



<연구논문>

ISSN 1225-8024(Print)
ISSN 2288-8403(Online)

한국표면공학회지
J. Korean Inst. Surf. Eng.
Vol. 49, No. 4, 2016.

<http://dx.doi.org/10.5695/JKISE.2016.49.4.389>

수소화물에 의한 Zr 합금의 고온산화 가속효과

정윤목^a, 하성우^b, 박광현^{b,*}

^a한국원자력연구원, ^b경희대학교 원자력공학과

Hydrogen Effect on the Oxidation of Zr-Alloy Claddings under High Temperature

Yunmock Jung^a, Sungwoo Ha^b, Kwangheon Park^{b,*}

^aKorea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejeon 34057, Korea

^bDepartment of Nuclear Engineering, Kyunghee University, Yongin 17104, Korea

(Received November 16, 2015 ; revised June 28, 2016 ; accepted July 29, 2016)

Abstract

The operation method of nuclear power plants is currently changing to high burn-up and long period that can enhance economics and efficiency of the plant. Since nuclear plant operation environment has been becoming severe, the amount of absorbed hydrogen also has increased. Absorbed hydrogen can be fatal securing safety of nuclear fuel cladding in case of Loss of Coolant Accidents(LOCA). In order to examine the impact of hydride on high-temperature oxidation, high-temperature oxidation experiment was performed on normal Zry-4 cladding and on Zry-4 cladding where hydrogen is charged in air pressure-steam atmosphere under the 950°C and 1000°C. According to the results, while oxidation acceleration due to charged hydrogen was not observed prior to breakaway oxidation creation, oxidation began to accelerate in cladding where hydrogens charged as soon as the breakaway oxidation started. If so much hydrogen are charged in the cladding, equiaxial monoclinic phase to unstable of stress is formed and it is presumed that oxidation is accelerated because nearby stress caused a crack in equiaxial phase, and that makes corrosion resistance decline sharply.

Keywords : Oxidation, Breakaway, Hydrogen effect, High temperature, Hydride

1. 서 론

핵연료 피복관은 원자로에서 우라늄 핵연료를 감싸고 방사성물질의 방출을 막는 1차 방호벽이면서 핵분열로 발생하는 열을 냉각수에 전달하는 역할을 한다. 따라서 고온·고압 및 고방사선의 환경에서 장시간 사용되더라도 잘 견디도록 부식과 변형에 강해야 하며 중성자 흡수단면적이 낮으면서 열전도도가 좋아야 한다. 현재 원자력발전소에서 상용되고 있는 지르코늄 합금은 고온의 물과 반응하여 산화막을 형성하면서 수소를 시킨다. 이때 발생하는 수

소의 대부분은 냉각수로 방출이 되지만 약 10~20%의 수소는 피복관 내부로 다시 흡수된다[1]. 운전방식이 고연소도·장주기화 되면서 정상상태에서 피복관 내부로 흡수되는 수소의 양이 증가하였다. 이렇게 정상상태에서 피복관 내부로 녹아든 수소는 LOCA (Loss of Coolant Accident) 사고 발생시 산화를 급속히 가속화시켜 건전성 확보에 치명적인 영향을 미치게 된다. 대표적인 예로 TMI (Three Mile Island, 1979) 원전사고를 들 수 있는데, SB-LOCA (Small Break-Loss of Coolant Accident)가 발생하여 수소가 다량 흡수된 피복관이 고온, 수증기 조건에서 장시간 산화됨에 따라 대형사고로 이어졌다[2]. 이에 따라 NRC (Nuclear Regulatory Commission)는 정상상태에서 흡수되는 수소가 LOCA 발생시 핵연료 피복관에 미치는 영향의 중요성을 인지하여

*Corresponding Author : Kwangheon Park
Department of Nuclear Engineering, Kyunghee University
Tel : +82-31-201-2563 ; Fax : +82-31-202-2410
E-mail : kpark@khu.ac.kr

이와 관련된 새로운 규제안 10CFR50.46C를 새롭게 제안했다. 기존 10CFR50.46과 새롭게 제안된 10CFR50.46C의 ECCS (Emergency Core Cooling System) 허용기준을 비교해보면 상당한 변화가 있다. 요약해 보자면 기존 냉각재상실사고 및 평가모델에 breakaway 산화현상에 대한 정의가 추가 되었으며, breakaway 산화시작점 측정을 요구하고 기존 ECR (Equivalent Cladding Reacted) 17%였던 피복재 산화도를 대신하여 연성-취성 전이 시험 결과를 바탕으로 기준을 재설정할 것을 요구하고 있다[3]. 따라서 수소가 핵연료 피복관 산화에 어떻게 영향을 미치는지와 새롭게 제안된 규제안이 요구하는 최소 breakaway 산화시작 시점을 파악하기 위한 자료가 필요한 실정이다.

본 논문의 목적은 수소에 의한 산화가속현상을 확인하고 미세구조분석을 통해 그 원인을 밝히는데 있다. 또한 breakaway 산화현상을 확인하고, 기존 연구결과들의 breakaway 산화시작점과 비교를 통해 향후 정확한 breakaway 산화 시작점 설정에 대한 기초 자료를 생산하는데 그 목적이 있다.

2. 실험방법

2.1. 시편 및 준비과정

본 연구에 사용된 시편은 현재 상업용 원자로에서 실제 사용되고 있는 튜브형과 판재형의 Zry-4이다(Zry-4 및 ZIRLO는 한전원자력연료의 지원을 받아 연구를 진행하였음).

튜브형 시편인 경우 외경 9.5 mm, 두께 0.57 mm, 높이 10 mm가 되도록 피복관을 절단했으며, 판재형의 시편인 경우 가로 10 mm, 세로 20 mm, 두께 0.95 mm로 절단하였다. 시편을 절단할 때에는 잔류응력을 최소화하기 위해 다이아몬드 코팅 날이 장착된 시편절삭기를 이용했다. 이때 절단면이 균일하지 않으면 산화거동에 영향을 줄 수 있기 때문에 Silicon carbide 연마지(220, 600, 1,200, 2,000 grit)를 이용하여 물리적 연마를 실시했다. 다음으로 가공 중에 묻을 수 있는 이물질 제거하기 위해 아세톤, 에탄올의 순서로 초음파 세척을 하였다. 다음으로 가공간에 공기 중에서 미세한 산화막이 생길 수 있기 때문에 기존의 산화막을 제거하고 시편들

의 물리적인 성질을 최대한 동일하게 하기 위해 에칭을 실시했다. 에칭용액은 61%의 질산 용액과 51%의 불산 용액을 기준으로, 물, 질산, 불산의 비율을 50 : 45 : 5로 혼합하여 진행 했으며 혼합액의 온도는 49°C를 넘기지 않았다. 에칭시간은 55초로 하였으며 산을 이용하기 때문에 자석교반기를 이용하여 에칭 중에 생길 수 있는 점 부식을 방지하였다. 또한 시편 표면에 에칭용액이 남아 있을 가능성이 있어 흐르는 물에 약 5분간 세척한 후 다시 아세톤과 에탄올로 각 20분씩 초음파 세척을 거친 후 건조시켰다. 전체적인 시편준비는 ASTM의 시편 가이드 지침에 따라 진행되었다[4].

수소 200 wppm 을 장입시키기 위하여 음극수소 장입법으로 수소를 시편 표면에 수소화물 층으로 만들었으며 이때 사용된 전해액은 전도도가 좋은 황산이며 증류수와 황산의 비율을 100 : 1로 맞추었다. 또한 전해액의 온도는 $65 \pm 5^\circ\text{C}$ 를 유지시켰다. 본 실험에서 전류밀도의 설정은 전해액 내에서 이온 교환에 직접적인 영향을 끼치는 만큼 중요한 부분이다. 전류밀도를 증가시키면 수소화물 부착율도 증가하지만, 원하는 수소화물 층을 맞추기 위해선 적절한 전류밀도의 설정이 필요하다. 선행연구결과에서는 충분한 수소화물을 보장하기 위해 실제 필요한 두께 보다 50% 더 두껍게 형성시킬 것을 권고하고 있다[5]. 본 실험에서 필요한 수소화물 층 두께는 Lepege의 공식에 의해 약 $10.3 \mu\text{m}$ 로 계산되었다[6]. 선행연구결과를 토대로 4.57 cm^2 의 단면적을 갖는 시편에 0.2 A/cm^2 를 맞추기 위해 0.92 A의 전류를 흘렸다. 이때, 수소화물 층은 24시간 당 $15 \mu\text{m}$ 만큼 형성이 된다. 이를 근거로 $10.3 \mu\text{m}$ 의 수소화물 층을 얻기 위해 0.92 A의 전류를 16시간 30분 동안 가하여 수소장입을 진행하였다. 이렇게 형성된 수소화물 층의 수소를 지르코늄 합금 내부로 균일하게 확산시키기 위해 진공상태의 관상로에서 400°C 의 온도로 약 23.8 분 동안 가열하였다. 이러한 피복관 내 수소장입의 모든 진행과정은 KAERI의 지르코늄 합금의 수소장입절차서에 따라 진행되었다[5].

2.2. 실험방법

연속 측정 산화장치에서 시편은 $0.1 \mu\text{g}$ 의 변화를 감지할 수 있는 미세저울(micro balance)에 백금선을 통해 연결된다. 900°C 이상의 온도에서 백금선과 지르코늄 합금의 반응을 방지하기 위해 알루미늄을 이용하여 백금선과 지르코늄 합금의 직접적인 접촉을 막았다. 위/아래로 이동이 가능한 가열장치는 온도 조절기에 의해 원하는 온도로 조절이 된다.

Table 1. Chemical composition of specimen.

	Zr	Nb	Sn	Fe	Cr
Zry-4	Bal.	-	1.35	0.2	0.1
ZIRLO	Bal.	1.0	1.0	0.1	-

초기 가열장치는 시편과 떨어진 곳에 위치해 있으며 실험온도에 도달하면 가열장치를 이동시켜 시편이 가열장치의 중심에 올 수 있도록 위치시킨다. 온도는 1분당 20°C씩 상승시켜 목표온도로 가열시킨다. 수증기공급량은 20 mg/cm²-sec로 설정했다. 또한 미세저울은 매우 민감한 장비이므로, 고온 수증기로 인한 불안정화를 방지하기 위해 미세저울에 소량의 아르곤가스를 지속적으로 주입시켰다.

불연속 측정 산화장치는 연속 측정 산화장치와는 다르게 연속적인 무게변화를 측정할 수 없지만 동일조건에서 여러 시편의 산화 실험이 가능하여 비교·대조군의 실험을 할 때 적절하다. 따라서 원하는 시점에서의 산화층 관찰을 위해 불연속 측정도 동시에 진행하였다. 또한 고온 연속 측정 산화장치는 설정 온도에 도달시킨 후 가열장치의 중심을 시편 쪽으로 이동을 시킨 반면, 고온 불연속 측정 산화장치는 가열장치를 설정온도에 도달시킨 후 시편을 가열장치의 중심으로 이동시켰다. 설정 산화분위기를 유지하면서 시편을 가열장치의 중심으로 이동시키기 위해 밀봉된 유리관의 안쪽에 자석과 얇은 알루미늄 튜브를 결속시켰으며 이 튜브 끝에 시편을 위치시켰다. 다음으로 밀봉 유리관 바깥쪽에서 자석으로 내부에 있는 자석을 움직여 시편을 원하는 위치로 이동시켰다. 고온 연속 측정 산화장치와 마찬가지로 온도는 1분당 20°C 상승시켰으며 증기 공급량은 25 mg/cm²-sec 로 유지시켰다.

3. 결과 및 고찰

3.1. 대기압·수증기 중 수소의 고온산화효과

현재까지 많은 연구자들에 의해 지르코늄 합금의 고온산화에 대한 연구가 수행되어 왔고, 이들의 연구를 통해 고온에서의 지르코늄 합금 산화식이 도출되었다.

R. E. Pawel 등은 900°C와 1,100°C에서 Zircaloy-4가 고압 수증기에 의해 받는 영향을 관찰하였는데, 900°C에서는 수증기 압력에 따라 산화막 두께가 두꺼워지는 것을 관찰할 수가 있었으나, 1,100°C에서는 변화를 관찰할 수가 없었다[2]. Baek은 950°C ~ 1,200°C 수증기 분위기에서, Sn 함량에 따른 breakaway 산화시작점 변화를 측정 하였는데, Sn의 함량이 커질수록 breakaway 현상이 더 빨리 시작된다는 것을 관찰 하였다. 또한 고온 수증기분위기에서 산화식을 도출할 때는 breakaway 산화거동이 반영되어야 함을 보였다[7]. Jeong은 수증기압·고온에서의 압력변화에 따른 수소효과를 관찰 하였으며 수증기압이 높을수록 더 많은 수소가 피복관내로 고용되

어 산화를 가속화 시킨다는 연구결과를 보였다[8]. 본 연구에서는 대기압·수증기 분위기에서 피복관 내 장입되어 있는 수소가 산화에 어떤 영향을 미치는지를 확인하기 위해 고온산화 실험을 진행하였다. 산화실험은 950°C, 1,000°C에서 각각 진행했으며 산화의 경향성과 원하는 시점에서의 시편 산화막과 금속 층을 관찰하기 위해 연속 측정과 별도로 불연속 측정도 진행했다.

대기압 950°C, 1,000°C 수증기 분위기에서는 실험결과(그림 1, 2)와 같이 수소 효과가 관찰되지 않았다. 오히려 950°C에서는 일반 피복관의 무게증가량이 미세하게 크게 측정됐다. 하지만 이 둘 사이의 차이가 피복관 내 장입되어있던 수소로 인한 것이라기보다는 연속 산화 측정과 불연속 산화 측정 실험과정 사이의 오차로 보는 것이 타당해 보인다.

3.2. Breakaway 산화중 수소효과

고온 수증기 분위기에서 장시간 노출되어 발생하는 취화현상인 breakaway 산화 시작점 측정과 breakaway 산화 중에서의 수소효과 여부를 확인하기 위해 고온산화 실험을 6,000초 동안 진행하였다 (NRC에서는 최대 산화시험 시간을 5,000초로 권고

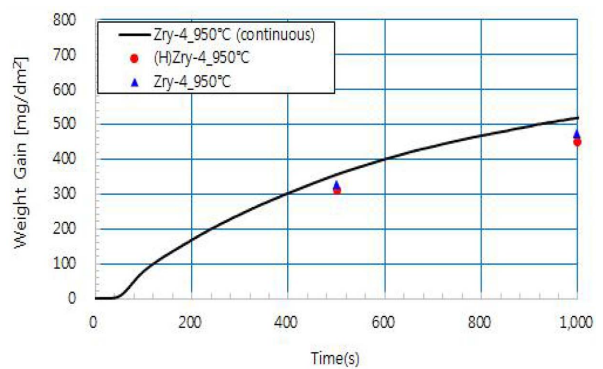


Fig. 1. Weight gains of specimens at air pressure·steam atmosphere under the 950°C for 1,000 sec.

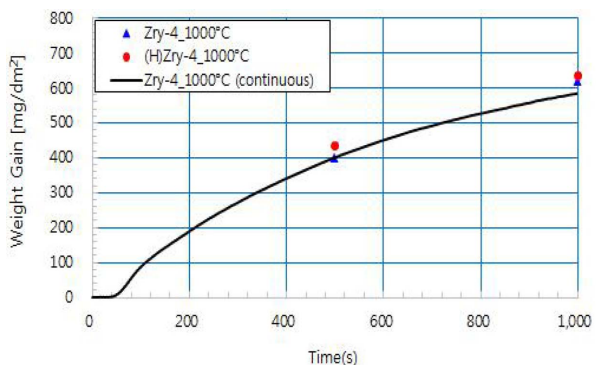


Fig. 2. Weight gains of specimens at air pressure·steam atmosphere under the 1,000°C for 1,000 sec.

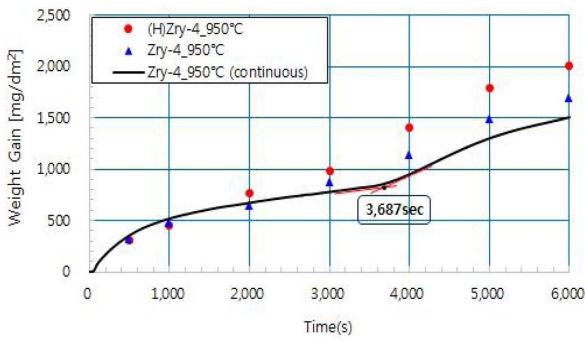


Fig. 3. Weight gains of specimens at air pressure-steam atmosphere under the 950°C for 6,000sec.

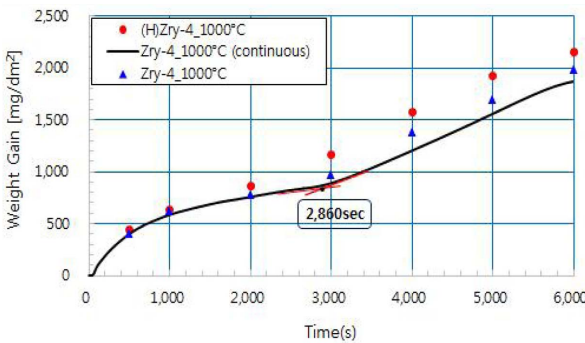


Fig. 4. Weight gains of specimens at air pressure-steam atmosphere under the 1,000°C for 6,000 sec.

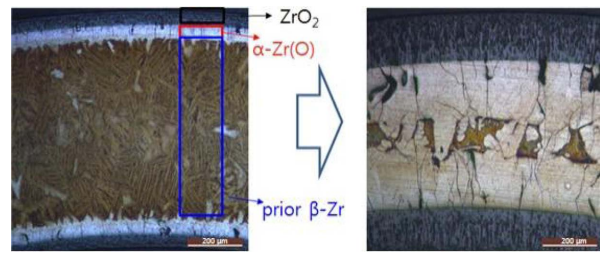


Fig. 5. Zr-alloy oxide film growth.

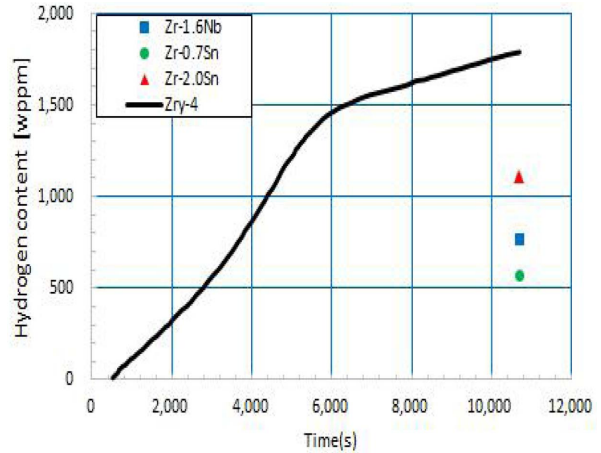


Fig. 6. The hydrogen contents during the steam oxidation at 1000°C [7].

하고 있다[3]).

대기압·수증기 분위기에서 장시간 산화를 시킨 결과 1,000초 이내의 산화과정에서는 발견되지 않았던 산화 가속화 현상을 확인 할 수 있었다. 이는 피복관 내 장입된 수소가 breakaway 산화현상이 시작된 후에 산화를 가속화 시키는 요인 중 하나가 될 수 있음을 보여준다. Breakaway 산화현상은 950°C에서는 약 3,687초, 1,000°C에서는 2,860초에서 시작되었다. 시작시간은 천이점 전·후에 대해 내삽법을 통해 계산했다. Breakaway 산화 구간에서 수소로 인한 산화가속화 현상이 존재한다면 breakaway 산화가 진행된 후 산화가 지속됨에 따라 수소를 장입시킨 Zry-4 피복관과 일반 Zry-4 피복관 사이의 무게증가량 차이가 비례하여 더 커져야 한다. 그러나 결과를 보면 무게증가량의 차이가 산화시간에 비례하여 점점 커지다가 약 5,000초 근처에서 무게증가량 차이가 변함이 없거나 오히려 더 작아지는 경향이 보인다. 지속되는 산화로 인해 산화막의 부피가 커지고 상대적으로 지르코늄 합금의 금속 층이 줄어들어 수소가 피복관내에 흡수되는 속도가 느려졌기 때문이라 볼 수 있다. 수소는 산화막이 아닌 지르코늄 합금 금속의 α층과 잔여β층에 존재할 수 있는데 산화가 진행됨에 따라 산화막의 크기가

비대해지고 상대적으로 수소가 흡수될 수 있는 금속 층의 크기가 줄어들었기 때문이다(그림 5). 그림 6은 산화시간에 따른 Zry-4의 수소흡수량의 변화를 보여주는 선행연구결과이다[7]. 수소흡수량의 증가율이 약 4,000~5,000초 사이의 시간까지 증가하다가 그 이후부터 감소하고 있음을 확인할 수 있다.

정상 운전 중에 흡수된 수소는 LOCA 시 고온산화가 일어나는 동안 잔여 베타층(prior-β) 내의 산소 확산을 촉진시키게 된다[9]. 고온에서의 지속적인 산소공급은 핵연료 피복관의 기계적 건전성을 담당하는 잔여 베타층의 두께를 감소시키고 산소가 흡수됨에 따라 연성이 감소되는데, 수소는 이런 산소에 의한 β층 취화현상을 가속시킨다. 초기 산화막은 수소의 침투를 방해하는 보호성의 정방정(tetragonal)상을 띄고 있다. 이 보호성의 정방정상은 고압의 환경에서 생성될 수 있는데 지르코늄 금속층의 성장속도보다 산화막의 성장속도가 크기 때문에 산화가 진행됨에 따라 그 계면에서 압축응력이 발생하게 되어 보호성의 정방정상을 생성시킨다. 하지만 고용된 수소로 인한 취화현상으로 이 압축응력이 약해지고 되고 결국 금속 경계면에서 생성된 정방정 산화막이 단사정으로 변태할 때 그 계면 에너지를 수소가 낮춰 비보호성의 단사정을 형성하

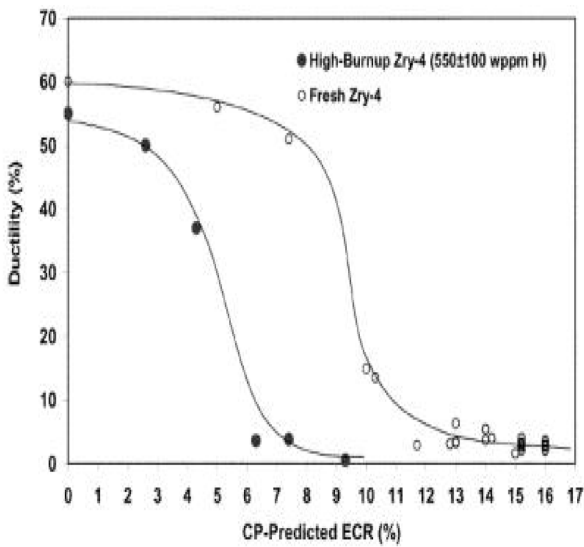


Fig. 7. Measured offset strains.(The effect of hydrogen on RCT ductility measurements) [10].

게 되는 것이다. 이렇게 수소가 정상상태에서 상당량 흡수가 된 피복관의 경우 LOCA 발생시 ECR 17% 미만에서도 피복관이 취성에 의해 파단이 일어날 수 있다. 그림 7은 아르곤 국립연구소에서 실험한 일반 Zry-4와 고연소도 Zry-4(~ 550 wppm의 수소가 흡수된 피복관)의 수소함량에 따른 연성 측정 결과를 보여준다[10]. 고연소도 Zry-4 피복관은 일반 Zry-4 피복관에 비하여 낮은 산화량에서 쉽게 취성을 보이며 ECR (Equivalent Cladding Reacted) 17% 미만에서도 피복관이 연성을 잃는 것을 확인할 수 있다. 또한 피복관이 고온에서 산화가 되는 경우, 연성-취성 천이 산화량 한계는 흡수된 수소량에 지배적인 영향을 받게 된다. 표 2는 아르곤 국립연구소에서 실험한 피복관 내에 흡수된 수소량

Table 2. Embrittlement threshold [10].

Charged Hydrogen (wppm)	ECR
10	18%
100	15%
200	12%
300	9%
400	6%
500	5%
600	4%

에 대한 ECR 값의 변화를 보여준다[10].

신규로 제안된 10CFR50.46c(g) ECCS(Emergency Core Cooling System) 허용기준은 NRC가 승인한 방법을 사용하여 breakaway 산화현상의 시작지점 측정을 요구하고 있으며, 측정 방법 및 기술 기준을 DG-1261(Draft regulatory Guide)에 기술 하였다. Breakaway 산화관련 시험은 핵연료 피복관이 고온(약 800°C ~ 1,050°C) 수증기 분위기에서 장시간 산화과정을 거쳐도 건전성을 유지하는지를 보장하기 위해 필요하다. Breakaway 산화는 급격한 수소흡수(hydrogen pickup)를 동반하여 피복관의 취화를 유발하여 건전성을 훼손시킨다. 본 연구에서 관찰된 1,000°C 에서의 breakaway 산화 최소 시작시간과 타 연구결과의 breakaway 산화 최소 시작시간을 비교하였다(표 3).

본 연구에서 관찰된 최소 breakaway 산화 시작시간과 타 연구결과의 최소 breakaway 시작시간 사이에는 상당한 오차가 있음을 확인할 수 있다. 오차의 원인으로서는 Zry-4의 제원, 표면 거칠기, 마모, 표면 마무리 등을 들 수 있다. 피복관 표면의 결함이나 상처는 피복관내 기하학적 불연속성을 만들어 산화막이나 지르코늄 합금과 산화막 계면에서의 응력상태에 영향을 미칠 수 있다. 또한 세척 및 에칭과정의 상이함을 들 수 있다. 에칭과정 중에 사용되는 불산 용액이 breakaway에 치명적으로 작용한다는 연구결과는 이런 차이를 잘 설명해준다[12]. Leistikow 등은 질산과 불산이 포함된 산으로 에칭 후 끓는 물에서 최종 세척하였고, Baek 등은 질산과 불산이 포함된 산으로 에칭한 다음 에탄올과 아세톤 혼합용액에서 초음파세척을 하였으며, NUREG/CR-6967는 에탄올에서 초음파 세척된 후에 물로 다시 세척을 했다. 실험적 오차를 줄이기 위해서는 실제 핵연료 제조공장에서 운영되는 연마단계부터 발전소에 핵연료 집합체를 장전하기 전까지 적용된 동일한 세척과정을 거친 시편에 대한 실험이 필요하며 지속적인 실험을 통해 많은 양의 실험데이터를 생산해야 할 필요가 있다.

4. 결 론

피복관내 흡수된 수소가 고온산화 거동에 미치는 영향을 평가하기 위해 지르코늄 합금 내부에 약 200 wppm의 수소를 장입시켜 고온산화(950°C, 1,000°C)를 진

Table 3. A comparison of the breakaway oxidation starting time with other studies.

	This Study	Baek [7]	S.Leistikow [11]	NUREG/CR-6967 [10]
Zry-4	2,860 sec	3,100 sec	2,400 sec	5,000 sec

행하였다. 대기압·수증기 분위기 고온산화에서 breakaway 산화가 시작되기 전에는 장입된 수소에 의한 산화가속화 현상은 발견 되지 않았다. 그러나 breakaway 산화가 시작된 후 부터는 수소를 장입시킨 Zry-4 피복관의 산화가 가속되는 현상이 발견되었다. 흡수된 수소의 영향은 다음과 같이 설명할 수 있다. 금속 경계층에서 생성되는 초기 산화막인 정방정이 점차 산화막이 성장하면서 완화된 응력에 의해 단사정으로 변태하는데 수소가 없는 상태에서는 내부식성이 좋은 원주형(columnar) 단사정 산화막으로 변화한다. 그러나 수소의 함유량이 많을 경우에는 이 수소가 생성되는 단사정의 표면에너지를 줄여 응력에 불안정한 동방성(equiaxial) 단사정 산화막을 만들게 되고, 주변 응력에 의해 동방성 산화막에 균열이 생기면서 내부식성이 감소하면서 산화가 가속하게 된다. 본 연구결과들은 1973년 제정된 ECR 17% 미만에서도 피복관이 취성에 의해 파단이 될 수 있음을 보여준다. 또한 NRC에서 요구하고 있는 최소 breakaway 산화 시작 설정에 대한 기초자료로 활용 될 수 있다.

후 기

본 논문은 한전원자력연료(주)의 지원으로 수행한 혁신형 지르코늄 신 합금 및 부품개발(2015151010 1790)의 연구결과입니다.

References

- [1] D. D. Lanning, C. E. Beyer, and K. J. Geelhood, FRAPCON-3 Updates, Including Mixed-Oxide Fuel Properties, NRC, NUREG/CR-6534, Vol. 4 (2005), 53-57.
- [2] R. E. Pawel, J. V. Cathcart, and J. J. Campbell, "The Oxidation of Zry-4 at 900 and 1100°C in High Pressure Steam", J. Nucl. Mater. 82,(1979), 129-139.
- [3] Nuclear Regulatory Commission, Performance-Based Emergency Core Cooling Systems Cladding Acceptance Criteria :Proposed Rule, 10 CFR Parts 50 and 52, Federal Register. Vol.79 (2014), No.56, 34-46.
- [4] ASTM, Standard Test Method for Corrosion Testing of Products of Zirconium, Hafnium, and Their Alloys in 633 K or in Steam at 673 K [Metric], Annual Books of ASTM Standard section, ASTM (1991), 3, 49.
- [5] Y. S. Kim et al., A Manual for Characterization Tests for Zr-2.5Nb Pressure Tubes, KAERI Technical Report, KAERI/TR-1329/99 (1999), 3-11.
- [6] A. D. Lepage, W. A. Ferris, G. A. Ledoux, Procedure for Adding Hydrogen to Small Sections of Zirconium Alloys, Materials and Mechanics Branch, Chalk River Laboratories, Chalk River, Ontario (1998), 12-13.
- [7] Jong Hyuk Baek, and Yong Hwan Jeong, Breakaway Phenomenon of Zr-based Alloys during a High-Temperature Oxidation, Journal of Nuclear Materials, Vol. 372 (2008), 152-159.
- [8] Seonggi Jeong, The Effect of Hydrogen in the Nuclear Fuel Cladding on the Oxidation under High Temperature and High Pressure Steam, Paper of masters degree, Kyunghee University (2013).
- [9] Nuclear Regulatory Commission, Performance-Based Emergency Core Cooling Systems Cladding Acceptance Criteria; Proposed Rule, Federal Register, Vol. 79 (2014), No.56.
- [10] Nuclear Regulatory Commission, Cladding Embrittlement during Postulated Loss-of-Coolant Accidents, NUREG/CR-6967 (2008).
- [11] S. Leistikow and G.Schanz, Oxidation kinetics and related phenomena of Zry-4 fuel cladding exposed to high temperature steam and hydrogen-steam mixtures under PWR accident conditions, Nuclear Engineering and Design, Vol.103 (1987), 65-84.
- [12] K. W. Lee, The influence of surface condition on the Breakaway phenomenon of Zr-alloy, Paper of masters degree, Chungnam National University (2011), 48-63.