 PWR은 대개 12개월 내지 24개월 주기로 핵연료의 보수/교체를 하는데, 이때 손상된 핵연료를 제거하여 손상된 핵연료의 악화를 방지한다. 그러나 SMART-L 원자로 는 3년여의 긴 주기로 핵연료를 교체할 예정이기 때문에 손상된 핵연료가 2차 수소화로 인해 손상이 매우 악화될 가능성이 있다. 더구나 SMART-L 원자로는 운전중의 노심 출력 및 반응도 조절이 제어봉으로 이루어지기 때문에 정상 운전중에도 발전용 PWR 보다 핵연료의 출력 변화가 클 것으로 예상되고, 또한 원자로 운전중에 1차 계통의 냉각수가 정화되지 않기 때문에, 일단 핵연료가 손상되면 냉각수의 방사능이 매우 증가할 가능성이 있다. 따라서 경수로 핵연료의 주요 손상 원인인 노내 연소중 핵연료집합체로의 이물질 유입 혹은 제조상의 결함 등의 발생을 최소화하여야 한다. 한편 표 1에서와 같이 일반적으로 핵연료 교체 주기가 긴 KLT-40, ABV 혹은 SAKHA-92와 같은 특수 목적의 중소형 원자로의 핵연료로는, 핵연료 갭이 없어서 핵연료 손상 이후에도 핵연료 손상이 크게 악화되지 않는 금속 핵연료나, 세라믹 핵연료를 금속 기지에 분산시

켜 제조한 Cermet 핵연료를 사용하고 있다. 금속 핵연료의 단점으로 핵연료의 용융점이 낮고 연소중 부피 증가가 큰 것으로 알려져 있는데, KLT-40 및 ABV 원자로의 경우 냉각수의 온도가 상용의 PWR과 유사한 조건에서도 금속합금 핵연료가 연소될 수 있음을 보여주고 있다.

SMART-L 노심의 가연성 흡수체로는  $UO_2$  소결체에 가돌리니아( $Gd_2O_3$ )를 첨가한 가돌리니아 연료봉이 사용된다. 가돌리니아를 첨가된  $UO_2/Gd_2O_3$  소결체의 노내 거동은 대개  $UO_2$ 와 유사한데,  $Gd_2O_3$ 의 농도에 따라 밀도 및 용융점이 조금 감소한다[5]. 가돌리니아 연료봉은 상용의 BWR 및 PWR과 많은 중소형 원자로에서 사용되고 있으며, 노내성능은 충분히 검증되었다.

SMART-L 원자로의 제어봉으로는 Stainless Steel 피복관의 Dysprosium Titanate( $TiO_2/Dy_2O_3$ )가 고려되고 있다. Dysprosium Titanate[8]는 PWR의 제어봉으로 널리 사용되는 Ag-In-Cd 제어봉과 비교하면, Dy 원소의 소멸 속도가 In, Cd 및 Ag 원소들보다 늦으며, 반감기가 긴  $\gamma$  붕괴를 하는 Ag-110과 같은 원소가 생성되지 않고, 동일한 제어 효율에서 방사선 조사 안정성과 내부식성이 좋으며, 밀도가 낮아서 열생성량이 작은 장점이 있다. 또한 고온의 과도 상태에서 Ag-In-Cd과 같은 다른 제어봉과 비교하여 매우 안정적이다. Dysprosium Titanate 제어봉의 중성자 흡수율은 Dy 밀도가  $2.5\sim 5.0\text{ g/cm}^3$  일 때 밀도  $1.8\text{ g/cm}^3$  인  $B_4C$  제어봉의 76~83 % 정도이다. Dysprosium Titanate 제어봉은 러시아의 RMBK 원자로와 연구용 원자로의 제어봉으로 사용되고 있다.

### 3. 핵연료 성능분석

SMART-L 노심의 잉여반응도는 가연성 독봉 및 제어봉으로 제어하기 때문에 핵연료의 출력력은 제어봉이 완전히 인출된 상태에서 냉각수에 용해된 붕소의 농도를 통해 노심의 잉여반응도를 제어하는 PWR의 경우와는 매우 다르다. 주기초에는 제어봉이 완전히 삽입된 상태이며, 노심이 연소됨에 따라 제어봉이 인출된다. 따라서 핵연료의 축방향 출력분포는 그림 2와 같이 축방향의 최대출력 지점이 주기초 및 중성자흡수물질인 가돌리니아가 소멸되는 시점까지는 하부에 위치하며, 그 후 연소가 진행됨에 따라 점차 상부로 이동한다. 축방향의 출력첨두계수는 최대 1.86으로써 PWR의 1.55 보다 20 % 크다. 또한 Gd 가연성 독봉을 사용하기 때문에, 연소중에 중성자흡수물질인 Gd가 소멸됨에 따라 핵연료의 출력은 주기말까지 높은 출력이 유지되거나 오히려 주기말에 출력이 증가한다.

고연소도 핵연료 거동의 주요 인자인 핵분열기체 방출로 인한 연료봉의 내부압력변화를 분석한 결과, 핵연료봉의 수명말 최대연소도, 46 MWd/kgU-rod avg.에서 연료봉의 내압은 120 기압으로써 냉각수의 계통압력 150 기압 보다 낮아서 설계기준을 만족하였다. 이는 핵연료의 연소도 및 출력 크기가 작아서 핵연료소결체의 온도가 낮고, 핵연료의 연소도가 크지 않아서 핵분열기체의 방출량이 적기 때문이다.

핵연료의 설계 허용 연소도를 제한하는 또다른 주요 변수인 피복재의 부식에 대해 분석하였다. 그림 3은 수명말 핵연료 연소도 46 MWd/kgU-rod avg.에서의 피복관의 축방향 부식 분포를 보여준다. PWR과 비교하여 피복관 하부의 부식량이 비교적 많은 편이다. 그림 4는 연료봉의 출력이력 및 시간에 따른 피복관의 부식량 변화를 나타낸다. Gd 가연성 독봉을 사용함으로써 핵연료의 출력이 주기 중반까지 높게 유지되고, 제어봉의 인출로 인해 주기말에 국부적으로 증가한다. 따라서 SMART-L 핵연료의 평균출력은 PWR 보다 약 33 % 작으나, 국부출력첨두계수( $F_q$ )가 크고, 표 2에서와 같이 냉각수의 유량이 작아서, 피복관의 온도는 PWR 핵연료와 큰 차이가 없다. 그리고 주기말에서 핵연료의 출력이 상대적으로 높기 때문에 그 동안 형성된 피복관 산화층의 낮은 열전도도로 인한 피복관의 온도상승으로 부식이 주기말에 가속될수 있음을 알수 있다. 계산 결과 Standard Zircaloy-4를 피복관으로 사용할 경우 부식량이 설계기준인  $100\ \mu\text{m}$ 를 초과하기 때문에 핵연료 피복관으로는 내부식성이 향상된 Improved Zircaloy-4가 사용되어야 한다.

그리고 핵연료피복관으로 사용되는 Zircaloy-4의 내부식성은 경수로에서 연소도 60,000 MWd/MTU-rod avg. 이상까지 검증되었으나, 이는 PWR의 운전 조건에서만 유효하다고 볼수 있다. Zircaloy-4 피복관의 부식에 영향을 주는 인자들로는 피복관의 온도에 영향을 주는 핵연료 출

력 외에 냉각수화학 등이 있다. SMART-L의 일차계통 수화학은 표3과 같이 PWR과 조금 다르다. SMART-L에는 노심의 반응도를 제어하는 Boron이 전혀 사용되지 않으며, 따라서 Boron에 대응하여 냉각수의 pH를 중화시켜주는 Lithium도 사용되지 않는다. 물의 방사분해를 억제하기 위해 PWR에서는 수소를 직접 주입하는 반면에 SMART-L에는 암모니아를 10 ppm 이상 용해 주입한다. 또한 SMART-L은 PWR과는 달리 원자로 운전중에는 냉각수 정화계통을 작동하지 않기 때문에 일차계통 냉각수내의 불순물의 허용치가 높다. 특히 불소 및 염소의 허용치가 각각 50 ppm으로써 PWR의 0.15 ppm 보다 높다. 그리고 냉각수와 접하는 원자로 일차계통 구성재료의 부식생성물(Crud)이 핵연료 피복관의 표면에 침착하여 열전달을 방해하여 피복관의 온도를 상승시켜 피복관의 부식을 증가시킬수 있다. 따라서 SMART-L의 핵연료피복관으로는 내부식성이 향상된 Improved Zircaloy-4가 사용되어야 하며, 피복관과 SMART-L의 일차계통 수화학과의 양립성에 대한 실험적인 평가가 필요하다.

그 외에 핵연료의 기계적 건전성을 분석한 결과, 표 2와 같이 SMART-L의 운전조건이 기존의 PWR 보다 핵연료 연소성능 관점에서 완화된 상태이기 때문에 핵연료의 기계적 건전성은 충분히 유지된다.

#### 4. 결 론

330 MWt 중소형 일체형 SMART-L 원자로의 핵연료 설계 및 성능을 분석하였다. 핵연료는 U-235 농축도가 4.95 w/o 이며, 약 35 개월의 주기동안 최대 46,132 MWD/MTU-rod avg. 까지 연소된다. 봉산을 사용하지 않는 노심 운전 특성에 따라, 제어봉의 인출로 인해 핵연료의 축방향 출력변화가 크고, 가연성독물질이 소멸되는 주기중간까지 출력이 높게 유지되는 핵연료 연소이력은 연소성능 관점에서는 바람직하지 않다. 그러나 핵연료 성능 분석 결과 핵연료의 건전성은 유지되었다. 다만, SMART-L의 일차계통 냉각수의 수화학 특성이 PWR과 조금 다르고, 주기말에서의 높은 출력으로 인한 피복관 부식의 가속현상 때문에 내부식성이 좋은 핵연료 피복관이 사용되어야 한다.

#### 5. 후 기

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행되었음.

#### 6. 참고문헌

- (1) 지성균 외, "중소형 일체형 원자로 개발 - 중소형 일체형 원자로 노심 설계 개발", KAERI/RR-1712/96, KAERI, 1996.
- (2) IAEA, "Design and Development Status of Small and Medium Reactor System 1995", IAEA-TECDOC-881, 1996.
- (3) W.H. Hannum, "The Technology of the Integral Fast Reactor and its Associated Fuel Cycle", Progress in Nuclear Energy, Vol. 31, No 1/2, 1997.
- (4) 이찬복, "핵연료 노내 거동과 산화물 핵연료의 중요성", 요업기술, Vol. 11, No. 5, 1996.
- (5) D.S. Sohn, et al., "Fuel Design Report for 17X17 Assembly", KAERI, 1987.
- (6) J.C. Clayton, "Internal hydriding in irradiated defected Zircaloy fuel rods", Zirconium in the Nuclear Industry : Eighth Intl. Sym., ASTM STP 1023, pp. 266-288, 1989.
- (7) D.H. Locke, "The behavior of defective reactor fuel", Nuclear Engineering and Design, Vol. 21, pp. 319-330, 1972.
- (8) V.M. Chernyshov and V. M. Troyanov, "Lessons learned from control rods irradiation experience, development of advanced absorbers and their refractory properties under accident conditions", 1997 Intl. Top. Meeting on LWR fuel performance, Portland, Oregon, March 2-6, 1997.

표 1. 증소형 원자로의 핵연료 및 노심 특성(1/2)[1]

Name	Designer	Thermal Power (MWth)	Fuel Type	Burnable Poison	Fuel Enrichment (w/o)	Peak Heat Rate (kw/m)	Coolant
	Reactor Type	Electric Power (MWe)	Cladding	Neutron Absorber	Refueling Freq. (month)	Discharge Burnup (MWD/MTU)	Core Inlet/Outlet Temp. (°C)
BWR-90	ABB-Atom	2,350	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.1	38	H <sub>2</sub> O
	BWR	720 - 820	Zr-2	B <sub>4</sub> C/Hf	12	50,000	278/286
AP600	Westinghouse	1,940	UO <sub>2</sub>	WABA/IFBA	3.55	13.5 (avg.)	H <sub>2</sub> O
	PWR	600	Zr-4	Ag-In-Cd	18, 24	40,000	276.1/312.4
SBWR	GE Nuclear Energy	2,000	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.95(initial)	16.6	H <sub>2</sub> O
	Simplified BWR	600	Zr-2	B <sub>4</sub> C	24	N/A	278.5/287.7
QP300	Shanghai Nuc. Eng. R&D Inst.	998.6	UO <sub>2</sub>	borosilicate glass	3.4	39.2	H <sub>2</sub> O
	PWR	300	Zr-4	Ag-In-Cd	12	30,000	288.5/315.5
AST-500	OKBM	500	UO <sub>2</sub>	boron basis	2.0	29	H <sub>2</sub> O
	PWR	not relevant	Zirconium alloy	B <sub>4</sub> C	24	19,100	131/208
KLT-40	OKBM	160	U-Al alloy	Gd basis	N/A	N/A	H <sub>2</sub> O
	PWR	35	Zirconium alloy	boron/rare earth	24 - 36	N/A	278/318
CANDU-3	AECL	1,441	UO <sub>2</sub>	none	0.711	54	D <sub>2</sub> O
	PHWR	450	Zr-4	Cd	on-power refuel	6167	266/310
PHWR-220	Nuc. Pow. Corp., India	743	UO <sub>2</sub>	none	0.711	8.71(?)	D <sub>2</sub> O
	PHWR	194	Zr-4	Cd	on-power refuel	6,700	249/293.4
PIUS	ABB-Atom	2,000	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.5	29.8	H <sub>2</sub> O
	PWR	610 - 640	Zr-4	none	12	45,500	260/290
HR-200	INET(Tsinghua Univ.)	200	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.0	33.9	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	not relevant	Zr-4	B <sub>4</sub> C	36	30,000	140/210
CAREM	CNEA/INVA P, Arhen.	100	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.4	36	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	27	Zr-4	Ag-In-Cd	13	22,000	284/326
MRX	JAERI	100	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub> borosilicate glass	4.3	30	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	30	Zr-4	B <sub>4</sub> C	44	23,000	282.5/297.5
ABV	OKBM	38	U-Al alloy	Gd basis	11	N/A	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	6	Zirconium alloy	B <sub>4</sub> C	48 - 60	72.5	245/327
GT-MHR	General Atomics	600	UO <sub>2</sub> / UC	B <sub>4</sub> C	0.711	6.6 kw/liter(avg.)	Helium
	Gas Turbine Modular Helium Reactor	286	-	B <sub>4</sub> C	15.8	121,000	490/850

표 1. 증소형 원자로의 핵연료 및 노심 특성(2/2)[1]

Name	Designer	Thermal Power (MWth)	Fuel Type	Burnable Poison	Fuel Enrichment (w/o)	Peak Heat Rate (kw/m)	Coolant
	Reactor Type	Electric Power (MWe)	Cladding	Neutron Absorber	Refueling Freq. (month)	Discharge Burnup (MWD/MTU)	Core Inlet/Outlet Temp. (°C)
MHTR	ABB-AG/Siemens	200	UO <sub>2</sub>	none	8	3.0 kw/liter(avg.)	Helium
	MHTR	85.5	-	B <sub>4</sub> C	on-power refuel	80,000	250/700
BWR-600	Siemens-AG	2,200	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	4.8 (initial)	10.3	H <sub>2</sub> O
	BWR	750	Zr-4	B <sub>4</sub> C	24	65,000	174/287
VPBER-600	OKBM	1,800	UO <sub>2</sub>	chromium diboride	4.15	26	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	630	Zirconium alloy	B <sub>4</sub> C	18	50,000	294.4/325
HSBWR	Hitachi	1,800	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	3.6	44	H <sub>2</sub> O
	BWR	600	Zircaloy	B <sub>4</sub> C/Hf	23	39,000	N/A
SPWR	JAERI	1,800	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> /UO <sub>2</sub>	4.0 - 4.5	28	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	600	Zircaloy	N/A	24	48,000	288/314
SIR	AEA/Rolls Royce/CE	1,000	UO <sub>2</sub>	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> in UO <sub>2</sub> & Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	3.3 - 4.0	N/A	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	320	Zr-4	B <sub>4</sub> C	24	38,000	294/318
ISIS	ANSALDO	650	UO <sub>2</sub>	B <sub>4</sub> C-WABA	3.5	30, 35	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	205	Zircaloy	N/A	18	38,000	271/310
ATS 150	Exp. Machine Building Design Bureau	536	UO <sub>2</sub>	boron	3	26	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	180	Zirconium alloy	B <sub>4</sub> C	24	24,600	265/340
MARS	Univ. of Roma, ENEA	600	UO <sub>2</sub>	boron	3.2	11.8	H <sub>2</sub> O
	PWR	170	Zircaloy	Ag-In-Cd	17	30,000	214/244
RUTA NHP	RDPE	20	UO <sub>2</sub>	Gd	4	11.2	H <sub>2</sub> O
	Pool Type	-	Double Zr. clad	B <sub>4</sub> C	60	23,000	60/95
SAKHA-92	OKBM	7	U-Al alloy	Gd basis	30	6.0	H <sub>2</sub> O
	Integral PWR	1	Zirconium alloy	boron/rare earth	20 - 25 years	N/A	303.7/336
MDP	CRIEPI	840	U-Pu-Zr	none	13.7	39	Na
	LMR	325	Ferritic steel	B <sub>4</sub> C	24	140,000	375/530
4S	CRIEPI	125	U-Pu-Zr, U-Zr	none	N/A	25.3	Na
	LMR	50	Austenitic S.S.	B <sub>4</sub> C	120	45,500	355/510

표 2 핵연료 성능 관련 노심 특성

Parameter	SMART-L[1]	950 MWe PWR
Fuel enrichment (w/o)	4.95	4.0
Pellet stack length (mm)	2,000	3,658
Total fuel rod length (mm)	2,189	3,847
Fuel discharge burnup (MWD/MTU)	26,799	45,000
Peak fuel rod burnup (MWD/MTU)	46,132	≤ 60,000
Cycle length (month)	35	12-18
Average linear heat rate (w/cm)	120.05	178.3
Local peaking factor( $F_D$ )	3.6	2.3
Core inlet temperature ( °C)	270	291.2
Core outlet temperature ( °C)	310	327.2
Coolant pressure (bar)	150	155.1
Subchannel coolant flow rate (kg/s.subchannel)	0.0945	0.3135
Heat transfer coefficient (w/K.m <sup>2</sup> )	14,300	34,350

표 3 SMART-L 및 PWR의 일차계통 수화학

Parameter	SMART-L[1]	PWR
pH (25°C)	9.5 - 10.5	4.5 - 10.5
Lithium (ppm)	0	0.2 - 2.2
Hydrogen(cm <sup>3</sup> (STP)/kgH <sub>2</sub> O)	25 - 50	15 - 50
Oxygen (ppm)	≤5	≤0.1
Suspended Solids (ppm)	- <sup>(1)</sup>	≤0.35 (max. 2)
Chloride (ppm)	≤50	≤0.15
Fluoride (ppm)	≤50	≤0.15
Boron (ppm)	0	<2200
Total Sulfur as Sulfate (ppm)	N/A	≤0.05
Ammonia (ppm)	≥10 <sup>(2)</sup>	0 - 2

(주) (1) Iron concentration in primary coolant before each start-up after scheduled maintenance does not exceed 50 ppm.

(2) Upper limit of ammonia concentration in primary coolant is restricted by pH = 10.5.



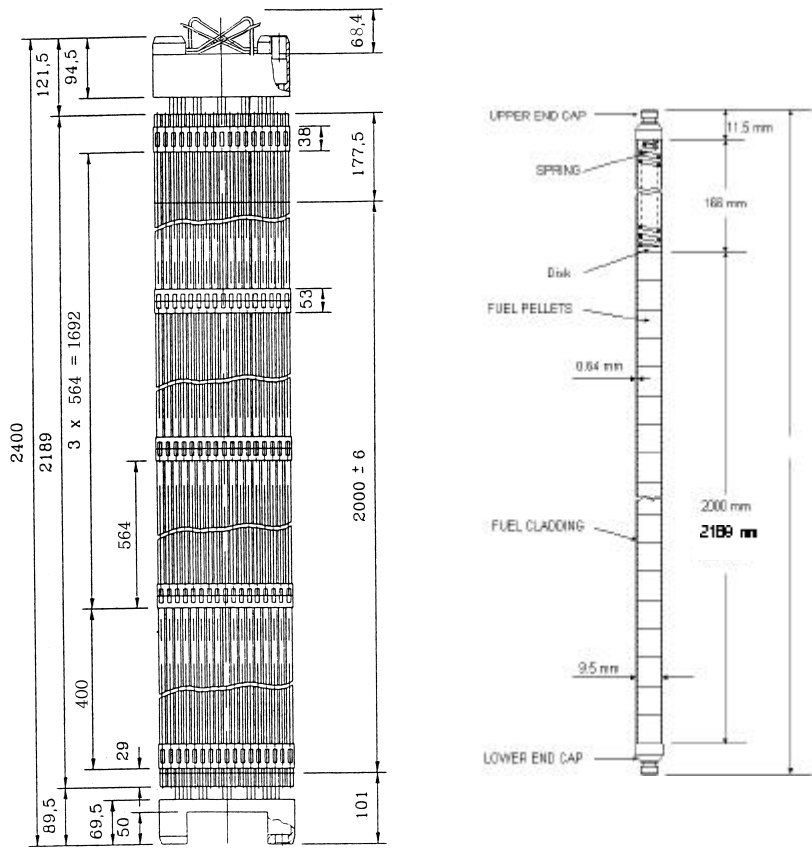


그림 1. SMART-L 핵연료

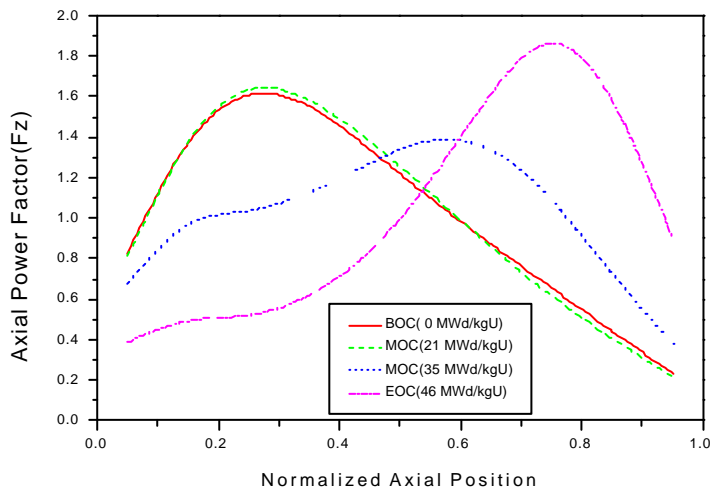


그림 2. 연소도에 따른 축방향 출력분포 변화

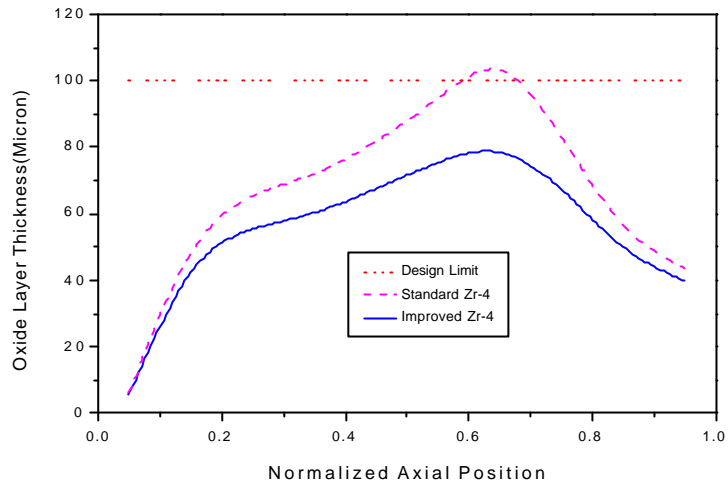


그림 3. 수명말(46 MWD/kgU)에서의 축방향 피복관 산화층 분포

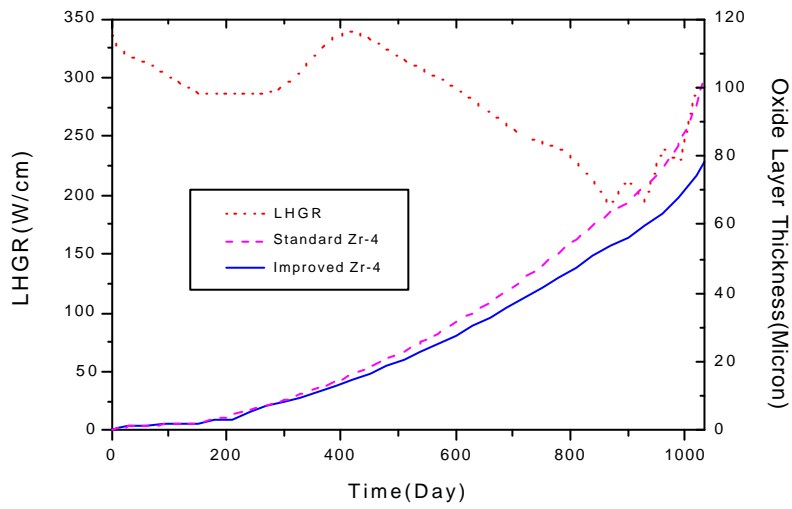


그림 4. 핵연료 출력 및 피복관 산화층두께 변화